

令和 6 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 7 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 .....                                    | 1-1        |
| 2. 実施計画 .....                                    | 2-1        |
| 2.1 事業の目的 .....                                  | 2-1        |
| 2.2 実施概要及び内容 .....                               | 2-1        |
| 2.2.1 実機材料を活用した安全研究マップの定期的な見直し .....             | 2-1        |
| 2.2.2 靱性低下に係る研究 .....                            | 2-1        |
| (1) 試験体採取工法の成立性検討 .....                          | 2-2        |
| (2) 事業計画案の見直し .....                              | 2-2        |
| 2.2.3 予防保全対策技術の保守性に係る研究 .....                    | 2-2        |
| (1) 実機構造模擬試験の試験計画詳細の検討 .....                     | 2-3        |
| (2) 試験の実施 .....                                  | 2-3        |
| (3) 事業計画案の見直し .....                              | 2-3        |
| 2.2.4 ステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究 .....                 | 2-3        |
| (1) 試験片の製作 .....                                 | 2-4        |
| (2) 試験の実施 .....                                  | 2-4        |
| (3) 実機材の輸送 .....                                 | 2-4        |
| (4) 事業計画案の見直し .....                              | 2-4        |
| 2.2.5 研究実施体制及び実施方法（実機材料を活用した<br>安全研究検討委員会） ..... | 2-4        |
| 3. 実施内容及び成果 .....                                | 3.1-1      |
| 3.1 実機材料を活用した安全研究マップの見直し .....                   | 3.1-1      |
| 3.1.1 実機材料を用いた材料健全性研究に関する計画・実施状況の調査<br>.....     | 3.1.1-1    |
| (1) 国外の最新研究開発動向調査 .....                          | 3.1.1(1)-1 |
| (2) 国内の最新研究開発動向調査 .....                          | 3.1.1(2)-1 |
| 3.1.2 安全研究マップの見直し .....                          | 3.1.2-1    |
| (1) 研究課題整理表の更新 .....                             | 3.1.2(1)-1 |
| (2) 安全研究マップへの反映 .....                            | 3.1.2(2)-1 |
| (3) 安全研究マップへの定期的な見直し .....                       | 3.1.2(3)-1 |
| 3.1.3 今後の事業計画について .....                          | 3.1.3-1    |
| 3.2 靱性低下に係る研究 .....                              | 3.2-1      |
| 3.2.1 試験体採取工法の成立性検討 .....                        | 3.2.1-1    |
| 3.2.1.1 廃炉工事開始前の事前サンプリング工法の成立性検討 .....           | 3.2.1.1-1  |
| (1) 切断工法のコンセプト .....                             | 3.2.1.1-1  |

|                                          |              |
|------------------------------------------|--------------|
| (2) 切断工法の候補                              | 3.2.1.1-3    |
| (3) 切断確認試験                               | 3.2.1.1-4    |
| (4) 切断工法の選定                              | 3.2.1.1-8    |
| (5) 事前サンプリング工法の成立性検討                     | 3.2.1.1-9    |
| (6) 今後の事業計画（ロードマップ）                      | 3.2.1.1-11   |
| 3.2.1.2 同調サンプリング工法に関する成立性検討              | 3.2.1.2-1    |
| (1) 準備すべき機材等の検討                          | 3.2.1.2-1    |
| (2) 工事準備がクリティカルとなる機材等の詳細検討               | 3.2.1.2-2    |
| (3) 主要機材・装置類のコンセプト検討                     | 3.2.1.2-4    |
| (4) 今後の事業計画（ロードマップの見直し）                  | 3.2.1.2-11   |
| 3.2.1.3 H-2炉内照射量評価                       | 3.2.1.3-1    |
| (1) 解析の実施                                | 3.2.1.3-1    |
| (2) 試験体採取位置                              | 3.2.1.3-2    |
| 3.2.2 放射能測定による試験体照射量評価手法の検証              | 3.2.2.1-1    |
| 3.2.2.1 放射能測定結果の詳細分析                     | 3.2.2.1-1    |
| (1) 解析値と測定値の乖離の要因                        | 3.2.2.1(1)-1 |
| (2) 未同定ピークの影響                            | 3.2.2.1(2)-1 |
| (3) まとめ                                  | 3.2.2.1(3)-1 |
| 3.2.2.2 $^{60}\text{Co}$ を用いた高速中性子照射量評価  | 3.2.2.2(1)-1 |
| (1) $^{60}\text{Co}$ 放射能測定               | 3.2.2.2(1)-1 |
| (2) $^{60}\text{Co}$ の放射能濃度評価と高速中性子照射量評価 | 3.2.2.2(2)-1 |
| 3.2.3 今後の事業計画について                        | 3.2.3-1      |
| (1) 炉内機器の撤去工事前の事前サンプリング工法                | 3.2.3-1      |
| (2) 廃炉工事に同調したサンプリング                      | 3.2.3-1      |
| (3) 実機より採取した試験体のA型輸送                     | 3.2.3-2      |
| (4) 放射能測定による試験体照射量評価手法の検証                | 3.2.3-2      |
| 3.3 予防保全対策技術の保守性に係る研究                    | 3.3-1        |
| 3.3.1 実機構造模擬試験の試験計画詳細の検討                 | 3.3.1.1-1    |
| 3.3.1.1 切断影響の確認（複合的因子に対する影響確認）           | 3.3.1.1-1    |
| 3.3.1.2 実機構造模擬試験計画の検討                    | 3.3.1.2(1)-1 |
| (1) 実機構造模擬した解析（切断影響）                     | 3.3.1.2(1)-1 |
| (2) 実機構造模擬試験計画の検討                        | 3.3.1.2(2)-1 |
| 3.3.1.3 まとめ                              | 3.3.1.3-1    |
| 3.3.2 BWRプラント廃炉時の除染影響確認試験（試験の実施）         | 3.3.2(1)-1   |
| (1) 試験方法                                 | 3.3.2(1)-1   |
| (2) 試験結果および評価                            | 3.3.2(2)-1   |



|                                               |              |
|-----------------------------------------------|--------------|
| (3) まとめ                                       | 3.3.2(3)-1   |
| 3.3.3 PWRプラント実機応力測定の成立性検討                     | 3.3.3.1(1)-1 |
| 3.3.3.1 実機応力測定方法の検討                           | 3.3.3.1(1)-1 |
| (1) 応力測定方法の詳細検討                               | 3.3.3.1(1)-1 |
| (2) 工法検討に係る検証内容の検討                            | 3.3.3.1(2)-1 |
| 3.3.3.2 実機応力測定に向けたロードマップの検討                   | 3.3.3.2-1    |
| 3.3.4 今後の事業計画について                             | 3.3.4-1      |
| (1) 気中環境施工部位：既設機器のその場での残留応力測定<br>(PWR SG管台)   | 3.3.4-1      |
| (2) 水中環境施工部位：切断採取した試験体の残留応力測定<br>(BWR炉心シュラウド) | 3.3.4-1      |
| 3.4 ステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究                      | 3.4-1        |
| 3.4.1 試験片の製作                                  | 3.4.1(1)-1   |
| (1) 試験片の形状及び寸法                                | 3.4.1(1)-1   |
| (2) 試験体の粗切断                                   | 3.4.1(2)-1   |
| (3) 試験片の加工                                    | 3.4.1(3)-1   |
| 3.4.2 試験の実施                                   | 3.4.2-1      |
| (1) 破壊靱性試験                                    | 3.4.2(1)-1   |
| (2) シャルピー衝撃試験                                 | 3.4.2(2)-1   |
| 3.4.3 ステンレス鋼製機器の熱時効脆化予測手法の保守性                 | 3.4.3-1      |
| 3.4.4 輸送の実施                                   | 3.4.4-1      |
| (1) 電力中央研究所横須賀地区から日本核燃料開発への輸送                 | 3.4.4-1      |
| (2) 日本核燃料開発から浜岡原子力発電所への輸送                     | 3.4.4-1      |
| 3.4.5 今後の事業計画について                             | 3.4.5-1      |
| 4. 実機材料を活用した安全研究検討委員会等の開催実績                   | 4.1.1-1      |
| 4.1 実機材料を活用した安全研究検討委員会                        | 4.1.1-1      |
| 4.1.1 検討委員会の設置                                | 4.1.1-1      |
| (1) 名称                                        | 4.1.1-1      |
| (2) 体制                                        | 4.1.1-1      |
| (3) 運営                                        | 4.1.1-1      |
| 4.1.2 開催実績                                    | 4.1.2-1      |
| (1) 令和6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6年度 第二回 廃炉材を活用した安全研究検討委員会               | 4.1.2-2      |

|                                        |         |
|----------------------------------------|---------|
| (3) 令和6年度 第三回 廃炉材を活用した安全研究検討委員会        | 4.1.2-3 |
| (4) 令和6年度 第四回 廃炉材を活用した安全研究検討委員会        | 4.1.2-4 |
| 4.2 原子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) 電中研－原子力規制庁 第二回打合せ                  | 4.2-1   |
| (3) 電中研－原子力規制庁 第三回打合せ                  | 4.2-1   |
| (4) 電中研－原子力規制庁 第四回打合せ                  | 4.2-1   |
| (5) 電中研－原子力規制庁 第五回打合せ                  | 4.2-2   |
| 5. まとめ                                 | 5-1     |
| 5.1 実機材料を活用した安全研究マップの定期的な見直し           | 5-1     |
| (1) 実機材料を活用した材料健全性研究に関する計画・<br>実施状況の調査 | 5-1     |
| (2) 安全研究マップの見直し                        | 5-2     |
| 5.2 靱性低下に係る研究                          | 5-2     |
| (1) 試験体採取工法の成立性検討                      | 5-2     |
| (2) 事業計画案の見直し                          | 5-3     |
| 5.3 予防保全対策技術の保守性に係る研究                  | 5-3     |
| (1) 実機構造模擬試験の試験計画詳細の検討                 | 5-3     |
| (2) 試験の実施                              | 5-5     |
| (3) 事業計画案の見直し                          | 5-5     |
| 5.4 ステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究               | 5-5     |
| (1) 試験片の製作                             | 5-5     |
| (2) 試験の実施                              | 5-5     |
| (3) 実機材の輸送                             | 5-6     |
| (4) 事業計画案の見直し                          | 5-6     |
| 5.5 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)   | 5-6     |
| (1) 実機材料を活用した安全研究検討委員会                 | 5-6     |
| (2) 原子力規制庁への進捗報告                       | 5-6     |
| 5.6 まとめ                                | 5-6     |

## 表一覧

|                    |                                                                                |             |
|--------------------|--------------------------------------------------------------------------------|-------------|
| 表 2.2-1            | 実施工程                                                                           | 2.5         |
| 表 3.1.1(1)-1 (1/4) | LWRS プロジェクト Materials Research – Reports :<br>Reactor Core and Primary Systems | 3.1.1(1)-12 |
| 表 3.1.1(1)-1 (2/4) | LWRS プロジェクト Materials Research – Reports :<br>Reactor Core and Primary Systems | 3.1.1(1)-13 |
| 表 3.1.1(1)-1 (3/4) | LWRS プロジェクト Materials Research – Reports :<br>Reactor Core and Primary Systems | 3.1.1(1)-14 |
| 表 3.1.1(1)-1 (4/4) | LWRS プロジェクト Materials Research – Reports :<br>Reactor Core and Primary Systems | 3.1.1(1)-15 |
| 表 3.1.1(1)-2       | LWRS プロジェクト Materials Research – Reports :<br>Reactor Pressure Vessel          | 3.1.1(1)-16 |
| 表 3.1.1(1)-3       | FRACTESUS プロジェクト (ASME PVP 2024)                                               | 3.1.1(1)-17 |
| 表 3.1.1(1)-4       | ASME PVP 2024 Pressure Vessels & Piping Conference<br>実機材を活用した高経年化評価技術に関する発表   | 3.1.1(1)-18 |
| 表 3.1.1(1)-5       | SMiRT27 実機材を活用した高経年化評価技術に<br>関する発表                                             | 3.1.1(1)-19 |
| 表 3.1.1(2)-1       | 日本原子力学会 2024 年春の年会                                                             | 3.1.1(2)-9  |
| 表 3.1.1(2)-2 (1/2) | 日本原子力学会 2024 年秋の大会                                                             | 3.1.1(2)-10 |
| 表 3.1.1(2)-2 (2/2) | 日本原子力学会 2024 年秋の大会                                                             | 3.1.1(2)-11 |
| 表 3.1.1(2)-3 (1/2) | 日本保全学会 第 20 回学術講演会                                                             | 3.1.1(2)-12 |
| 表 3.1.1(2)-3 (2/2) | 日本保全学会 第 20 回学術講演会                                                             | 3.1.1(2)-13 |
| 表 3.1.1(2)-4       | 日本金属学会：2024 年秋期講演                                                              | 3.1.1(2)-14 |
| 表 3.1.1(2)-5 (1/2) | 腐食防食学会：第 71 回 材料と環境討論会                                                         | 3.1.1(2)-15 |
| 表 3.1.1(2)-5 (2/2) | 腐食防食学会：第 71 回 材料と環境討論会                                                         | 3.1.1(2)-16 |
| 表 3.1.2(1)-1 (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】<br>(経年劣化評価)                                        | 3.1.2(1)-3  |
| 表 3.1.2(1)-1 (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】<br>(経年劣化評価)                                        | 3.1.2(1)-4  |
| 表 3.1.2(1)-1 (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】<br>(経年劣化評価)                                        | 3.1.2(1)-5  |
| 表 3.1.2(1)-1 (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】<br>(経年劣化評価)                                        | 3.1.2(1)-6  |
| 表 3.1.2(1)-1 (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】<br>(経年劣化評価)                                        | 3.1.2(1)-7  |

|                                                                        |             |
|------------------------------------------------------------------------|-------------|
| 表 3.1.2(1)-1 (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】<br>(経年劣化評価) .....       | 3.1.2(1)-8  |
| 表 3.1.2(1)-2 (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】<br>(日常保全) .....         | 3.1.2(1)-9  |
| 表 3.1.2(1)-2 (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】<br>(日常保全) .....         | 3.1.2(1)-10 |
| 表 3.1.2(1)-2 (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】<br>(日常保全) .....         | 3.1.2(1)-11 |
| 表 3.1.2(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【3】<br>(スコーピング段階) .....           | 3.1.2(1)-12 |
| 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【4】<br>(高サイクル熱疲労、シビアアクシデント) ..... | 3.1.2(1)-13 |
| 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)<br>.....                | 3.1.2(3)-2  |
| 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)<br>.....                | 3.1.2(3)-3  |
| 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)<br>.....                | 3.1.2(3)-4  |
| 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)<br>.....                | 3.1.2(3)-5  |
| 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) .....                           | 3.1.2(3)-6  |
| 表 3.2.1.1-1 切断による採取工法のメリットとデメリット .....                                 | 3.2.1.1-12  |
| 表 3.2.1.1-2 切断工法の比較結果 .....                                            | 3.2.1.1-13  |
| 表 3.2.1.1-3 円盤電極の数による切断時間、電極消費量 .....                                  | 3.2.1.1-14  |
| 表 3.2.1.1-4 実機工事に向けたロードマップ(上部格子板) .....                                | 3.2.1.1-15  |
| 表 3.2.1.2-1 試験体採取工事における準備品(案) .....                                    | 3.2.1.2-13  |
| 表 3.2.1.2-2 同調サンプリング工事の前提条件【準備フェーズ】 .....                              | 3.2.1.2-14  |
| 表 3.2.1.2-3 同調サンプリング工事の前提条件【実行フェーズ】 .....                              | 3.2.1.2-15  |
| 表 3.2.1.2-4 (1/3) 同調サンプリング工事の作業項目 .....                                | 3.2.1.2-16  |
| 表 3.2.1.2-4 (2/3) 同調サンプリング工事の作業項目 .....                                | 3.2.1.2-17  |
| 表 3.2.1.2-4 (3/3) 同調サンプリング工事の作業項目 .....                                | 3.2.1.2-18  |
| 表 3.2.1.2-5 同調サンプリング工事の準備品と準備方法 .....                                  | 3.2.1.2-19  |
| 表 3.2.1.2-6 工事準備項目ごとのクリティカル／非クリティカル区分 .....                            | 3.2.1.2-20  |
| 表 3.2.1.2-7 クリティカル/非クリティカル項目の検討内容 .....                                | 3.2.1.2-21  |
| 表 3.2.1.2-8 炉心シュラウドマーキング装置の課題と対策 .....                                 | 3.2.1.2-22  |

|                |                                                                |               |
|----------------|----------------------------------------------------------------|---------------|
| 表 3.2.1.2-9    | 把持装置の課題と対策案                                                    | 3.2.1.2-23    |
| 表 3.2.1.2-10   | サンプル材切断装置の課題と対策                                                | 3.2.1.2-24    |
| 表 3.2.1.2-11   | 切粉回収装置の課題と対策案                                                  | 3.2.1.2-25    |
| 表 3.2.1.2-12   | 準備ロードマップ（令和 6 年度版）                                             | 3.2.1.2-26    |
| 表 3.2.2.1-1    | Nb 起源の $^{93m}\text{Nb}$ から評価した中性子照射量評価結果                      | 3.2.2.1-1     |
| 表 3.2.2.1(1)-1 | Nb 起源核種に係る測定値と解析値およびその比                                        | 3.2.2.1(1)-13 |
| 表 3.2.2.1(1)-2 | Mo 起源核種に係る測定値と解析値およびその比(その 1)                                  | 3.2.2.1(1)-13 |
| 表 3.2.2.1(1)-3 | Mo 起源核種に係る測定値と解析値およびその比(その 2)                                  | 3.2.2.1(1)-13 |
| 表 3.2.2.1(1)-4 | カプセルとバスケットの分析実績の比較                                             | 3.2.2.1(1)-14 |
| 表 3.2.2.1(1)-5 | $^{93m}\text{Nb}$ および $^{93}\text{Mo}$ の核データ                   | 3.2.2.1(1)-15 |
| 表 3.2.2.1(1)-6 | $^{93m}\text{Nb}$ 放射能測定試料中への $^{93}\text{Mo}$ 混入量算定に関わる測定値     | 3.2.2.1(1)-15 |
| 表 3.2.2.1(1)-7 | Nb の物質収支                                                       | 3.2.2.1(1)-16 |
| 表 3.2.2.1(1)-8 | Nb 回収率に関わる物質質量(その 1)                                           | 3.2.2.1(1)-16 |
| 表 3.2.2.1(1)-9 | Nb 回収率に関わる物質質量(その 2)                                           | 3.2.2.1(1)-16 |
| 表 3.2.2.1(2)-1 | 未同定ピークに関わる核種検索結果                                               | 3.2.2.1(2)-3  |
| 表 3.2.2.1(2)-2 | $^{91}\text{Nb}$ および $^{92}\text{Nb}$ の核データ                    | 3.2.2.1(2)-3  |
| 表 3.2.2.1(2)-3 | LEPS スペクトル波形分離結果                                               | 3.2.2.1(2)-4  |
| 表 3.2.2.1(2)-4 | $^{91}\text{Nb}$ および $^{92}\text{Nb}$ の生成反応                    | 3.2.2.1(2)-4  |
| 表 3.2.2.2(1)-1 | カプセル及びバスケットから採取した溶解液情報                                         | 3.2.2.2(1)-7  |
| 表 3.2.2.2(1)-2 | Fe、Co、Ni、Cu の天然同位体比（原子数比）                                      | 3.2.2.2(1)-8  |
| 表 3.2.2.2(1)-3 | $^{60}\text{Co}$ の核データ（半減期と主な放出放射線）                            | 3.2.2.2(1)-9  |
| 表 3.2.2.2(1)-4 | 使用機器・装置                                                        | 3.2.2.2(1)-10 |
| 表 3.2.2.2(1)-5 | 元素濃度測定結果                                                       | 3.2.2.2(1)-11 |
| 表 3.2.2.2(1)-6 | 元素濃度測定結果（%表記）                                                  | 3.2.2.2(1)-12 |
| 表 3.2.2.2(1)-7 | 放射能濃度の測定結果                                                     | 3.2.2.2(1)-12 |
| 表 3.2.2.2(1)-8 | $^{60}\text{Co}$ の放射能濃度および Co 元素 1g あたりの $^{60}\text{Co}$ 放射能量 | 3.2.2.2(1)-13 |
| 表 3.2.2.2(2)-1 | $^{60}\text{Co}$ の主な起源元素と生成過程                                  | 3.2.2.2(2)-7  |
| 表 3.2.2.2(2)-2 | エネルギー群構造（199 群）                                                | 3.2.2.2(2)-8  |
| 表 3.2.2.2(2)-3 | Co 起源の $^{60}\text{Co}$ の放射能濃度の解析結果および測定値との<br>比較結果            | 3.2.2.2(2)-9  |
| 表 3.2.2.2(2)-4 | 元素濃度を考慮した $^{60}\text{Co}$ の放射能濃度の解析結果                         | 3.2.2.2(2)-10 |
| 表 3.2.2.2(2)-5 | カプセルおよびバスケットにおける熱中性子、熱外中性子、<br>高速中性子の寄与率                       | 3.2.2.2(2)-10 |
| 表 3.3.1.1-1    | 各試験体の残留応力測定結果のまとめ(表面)                                          | 3.3.1.1-5     |

|                   |                                          |              |
|-------------------|------------------------------------------|--------------|
| 表 3.3.1.1-2       | 各試験体の残留応力測定結果のまとめ(裏面) .....              | 3.3.1.1-5    |
| 表 3.3.2(1)-1      | バッチ式試験装置の仕様 .....                        | 3.3.2(1)-2   |
| 表 3.3.2(1)-2      | 除染試験液条件 .....                            | 3.3.2(1)-2   |
| 表 3.3.2(1)-3      | 各サイクルの除染時間 .....                         | 3.3.2(1)-2   |
| 表 3.3.2(1)-4      | 試験マトリクス .....                            | 3.3.2(1)-3   |
| 表 3.3.2(2)-1      | 試験前後の試験片重量測定結果 .....                     | 3.3.2(2)-4   |
| 表 3.3.2(2)-2      | 試験前後の重量減量および重量減量から算出した減肉厚さ ..            | 3.3.2(2)-4   |
| 表 3.3.2(2)-3      | 試験前後の水質分析結果 .....                        | 3.3.2(2)-5   |
| 表 3.3.3.1-1 (1/4) | 応力測定検証工事の要求、課題、検証項目の整理表 .....            | 3.3.3.1(2)-2 |
| 表 3.3.3.1-1 (2/4) | 応力測定検証工事の要求、課題、検証項目の整理表 .....            | 3.3.3.1(2)-3 |
| 表 3.3.3.1-1 (3/4) | 応力測定検証工事の要求、課題、検証項目の整理表 .....            | 3.3.3.1(2)-4 |
| 表 3.3.3.1-1 (4/4) | 応力測定検証工事の要求、課題、検証項目の整理表 .....            | 3.3.3.1(2)-5 |
| 表 3.4-1           | 試験マトリックス (年度展開) .....                    | 3.4-2        |
| 表 3.4.1(3)-1      | 試験体と 1T-C(T)試験片番号の対応 .....               | 3.4.1(3)-2   |
| 表 3.4.1(3)-2      | 1T-C(T)試験片寸法測定結果 .....                   | 3.4.1(3)-3   |
| 表 3.4.1(3)-3      | 試験体とシャルピー衝撃試験片番号の対応 .....                | 3.4.1(3)-4   |
| 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)-5   |
| 表 3.4.2-1         | 令和6年度の試験マトリックス .....                     | 3.4.2-2      |
| 表 3.4.2(1)-1      | 破壊靱性試験条件 .....                           | 3.4.2(1)-5   |
| 表 3.4.2(1)-2      | 破面上での亀裂長さ測定結果 .....                      | 3.4.2(1)-5   |
| 表 3.4.2(1)-3      | NDR 法によって求めた J-R 曲線 .....                | 3.4.2(1)-6   |
| 表 3.4.2(1)-4      | Validity 判定結果のまとめ (NDR 法評価) .....        | 3.4.2(1)-7   |
| 表 3.4.2(1)-5      | フェライト量測定結果(%) .....                      | 3.4.2(1)-8   |
| 表 3.4.2(1)-6      | 弾塑性破壊靱性試験結果のまとめ (除荷コンプライアンス法評価)<br>..... | 3.4.2(1)-9   |
| 表 3.4.2(2)-1      | シャルピー衝撃試験温度、試験片番号 .....                  | 3.4.2(2)-3   |
| 表 3.4.2(2)-2      | シャルピー衝撃試験結果 .....                        | 3.4.2(2)-4   |
| 表 3.4.2(2)-3      | 遷移曲線の係数 .....                            | 3.4.2(2)-4   |
| 表 3.4.3-1         | 公開文献における実機材情報 (化学成分 (wt%)) .....         | 3.4.3-3      |
| 表 3.4.4-1         | 試験片及び残材リスト (ID-1) .....                  | 3.4.4-5      |
| 表 3.4.4-2         | 試験片及び残材リスト (ID-2) .....                  | 3.4.4-6      |
| 表 3.4.4-3         | 試験片及び残材リスト (ID-3) .....                  | 3.4.4-7      |
| 表 3.4.4-4         | 試験片及び残材リスト (ID-4) .....                  | 3.4.4-8      |
| 表 3.4.4-5         | 試験片及び残材リスト (ID-5) .....                  | 3.4.4-9      |
| 表 3.4.4-6         | 試験片及び残材リスト (ID-6) .....                  | 3.4.4-10     |
| 表 3.4.4-7         | 試験片及び残材リスト (ID-7、8、切粉) .....             | 3.4.4-11     |

|            |                          |          |
|------------|--------------------------|----------|
| 表 3.4.4-8  | 小分け容器と収納した返却材の一覧         | 3.4.4-12 |
| 表 3.4.4-9  | 小分け容器 No.1 に収納した返却材      | 3.4.4-13 |
| 表 3.4.4-10 | 小分け容器 No.2 に収納した返却材      | 3.4.4-13 |
| 表 3.4.4-11 | 小分け容器 No.3 に収納した返却材      | 3.4.4-13 |
| 表 3.4.4-12 | 小分け容器 No.4 に収納した返却材      | 3.4.4-13 |
| 表 3.4.4-13 | 小分け容器 No.5 に収納した返却材      | 3.4.4-13 |
| 表 3.4.4-14 | 小分け容器 No.6 に収納した返却材      | 3.4.4-13 |
| 表 3.4.4-15 | 小分け容器 No.7 に収納した返却材      | 3.4.4-14 |
| 表 3.4.4-16 | 小分け容器 No.8 に収納した返却材      | 3.4.4-15 |
| 表 3.4.4-17 | 小分け容器 No.9 に収納した返却材      | 3.4.4-16 |
| 表 3.4.4-18 | 小分け容器 No.10 に収納した返却材     | 3.4.4-17 |
| 表 3.4.4-19 | 小分け容器 No.11 に収納した返却材     | 3.4.4-18 |
| 表 3.4.4-20 | 小分け容器 No.12 に収納した返却材     | 3.4.4-19 |
| 表 3.4.4-21 | 小分け容器 No.13 に収納した返却材     | 3.4.4-20 |
| 表 3.4.4-22 | 小分け容器 No.14 に収納した返却材     | 3.4.4-20 |
| 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  | 上部格子板からの試験体採取位置（案）                       | 3.2.1.1-16 |
| 図 3.2.1.1-2  | 上部格子板からの試験体採取用の装置概要（案）                   | 3.2.1.1-17 |
| 図 3.2.1.1-3  | 切断による採取工法のコンセプト                          | 3.2.1.1-18 |
| 図 3.2.1.1-4  | 切断試験用装置の主要構成                             | 3.2.1.1-19 |
| 図 3.2.1.1-5  | 円盤ソー加工時の試験用装置外観                          | 3.2.1.1-20 |
| 図 3.2.1.1-6  | 円盤ソー1枚（組み込み位置3）での切断の様子                   | 3.2.1.1-21 |
| 図 3.2.1.1-7  | 円盤ソー4枚での切断の様子                            | 3.2.1.1-21 |
| 図 3.2.1.1-8  | 切断後の切断対象板（4枚刃切断）                         | 3.2.1.1-22 |
| 図 3.2.1.1-9  | 刃の欠けが発生した円盤ソーと欠けた刃の切断対象板への<br>詰まり（赤色破線部） | 3.2.1.1-22 |
| 図 3.2.1.1-10 | EDM 時の試験用装置外観（2枚電極による EDM）               | 3.2.1.1-23 |
| 図 3.2.1.1-11 | EDM 切断時の切断部に対するくさびの挿入                    | 3.2.1.1-24 |
| 図 3.2.1.1-12 | EDM 切断の様子（1枚電極による EDM）                   | 3.2.1.1-24 |
| 図 3.2.1.1-13 | 切断装置の構造                                  | 3.2.1.1-25 |
| 図 3.2.1.1-14 | 試験体把持回収装置の構造                             | 3.2.1.1-25 |
| 図 3.2.1.1-15 | 試験体回収用架台のコンセプト                           | 3.2.1.1-26 |
| 図 3.2.1.1-16 | 試験体、保管容器移動のイメージ                          | 3.2.1.1-26 |
| 図 3.2.1.1-17 | 試験体移動用つかみ具のコンセプト                         | 3.2.1.1-27 |
| 図 3.2.1.1-18 | 試験体保管容器のコンセプトイメージ                        | 3.2.1.1-27 |
| 図 3.2.1.1-19 | 実機工事に向けたロードマップ(上部格子板)                    | 3.2.1.1-28 |
| 図 3.2.1.2-1  | 各フェーズでの作業項目                              | 3.2.1.2-27 |
| 図 3.2.1.2-2  | 同調サンプリング工事の作業フロー（各エリア）                   | 3.2.1.2-28 |
| 図 3.2.1.2-3  | 同調サンプリング工事におけるクリティカル項目                   | 3.2.1.2-29 |
| 図 3.2.1.2-4  | マーキング位置の考え方                              | 3.2.1.2-30 |
| 図 3.2.1.2-5  | 炉心シュラウドマーキング装置のコンセプトイメージ<br>（ケース1例）      | 3.2.1.2-31 |
| 図 3.2.1.2-6  | 炉心シュラウドマーキング装置のコンセプトイメージ<br>（ケース2例）      | 3.2.1.2-32 |
| 図 3.2.1.2-7  | 炉心シュラウド粗断片把持装置のコンセプトイメージ                 | 3.2.1.2-33 |
| 図 3.2.1.2-8  | 炉心シュラウド粗断片把持装置の作業フロー                     | 3.2.1.2-34 |
| 図 3.2.1.2-9  | サンプル材切断装置のコンセプトイメージ図                     | 3.2.1.2-35 |
| 図 3.2.1.2-10 | 切粉回収装置のイメージ図                             | 3.2.1.2-36 |



|                |                                                                        |               |
|----------------|------------------------------------------------------------------------|---------------|
| 図 3.2.1.2-11   | 同調サンプリング工事準備ロードマップのフェーズと作業項目<br>(ハッチング部が見直しに係る現地作業) ……………              | 3.2.1.2-37    |
| 図 3.2.1.2-12   | 同調サンプリング工事における現地作業クリティカル項目<br>(見直し前：ハッチング部が見直し対象作業) ……………              | 3.2.1.2-38    |
| 図 3.2.1.2-13   | 同調サンプリング工事における現地作業クリティカル項目<br>(見直し案：ハッチング部) ……………                      | 3.2.1.2-38    |
| 図 3.2.1.2-14   | 同調サンプリング工事 準備ロードマップ (見直し案：下線部)<br>……………                                | 3.2.1.2-39    |
| 図 3.2.1.3-1    | 炉内中性子束解析フロー ……………                                                      | 3.2.1.3-5     |
| 図 3.2.1.3-2    | 炉心シュラウド中間胴外面の高さ方向中性子照射量分布 ……                                           | 3.2.1.3-6     |
| 図 3.2.1.3-3    | シュラウド中間胴の板厚方向中性子照射量分布 ……………                                            | 3.2.1.3-7     |
| 図 3.2.1.3-4    | シュラウド中間胴の周方向中性子照射量分布<br>(1/8 周、相対値) ……………                              | 3.2.1.3-7     |
| 図 3.2.1.3-5    | 本事業における目標照射量 (案) ……………                                                 | 3.2.1.3-8     |
| 図 3.2.1.3-6    | 供試体採取位置の候補と炉心シュラウドの構造との対応 ……                                           | 3.2.1.3-9     |
| 図 3.2.2.1-1    | バスケット(S37C1CA03-1,2)の $^{93m}\text{Nb}$ 放射能測定試料の<br>LEPS スペクトル ……………   | 3.2.2.1-3     |
| 図 3.2.2.1-2    | カプセル(S37C1CA01-1)の $^{93m}\text{Nb}$ 放射能測定試料の<br>LEPS スペクトル ……………      | 3.2.2.1-3     |
| 図 3.2.2.1(1)-1 | 分析フロー ……………                                                            | 3.2.2.1(1)-17 |
| 図 3.2.2.1(1)-2 | Nb 起源 $^{93m}\text{Nb}$ 比放射能評価方法 ……………                                 | 3.2.2.1(1)-18 |
| 図 3.2.2.1(1)-3 | Nb 起源 $^{93m}\text{Nb}$ 比放射能評価における机上検討項目の<br>位置づけ ……………                | 3.2.2.1(1)-18 |
| 図 3.2.2.1(1)-4 | 計数効率に対する Nb 起源 $^{93m}\text{Nb}$ 比放射能 ……………                            | 3.2.2.1(1)-19 |
| 図 3.2.2.1(1)-5 | 計数効率に対する C/M' の変化 ……………                                                | 3.2.2.1(1)-19 |
| 図 3.2.2.1(1)-6 | $^{93}\text{Mo}$ 半減期が異なっていた場合の起源元素ごとの $^{93m}\text{Nb}$<br>放射能濃度 …………… | 3.2.2.1(1)-20 |
| 図 3.2.2.1(1)-7 | $^{93}\text{Mo}$ 半減期が異なっていた場合の起源元素ごとの C/M ……                           | 3.2.2.1(1)-20 |
| 図 3.2.2.1(1)-8 | 原子炉停止から測定までの時間が異なっていた場合の<br>起源元素ごとの $^{93m}\text{Nb}$ 放射能濃度 ……………      | 3.2.2.1(1)-21 |
| 図 3.2.2.1(1)-9 | 原子炉停止から測定までの時間が異なっていた場合の<br>起源元素ごとの C/M ……………                          | 3.2.2.1(1)-21 |
| 図 3.2.2.1(2)-1 | LEPS スペクトル比較 ……………                                                     | 3.2.2.1(2)-5  |
| 図 3.2.2.1(2)-2 | $^{93m}\text{Nb}$ 測定用 LEPS スペクトル比較 ……………                               | 3.2.2.1(2)-6  |
| 図 3.2.2.1(2)-3 | $^{93}\text{Mo}$ 測定用 LEPS スペクトル比較 ……………                                | 3.2.2.1(2)-6  |

|                |                                                                                          |               |
|----------------|------------------------------------------------------------------------------------------|---------------|
| 図 3.2.2.1(2)-4 | バスケット試料① <sup>93m</sup> Nb 測定試料の LEPS スペクトル<br>波形分離結果                                    | 3.2.2.1(2)-7  |
| 図 3.2.2.1(2)-5 | カプセル試料① <sup>93m</sup> Nb 測定試料の LEPS スペクトル<br>波形分離結果                                     | 3.2.2.1(2)-8  |
| 図 3.2.2.2(1)-1 | 元素濃度及び放射能濃度の測定フローと年度ごとの実施範囲                                                              | 3.2.2.2(1)-14 |
| 図 3.2.2.2(1)-2 | 検量線による元素濃度の定量                                                                            | 3.2.2.2(1)-14 |
| 図 3.2.2.2(1)-3 | Ge 半導体検出器による核種の同定と放射エネルギーの定量                                                             | 3.2.2.2(1)-15 |
| 図 3.2.2.2(1)-4 | ICP-MS の外観                                                                               | 3.2.2.2(1)-16 |
| 図 3.2.2.2(1)-5 | Ge 半導体検出器の外観                                                                             | 3.2.2.2(1)-17 |
| 図 3.2.2.2(2)-1 | <sup>59</sup> Co(n,γ) <sup>60</sup> Co および <sup>92</sup> Mo(n,γ) <sup>93</sup> Mo の反応断面積 | 3.2.2.2(2)-1  |
| 図 3.2.3-1      | 靱性低下に係る研究 事業計画(令和 6 年度版(案))                                                              | 3.2.3-3       |
| 図 3.3-1        | BWR プラントを対象とした除染影響確認試験 実施工程                                                              | 3.3-3         |
| 図 3.3.1.1-1    | 要素試験体寸法                                                                                  | 3.3.1.1-6     |
| 図 3.3.1.1-2    | 切断形状                                                                                     | 3.3.1.1-7     |
| 図 3.3.1.1-3    | 50mm×50mm 切断後の要素試験体外観                                                                    | 3.3.1.1-8     |
| 図 3.3.1.1-4    | 30mm×30mm 切断後の要素試験体外観                                                                    | 3.3.1.1-9     |
| 図 3.3.1.1-5    | X 線応力測定装置                                                                                | 3.3.1.1-10    |
| 図 3.3.1.1-6    | 残留応力測定結果(表面、炉心シュラウド外面に対応)                                                                | 3.3.1.1-11    |
| 図 3.3.1.1-7    | 残留応力測定結果(裏面、炉心シュラウド内面に対応)                                                                | 3.3.1.1-12    |
| 図 3.3.1.1-8    | 要素試験模擬解析に用いる解析モデル                                                                        | 3.3.1.1-13    |
| 図 3.3.1.1-9    | 3 次元モデルの切断形状と解析モデルの対応                                                                    | 3.3.1.1-14    |
| 図 3.3.1.1-10   | 切断模擬解析結果(50mm×50mm、3D コンター図)                                                             | 3.3.1.1-15    |
| 図 3.3.1.1-11   | 切断模擬解析結果(30mm×30mm、3D コンター図)                                                             | 3.3.1.1-16    |
| 図 3.3.1.1-12   | 切断模擬解析結果(50mm×50mm、対称面拡大図)                                                               | 3.3.1.1-17    |
| 図 3.3.1.1-13   | 切断模擬解析結果(30mm×30mm、対称面拡大図)                                                               | 3.3.1.1-18    |
| 図 3.3.1.1-14   | 切断模擬解析結果(100mm×100mm、令和 5 年度実施)                                                          | 3.3.1.1-19    |
| 図 3.3.1.1-15   | 切断模擬解析結果と要素試験との比較(50mm×50mm、表面)                                                          | 3.3.1.1-20    |
| 図 3.3.1.1-16   | 切断模擬解析結果と要素試験との比較(50mm×50mm、裏面)                                                          | 3.3.1.1-21    |
| 図 3.3.1.1-17   | 切断模擬解析結果と要素試験との比較(30mm×30mm、表面)                                                          | 3.3.1.1-22    |
| 図 3.3.1.1-18   | 切断模擬解析結果と要素試験との比較(30mm×30mm、裏面)                                                          | 3.3.1.1-23    |
| 図 3.3.1.2(1)-1 | 実機構造模擬解析に用いる解析モデル                                                                        | 3.3.1.2(1)-5  |

|                       |                                         |               |
|-----------------------|-----------------------------------------|---------------|
| 図 3.3.1.2(1)-2        | 2次元解析モデル（メッシュ図及び積層図）                    | 3.3.1.2(1)-6  |
| 図 3.3.1.2(1)-3        | 溶接残留応力解析における入熱の時間変化                     | 3.3.1.2(1)-7  |
| 図 3.3.1.2(1)-4        | 溶接残留応力解析の解析手順                           | 3.3.1.2(1)-8  |
| 図 3.3.1.2(1)-5 (1/2)  | 温度分布解析結果                                | 3.3.1.2(1)-9  |
| 図 3.3.1.2(1)-5 (2/2)  | 温度分布解析結果                                | 3.3.1.2(1)-10 |
| 図 3.3.1.2(1)-6        | 溶接残留応力解析結果（残留応力コンター図）                   | 3.3.1.2(1)-11 |
| 図 3.3.1.2(1)-7        | 溶接残留応力解析結果（外面、応力分布）                     | 3.3.1.2(1)-12 |
| 図 3.3.1.2(1)-8        | 溶接残留応力解析結果（内面、応力分布）                     | 3.3.1.2(1)-13 |
| 図 3.3.1.2(1)-9        | SPによる残留応力解析結果（残留応力コンター図）                | 3.3.1.2(1)-14 |
| 図 3.3.1.2(1)-10       | SPによる残留応力解析結果（外面、応力分布）                  | 3.3.1.2(1)-15 |
| 図 3.3.1.2(1)-11       | SPによる残留応力解析結果（内面、応力分布）                  | 3.3.1.2(1)-16 |
| 図 3.3.1.2(1)-12 (1/2) | 切断模擬解析 切断条件                             | 3.3.1.2(1)-17 |
| 図 3.3.1.2(1)-12 (2/2) | 切断模擬解析 切断条件                             | 3.3.1.2(1)-18 |
| 図 3.3.1.2(1)-13       | 切断模擬解析結果（炉心シュラウド全周、<br>残留応力コンター図）       | 3.3.1.2(1)-19 |
| 図 3.3.1.2(1)-14       | 切断模擬解析結果（1000mm リング切出し、<br>残留応力コンター図）   | 3.3.1.2(1)-20 |
| 図 3.3.1.2(1)-15       | 切断模擬解析結果（500mm リング切出し、<br>残留応力コンター図）    | 3.3.1.2(1)-21 |
| 図 3.3.1.2(1)-16       | 切断模擬解析結果（250mm リング切出し、<br>残留応力コンター図）    | 3.3.1.2(1)-22 |
| 図 3.3.1.2(1)-17       | 切断模擬解析結果（600mm×250mm 切出し、<br>残留応力コンター図） | 3.3.1.2(1)-23 |
| 図 3.3.1.2(1)-18       | 切断模擬解析結果（250mm×250mm 切出し、<br>残留応力コンター図） | 3.3.1.2(1)-24 |
| 図 3.3.1.2(1)-19       | 切断模擬解析結果（100mm×100mm 切出し、<br>残留応力コンター図） | 3.3.1.2(1)-25 |
| 図 3.3.1.2(1)-20       | 切断模擬解析結果（炉心シュラウド全周、外面、<br>応力分布）         | 3.3.1.2(1)-26 |
| 図 3.3.1.2(1)-21       | 切断模擬解析結果（炉心シュラウド全周、内面、<br>応力分布）         | 3.3.1.2(1)-27 |
| 図 3.3.1.2(1)-22       | 切断模擬解析結果（1000mm リング切出し、外面、<br>応力分布）     | 3.3.1.2(1)-28 |
| 図 3.3.1.2(1)-23       | 切断模擬解析結果（1000mm リング切出し、内面、<br>応力分布）     | 3.3.1.2(1)-29 |

|                 |                                             |               |
|-----------------|---------------------------------------------|---------------|
| 図 3.3.1.2(1)-24 | 切断模擬解析結果（500mm リング切出し、外面、<br>応力分布）          | 3.3.1.2(1)-30 |
| 図 3.3.1.2(1)-25 | 切断模擬解析結果（500mm リング切出し、内面、<br>応力分布）          | 3.3.1.2(1)-31 |
| 図 3.3.1.2(1)-26 | 切断模擬解析結果（250mm リング切出し、外面、<br>応力分布）          | 3.3.1.2(1)-32 |
| 図 3.3.1.2(1)-27 | 切断模擬解析結果（250mm リング切出し、内面、<br>応力分布）          | 3.3.1.2(1)-33 |
| 図 3.3.1.2(1)-28 | 切断模擬解析結果（600mm×250mm 切出し、外面、<br>応力分布）       | 3.3.1.2(1)-34 |
| 図 3.3.1.2(1)-29 | 切断模擬解析結果（600mm×250mm 切出し、内面、<br>応力分布）       | 3.3.1.2(1)-35 |
| 図 3.3.1.2(1)-30 | 切断模擬解析結果（250mm×250mm 切出し、外面、<br>応力分布）       | 3.3.1.2(1)-36 |
| 図 3.3.1.2(1)-31 | 切断模擬解析結果（250mm×250mm 切出し、内面、<br>応力分布）       | 3.3.1.2(1)-37 |
| 図 3.3.1.2(1)-32 | 切断模擬解析結果（100mm×100mm、外面、<br>応力分布）           | 3.3.1.2(1)-38 |
| 図 3.3.1.2(1)-33 | 切断模擬解析結果（100mm×100mm、内面、<br>応力分布）           | 3.3.1.2(1)-39 |
| 図 3.3.1.2(1)-34 | 切断模擬解析結果（100mm×100mm、<br>残留応力コンター図、対称面表示）   | 3.3.1.2(1)-40 |
| 図 3.3.1.2(1)-35 | 切断模擬解析結果（100mm×100mm、<br>残留応力コンター図（溶接部拡大））  | 3.3.1.2(1)-41 |
| 図 3.3.1.2(1)-36 | 残留応力変化の比較（外面、軸方向応力）                         | 3.3.1.2(1)-42 |
| 図 3.3.1.2(1)-37 | 残留応力変化の比較（外面、周方向応力）                         | 3.3.1.2(1)-43 |
| 図 3.3.1.2(1)-38 | 残留応力変化の比較（内面、軸方向応力）                         | 3.3.1.2(1)-44 |
| 図 3.3.1.2(1)-39 | 残留応力変化の比較（内面、周方向応力）                         | 3.3.1.2(1)-45 |
| 図 3.3.1.2(1)-40 | 炉心シュラウドの切断に伴う変形の概略                          | 3.3.1.2(1)-46 |
| 図 3.3.1.2(2)-1  | 炉心シュラウド製作手順                                 | 3.3.1.2(2)-4  |
| 図 3.3.1.2(2)-2  | 試験体形状                                       | 3.3.1.2(2)-5  |
| 図 3.3.1.2(2)-3  | 溶接温度測定条件                                    | 3.3.1.2(2)-6  |
| 図 3.3.1.2(2)-4  | モックアップ試験工程案                                 | 3.3.1.2(2)-7  |
| 図 3.3.2(1)-1    | 除染試験片形状                                     | 3.3.2(1)-4    |
| 図 3.3.2(1)-2    | 重量測定・断面観察による評価フロー（20×10×2t mm 試験片）<br>..... | 3.3.2(1)-5    |

|                      |                                                 |             |
|----------------------|-------------------------------------------------|-------------|
| 図 3.3.2(1)-3         | 残留応力測定による評価フロー (30×30×5t mm 試験片) …              | 3.3.2(1)-5  |
| 図 3.3.2(1)-4         | バッチ式試験における除染試験装置構成 ……………                        | 3.3.2(1)-6  |
| 図 3.3.2(1)-5         | 除染液調整、濃度測定フロー ……………                             | 3.3.2(1)-7  |
| 図 3.3.2(1)-6 (1/14)  | 試験片外観 (TP No.12 : SP 施工あり、酸化皮膜あり)<br>……………      | 3.3.2(1)-8  |
| 図 3.3.2(1)-6 (2/14)  | 試験片外観 (TP No.13 : SP 施工あり、酸化皮膜あり)<br>……………      | 3.3.2(1)-8  |
| 図 3.3.2(1)-6 (3/14)  | 試験片外観 (TP No.14 : SP 施工あり、酸化皮膜あり)<br>……………      | 3.3.2(1)-9  |
| 図 3.3.2(1)-6 (4/14)  | 試験片外観 (TP No.15 : SP 施工あり、酸化皮膜なし)<br>……………      | 3.3.2(1)-9  |
| 図 3.3.2(1)-6 (5/14)  | 試験片外観 (TP No.16 : SP 施工あり、酸化皮膜なし)<br>……………      | 3.3.2(1)-10 |
| 図 3.3.2(1)-6 (6/14)  | 試験片外観 (TP No.17 : SP 施工あり、酸化皮膜なし)<br>……………      | 3.3.2(1)-10 |
| 図 3.3.2(1)-6 (7/14)  | 試験片外観 (TP No.19 : SP 施工なし、酸化皮膜あり)<br>……………      | 3.3.2(1)-11 |
| 図 3.3.2(1)-6 (8/14)  | 試験片外観 (TP No.20 : SP 施工なし、酸化皮膜あり)<br>……………      | 3.3.2(1)-11 |
| 図 3.3.2(1)-6 (9/14)  | 試験片外観 (TP No.21 : SP 施工なし、酸化皮膜あり)<br>……………      | 3.3.2(1)-12 |
| 図 3.3.2(1)-6 (10/14) | 試験片外観 (TP No.22 : SP 施工なし、酸化皮膜なし)<br>……………      | 3.3.2(1)-12 |
| 図 3.3.2(1)-6 (11/14) | 試験片外観 (TP No.23 : SP 施工なし、酸化皮膜なし)<br>……………      | 3.3.2(1)-13 |
| 図 3.3.2(1)-6 (12/14) | 試験片外観 (TP No.24 : SP 施工なし、酸化皮膜なし)<br>……………      | 3.3.2(1)-13 |
| 図 3.3.2(1)-6 (13/14) | 試験片外観 (TP No.25 : SP 施工あり、酸化皮膜あり)<br>……………      | 3.3.2(1)-14 |
| 図 3.3.2(1)-6 (14/14) | 試験片外観 (TP No.26 : SP 施工あり、酸化皮膜あり)<br>……………      | 3.3.2(1)-14 |
| 図 3.3.2(1)-7         | 除染試験装置外観 ……………                                  | 3.3.2(1)-15 |
| 図 3.3.2(1)-8 (1/2)   | 試験片吊り下げ状態、試験液および試験中の様子 ……                       | 3.3.2(1)-16 |
| 図 3.3.2(1)-8 (2/2)   | 試験片吊り下げ状態、試験液および試験中の様子 ……                       | 3.3.2(1)-17 |
| 図 3.3.2(2)-1 (1/12)  | 試験前後の試験片外観<br>(TP No.12 : SP 施工あり、酸化皮膜あり) …………… | 3.3.2(2)-6  |

|                      |                                                 |             |
|----------------------|-------------------------------------------------|-------------|
| 図 3.3.2(2)-1 (2/12)  | 試験前後の試験片外観<br>(TP No.13 : SP 施工あり、酸化皮膜あり) …………… | 3.3.2(2)-7  |
| 図 3.3.2(2)-1 (3/12)  | 試験前後の試験片外観<br>(TP No.14 : SP 施工あり、酸化皮膜あり) …………… | 3.3.2(2)-8  |
| 図 3.3.2(2)-1 (4/12)  | 試験前後の試験片外観<br>(TP No.15 : SP 施工あり、酸化皮膜なし) …………… | 3.3.2(2)-9  |
| 図 3.3.2(2)-1 (5/12)  | 試験前後の試験片外観<br>(TP No.16 : SP 施工あり、酸化皮膜なし) …………… | 3.3.2(2)-10 |
| 図 3.3.2(2)-1 (6/12)  | 試験前後の試験片外観<br>(TP No.17 : SP 施工あり、酸化皮膜なし) …………… | 3.3.2(2)-11 |
| 図 3.3.2(2)-1 (7/12)  | 試験前後の試験片外観<br>(TP No.19 : SP 施工なし、酸化皮膜あり) …………… | 3.3.2(2)-12 |
| 図 3.3.2(2)-1 (8/12)  | 試験前後の試験片外観<br>(TP No.20 : SP 施工なし、酸化皮膜あり) …………… | 3.3.2(2)-13 |
| 図 3.3.2(2)-1 (9/12)  | 試験前後の試験片外観<br>(TP No.21 : SP 施工なし、酸化皮膜あり) …………… | 3.3.2(2)-14 |
| 図 3.3.2(2)-1 (10/12) | 試験前後の試験片外観<br>(TP No.22 : SP 施工なし、酸化皮膜なし) …………… | 3.3.2(2)-15 |
| 図 3.3.2(2)-1 (11/12) | 試験前後の試験片外観<br>(TP No.23 : SP 施工なし、酸化皮膜なし) …………… | 3.3.2(2)-16 |
| 図 3.3.2(2)-1 (12/12) | 試験前後の試験片外観<br>(TP No.24 : SP 施工なし、酸化皮膜なし) …………… | 3.3.2(2)-17 |
| 図 3.3.2(2)-2         | 各サイクル終了時の重量減量の変化 ……………                          | 3.3.2(2)-18 |
| 図 3.3.2(2)-3         | 試験片切断位置と断面観察位置 ……………                            | 3.3.2(2)-19 |
| 図 3.3.2(2)-4 (1/3)   | TP No.12 の断面観察結果 ……………                          | 3.3.2(2)-20 |
| 図 3.3.2(2)-4 (2/3)   | TP No.12 の断面観察結果 ……………                          | 3.3.2(2)-21 |
| 図 3.3.2(2)-4 (3/3)   | TP No.12 の断面観察結果 ……………                          | 3.3.2(2)-22 |
| 図 3.3.2(2)-5 (1/3)   | TP No.15 の断面観察結果 ……………                          | 3.3.2(2)-23 |
| 図 3.3.2(2)-5 (2/3)   | TP No.15 の断面観察結果 ……………                          | 3.3.2(2)-24 |
| 図 3.3.2(2)-5 (3/3)   | TP No.15 の断面観察結果 ……………                          | 3.3.2(2)-25 |
| 図 3.3.2(2)-6 (1/3)   | TP No.19 の断面観察結果 ……………                          | 3.3.2(2)-26 |
| 図 3.3.2(2)-6 (2/3)   | TP No.19 の断面観察結果 ……………                          | 3.3.2(2)-27 |
| 図 3.3.2(2)-6 (3/3)   | TP No.19 の断面観察結果 ……………                          | 3.3.2(2)-28 |
| 図 3.3.2(2)-7 (1/3)   | TP No.22 の断面観察結果 ……………                          | 3.3.2(2)-29 |
| 図 3.3.2(2)-7 (2/3)   | TP No.22 の断面観察結果 ……………                          | 3.3.2(2)-30 |

|                                                                        |              |
|------------------------------------------------------------------------|--------------|
| 図 3.3.2(2)-7 (3/3) TP No.22 の断面観察結果                                    | 3.3.2(2)-31  |
| 図 3.3.2(2)-8 TP No.11 および No.12 の断面観察結果の比較例                            | 3.3.2(2)-32  |
| 図 3.3.2(2)-9 TP No.18 および No.19 の断面観察結果の比較例                            | 3.3.2(2)-33  |
| 図 3.3.2(2)-10 (1/2) 試験前後の試験片外観<br>(TP No.25 : SP 施工あり、酸化皮膜あり)          | 3.3.2(2)-34  |
| 図 3.3.2(2)-10 (2/2) 試験前後の試験片外観<br>(TP No.26 : SP 施工あり、酸化皮膜あり)          | 3.3.2(2)-35  |
| 図 3.3.2(2)-11 試験前後の残留応力測定結果および測定位置                                     | 3.3.2(2)-36  |
| 図 3.3.2(2)-12 各状態における残留応力値の変化                                          | 3.3.2(2)-37  |
| 図 3.3.2(2)-13 (1/6) 試験中の温度履歴 (1 サイクル目 酸化除染)                            | 3.3.2(2)-38  |
| 図 3.3.2(2)-13 (2/6) 試験中の温度履歴 (1 サイクル目 還元除染)                            | 3.3.2(2)-39  |
| 図 3.3.2(2)-13 (3/6) 試験中の温度履歴 (2 サイクル目 酸化除染)                            | 3.3.2(2)-40  |
| 図 3.3.2(2)-13 (4/6) 試験中の温度履歴 (2 サイクル目 還元除染)                            | 3.3.2(2)-41  |
| 図 3.3.2(2)-13 (5/6) 試験中の温度履歴 (3 サイクル目 酸化除染)                            | 3.3.2(2)-42  |
| 図 3.3.2(2)-13 (6/6) 試験中の温度履歴 (3 サイクル目 還元除染)                            | 3.3.2(2)-43  |
| 図 3.3.3.1-1 実機管台の残留応力測定のための詳細検討フロー                                     | 3.3.3.1(1)-3 |
| 図 3.3.3.1-2 残留応力測定位置 (軸方向位置)                                           | 3.3.3.1(1)-3 |
| 図 3.3.3.1-3 粗大結晶粒材料の回折環のイメージ                                           | 3.3.3.1(1)-4 |
| 図 3.3.3.1-4 揺動法による回折環の改善効果のイメージ                                        | 3.3.3.1(1)-4 |
| 図 3.3.3.1-5 実機残留応力測定のための装置セッティング (周方向測定)                               | 3.3.3.1(1)-5 |
| 図 3.3.3.1-6 実機残留応力測定のための装置セッティング (軸方向測定)                               | 3.3.3.1(1)-6 |
| 図 3.3.3.1-7 揺動法適用時の装置動作範囲                                              | 3.3.3.1(1)-7 |
| 図 3.3.3.2-1 実機応力測定に向けたロードマップ                                           | 3.3.3.2-2    |
| 図 3.3.4-1 既設機器のその場での残留応力測定 (PWR SG 管台<br>USP 施工部位 代表) の事業計画案 (令和 6 年度) | 3.3.4-3      |
| 図 3.3.4-2 既設機器のその場での残留応力測定 (PWR SG 管台<br>USP 施工部位 代表) の事業計画案 (令和 6 年度) | 3.3.4-4      |
| 図 3.4.1(1)-1 1T-C(T)試験片の形状及び寸法                                         | 3.4.1(1)-2   |
| 図 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)-2   |
| 図 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<br>ID 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<br>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<br>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       | 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<br>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)-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<br>試験体分割位置・試験体管理番号(ID-4) …………… | 3.4.1(2)-7  |
| 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<br>試験体分割位置・試験体管理番号(ID-5) …………… | 3.4.1(2)-8  |
| 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<br>試験体分割位置・試験体管理番号(ID-6) …………… | 3.4.1(2)-9  |
| 図 3.4.1(3)-1       | 試験体の面の定義 ……………                                              | 3.4.1(3)-6  |
| 図 3.4.1(3)-2       | 1T-C(T)試験片マーキング要領 ……………                                     | 3.4.1(3)-7  |
| 図 3.4.1(3)-3       | ワイヤ移動経路(サイドグループ加工時) ……………                                   | 3.4.1(3)-8  |
| 図 3.4.1(3)-4       | ノッチ先端研磨後の 1T-C(T)試験片の外観写真 ……………                             | 3.4.1(3)-9  |
| 図 3.4.1(3)-5       | サイドグループ加工後の 1T-C(T)試験片の外観写真 ……………                           | 3.4.1(3)-10 |
| 図 3.4.1(3)-6       | シャルピー衝撃試験片加工手順 ……………                                        | 3.4.1(3)-11 |
| 図 3.4.1(3)-7       | シャルピー衝撃試験片マーキング要領 ……………                                     | 3.4.1(3)-12 |
| 図 3.4.1(3)-8 (1/6) | シャルピー衝撃試験片の外観写真 ……………                                       | 3.4.1(3)-13 |
| 図 3.4.1(3)-8 (2/6) | シャルピー衝撃試験片の外観写真 ……………                                       | 3.4.1(3)-14 |
| 図 3.4.1(3)-8 (3/6) | シャルピー衝撃試験片の外観写真 ……………                                       | 3.4.1(3)-15 |
| 図 3.4.1(3)-8 (4/6) | シャルピー衝撃試験片の外観写真 ……………                                       | 3.4.1(3)-16 |
| 図 3.4.1(3)-8 (5/6) | シャルピー衝撃試験片の外観写真 ……………                                       | 3.4.1(3)-17 |
| 図 3.4.1(3)-8 (6/6) | シャルピー衝撃試験片の外観写真 ……………                                       | 3.4.1(3)-18 |
| 図 3.4.2(1)-1       | 1T-C(T)試験片の寸法 ……………                                         | 3.4.2(1)-10 |
| 図 3.4.2(1)-2       | 1T-C(T)試験片マーキング要領及び試験体からの採取方位 ……                            | 3.4.2(1)-11 |
| 図 3.4.2(1)-3       | 疲労予亀裂導入前の 1T-C(T)試験片外観 ……………                                | 3.4.2(1)-12 |
| 図 3.4.2(1)-4       | 破壊靱性試験に使用した 1T-C(T)試験片の外観写真 ……………                           | 3.4.2(1)-13 |
| 図 3.4.2(1)-5       | クリップゲージ形状 (UB-15SAH004、適用範囲：3.0~18.0 mm)<br>及び寸法 ……………      | 3.4.2(1)-14 |
| 図 3.4.2(1)-6       | フェライト量測定箇所 ……………                                            | 3.4.2(1)-15 |
| 図 3.4.2(1)-7 (1/2) | 弾塑性破壊靱性試験における荷重－荷重線変位関係 ……                                  | 3.4.2(1)-16 |
| 図 3.4.2(1)-7 (2/2) | 弾塑性破壊靱性試験における荷重－荷重線変位関係 ……                                  | 3.4.2(1)-17 |
| 図 3.4.2(1)-8 (1/2) | 弾塑性破壊靱性試験後の破面マクロ写真 ……………                                    | 3.4.2(1)-18 |
| 図 3.4.2(1)-8 (2/2) | 弾塑性破壊靱性試験後の破面マクロ写真 ……………                                    | 3.4.2(1)-19 |
| 図 3.4.2(1)-9 (1/2) | NDR 法による $J$ - $R$ 曲線 ……………                                 | 3.4.2(1)-20 |
| 図 3.4.2(1)-9 (2/2) | NDR 法による $J$ - $R$ 曲線 ……………                                 | 3.4.2(1)-21 |



|                     |                                       |             |
|---------------------|---------------------------------------|-------------|
| 図 3.4.2(1)-10       | NDR 法による $J$ - $R$ 曲線の比較              | 3.4.2(1)-22 |
| 図 3.4.2(1)-11 (1/2) | 除荷コンプライアンス法による $J$ - $R$ 曲線           | 3.4.2(1)-23 |
| 図 3.4.2(1)-11 (2/2) | 除荷コンプライアンス法による $J$ - $R$ 曲線           | 3.4.2(1)-24 |
| 図 3.4.2(2)-1        | シャルピー衝撃試験片の寸法                         | 3.4.2(2)-5  |
| 図 3.4.2(2)-2        | シャルピー衝撃試験片マーキング要領及び試験体からの採取方位         | 3.4.2(2)-5  |
| 図 3.4.2(2)-3        | シャルピー衝撃試験片外観写真(例：ID-1-IT1)            | 3.4.2(2)-6  |
| 図 3.4.2(2)-4        | 試験後の試験片外観写真及び破面写真(試験温度-150℃)          | 3.4.2(2)-7  |
| 図 3.4.2(2)-5        | 試験後試験片外観写真及び破面写真(試験温度-120℃)           | 3.4.2(2)-8  |
| 図 3.4.2(2)-6        | 試験後試験片外観写真及び破面写真(試験温度-80℃)            | 3.4.2(2)-9  |
| 図 3.4.2(2)-7        | 試験後試験片外観写真及び破面写真(試験温度-40℃)            | 3.4.2(2)-10 |
| 図 3.4.2(2)-8        | 試験後試験片外観写真及び破面写真(試験温度 0℃)             | 3.4.2(2)-11 |
| 図 3.4.2(2)-9        | 試験後試験片外観写真及び破面写真(試験温度 30℃(室温))        | 3.4.2(2)-12 |
| 図 3.4.2(2)-10       | 試験後試験片外観写真及び破面写真(試験温度 80℃)            | 3.4.2(2)-13 |
| 図 3.4.2(2)-11       | 試験後試験片外観写真及び破面写真(試験温度 120℃)           | 3.4.2(2)-14 |
| 図 3.4.2(2)-12       | 吸収エネルギーと温度の関係                         | 3.4.2(2)-15 |
| 図 3.4.2(2)-13       | 衝撃値(J/cm <sup>2</sup> )と温度の関係         | 3.4.2(2)-15 |
| 図 3.4.2(2)-14       | 横膨出量と温度の関係                            | 3.4.2(2)-16 |
| 図 3.4.2(2)-15       | 延性破面率と温度の関係                           | 3.4.2(2)-16 |
| 図 3.4.3-1           | 公開文献の Cr 化学成分の頻度分布                    | 3.4.3-4     |
| 図 3.4.3-2           | 公開文献の Ni 化学成分の頻度分布                    | 3.4.3-4     |
| 図 3.4.3-3           | H3T モデル評価値と H-1 再循環ポンプ材の $J$ - $R$ 曲線 | 3.4.3-5     |
| 図 3.4.3-4           | H3T モデル評価値と H-1 再循環ポンプ材の破壊靱性値         | 3.4.3-6     |
| 図 3.4.4-1           | 輸送容器の外観                               | 3.4.4-21    |
| 図 3.4.4-2           | 小分け容器の外観                              | 3.4.4-21    |
| 図 3.4.4-3           | 放射線測定作業状況                             | 3.4.4-22    |
| 図 3.4.4-4 (1/2)     | 輸送容器への収納状況                            | 3.4.4-23    |
| 図 3.4.4-4 (2/2)     | 輸送容器への収納状況                            | 3.4.4-24    |
| 図 3.4.4-4 (1/3)     | 輸送容器の搬出状況                             | 3.4.4-25    |
| 図 3.4.4-5 (2/3)     | 輸送容器の搬出状況                             | 3.4.4-26    |
| 図 3.4.4-5 (3/3)     | 輸送容器の搬出状況                             | 3.4.4-27    |

## 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6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6年度の実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 靱性低下に係る研究

炉内構造物にはオーステナイト系ステンレス鋼が使用されているが、同鋼は中性子の照射を受けると破壊靱性が低下することが知られている。一部の原子力発電所では(一社)日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格(JSME S NA1 -2012)(以下、「維持規格」という)に基づく破壊力学的評価手法を用いて中性子照射による破壊靱性低下を考慮した健全性評価を行い、長期にわたり健全性が保たれることを確認している。維持規格に規定されている破壊靱性低下に係る評価式は、主として試験炉を用いた加速照射を受けた材料から得られた国内外の破壊靱性試験データの下限により策定されている。そこで、本研究では実機から採取した材料に対する破壊靱性試験を行うことにより、実機条件における破壊靱性に関する知見を取得し、評価式の保守性を確認する。令和6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5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6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) 試験体採取工法の成立性検討

令和5年度の検討では、選定した対象プラントに対して事業者が実施する廃炉工程や作業を想定し、廃炉工事の妨げとならないように解体作業の事前、事後及び、廃炉工事と並行して試験体を採取する同調の三段階の採取時期を想定して工事基本実施計画（案）を策定した。令和6年度は、令和5年度に検討した工事基本実施計画（案）に基づき、試験体採取時期を廃炉のための解体工事開始前（事前）に想定して、対象プラントの炉内機器より試験体を採取するための工法

- ・ 廃炉工事開始前の事前サンプリング工法（上部格子板）

の成立性を検討する。

なお、令和5年度に実施した研究成果から抽出された課題に基づき、令和6年度に実施すべきとする項目として、以下を実施する。

- ・ 廃炉工事に同調したサンプリング工法（炉心シュラウド）
- ・ 放射能測定による試験体照射量評価手法の検証

### (2) 事業計画案の見直し

上記（1）の成果を総合的に検討し、靱性低下に係る研究の事業計画案（実施不可も含む）を必要に応じて策定する。

## 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2107219号(改正令和3年7月21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、予防保全対策技術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技術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、予防保全対策施工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方向の影響も含め、実際に実機の運転履歴を経験した施工部の応力測定をした例はなく影響の確認

が必要である。令和6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5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6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) 実機構造模擬試験の試験計画詳細の検討

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5年度に検討した要素試験を再現する有限要素法（以下、「FEM」という）による解析手法により、実機構造模擬試験体と同一なモデルでの解析を実施し、実機供試体の採取位置及び寸法の検討に資するとともに、実機構造模擬試験の試験計画詳細の検討を実施する。

- ・実機構造模擬試験計画の検討

また、令和5年度に策定した事業計画に基づき、令和6年度は以下を実施する。

- ・沸騰水型原子力発電プラント（BWR）の廃炉段階の除染による影響確認試験  
本試験は令和4年度から開始の3か年計画の最終年度分の実施範囲である。

なお、令和5年度に実施した研究成果から抽出された課題に基づき、令和6年度に実施すべきとする項目として、以下を実施する。

- ・切断影響の確認（複合的因子に対する影響確認）
- ・加圧水型原子力発電プラント（PWR）実機（予防保全施工部位）応力測定の成立性  
検討

#### (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5年度に引き続き、沸騰水型原子力発電プラント（BWR）の廃炉段階の除染による影響確認試験を準備し、試験する。

#### (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、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）を必要に応じて策定する。

### 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鑄鋼は、長時間高温に曝されることにより材料の組織が変化（熱時効）して靱性が低下する。高経年化技術評価等においては、ステンレス鋼鑄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」<sup>[2-1]</sup> <sup>[2-2]</sup>研究に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PWRプラントの環境を考慮した加速劣化試験等の結果に基づいて開発されたものであるが、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、破壊靱性試験等を実施し、実機環境でのH3Tモデルによる熱時効による靱性の低下挙動評価手法の保守性を検証する。令和6年度は、以下の項目について実施する。

**(1) 試験片の製作**

熱時効による靱性の低下挙動評価手法の保守性を検証するため、令和3年度に策定した、対象プラントの再循環ポンプから採取した実機材料による試験マトリックスに基づき、令和6年度に計画した試験片を製作する。

**(2) 試験の実施**

令和3年度に策定した試験マトリックスに基づき、令和6年度計画の試験を実施する。

**(3) 実機材の輸送**

本研究で事業者より貸与された再循環ポンプ実機材料を事業者指定場所へ輸送し返却する。

**(4) 事業計画案の見直し**

上記(2)の実施状況を総合的に検討し、ステンレス鋼製機器の健全性評価にかかる研究の事業計画案（実施不可も含む）を必要に応じて策定する。

**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。

《参考文献》

- [2-1] 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
- [2-2] Seiichi Kawaguchi, et al., “Prediction Method of Tensile Properties and Fracture Toughness of Thermal Aged Cast Duplex Stainless Steel Piping”, ASME PVP2025, PVP2005-71528, pp. 653-659.  
( <https://asmedigitalcollection.asme.org/PVP/proceedings-abstract/PVP2005/4191X/653/306769> : 閲覧日 2025年3月25日)

表 2.2-1 実施工程

| 実施項目                                                                                                                                                                                    | 月 度 | 4 | 6 | 7      | 9 | 10                     | 12 | 1 | 3            |
|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----|---|---|--------|---|------------------------|----|---|--------------|
| 実機材料を活用した安全研究検討委員会                                                                                                                                                                      |     |   |   | ▲(8/6) |   | (11/20) ▲<br>(12/19) ▲ |    |   | ▲(2/3)       |
| <b>1. 実機材を活用した安全研究マップの定期的な見直し</b><br>(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<br>(2) 安全研究マップの見直し<br>・ 研究課題整理表の更新<br>・ 安全研究マップへの反映<br>・ 安全研究マップの定期的な見直し                                        |     |   |   |        |   |                        |    |   |              |
| <b>2. 靱性低下に係る研究</b><br>(1) 試験体採取工法の成立性検討<br>・ 廃炉工事開始前の事前サンプリング工法（上部格子板）<br>・ 廃炉工事に同調したサンプリング工法（炉心シュラウド）<br>・ 放射能測定による試験体照射量評価手法の検証<br>(2) 事業計画案の見直し                                     |     |   |   |        |   |                        |    |   |              |
| <b>3. 予防保全対策技術の保守性に係る研究</b><br>(1) 実機構造模擬試験の試験計画詳細の検討<br>・ 実機構造模擬試験計画の検討<br>・ 切断影響の確認(複合的因子に対する影響確認)<br>・ PWR プラント実機応力測定の成立性検討<br>(2) 試験の実施<br>・ BWR プラント廃炉時の除染の影響確認試験<br>(3) 事業計画案の見直し |     |   |   |        |   |                        |    |   |              |
| <b>4. ステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究</b><br>(1) 試験片の製作<br>(2) 試験の実施<br>(3) 実機材の輸送<br>(4) 事業計画案の見直し                                                                                                |     |   |   |        |   |                        |    |   |              |
| <b>5. 成果のまとめ</b>                                                                                                                                                                        |     |   |   |        |   |                        |    |   |              |
|                                                                                                                                                                                         |     |   |   |        |   |                        |    |   | 検収 3/31<br>◆ |

### 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<sup>[3.1-1]</sup>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、「機器・構造物の健全性評価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6年度は、令和5年度<sup>[3.1-3]</sup>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5年度調査結果から本年度に調査可能な期間(2024 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<sup>[3.1-1]</sup> <sup>[3.1-2]</sup> <sup>[3.1-3]</sup>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] 令和2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（実機材料を活用した健全性評価に係る研究））事業、原子力規制庁  
([https://www.nra.go.jp/activity/anzen/seika/itaku\\_R2.html](https://www.nra.go.jp/activity/anzen/seika/itaku_R2.html)：閲覧日 2025 年 3 月 4 日)
- [3.1-2] 令和4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（実機材料を活用した健全性評価に係る研究））事業、原子力規制庁  
([https://www.nra.go.jp/activity/anzen/seika/itaku\\_R4.html](https://www.nra.go.jp/activity/anzen/seika/itaku_R4.html)：閲覧日 2025 年 3 月 4 日)



[3.1-3] 令和5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（実機材料を活用した健全性評価に係る研究）事業、原子力規制庁  
(<https://www.nra.go.jp/activity/anzen/seika/itaku.html>：閲覧日  
2025年3月4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5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、照射誘起型 SCC (以下、「IASCC」という)、SCC、ステンレス鋼鋳鋼の熱時効)
- 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、ステンレス鋼鋳鋼の熱時効)

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である「配管減肉」と「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)
- ・ SCC

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<sup>[3.1.1-1]</sup>や高経年化対策実施基準<sup>[3.1.1-2]</sup>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力プラント一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
- ・ IASCC
- ・ 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、原子炉一次系の他に、二次系や補機系などで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・潰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、日本機械学会ではこれら減肉事象を適切に管理するための配管減肉管理技術規格(JSME 減肉管理規格)<sup>[3.1.1-3][3.1.1-4]</sup>を策定している。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<sup>[3.1.1-5]</sup>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、各社において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<sup>[3.1.1-6]</sup>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)。

減肉配管は上述のように規格に基づいて作成された管理指針によって設定される時期に対象部位の配管厚さ試験を実施し、それを基に管理値(必要最小厚さ)までの供用時間(余寿命)を評価してく減肉管理によって配管減肉の進行による劣化を管理している。また、必要に応じて取替・補修などの対応を取っている。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・材料因子の配管減肉事象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、後者は IASCC のカテゴリである「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) 国外の最新研究開発動向調査

### 1) 日常保全「配管減肉」(国外最新研究開発動向調査)

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5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<sup>[3.1.1(1)-1]</sup>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、ASME PVP (The American Society of Mechanical Engineers Pressure Vessels & Piping Conference)、ICONE (International Conference on Nuclear Engineering) などの機械系の論文誌・学会や、Corrosion Science などの腐食系の論文誌・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

JSME の配管減肉管理に関する技術規格の 2006 年版)に対する技術評価文書<sup>[3.1.1(1)-2]</sup>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」について、令和6年度の調査期間中の国外の論文集・学会発表等で、この研究に該当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

「配管減肉予測手法の適用」に関して、令和6年度の調査期間中の国外の論文集・学会発表等で、この研究に関連する文献に以下があった。

- ・ Fujiwara, K. and Yoneda, K., “Effects of pH and Cr content of materials on flow-accelerated corrosion and their prediction”, Corrosion Science, vol. 244 (2024).  
<sup>[3.1.1(1)-3]</sup>;

上記の文献は、FAC による減肉における水化学因子と材料因子の複合的な影響を調べるため、pH、溶存酸素濃度 (DO)、及び材料中の Cr 含有量をパラメータとした FAC 実験を実施し、FAC 予測モデルでの予測減肉率の比較・検証を実施している。本文献で検討している課題は課題整理表：日常保全の R5-20 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., “An Improved Model for Predicting Affected Region of Flashing Jet”, ASME Journal of Pressure Vessel Technology, vol.146, 061401 (2024).  
<sup>[3.1.1(1)-4]</sup>;

上記の文献は、高温水系統配管損傷時に生じるフラッシング (減圧沸騰) を伴う高速噴流の影響範囲の定量化を、実験・流動解析によって実施している。フラッシング噴流

は急激な沸騰による密度変化を伴う超音速噴流となるため影響範囲が広く、更に、高温流体であるため熱傷などの人災が生じやすいため、その影響範囲の定量化は劣化事象などによる配管損傷時の周辺影響評価を行う上で重要となる。本文献で検討している課題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」<sup>[3.1.1(1)-5]</sup>で規定されている「保全重要度」を活用した減肉管理に関連するものであり、課題整理表：日常保全の No.11 に整理済である。

### ③ 暫定漏洩許容に関する研究

「暫定漏洩許容」の適用に関して、令和 6 年度の調査期間中の国外の論文集・学会発表等でこの研究に該当する文献はなかった。

## 2) 高経年化主要劣化事象(日常保全 SCC を含む)[国外最新研究開発動向調査]

「高経年化主要劣化事象」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、長期運転に関する高経年化評価技術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
- ・ IASCC、SCC
- ・ ステンレス鋼鋳鋼の熱時効

本項の国外動向調査では、長期運転に関する高経年化評価技術に関連する国際的なプロジェクト動向として、以下を調査した。

- ・ 米国エネルギー省(DOE) LWRS (Light Water Reactor Sustainability Program) プロジェクト (2011 年～)
- ・ VTT フィンランド技術研究センター BRUTE (Barsebäck reactor pressure vessel material used for true evaluation of embrittlement) 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 (Studsvik Material Integrity Life Extension)プロジェクト(2021 年～2025 年)
- ・ フランス電力公社国際共同研究組織 (EDF/MAI) プロジェクト(PWR)(2011 年～)

また、2024 年度に開催された国際会議として以下を調査した。

- ・ PVP 2024 :  
ASME 2024 Pressure Vessels & Piping Conference
- ・ SMiRT27 :  
27th International Conference of Structural Mechanics in Reactor Technology
- ・ ICONE31 :  
The 31st International Conference on Nuclear Engineering

## 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、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、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<sup>[3.1.1(1)-6]</sup>、Materials Research 分野の発刊レポートは 6 カテゴリに分類されている。2024 年度発刊レポート数は下記の通りである。

- ・ Cable Aging and Cable NDE (4 件)
- ・ Concrete Aging and Degradation (3 件)
- ・ Management Report (0 件)
- ・ Mitigation Methods and Technologies (0 件)
- ・ Reactor Core and Primary Systems (13 件)

備考：16 件のうち文献重複、ケーブル 2 件及びコンクリート 1 件を除く

- ・ Reactor Pressure Vessel (3 件)

本節の調査対象機器である「原子力プラント一次系の主要鋼製機器・システム」を対象に、Reactor Core and Primary Systems の調査結果を表 3.1.1(1)-1 に、Reactor Pressure Vessel の調査結果を表 3.1.1(1)-2 に示す。Reactor Core and Primary Systems 及び Reactor Pressure Vessel の分類のレポートが対象とする劣化事象は、複数の劣化事象を対象としているものはそれぞれカウントすると、低合金鋼及びステンレス鋼の中性子照射関連が 3 件、疲労関係が 2 件、IASCC 及び SCC 関連が 8 件、腐食が 1 件であった。表 3.1.1(1)-1、並びに表 3.1.1(1)-2 に示すように、それぞれのレポートを調査した結果、新たに追加すべき劣化事象や課題はなかった。なお、安全研究マップのローリングに関連するレポートとして表 3.1.1(1)-2 の No.3 があった。

表 3.1.1(1)-2 の No.3 は、原子炉圧力容器の経年劣化報告の NUREG/CR-7153, Volume 3<sup>[3.1.1(1)-7]</sup>でまとめられた SLR まで運転を延長するうえで、原子炉圧力容器 (RPV) の経年劣化及び劣化メカニズムに関する技術的課題に対処するための包括的な枠組みやガイダンスをまとめたものである。なお、NUREG/CR-7153, Volume 3 は本事業の初年度に調査済で、その結果を踏まえて、本事業の「実機材料を活用した安全研究マップの定期的な見直し」を実施している。

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

BRUTE プロジェクトは、Barsebäck 原子力発電所 2 号(スウェーデン BWR)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<sup>[3.1.1(1)-8]</sup>のプロジェクトの一つである。本プロジェクトに関するレポートは、VTT のホームページ<sup>[3.1.1(1)-9]</sup>より検索が可能であり、BRUTE で 1 件のレポートが公開されていた。

・ Laura Sirkiä, et al., “On comparison of fracture toughness of irradiated and thermally aged decommissioned nuclear weld metals with miniature specimen test technique” <sup>[3.1.1(1)-10]</sup>

本レポートは、本論文では、廃炉となった RPV 上蓋部及び炉心領域から採取した溶接金属を用いて、破壊靱性に及ぼす熱時効と中性子照射の影響調査について ASTM E1921 に準拠して超小型破壊靱性試験片 (Mini-C(T)) によるマスターカーブでアプローチした評価報告である。Mini-C(T)試験片は、運転熱履歴及び 17 乗オーダーの中性子照射を受けた RV 上蓋の円周方向と軸方向の溶接部から製作し、フラクトグラフィ解析により、炉心領域溶接部の亀裂発生部位のばらつきと微細構造の不均一性について報告している。低合金鋼の熱時効は脆化評価法高度化の観点での課題であり、現状の評価・知見という観点からは IAEA の I-GALL (IAEA Extrabudgetary Programme on International Generic Ageing Lessons Learned) で低合金鋼の熱時効が課題として挙げられ、フランス規格 RSE-M では熱時効を考慮する評価が規定されている。ただし、国内では、一般財団法人 発電設備技術検査協会「プラント長寿命化技術開発プロジェクト (PLEX)」や産業界研究で低合金鋼の熱時効に関するデータを取得し、熱時効による脆化は有意でないことを確認している。そのため、喫緊の課題ではなく、評価も熱時効による脆化は考慮していない。

現状の課題整理表では優先度の高い課題ではないが、欧州等の海外の熱時効に関する知見はとして今後もフォローする。

#### c) スペイン Zorita プロジェクト(2007 年～2019 年)

スペインの José Cabrera 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)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、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。Zorita より原子炉容器 (RV) 鋼 (低合金鋼) の実機材を採取して活用した破壊靱性関連のプロジェクトに欧州の国際プロジェクト FRANCESUS があり、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 か年であった。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。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。この中で、参画機関のラウンドロビン試験で使用した压力容器鋼 A508 Cl.3 が Zorita の RPV 交換用上蓋の製造に使用された材料である。FRACTESUS プロジェクトの論文が ASME PVP 2024 に 2 件 (表 3.1.1(1)-4 参照) あった。両文献とも、PWR 炉内構造物バッフルフォーマーボルト等の IASCC 発生メカニズム解明に関する論文で、課題整理表：経年劣化評価 29 に関連としてリストアップされており、新規の課題ではない。なお、課題整理においても、開発研究として、ミクロ組織観察によるデータ拡充、データベース化・データベースを活用した微細組織観察によるメカニズム検討は廃炉材の活用を有効な解決手段としており、関連する研究として今後も本プロジェクトの調査を継続する。

#### 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て分析・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、電中研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。Studsvik 社のホームページ<sup>[3.1.1(1)-11]</sup>や、OECD/NEA のホームページの News Brief<sup>[3.1.1(1)-12]</sup>を調べたが、成果レポートなどは公開されていない。

なお、後者のホームページの News Brief<sup>[3.1.1(1)-12]</sup>に、Key milestones in the advancement of the NEA SMILE project として、2024 年 4 月 8 日から 11 日にかけてスウェーデンの Nyköping で第 8 回会合が開催と今後のスコープに関する記事が掲載されていた。2024 年度時点で、実機材等の採取がほぼ完了し大規模な試験が進行中で、この会議では各プロジェクトの進捗と課題の共有を図るとともに、プロジェクト成果を収集・保存するためのデータベースの開発、将来的な NEA データバンクへの移管に関連しその成果の長期保存とアクセシビリティのスキームについても議論されたとしている。新規プロジェクトメンバーとして、フランスの 4 つの組織、フランス原子力委員会 (CEA)、フランス電力 (EDF)、放射線防護・核安全研究所 (IRSN)、原子炉メーカー (Framatome) の参画が承認され、2026 年から 2030 年にかけて構想のプロジェクト第 2 フェーズの優先研究分野についても話し合われた。フェーズ 1 が完了したことにより、今後、その成果の公知化も進むことが期待される。

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 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<sup>[3.1.1(1)-13]</sup>。

## ② 国際会議等の講演・予稿文献

国内外の国際会議等の予稿集、アブストラクト、プロシーディング等からの文献抽出は以下の方法で実施した。

- ・ 日常保全劣化事象関連キーワード：  
SCC、腐食、配管減肉、熱時効、検査、モニタリング
- ・ 経年劣化事象関連キーワード：  
照射脆化、疲労、熱時効、IASCC、破壊靱性、照射  
高経年化、経年劣化評価、高経年化対策、PLM（Plant Life Management）
- ・ 分野等  
長期、LTO（Long Term Operation, 長期運転）、SLR（Second License Renewal, 2回目の延長申請）、40年、60年、80年、延長、時効、  
廃炉材（harvest）、廃炉（decommission）、採取（sampling）
- ・ 軽水炉以外を対象としたもの（高速炉等）、事故炉を対象としたもの（福島第一発電所等）、プラント対象ではないと考えられるもの（試験装置の経年劣化対策、検査装置の開発等）は除外する。

以上で抽出した機器・構造物の健全性評価や高経年化管理に関する文献に対し、新規の経年劣化事象や、課題や知見として反映すべき事項の有無でスクリーニングした。

### a) PVP 2024：ASME 2024 Pressure Vessels & Piping Conference

ASME PVP 2024 は、2024 年 7 月 28 日から 8 月 2 日にかけて、米国ワシントン州 Bellevue の、Hyatt Regency Bellevue で開催された。関連キーワードで文献をスクリーニングした結果 25 件がリストアップされた。分類すると以下のとおりである。

- ・ 照射脆化 5 件：Mini-C(T)による MC 法、破壊靱性評価関連で FRACTESUS プロジェクト 2 件を含む
- ・ 疲労 17 件：高サイクル疲労 2 件、疲労特性（材料、機器・配管構造、平均応力の影響等）4 件、環境疲労 3 件、疲労寿命に対する表面仕上げと平均応力の影響 8 件
- ・ SCC 2 件：リスク情報分析 1 件、82 合金と硬化ステンレス鋼の亀裂進展評価の 1 件
- ・ 検査モニタリング 1 件

このうち、疲労寿命に対する表面仕上げと平均応力の影響に関する 8 件はシリーズ発表で、日本溶接協会の DFC、DFC2、DFC3 及び DFC4 小委員会<sup>[3.1.1(1)-14]</sup>の成果を踏まえ JSME 環境疲労評価法（2022 年版）（JSME S NF1-2022）<sup>[3.1.1(1)-15]</sup>に組み込まれた疲労設計線図の策定に関連した報告で、電力事業者（東京電力 HD、関西電力）、国内プラントメーカー（三菱重工、東芝 ESS、日立 GENE、IHI）並びに大学（広島大学、青山学院大学）によるものであった。

なお、調査対象とした文献 25 件とも、文献で取り扱っている課題は既に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。このうち、機器・構造物の健全性評価で実機材を活用した研究等の文献が 4 件あり、表 3.1.1(1)-4 に示した。

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】を示した。

b) SMiRT27 : 27th International Conference of Structural Mechanics in Reactor Technology

SMiRT27 は、2024 年 3 月 3 日から 3 月 8 日にかけて、神奈川県横浜市のパシフィコ横浜で開催された。関連キーワードで文献をスクリーニングした結果 47 件がリストアップされた。一部の文献で複数の劣化事象を対象としている場合がある。分類すると以下のとおりである。

- ・ 照射脆化 20 件：機器の構造健全性、加圧熱衝撃（PTS）評価、確率論的破壊力学（PFM）、破壊靱性等の評価関連が 13 件、脆化メカニズム・ミクロ組織関連が 3 件、脆化予測関連が 2 件、実機材を活用した研究が 1 件、運転延長時の監視試験の最適化が 1 件
- ・ 疲労 15 件：耐震、疲労亀裂進展を含めた健全性評価が 8 件、解析手法の高精度化が 3 件、確率論が 1 件、設計疲労線図関係が 1 件、実機材を活用した研究が 2 件
- ・ 熱時効 1 件：国内プラント実機材を活用した研究（原子力規制庁国プロ：ステンレス鋼鋳鋼の熱時効）1 件
- ・ IASCC・SCC 8 件：IGSCC メカニズム 1 件、亀裂進展評価及び構造健全性評価 4 件、確率論的破壊力学 1 件、SCC 発生試験 1 件、予防保全（Zn 注入）1 件
- ・ 検査モニタリング 1 件
- ・ 腐食・配管減肉 2 件：ドイツプラント実機材を活用した腐食疲労調査 1 件、局所減肉に対する破壊評価方法 1 件

調査対象とした文献 47 件のうち、下記 NRA の発表以外は既に課題整理表に網羅され、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。

- ・ Haruko Sasaki, et al., “Outline of NRA regulatory requirements and recent topics related to Long Term Operation” , SMiRT27, Fr.1.A-01<sup>[3.1.1(1)-16]</sup>

この発表は、運転期間延長に対する NRA 規制要求の概要と、至近のトピックスについてである。至近のトピックスは 2 件で、ひとつが原子力規制委員会の第 60 回技術情報検討会<sup>[3.1.1(1)-17]</sup>で検討状況として示した実プラントのデータによる破壊靱性に関する検討について、もうひとつが資源エネルギー庁の国プロ<sup>[3.1.1(1)-18]</sup>で実施の「加圧水型原子炉(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」等の成果を踏まえ、NRA に対して ATENA 事業者より報告のあった、大飯 3 号機加圧器スプレイライン配管溶接部の損傷発生状況及びその溶接部の実機損傷事例の調査状況の概要である。前者のトピックが令和 6 年度に課題整理表に新規に追加した課題に関

連し、その詳細は国内の動向調査に示した (3.1.1(2)2)⑦c)参照)。

c) ICONE31 : 31st International Conference on Nuclear Engineering

ICONE31 は、2024 年 8 月 4 日～8 月 8 日にかけて、チェコ Prague で開催された。関連キーワードで文献をスクリーニングした結果 19 件がリストアップされた。分類すると以下のとおりである。

- ・ 照射脆化 3 件：脆化メカニズムモデルの提案が 1 件、照射試験が 2 件
- ・ SCC 3 件：応力拡大係数の評価モデル等の提案 2 件、蒸気発生器 (SG) 伝熱管の破断前漏洩 (LBB) 1 件
- ・ 検査モニタリング 7 件：オンラインモニタリング技術関連 2 件、状態監視・故障診断関連 4 件、配管系耐圧試験の代替技術 1 件
- ・ 腐食 1 件：(湿分分離器内の液滴移動挙動の研究 1 件
- ・ その他：ケーブルの絶縁被覆(ポリマー)の熱劣化 1 件

ICONE31 は機器・構造物の経年劣化とその管理というよりは、原子力発電とその周辺技術を幅広く取り扱う国際会議であり、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、実機材を活用した研究の発表はなかった。

《参考文献》

- [3.1.1(1)-1] 原子力規制庁受託 令和 5 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(実機材料を活用した健全性評価に係る研究)  
(<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] Fujiwara, K. and Yoneda, K., “Effects of pH and Cr content of materials on flow-accelerated corrosion and their prediction”, Corrosion Science, vol. 244 (2024).
- [3.1.1(1)-4] Yuasa, T, et al., “An Improved Model for Predicting Affected Region of Flashing Jet”, ASME Journal of Pressure Vessel Technology, vol.146, 061401 (2024).
- [3.1.1(1)-5] 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)-6] LIGHT WATER REACTOR SUSTAINABILITY PROGRAM -

- Reports (inl.gov); (<https://lwrs.inl.gov/materials-research-reports/> ; 閲覧日 2025 年 2 月 16 日)
- [3.1.1(1)-7] United States Nuclear Regulatory Commission : Expanded Materials Degradation Assessment (EMDA) (NUREG/CR-7153, Volume 3): Aging of Reactor Pressure Vessels, NUREG/CR-7153, Vol. 3, ORNL/TM-2013/532, (2014). (NUREG/CR-7153 Vol 3, (<https://www.nrc.gov/docs/ML1427/ML14279A349.pdf> : 閲覧日 2025.2.17)
- [3.1.1(1)-8] 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)-9] Find Research outputs - VTT's Research Information Portal (<https://cris.vtt.fi/en/publications/> : 閲覧日 2025 年 2 月 17 日)
- [3.1.1(1)-10] Laura Sirkiä, et al., “On comparison of fracture toughness of irradiated and thermally aged decommissioned nuclear weld metals with miniature specimen test technique”, BA5513 Materials for emerging technologiesBA4510 Fatigue and fracture mechanicsBA4509 Advanced materials for nuclear energy (<https://cris.vtt.fi/en/publications/on-comparison-of-fracture-toughness-of-irradiated-and-thermally-a> : 閲覧日 2025 年 2 月 17 日)
- [3.1.1(1)-11] SMILE - Studsvik (<https://www.studsvik.com/key-offerings/fuel-and-materials-technology/international-programs/smile/> : 閲覧日 2025 年 2 月 17 日)
- [3.1.1(1)-12] Nuclear Energy Agency (NEA) - Key milestones in the advancement of the NEA SMILE project ([https://www.oecd-neo.org/jcms/pl\\_92180/key-milestones-in-the-advancement-of-the-neo-smile-project](https://www.oecd-neo.org/jcms/pl_92180/key-milestones-in-the-advancement-of-the-neo-smile-project) : 閲覧日 2025 年 2 月 17 日)
- [3.1.1(1)-13] Events & news - The MAI (<https://www.themai.org/events-and-news-2/> : 閲覧日 2025 年 2 月 18 日)
- [3.1.1(1)-14] 一般社団法人 日本溶接協会 溶接情報センター ([https://www-it.jwes.or.jp/fatigue\\_knowledge/fatigue\\_committee.jsp#](https://www-it.jwes.or.jp/fatigue_knowledge/fatigue_committee.jsp#) : 閲覧日 2025 年 2 月 19 日)
- [3.1.1(1)-15] 発電用原子力設備規格 環境疲労評価法 (2022 年版) JSME S NF-1 2022、日本機械学会
- [3.1.1(1)-16] Haruko Sasaki, et al., “Outline of NRA regulatory requirements

and recent topics related to Long Term Operation”, SMiRT27,  
Fr.1.A-01., 2024

- [3.1.1(1)-17] 第 60 回技術情報検討会 | 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靱性に関する検討,  
(<https://www.nra.go.jp/data/000442680.pdf> : 閲覧日 2025 年 2  
月 23 日)
- [3.1.1(1)-18] 「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/R1000000002-](https://ndlsearch.ndl.go.jp/books/R1000000002-I033220366)  
I033220366 : 閲覧日 2025 年 2 月 24 日)

表 3.1.1(1)-1 (1/4) LWRS プロジェクト Materials Research - Reports : Reactor Core and Primary Systems

| 番号 | タイトル                                                                                                                                                                               | 発表者<br>実施機関                                                                    | 劣化事象<br>材料                            | 分野・カテゴリ                       | 構造<br>健全性 | 実機材 | 概要                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                               |
|----|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------|---------------------------------------|-------------------------------|-----------|-----|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 1  | Initial Steps Toward Mitigation of Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking in Stainless Steels, ORNL/SPR-2024/3545<br>ORNL/SPR-2024/3545<br>09/27/2024                      | A. Eichhorn,<br>G.Subramanian,<br>S. S. Raiman<br>University of Michigan       | <u>IASCC</u><br>ステンレス鋼                | <u>IASCC 対策材の耐性メ<br/>カニズム</u> | ○         | —   | IASCC の劣化メカニズムの理解が進む中で各種対策材が開発されてきた。耐 IASCC 材として、酸化物分散強化 (ODS)304L、超微細粒 (UFG)304L、付加製造・熱間等方圧プレス (AM-HIP)316L を選定し、その耐性メカニズムに関する研究の取り組みの紹介である。研究では、IASCC の主要因である転位チャネリングに着目し、試験片を陽子照射して PWR 条件下で 4 点曲げ IASCC 試験を行う新しい試験評価体系を考案し検証している。ODS 鋼と AM-HIP 鋼を鍛造 304L ステンレス鋼とともに 5dpa まで照射し、UFG 材は将来照射する予定であり、その準備状況と、考案検証中の体系に基づく特性評価の初期結果の報告である。<br><br>【調査結果】課題整理表:経年劣化評価 29 関連<br>劣化事象としては、IASCC としてリストアップされており、新規の劣化事象ではない。対策材に対する耐性メカニズムについて、著者らが考案した新しい評価体系の検討状況報告であり続報は今後も調査するが、現時点で反映すべき新規知見はない。 |
| 2  | Performance Testing of Additively Manufactured 316L Stainless Steel in Light Water Reactor Environment, ANL/LWRS-24/3<br>ANL/LWRS-24/3<br>09/23/2024                               | B. Alexandreanu,<br>Y. Chen,<br>and X. Zhan<br>Argonne National Laboratory     | 疲労<br>環境疲労<br>SCC<br>積層造形材料<br>(AM 材) | AM 金属部品の開発<br>適格性確認及び認証       | —         | —   | LWRS における積層造形(AM)金属部品の開発、適格性確認、認証に関するアルゴンヌ国立研究所での研究をまとめたもの。AM 316L ステンレス鋼は、老朽化した軽水炉における AM 部品の規制当局による承認を促進することを目的として、軽水炉環境における疲労、環境疲労、SCC について評価している。<br><br>【調査結果】課題整理表:対象外<br>AM 材開発に関する報告であり、機器の構造健全性に関する高経年化の管理及び評価の観点では、課題整理の対象外。                                                                                                                                                                                                                                                           |
| 3  | Advanced microstructural and electrochemical quantification of irradiated stainless steels, M3LW-24OR0402025<br>09/23/2024                                                         | Xin Chen,<br>Marta Pozuelo,<br>Ashutosh Jangde ら<br>Idaho National Laboratory  | 腐食<br>ステンレス鋼                          | 微細構造及び電気化学<br>的定量化            | ○         | —   | 原子力材料の腐食挙動と感受性を理解するため、高度な微細組織観察及び電気化学的定量化技術実証に関するレポートである。<br><br>【調査結果】課題整理表:対象外<br>LWRS 成果報告サイトの当該文献のダウンロードリンクが切れている(The page can't be found.)ため詳細調査不可(2025.2.16)。<br>メカニズム的アプローチの評価手法に関するレポートと推定され、機器の構造健全性に関する高経年化の管理及び評価の観点では、課題整理の対象外。                                                                                                                                                                                                                                                      |
| 4  | Analysis of Deformation and Fracture Mechanisms in the Harvested High-Dose Baffle-Former Bolt with Stress-Corrosion Cracks Formed While in Service, M3LW-24OR0402027<br>09/23/2024 | M. Gussev,<br>S. Kang,<br>T. Lach,<br>X. Chen<br>Oak Ridge National Laboratory | IASCC<br>ステンレス鋼                       | 破断及び変形<br>メカニズムの分析            | ○         | ○   | 実稼働中に応力腐食割れが発生した高線量バッフルフォーマーボルトの破断及び変形メカニズムの分析。照射されていない鋼材では延性破壊が主であるのに対し、バッフルボルトの照射された試験片では混合モード(主に延性破壊と軽微な割れ)へと破壊の挙動が変化していることが明らかになった。IASCC における局所的ひずみ挙動の役割を解明することで、既存の原子炉の運転寿命延長を模索している中、原子炉材料の長期的な性能と信頼性の向上を目指す継続的な取り組みをサポートする知見となるとしている。<br><br>【調査結果】課題整理表:経年劣化評価 29 関連<br>PWR 炉内構造物バッフルフォーマーボルト等の IASCC 発生メカニズム解明としてリストアップされており、新規の課題ではない。なお、課題整理においても、開発研究として、ミクロ組織観察によるデータ拡充、データベース化を活用した微細組織観察によるメカニズム検討は廃炉材の活用が有効な解決手段としており、関連する研究として今後も今後も LWRS レポートの調査を継続する。                         |



表 3.1.1(1)-1 (2/4) LWRS プロジェクト Materials Research - Reports : Reactor Core and Primary Systems

| 番号 | タイトル                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                              | 発表者<br>実施機関                                                                                                                           | 劣化事象<br>材料                | 分野・カテゴリ               | 構造<br>健全性 | 実機材      | 概要                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                       |
|----|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|---------------------------|-----------------------|-----------|----------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 6  | <p>Progress on Dissolved Oxygen Effects Evaluation on the Stress Corrosion Cracking Initiation Susceptibility of Stainless Steel in PWR Primary Water, M2LW-24OR0402033<br/>09/14/2024</p> <p>Complete evaluation of the effect of dissolved oxygen on stress corrosion cracking initiation of austenitic stainless steel in PWR primary water<br/>09/14/2024</p> | <p>Ziqing Zhai<br/>Mychailo Toloczko<br/>Pacific Northwest National Laboratory</p>                                                    | <p>PWRSCC<br/>ステンレス鋼</p>  | <p>溶存酸素の影響評価</p>      | <p>○</p>  | <p>—</p> | <p>2021 年以降、複数のフランス PWR 一次冷却水系ステンレス鋼補助配管で 170 件以上の IGSCC 事例が報告されていることを踏まえ、その主要因としている溶接残留応力だけでは発生メカニズムの説明性が不十分との認識のもと、溶接履歴、運転条件、冶金的特性の相互作用の影響を特定するために、より系統的な研究が必要としている。この報告書では、材料の準備、特性評価、及び PWR 一次水中における冷間鍛造 304L の SCC 発生感受性に対する溶存酸素の影響を評価するため、SCC 発生試験などの本研究の初年度の研究活動を要約している。初年度の成果は、2ppm の溶存酸素または 50ppb の溶存酸素を含む PWR 一次水中で 1 の 0~40%の冷間鍛造 304L 材の鈍ノッチ破壊靱性試験片(BNCT)を用いた定荷重 SCC 発生試験の実施状況を報告。</p> <p>【調査結果】課題整理表:経年劣化評価 13, R5-23、R5-24 関連<br/>国内でも大飯 3 号機で確認された粒界割れ事例に関得する研究。<br/>ステンレス鋼溶接部(硬化部)の IGSCC:発生評価、進展評価、並びに発生・進展メカニズム検討としてリストアップされており、新規の課題ではない。また、本報告は初年度の実施状況と成果の範囲であり、現時点で追加すべき新規知見はない。<br/>国内でもエネ庁の国プロ等が実施されており、関連する研究として今後も調査を継続する。</p> |
| 7  | <p>Complete the Second Weld Campaign on Ni Alloy 182 Using Optimized Welding Parameters and Complete the Initial Weld Quality Evaluation, ORNL/SPR-2024/3575<br/>09/14/2024</p>                                                                                                                                                                                   | <p>J.Chen,<br/>R. Miller,<br/>Z. Feng<br/>Oak Ridge National Laboratory</p> <p>J. Tatman ら,<br/>Electric Power Research Institute</p> | <p>中性子照射<br/>高ニッケル基合金</p> | <p>溶接技術開発</p>         | <p>—</p>  | <p>—</p> | <p>照射済みのニッケル基合金 182 の最新の溶接装置と、放射化学工学開発センター(REDC)における溶接品質の予備検査についてまとめたもの。装置は、NRC、EPRI、ORNL が共同で開発したもので、ホウ素を最大 23wppm 添加した照射済みニッケル合金 182 のホットセル内レーザー溶接装置の普及キャンペーン的なレポート。</p> <p>【調査結果】課題整理表:対象外<br/>溶接技術及び装置の普及、初期溶接品質の認証に関するレポートであり、課題整理の対象外。</p>                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                         |
| 8  | <p>Environmentally Assisted Fatigue in Light Water Reactor Environment, ANL/LWRS-24/2<br/>09/13/2024</p> <p>Environmentally Assisted Fatigue in Light Water Reactor Environment<br/>08/14/2024</p>                                                                                                                                                                | <p>Yiren Chen,<br/>and Bogdan Alexandreanu<br/>Argonne National Laboratory</p>                                                        | <p>疲労<br/>環境疲労</p>        | <p>デジタルツイン技術による評価</p> | <p>○</p>  | <p>—</p> | <p>LWRS プログラムのもとで Argonne National Laboratory(ANL)が実施した環境支援疲労(EAF)研究をまとめたもの。ANL は、理論的及び実験的な EAF に関する豊富な背景知識を基に、補正係数 <math>F_{en}</math> を用いて軽水炉環境における原子炉材料の疲労性能を評価するアプローチを以前に開発している。その成果を踏まえ、システムレベルのモデリングを基に、ANL はデジタルツイン(DT)フレームワークを開発し、機器・構造物の状態と疲労寿命をリアルタイムで予測できるようにした包括的なシステムあるとしている。なお、課題として、ひずみ制御の試験データでは現実的な負荷条件下における原子炉材料の実挙動を十分に捉えることができないこと、低サイクル疲労評価のための応力ひずみ状態をシミュレートするには、より詳細なひずみ追跡が必要であること等を挙げている。</p> <p>【調査結果】課題整理表:経年劣化評価 1 関連<br/>クラス 1 機器及び一次冷却配管の疲労損傷評価手法の高度化として、BWR/PWR 共通の低サイクル疲労の設計疲労線図及び環境疲労評価手法の高精度化に関する報告である。ANLが開発した DT 技術(評価技術の高度化)の取組みに関するもので、将来的に ASME 等に提案する可能性はあるものの、現時点では新規知見としての反映は不要と判断した。</p>                       |

表 3.1.1(1)-1 (3/4) LWRS プロジェクト Materials Research - Reports : Reactor Core and Primary Systems

| 番号 | タイトル                                                                                                                                                             | 発表者<br>実施機関                                                                                                   | 劣化事象<br>材料             | 分野・カテゴリ | 構造<br>健全性 | 実機材 | 概要                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                              |
|----|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------|---------|-----------|-----|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 9  | In-service Oxidation and IASCC in High Fluence Baffle-Former Bolts Retrieved from a Westinghouse PWR, ORNL/SPR-2024/3523<br>08/28/2024                           | Timothy G. Lach<br>Maxim N. Gushev<br>Xiang (Frank) Chen<br>Oak Ridge National Laboratory                     | IASCC<br>実機材<br>ステンレス鋼 | IASCC   | ○         | ○   | <p>LWRS プログラム MRP (Materials Research Pathway) では、2016 年に 2 ループ PWR から 2 つの高照射の履歴を受けたバッフルフォーマーボルトの次期材を採取し、検査、試験片製作及び各種試験が行われた。このプロジェクトの目的は、放射線誘起の膨張、偏析、析出、機械的特性の劣化、及び最新の知見である IASCC 感受性を予測するために開発された国際的なモデルのベンチマークとして、寿命末期の微細構造と特性を評価する上で不可欠な情報を提供することである。この報告では、高照射されたバッフルフォーマーボルトの表面酸化と IASCC の微細構造特性評価に関する、24 年度の最新の研究結果をまとめたもの。</p> <p>【調査結果】課題整理表: 経年劣化評価 R5-6 関連<br/>本報告は、PWR 炉内構造物の IASCC 発生評価関連としてリストアップされており、新規の課題ではない。<br/>現状、ベンチマークの段階であり、今後も進捗をフォローするが、現時点で新規知見の追加はない。</p>                                                                                                                                                                          |
| 10 | Analysis of Deformation and Fracture Mechanisms in Friction Stir Welding Performed on Neutron-Irradiated 304 L Stainless Steel, ORNL/SPR-2024/3535<br>08/26/2024 | S. Kang<br>W.Tang<br>X.Chen<br>M. Gushev<br>OAK RIDGE NATIONAL LABORATORY                                     | 中性子照射<br>ステンレス鋼        | 試験片再生技術 | —         | —   | <p>中性子照射した He (推定 He 濃度 10 原子パーセント) を含む 304L ステンレス鋼から、摩擦攪拌接合で製作した小型試験片 (再生試験片) の変形挙動と破壊メカニズムに関する最近の試験結果が示されている。</p> <p>【調査結果】課題整理表: 対象外<br/>課題整理表では、運転期間延長時の監視試験への不足対策として、RPV 鋼材 (低合金鋼) 試験片の再生についてリストアップ (経年劣化評価 3 ) されている。なお、本研究はステンレス鋼 (主に炉内機器で使用) の再生技術であり、国内では課題となっていない</p>                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                 |
| 11 | Status Update on the Long-Term Crack Initiation Testing of Alloy 690 and Its Weld Metals in PWR Primary Water<br>07/01/2024                                      | Z. Zhai<br>M. Toloczko<br>Pacific Northwest National Laboratory<br><br>D. Sprouster<br>Stony Brook University | PWSCC<br>高ニッケル基合金      | 発生及び進展  | ○         | —   | <p>本報告書の前半では、360°C の PWR 一次冷却水模擬環境下における冷間加工 690 合金の現在進行中の SCC 発生試験として、7 つの商用 Alloy 690 熱処理材から採取した 40 個の試験片を対象に、結晶粒界劣化及びき裂発生に対する特定の材料因子 (熱機械履歴、初期微細構造、表面仕上げ) 及び機械因子 (応力、冷間加工) の影響調査の進捗状況をまとめている。第 2 部では冷間加工した Alloy 690 試験片を大気中、330°C、360°C、400°C で 1 年間にわたってクリープ試験した際の試験及び特性評価の状況と、Alloy 690 の長期使用時の挙動予測のためのデータ収集状況をまとめている。第 3 部では、NRC と共同で実施した、52/52M 合金の溶接モックアップの溶接欠陥から加工した切欠き小型引張試験片を用いた長期 SCC 発生試験の最新情報を報告している。今後、これらの試験結果から得られた新たな知見を基に、これらの合金における亀裂発生のメカニズムに関する理解を深めるための考察を行い、それらの長期性能への影響についてまとめる。</p> <p>【調査結果】課題整理表: 経年劣化評価 R5-16、R5-17<br/>Ni 基合金の応力腐食割れ (PWSCC) の発生評価、進展評価としてリストアップされており、新規の課題ではない。<br/>進捗状況の報告であり、今後も進捗をフォローするが、現時点で新規知見の追加はない。</p> |

表 3.1.1(1)-1 (4/4) LWRS プロジェクト Materials Research - Reports : Reactor Core and Primary Systems

| 番号 | タイトル                                                                                                                                                                 | 発表者<br>実施機関                                                                        | 劣化事象<br>材料      | 分野・カテゴリ            | 構造<br>健全性 | 実機材 | 概要                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                          |
|----|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------------------------------------------------------------------------------|-----------------|--------------------|-----------|-----|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 12 | Analysis of Deformation and Fracture Mechanisms in the Harvested High-Dose Baffle-Former Bolt with Stress-Corrosion Cracks Formed While in Service, M3LW-24OR0402027 | M. Gussev,<br>S. Kang,<br>T. Lach,<br>X. Chen<br><br>Oak Ridge National Laboratory | IASCC<br>ステンレス鋼 | 破断及び変形<br>メカニズムの分析 | ○         | ○   | <p>実稼働中に IASCC が発生した高線量バッフルフォーマーボルトの破断及び変形メカニズムの分析。照射されていない鋼材では延性破壊が主であるのに対し、ボルトの照射された試験片では混合モード(主に延性破壊と軽微な割れ)へと破壊の挙動が変化していることが明らかになった。IASCC における局所的ひずみ挙動の役割を解明することで、既存の原子炉の運転寿命延長を模索している中、原子炉材料の長期的な性能と信頼性の向上を目指す継続的な取り組みをサポートする知見となっている。</p> <p>【調査結果】課題整理表:経年劣化評価 29 関連<br/>PWR 炉内構造物バッフルフォーマーボルト等の IASCC 発生メカニズム解明としてリストアップされており、新規の課題ではない。<br/>なお、課題整理においても、開発研究として、マイクロ組織観察によるデータ拡充データベース化を活用した微細組織観察によるメカニズム検討は廃炉材の活用が有効な解決手段としており、関連する研究として今後も今後も調査を継続する。</p>                       |
| 13 | In-service Oxidation and IASCC in High Fluence Baffle-Former Bolts Retrieved from a Westinghouse PWR, ORNL/SPR-2024/3523<br>08/28/2024                               | M. Gussev,<br>T. Lach,<br>X. Chen<br><br>Oak Ridge National Laboratory             | IASCC<br>ステンレス鋼 | 破断及び変形<br>メカニズムの分析 | ○         | ○   | <p>高照射された PWR バッフルフォーマーボルトの IASCC の微細構造特性評価に関する 2024 年度最新研究結果として、一般的な酸化、粒界腐食、及び転位チャネリングによる局所変形について報告。本研究の目的は、寿命末期の微細構造及び特性を評価し、放射線誘起の膨張、偏析、析出、機械的特性の劣化、本研究で IASCC 感受性を予測するモデルを開発するために不可欠な情報として、 1. 複雑な多層表面酸化物の形成、2. 粒界攻撃と最外層の酸化物への経路: 3. 局所的な変形と元素の偏析についてまとめている。</p> <p>【調査結果】課題整理表:経年劣化評価 29 関連<br/>PWR 炉内構造物バッフルフォーマーボルト等の IASCC 発生メカニズム解明としてリストアップされており、新規の課題ではない。<br/>なお、課題整理においても、開発研究として、マイクロ組織観察によるデータ拡充データベース化を活用した微細組織観察によるメカニズム検討は廃炉材の活用が有効な解決手段としており、関連する研究として今後も今後も調査を継続する。</p> |



表 3.1.1(1)-2 LWRS プロジェクト Materials Research - Reports : Reactor Pressure Vessel

| 番号 | タイトル                                                                                                                                                                        | 発表者<br>実施機関                                                                       | 劣化事象<br>材料          | 分野・カテゴリ | 構造<br>健全性 | 実機材 | 概要                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                      |
|----|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------|---------------------|---------|-----------|-----|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 1  | Analysis of attenuation effects based on results from Zion beltline reactor pressure vessel, ORNL/SPR-2024/3593<br>09/23/2024                                               | Mikhail A. Sokolov<br>and Roger Stoller<br><br>Oak Ridge National Laboratory      | 中性子照射脆<br>化<br>低合金鋼 | 破壊靱性    | ○         | ○   | Zion RPV 実機材は板厚 1/4 位置に比べて欠陥想定位置(内表面から 10mm 位置)の靱性が良いことが示されている。この傾向を解明するために、実機材の高温アニーリング(～500℃)、様々な容器板厚でのアニーリング試験片による転移温度測定等を提案し、この試験により、前述の実機材板厚の破壊靱性の傾向が、容器の製造時に起因するのかどうか判断可能としている。他にもいくつかの RPV 実機材で破壊靱性等の減衰について説明のつかないデータがあり、RPV 板厚の深さに対する機械的特性を確実に予測できるようにするためには、さらなる研究が必要としている。<br><br>【調査結果】課題整理表:経年劣化評価 5<br>課題整理表「経年劣化 7, 8, 12」に関連し、7の現状の知見「Zion を用いた実機廃炉材研究において、1/4T 位置に比べて欠陥想定位置(内表面から 10mm 位置)の靱性が良いことが示されている」に関連した研究の続報であり、今後も調査を継続する。                                                                                                     |
| 2  | Initial Tensile Test Results of Surveillance Specimens Harvested from High-Fluence A-60 Capsule from Palisades Nuclear Generating Station, ORNL/SPR-2024/3545<br>08/30/2024 | Mikhail A. Sokolov<br>and Xiang (Frank) Chen<br><br>Oak Ridge National Laboratory | 中性子照射脆<br>化<br>低合金鋼 | 劣化メカニズム | ○         | ○   | 米国パリスデス原子力発電所(PNGS)PWR の監視試験計画に、ニッケル含有量が約 1.36 wt%、銅含有量が約 0.25 wt%の溶接金属試験片を収容したカプセル(A-60)が含まれ、米国 RPV の 120 年以上の定格負荷相当年数 EFPY に相当する 20 乗レベル(E>1MeV)の照射量を受けている。この材料は、非常に高いニッケル含有量と、NiMnSi 析出物の生成の可能性があり、特に注目されている。現在開発中の脆化傾向曲線のベンチマークとして、非常に興味深い材料。A-60 カプセル試験片は、硬さ試験、引張試験、シャルピー衝撃試験、Mini-C(T)による破壊靱性試験、現場での熱アニーリング、及び原子プローブトモグラフィー(APT)を含む微細構造特性評価を予定している。初期の引張試験は完了し、その結果が本報告書に示されている。<br><br>【調査結果】課題整理表:経年劣化評価 5<br>既に課題整理表にリストアップされた課題であり、各種機械試験やマイクロ組織観察などの結果は劣化メカニズムに対する理解の深化の一助となることから、今後も LWRS レポートの調査を継続する。                                     |
| 3  | Summary of LWRS Research in Addressing RPV Research Gaps in NRC EMDA Report, ORNL/SPR-2024/3522<br>08/30/2024                                                               | X. Chen,<br>M.A. Sokolov<br><br>Oak Ridge National Laboratory                     |                     |         | ○         | —   | EMDA 第 3 巻:原子炉圧力容器の経 年劣化報告の Aging of Reactor Pressure Vessels NUREG/CR-7153, Volume 3, U.S. Nuclear Regulatory Commission, October 2014.でまとめられた軽水炉の運転寿命を 80 年まで延長するうえで、RPV の経年劣化及び劣化メカニズムに関する技術的課題に対処するための包括的な枠組みや概算値をまとめたもの。<br>EPRI 材料劣化マトリクス(MDM)及び課題管理表(IMT)による劣化現象の特定及びランク付け表(PIRT)分析に基づいて作成されており、RPV の劣化メカニズムの詳細な評価を提供している。このレポートでは、EDMA 第 3 巻の 80 年に向けた SLR の観点で、従来の LR(40 年超 60 年)とのギャップを踏まえ、LWRS プロジェクトで実施した個別研究の中で、どのように計画に反映し、どのような成果を創出したかをまとめている。<br><br>【調査結果】課題整理表に反映済<br>(NRA)本受託の令和2年度(初年度)に、実機材料を用いた安全研究マップの作成の基本方針にて、EDMA 第 3 巻を調査済。 |

表 3.1.1(1)-3 FRACTESUS プロジェクト (ASME PVP 2024)

| 番号 | タイトル                                                                                                                            | 発表者<br>実施機関                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                      | 劣化事象<br>材料   | 分野・カテゴリ | 構造<br>健全性 | 実機材 | 概要                                                                                                                                                                                                                                                                          |
|----|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------|---------|-----------|-----|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 1  | Present Status of the FRACTESUS Project: Numerical and Experimental Round Robins on Irradiated and Unirradiated Materials       | Giovanni Bonny 1,<br>Inge Uytendhouwen 1,<br>Eberhard Altstadt 2,<br>Pentti Arffman 3,<br>Sergio Cicero 4,<br>Florian Obermeier 5,<br>Tom Petit 6,<br>Pierrick François 6,<br>Benoît Tanguy 6,<br>Helen Swan 7,<br>and Hannah Wilcox 7<br>1 SCK CEN<br>2 HZDR<br>3 VTT<br>4 University of Cantabria<br>5 Framatome GmbH<br>6 CEA-Saclay<br>7 NNL | 照射脆化<br>低合金鋼 | 破壊靱性評価  | ○         | ○   | PVP2024-122258<br>試験片サイズが破壊靱性特性に与える影響について、FEM による解析的ラウンドロビン、未照射材と照射材に対する実験的ラウンドロビン試験によって評価を実施。Mini-C(T)試験片とより大きな試験片で取得された参照温度 $T_0$ がよく一致することを確認している。<br><br>【調査結果】課題整理表:経年劣化評価 3 関連<br>衝撃試験の代替試験法の整備(Mini-C(T)試験片)の取り組みに関連する内容。<br>新規課題を提示するものではない。                        |
|    | Project FRACTESUS: Fracture Toughness Round Robin on a High Copper Weld Using Miniature C(T) Specimens – Results and Discussion | Florian Obermeier 1,<br>Inge Uytendhouwen 2,<br>Eberhard Altstadt 3, Sergio Cicero 4,<br>Marcos Sánchez 4,<br>John Echols 5,<br>and Giovanni Bonny 2<br><br>1 Framatome GmbH<br>2 SCK CEN<br>3 Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf<br>4 University of Cantabria<br>5 United Kingdom Atomic Energy Authority                                     | 照射脆化<br>低合金鋼 | 破壊靱性評価  | ○         | ○   | PVP2024-122646<br>FRACTESUS プロジェクトの枠組みの中で、Cu 含有量が多い RPV 溶接材を対象に Mini-C(T)試験片を用いたラウンドロビン試験を実施。ラウンドロビンの結果、一部の研究機関で異なる傾向が見られ、調査の結果材料の問題(焼き戻し処理が行われていない)であることを確認。<br><br>【調査結果】<br>課題整理表「経年劣化評価」の No. 3 衝撃試験の代替試験法の整備(小型破壊靱性試験片(Mini-C(T)試験片))の取り組みに関連する内容。<br>新規課題を提示するものではない。 |

表 3.1.1(1)-4 ASME PVP 2024 Pressure Vessels & Piping Conference 実機材を活用した高経年化評価技術に関する発表

| 通番 | タイトル                                                                                                                                                                    | 発表者                                                                                                                                                                                                      | 実施機関                                                                                                                                             | 劣化事象      | 材料     | 分野・カテゴリ         | 概要                                                                                                                                                                                                                                                                              |
|----|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------|--------|-----------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 1  | Present Status of the FRACTESUS Project: Numerical and Experimental Round Robins on Irradiated and Unirradiated Materials                                               | Giovanni Bonny 1, Inge Uytendhouwen 1, Eberhard Altstadt 2, Pentti Arffman 3, Sergio Cicero 4, Florian Obermeier 5, Tom Petit 6, Pierrick François 6, Benoît Tanguy 6, Helen Swan 7, and Hannah Wilcox 7 | 1 SCK CEN<br>2 HZDR<br>3 VTT<br>4 University of Cantabria<br>5 Framatome GmbH<br>6 CEA-Saclay<br>7 NNL                                           | 照射脆化      | 低合金鋼   | 破壊靱性評価          | PVP2024-122258<br>試験片サイズが破壊靱性特性に与える影響について、FEM による解析的ラウンドロビン、未照射材と照射材に対する実験的ラウンドロビン試験によって評価を実施。Mini-C(T)試験片とより大きな試験片で取得された参照温度 $T_0$ がよく一致することを確認している。<br><br>【調査結果】課題整理表: 経年劣化評価 3<br>衝撃試験の代替試験法の整備(小型破壊靱性試験片(Mini-C(T)試験片))」の取り組みに関連する内容である。新規課題を提示するものではない。                   |
| 2  | Project FRACTESUS: Fracture Toughness Round Robin on a High Copper Weld Using Miniature C(T) Specimens – Results and Discussion                                         | Florian Obermeier 1, Inge Uytendhouwen 2, Eberhard Altstadt 3, Sergio Cicero 4, Marcos Sánchez 4, John Echols 5, and Giovanni Bonny 2                                                                    | 1 Framatome GmbH<br>2 SCK CEN<br>3 Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf<br>4 University of Cantabria<br>5 United Kingdom Atomic Energy Authority | 照射脆化      | 低合金鋼   | 破壊靱性評価          | PVP2024-122646<br>FRACTESUS プロジェクトの枠組みの中で、Cu 含有量が多い RPV 溶接材を対象に Mini-C(T)試験片を用いたラウンドロビン試験を実施。ラウンドロビンの結果、一部の研究機関で異なる傾向が見られ、調査の結果材料の問題(焼き戻し処理が行われていない)であることを確認。<br><br>【調査結果】課題整理表: 経年劣化評価 3<br>衝撃試験の代替試験法の整備(小型破壊靱性試験片(Mini-C(T)試験片))」の取り組みに関連する内容である。新規課題を提示するものではない。           |
| 3  | Risk-Informed Assessment of French Stress Corrosion Cracking Operational Experience Relative to the Fleet of Pressurized Water Reactors in the United States of America | David Rudland, Matthew Leech, Matthew Homiack, and Christopher Nellis                                                                                                                                    | NRC                                                                                                                                              | SCC       | ステンレス鋼 | リスク情報分析         | PVP2024-121559<br>フランスのシヴォー1号機(PWR)の緊急炉心冷却システム配管で複数の亀裂が見つかったことを受け、NRC はフランス原子力発電所の運転経験の適用性やそれらのリスク情報に基づく分析を実施し、米国発電所への潜在的な安全への影響を評価した結果、リスクが低いと判断した。また、計画中の検査方法の変更により、十分な裕度があることを示唆した。<br><br>【調査結果】課題整理表: 経年劣化評価 13<br>PWR 一次系ステンレス鋼の IGSCC に関する内容である。リスク情報分析に関するものであり、課題整理対象外 |
| 4  | Technical Basis for Inspection Optimization and Deferral of PWR Pressurizer Component Examinations                                                                      | Nathaniel G. Cofie 1, Dilip Dedhia 1, Scott T. Chesworth 1, Do Jun Shim 2, and Robert Grizzi 2                                                                                                           | Structural Integrity Associates                                                                                                                  | 検査、モニタリング | 低合金鋼   | 検査間隔延長に関する技術的根拠 | PVP2024-124330<br>ASME コードのセクション XI に規定されている PWR の加圧器溶接部の検査間隔延長(30 年)に関する技術的根拠を示すもの。<br><br>【調査結果】課題整理表: 経年劣化評価 R5-3<br>BWR/PWR の RPV 炉心領域・胴板等溶接部の検査の合理化には関連するレポートとして参考となるが、新規の知見や課題を示すものではない。                                                                                  |

表 3.1.1(1)-5 SMiRT27 実機材を活用した高経年化評価技術に関する発表

| No. | タイトル                                                                                                                                                | 発表者／実施機関                                                                                                                                                                                                                                                                                                       | 劣化事象 | 材料               | 分野・カテゴリ     | 概要／調査結果                                                                                                                                                                                 |
|-----|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------|------------------|-------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 1   | SMiRT27、Tu.1.I-02<br>FRACTURE TOUGHNESS EVALUATION OF WELD-HAZ IN RPV STEEL USING MINI-C(T) SPECIMENS                                               | Yoosung Ha,<br>Masaki Shimodaira,<br>Jinya Katsuyama<br><br>Nuclear Safety Research Center(Japan) ,<br>Atomic Energy Agency(Japan)                                                                                                                                                                             | 照射脆化 | 低合金鋼             | 脆化予測        | RPV 監視試験片 HAZ、Mini-C(T)試験片、参照温度 $T_0$ は母材よりかなり低く、HAZ の破壊靱性は高いと報告。<br><br>【調査結果】課題整理表:経年劣化評価 3 及び 4<br>中性子照射脆化 代替試験法の整備(試験片再生、小型シャルピー試験片、Mini-C(T)試験片)、母材代表性に関連するが、新規課題を提示するものではない。      |
| 2   | SMiRT27、Th.1.B-02<br>FEASIBILITY STUDY OF ULTRASONIC TESTING FROM OUTSIDE OF RPV TO NICKEL BASED ALLOY MATERIAL WELDS                               | Atsushi Mori, Kentaro Tsuchihashi, Shiro Otake,<br>Riku Nakata, Hirofumi Ouchi,Eisuke Shiina,<br>Toshiaki Hamano,Koji Yamada<br>Toshiba Energy Systems & Solutions Corporation (Japan),<br>Hitachi-GE Nuclear Energy,Ltd. Hitachi(Japan),<br>IHI Corporation(Japan),<br>Chubu Electric Power Co., Inc. (Japan) | —    | ニッケル基合金          | 欠陥検出精度      | 浜岡 1 号機のシュラウドサポートのニッケル基合金溶接部の亀裂の容器外 UT。炉外 UT 連続監視手法の適用見込みを得たとしている。<br><br>【調査結果】課題整理表:日常保全 R5-14<br>SCC 検査技術の性能実証に関連するが、新規課題を提示するものではない。                                                |
| 3   | SMiRT27、Th.3.I-02<br><br>INFLUENCE OF HIGH TEMPERATURE WATER ON AISI 304, AISI 347 AND ER 347 REGARDING THEIR THRESHOLD VALUE AND SURFACE OXIDATION | Veile Georg, Schopf Tim,<br>Weihe Stefan<br><br>Materials Testing Institute University of Stuttgart (Germany)                                                                                                                                                                                                  | 腐食疲労 | ステンレス鋼 (AISI347) | 健全性評価(評価方法) | フェライト含有量の増加した ER347 溶接材料と AISI304 の疲労腐食を調査。ドイツ原子力発電所のサージラインパイプの AISI 347 と、AISI 304 の鍛造ブロックを活用した研究報告。<br><br>【調査結果】課題整理表:経年劣化評価 疲労(腐食疲労)に関連。該当項目はないが、ドイツのプラントの実機材調査であり、新規課題を提示するものではない。 |
| 4   | SMiRT27、Th.4.E-03<br><br>Component tests to verify fatigue strength under media conditions                                                          | Fabian E. Silber,<br>Stefan Weihe<br><br>MPA University of Stuttgart (Germany)                                                                                                                                                                                                                                 | 疲労   | ステンレス鋼           | 健全性評価       | 応力負荷と環境条件の疲労評価方法の検証。スウェーデンのリンガルス原子力発電所の部品の熱疲労試験(対象はオーステナイト鋼)の報告。<br><br>【調査結果】課題整理表:経年劣化評価 1<br>低サイクル疲労 設計疲労線図及び環境疲労評価手法の高精度化に関連する内容である。新規課題を提示するものではない。                                |
| 5   | SMiRT27、Fr.1.I-04<br><br>RESEARCH ON MATERIAL DEGRADATION USING DECOMMISSIONED REACTOR MATERIALS SPONSORED BY NUCLEAR REGULATION AUTHORITY          | Yasufumi Miura,<br>Taku Arai,<br>Ryoichi Saeki,<br>Shigeaki Tanaka,<br>Tetsuya Toyota<br><br>CRIEP (Japan)                                                                                                                                                                                                     | 熱時効  | ステンレス鋼           | 健全性評価       | 浜岡 1 号機の 1 次系 PLR ポンプから採取した廃炉材(鑄造オーステナイト系ステンレス鋼)の熱時効評価及び試験を実施し、現行評価手法の保守性を検証。H3T モデルで保守的に評価できるとしている。<br><br>【調査結果】課題整理表:経年劣化評価 32<br>本事業のステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究に関連する内容である。                |

## (2) 国内の最新研究開発動向調査

### 1) 日常保全「配管減肉」[国内最新研究開発動向調査]

国外最新研究開発動向調査と同様に、令和 5 年度に引き続き、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

#### ① 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<sup>[3.1.1(2)-1]</sup>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」に関して、令和 6 年度の調査期間中の国内の論文集・学会発表等でこの研究に該当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

「配管減肉予測手法の活用」に関連する文献として以下があった。

- ・ 湯浅ら、「連続配管要素で発生する旋回流による流れ加速型腐食の予測」、日本機械学会 2024 年度年次大会、S081-13 (2024) . <sup>[3.1.1(2)-2]</sup>

上記の文献は、配管減肉の予測モデルの開発に関する文献である。配管のレイアウトによっては配管内の流れに旋回が加わる旋回流が生じて減肉が増加することがあるため、その影響の定量化・モデル化を行っている。

- ・ 内山ら、「配管減肉予測ソフトウェア FALSET を用いた実験体系における二相流 FAC 減肉率予測」、第 28 回動力・エネルギー技術シンポジウム、C114 (2024) . <sup>[3.1.1(2)-3]</sup>
- ・ 内山ら、「BWR プラント自主管理システムの減肉管理における配管減肉予測ソフトウェア FALSET の活用」、日本機械学会 2024 年度年次大会、S081-12 (2024) . <sup>[3.1.1(2)-4]</sup>
- ・ 森田ら、「予測手法を活用した減肉管理プロセスの詳細の検討」、日本機械学会 2024 年度年次大会、S081-14 (2024) . <sup>[3.1.1(2)-5]</sup>

上記の文献は、配管減肉の予測手法の開発に関する文献である。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。電中研においても予測手法「FALSET」を構築しており、実機プラントの原子炉浄化系 (CUW 系) や二相流系統の FAC 事象への適用評価、予測手法を活用した減肉管理フローの提案などを上記文献にて実施している。

- ・ 室谷ら、「原子炉浄化系模擬条件下における炭素鋼配管の流れ加速型腐食に及ぼす酸素注入と白金付着の影響 (2)150℃での酸素注入による FAC 抑制効果」、日本原子力学会 2024 年春の年会、1M03 (2024) . <sup>[3.1.1(2)-6]</sup>
- ・ 和田ら、「原子炉浄化系模擬条件下における炭素鋼配管の流れ加速型腐食に及ぼす



酸素注入と白金付着の影響 (3) 280℃での Pt 付着炭素鋼の腐食速度」、2024 年秋の年会、1M06 (2024) . [3.1.1(2)-7]

上記の文献は、オンライン貴金属注入 (OLNC) 条件下における FAC による減肉率評価に関する文献である。OLNC は BWR の原子炉内の水化学環境の改善手法の 1 つであるが、Pt の注入によって CUW 系の FAC に影響を与える可能性があるため、上記文献では実験的に Pt 注入条件下での FAC 評価を実施し、腐食電位 (ECP) の監視が有効な管理手法になることを述べている。

- ・ 山縣ら、「配管要素内の物質移動計測に関する研究」、第 28 回動力・エネルギー技術シンポジウム、C113 (2024) . [3.1.1(2)-8]
- ・ 森田ら、「流れ加速型腐食 (FAC) に対する局所窪み部の流動影響の評価」、第 28 回動力・エネルギー技術シンポジウム、C123 (2024) . [3.1.1(2)-9]

上記の文献は、局所的な窪み部における流れが FAC に与える影響評価に関する文献である。配管接合部などで材料間の Cr 含有量が異なる場合、Cr 含有量の違いによって減肉率の差が生じて局所的な窪みが生じることがあり、更に、窪み部の形成によって流動状況が変化するため、FAC に対する流動因子の影響が変化することが考えられる。上記文献では、実験・流動解析によって局所窪み部の FAC 評価を実施している。

以上で述べた文献で検討している課題は、課題整理表：日常保全の R5-20 に整理済である。

「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。

- ・ 渡辺ら、「発電プラントにおける高温高压流体の漏洩を想定した人体への衝撃影響評価」、第 28 回動力・エネルギー技術シンポジウム、C122 (2024) . [3.1.1(2)-10]

上記の文献は、配管減肉などで配管損傷が生じた際の噴流衝突による人体への影響を評価した文献である。配管が損傷した際には外部に流体が噴出するが、高压流体が噴出して人体に衝突すると骨折などの作業安全上のリスクがある。上記文献では、噴流衝突実験を基にした衝撃力の定量化・モデル化、及び流体衝突による骨折リスクの評価を実施している。本文献で検討している課題は、課題整理表：日常保全の No.11 に整理済である。

### ③ 暫定漏洩許容に関する研究

「暫定漏洩許容の適用」に関する研究に関して、令和 6 年度の調査期間中の国外の論文集・学会発表等でこの研究に該当する文献はなかった。

## 2) 高経年化主要劣化事象(日常保全 SCC を含む) [国内最新研究開発動向調査]

「高経年化主要劣化事象」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、長期運転に関する高経年化評価技術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
- ・ IASCC、SCC
- ・ ステンレス鋼の熱時効

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、長期運転に関する高経年化評価技術に関する主要な発表を調査した。予稿集、アブストラクト、プロシーディング等からの文献抽出方法は国際会議と同じである。抽出した機器・構造物の健全性評価や高経年化管理に関する文献に対し、新規の経年劣化事象や、課題や知見として反映すべき事項の有無でスクリーニングした。

### ① 日本原子力学会 2024 年春の年会<sup>[3.1.1(2)-11]</sup>

2024 年春の年会は、2024 年 3 月 26 日～3 月 28 日にかけて、近畿大学東大阪キャンパスで開催された。

機器・構造物の健全性評価や高経年化管理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】を示した。No.6 は国内の加圧水型軽水炉 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発表で、実機材による調査が行われている。それ以外の発表はミクロ組織やメカニズムに関する発表で、研究のために製作した試験片等による研究である。同表に示すように文献で取り扱っている機器・構造物の健全性評価や高経年化管理に関する主要な課題は課題整理表に網羅されており、新しい劣化事象や課題となるような知見はなかった。

### ② 日本原子力学会 2024 年秋の大会<sup>[3.1.1(2)-12]</sup>

2024 年秋の大会は、2024 年 9 月 11 日～9 月 13 日にかけて、東北大学川内北キャンパスで開催された。

機器・構造物の健全性評価や高経年化管理に関する主要な発表を表 3.1.1(2)-2 に示す。実機材を活用した発表に No.7 があった。この報告は、監視試験を用いた RPV の照射脆化管理の妥当性を検証するため、国内 PWR RPV 鋼廃炉実機材（クラッドとの溶融境界付近と母材）に対し、焼鈍試験によって硬さの回復過程を測定し照射硬化量を評価した研究である。劣化事象は中性子照射脆化であり、課題整理表：経年劣化評価 No.4 及び 5 の母材代表性、あるいは劣化メカニズムに対する理解の深化に関連するが、新規の課題を提示するものではない。本発表を含め、同表に示すように文献で取り扱っている機器・構造物の健全性評価や高経年化管理に関する主要な課題は課題整理表に

網羅されており、新しい劣化事象や課題となるような知見はなかった。

③ 日本保全学会 第20回 学術講演会<sup>[3.1.1(2)-13]</sup>

第20回 学術講演会は、2024年8月5日～8月8日にかけて、東京大学駒場キャンパスで開催された。

機器・構造物の健全性評価や高経年化管理に関する主要な発表を表3.1.1(2)-3に示す。機器・構造物の健全性評価で実機材を活用した研究等の発表はなかった。同表に示すように文献で取り扱っている機器・構造物の健全性評価や高経年化管理に関する主要な課題は課題整理表に網羅されており、新しい劣化事象や課題となるような知見はなかった。

④ 日本金属学会：2024年秋期講演（第175回）<sup>[3.1.1(2)-14]</sup>

2024年秋期講演は、2024年9月18日～9月20日にかけて、大阪大学豊中キャンパスで開催された。

機器・構造物の健全性評価や高経年化管理に関する主要な発表を表3.1.1(2)-4に示す。機器・構造物の健全性評価で実機材を活用した研究等の発表はなかった。同表に示すように文献で取り扱っている機器・構造物の健全性評価や高経年化管理に関する主要な課題は課題整理表に網羅されており、新しい劣化事象や課題となるような知見はなかった。

⑤ 腐食防食学会：第71回 材料と環境討論会<sup>[3.1.1(2)-15]</sup>

第71回材料と環境討論会は、データサイエンスを活用した腐食防食技術、現場における維持管理技術、並びに大気暴露試験と腐食促進試験術を主題とし、2024年11月13日～11月15日にかけて、沖縄県那覇市の沖縄県市町村自治会館で開催された。

機器・構造物の健全性評価や高経年化管理に関する主要な発表を表3.1.1(2)-5に示す。機器・構造物の健全性評価で実機材を活用した研究等の発表はなかった。同表に示すように文献で取り扱っている機器・構造物の健全性評価や高経年化管理に関する主要な課題は課題整理表に網羅されており、新しい劣化事象や課題となるような知見はなかった。

⑥ 国等受託研究等の動向

a) 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

この事業では、「原子炉圧力容器の健全性評価研究」<sup>[3.1.1(2)-16]</sup>と「実機材料を活用した健全性評価に係る研究」<sup>[3.1.1(2)-17]</sup>が実施されており、動向を調査した。

➤ 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)

この事業は令和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り、令和5年度の調査の通り、この国プロで取り組んでいる以下の研究課題<sup>[3.1.1(2)-17]</sup>は、研究課題整理表でリストアップ済である。

- ・ RPV 健全性評価方法の保守性に係る研究

- ・ 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)

b) 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)<sup>[3.1.1(2)-18]</sup>

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であり、令和5年度の調査の通り、この国プロで取り組んでいる研究課題<sup>[3.1.1(2)-19]</sup>は、研究課題整理表でリストアップ済である。

- ・ 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
- ・ 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
- ・ 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
- ・ 確率論的破壊力学(PFM)の実用化に向けた技術開発

c) 原子力規制委員会 技術情報検討会等の動向

令和5年度に課題管理表「スコーピング」に追加した R5-S1 の PWR 中性子照射脆化の破壊靱性評価に関する「破壊靱性遷移曲線の予測方法の保守性を検証」について、その後の動向を調査した。

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<sup>[3.1.1(2)-20]</sup>で、原子力規制庁より示された「実プラントのデータによる破壊靱性に関する検討」<sup>[3.1.1(2)-21]</sup>の報告に引き続き、令和6年3月に第64回技術情報検討会<sup>[3.1.1(2)-22]</sup>で原子力規制庁より「実プラントのデータによる破壊靱性に関する検討(その2)」<sup>[3.1.1(2)-23]</sup>が示された。前回の第60回技術情報検討会では、原子力規制庁より、電気事業者より提出された PTS 評価に関するデータが蓄積されつつあることから、蓄積されたデータを用いて技術的検討を開始したことを報告した。その際に、実プラントのデータを用いて試計算を実施したところ、破壊靱性温度移行量  $\Delta T_{KIC}$  と関連温度移行量  $\Delta RT_{NDT}$  がほぼ等価であるという「原子炉圧力容器加圧熱衝撃試験実施委員会(財団法人発電設備技術検査協会)」(国プロ)<sup>[3.1.1(2)-24]</sup>の結果と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となったことを報告し、引き続き検討を進めることとされていた。今回の「その2」の報告は、その後の検討内容の途中経過の報告である。この検討では、 $\Delta T_{KIC}$  と  $\Delta RT_{NDT}$  の算出方法を、関連 JEAC ((一社)日本電気協会 電気技術規定)の破壊靱性遷移曲線の設定の式を用いて、破壊靱性試験データ毎に破壊靱性遷移曲線を求める方法や、 $\Delta RT_{NDT}$  を高経年化技術評価や運転期間延長認可申請において電気事業者より提出されたデータをそのまま使用する方法で検討し、前回 F の報告とは異なる傾向を示したとしている。前回報告と今回の報告踏まえ、国プロの実験条件と実プラントの条件では、計算に用いる試験片数の違いに起因する破壊靱性温度  $T_{KIC}$  の持つ不確かさの違い、比較的高い照射量を受けたデータの比率の違いに起因するデータの偏り、及び化学組成の違いに起因するデータの偏りがあり、

これらが  $T_{KIC}$  の計算結果に影響を与えていることが考えられるとの見解を示した。また、今後は、これらを踏まえた分析（例えば、統計解析）等の多角的な検討を行う必要があると考えられることから、引き続き原子力規制庁において、より詳細な検討を進めることとされた。また、原子力規制庁は原子力エネルギー協議会 ATENA との面談を実施し、検討方針<sup>[3.1.1(2)-25]</sup>や産業界における分析状況の報告をうける<sup>[3.1.1(2)-25]</sup>など意見交換を実施し、本検討は規制方と産業界で共有する課題となった。

この経緯を踏まえ、令和5年度にスコーピングでリストアップした課題は、課題整理表：経年劣化評価にて、その課題と現状を整理し、今後の対応についてフォローすることとした。具体的には、課題管理表：経年劣化評価にて、劣化事象「中性子照射脆化」とし、「破壊靱性評価：関連温度移行量と破壊靱性値移行量の関係（PTS 評価）」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] 湯浅ら、「連続配管要素で発生する旋回流による流れ加速型腐食の予測」、日本機械学会 2024 年度年次大会、S081-13 (2024).
- [3.1.1(2)-3] 内山ら、「配管減肉予測ソフトウェア FALSET を用いた実験体系における二相流 FAC 減肉率予測」、第 28 回動力・エネルギー技術シンポジウム、C114 (2024).
- [3.1.1(2)-4] 内山ら、「BWR プラント自主管理システムの減肉管理における配管減肉予測ソフトウェア FALSET の活用」、日本機械学会 2024 年度年次大会、S081-12 (2024).
- [3.1.1(2)-5] 森田ら、「予測手法を活用した減肉管理プロセスの詳細の検討」、日本機械学会 2024 年度年次大会、S081-14 (2024).
- [3.1.1(2)-6] 室谷ら、「原子炉浄化系模擬条件下における炭素鋼配管の流れ加速型腐食に及ぼす酸素注入と白金付着の影響 (2)150℃での酸素注入による FAC 抑制効果」、日本原子力学会 2024 年春の年会、1M03 (2024).
- [3.1.1(2)-7] 和田ら、「原子炉浄化系模擬条件下における炭素鋼配管の流れ加速型腐食に及ぼす酸素注入と白金付着の影響 (3) 280℃での Pt 付着炭素鋼の腐食速度」、日本原子力学会 2024 年秋の年会、1M06 (2024).

- [3.1.1(2)-8] 山縣ら、「配管要素内の物質移動計測に関する研究」、第 28 回動力・エネルギー技術シンポジウム、C113 (2024).
- [3.1.1(2)-9] 森田ら、「流れ加速型腐食 (FAC) に対する局所窪み部の流動影響の評価」、第 28 回動力・エネルギー技術シンポジウム、C123 (2024).
- [3.1.1(2)-10] 渡辺ら、「発電プラントにおける高温高压流体の漏洩を想定した人体への衝撃影響評価」、第 28 回動力・エネルギー技術シンポジウム、C122 (2024).
- [3.1.1(2)-11] 2024 年春の年会/ホームページ  
(<https://confit.atlas.jp/guide/event/aesj2024s/top> : 閲覧日 2025 年 2 月 28 日)
- [3.1.1(2)-12] 2024 年秋の大会 | Confit  
(<https://pub.conf.it.atlas.jp/ja/event/aesj2024f> : 閲覧日 2025 年 2 月 28 日)
- [3.1.1(2)-13] 第 20 回学術講演会特設ページ (JSM: 日本保全学会)  
(<https://am20.jsm-conference.com/> : 閲覧日 2025 年 2 月 28 日)
- [3.1.1(2)-14] 日本金属学会 2024 年秋期(第 175 回)講演大会/ホームページ  
(<https://confit.atlas.jp/guide/event/jimm2024autumn/top?lang=ja> : 閲覧日 2024 年 2 月 28 日)
- [3.1.1(2)-15] 腐食防食学会 : 第 71 回材料と環境討論会 / 2024 年 11 月 13 日(水) ~ 15 日(金)\_沖縄 | 一般社団法人 資源・素材学会  
(<https://www.mmij.or.jp/events/20096.html> : 閲覧日 2025 年 2 月 28 日)
- [3.1.1(2)-16] 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 2025 年 3 月 4 日)
- [3.1.1(2)-17] 原子力規制庁、令和 5 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 (実機材料を活用した健全性評価に係る研究)) 事業、  
(<https://www.nra.go.jp/data/000473784.pdf> : 閲覧日 2025 年 2 月 8 日)
- [3.1.1(2)-18] 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/2021/20210818\\_001.html](https://www.enecho.meti.go.jp/appli/public_offer_result/2021/20210818_001.html) : 閲覧日 2025 年 2 月 9 日)
- [3.1.1(2)-19] 「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 2025 年 2 月 24 日)
- 備考 : 令和 5 年度事業報告は閲覧日時点で国会図書館に登録なし
- [3.1.1(2)-20] 第 60 回技術情報検討会 | 原子力規制委員会 ([nra.go.jp](http://nra.go.jp))、([https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/youshikisya/gijyutu\\_jyouhou/120000103.html](https://www.nra.go.jp/disclosure/committee/youshikisya/gijyutu_jyouhou/120000103.html) : 閲覧日 2025 年 2 月 9 日)
- [3.1.1(2)-21] 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靱性に関する検討」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 2025 年 2 月 9 日)
- [3.1.1(2)-22] 第 64 回技術情報検討会 | 原子力規制委員会 ([nra.go.jp](http://nra.go.jp))、(<https://www.da.nra.go.jp/detail/NRA100000236> : 閲覧日 2025 年 2 月 9 日)
- [3.1.1(2)-23] 原子力規制委員会「資料 64-1-3 実プラントのデータによる破壊靱性に関する検討 (その 2)」第 64 回技術情報検討会、原子力規制委員会、(<https://www.da.nra.go.jp/view/NRA100000236?contents=NRA10000236-002-022#pdf=NRA100000236-002-022> : 閲覧日 2025 年 2 月 25 日)
- [3.1.1(2)-24] 「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)-25] [\[N-ADRES\]原子力エネルギー協議会等との面談 令和 6 年 9 月 19 日](#) (<https://www.da.nra.go.jp/view/NRA100005651?contents=NRA100005651-002-001#pdf=NRA100005651-002-001> : 閲覧日 2025 年 3 月 17 日))

表 3. 1. 1 (2) -1 日本原子力学会 2024 年春の年会

| No. | タイトル                                                                                   | 発表者                                                                                                          | 実施機関                                                                              | 劣化事象 | 材料      | 分野・カテゴリ        | 概要／調査結果                                                                                                                                   |
|-----|----------------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------|------|---------|----------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 1   | Effect of irradiation temperature on Mn–Ni–Si clusters in RPV model alloys<br><br>3C01 | Xinrun Chen1, Tatsuya Suzuki1, Ba Vu Chinh NGUYEN4, Takeshi Toyama3, Koji Inoue3, Sho Kano2, Kenta Murakami2 | 1. Nagaoka Univ. of Tech.,<br>2.UTokyo,<br>3. Tohoku Univ.,<br>4. Univ. of Danang | 照射脆化 | 低合金鋼    | ミクロ組織          | RPV モデル合金における照射硬化と温度の相関性に関する検討。<br><br>【調査結果】課題管理表:経年劣化評価 5<br>照射脆化 劣化メカニズムに対する理解の深化に関連するが、新規課題を提示するものではない。                               |
| 2   | Fe イオン照射による原子炉容器鋼モデル合金の局所力学特性の変化<br><br>3C02                                           | 前田 悠希、<br>藤井 克彦、福谷 耕司                                                                                        | INSS                                                                              | 照射脆化 | 低合金鋼    | ミクロ組織          | 照射によるミクロ組織変化が転位の核生成と転位の運動に及ぼす影響を分析。<br><br>【調査結果】課題管理表:経年劣化評価 5<br>照射脆化 劣化メカニズムに対する理解の深化に関連するが、新規課題を提示するものではない。                           |
| 3   | 中性子照射下における Fe 内のミクロ構造発達に関する評価<br><br>3C04                                              | 祝 梁帆、陳 昱婷、<br>西川 さくら、森下 和功                                                                                   | 京大                                                                                | 照射脆化 | 低合金鋼    | ミクロ組織          | ミクロ構造発達と照射場依存性に関する調査(解析による検討)。<br><br>【調査結果】課題管理表:経年劣化評価 5<br>照射脆化 劣化メカニズムに対する理解の深化に関連するが、新規課題を提示するものではない。                                |
| 4   | ステンレス鋼の PWR1 次系模擬水中の SCC 発生・進展機構<br>(1) 亀裂先端のナノスケール分析からの検討<br><br>3C11                 | 藤井 克彦、寺地 巧、<br>山田 卓陽、有岡 孝司                                                                                   | INSS                                                                              | SCC  | ステンレス鋼  | TEM 観察<br>元素分析 | SCC メカニズムに関する考察(亀裂先端の分析による検討)。<br><br>【調査結果】課題管理表:日常保全 R5-24<br>ステンレス鋼の IGSCC 発生・進展メカニズム検討に関連するが、新規課題を提示するものではない。                         |
| 5   | ブラントノッチ CT 試験片による 600 合金の PWR1 次冷却材模擬水中 SCC 発生挙動<br><br>3C12                           | 山田 卓陽、寺地 巧、<br>山岡 祐樹、有岡 孝司                                                                                   | INSS                                                                              | SCC  | ニッケル基合金 | ミクロ組織          | SCC 発生時間の温度依存性に関する考察(SCC 発生試験による評価)。<br><br>【調査結果】課題管理表:日常保全 R5-16<br>Ni 基合金の応力腐食割れ(PWSCC) 発生評価に関連するが、新規課題を提示するものではない。                    |
| 6   | 国内 PWR 加圧器スプレイライン配管溶接部における粒界割れ調査の中間結果                                                  | 三浦 靖史                                                                                                        | 電中研                                                                               | SCC  | ステンレス鋼  | 硬さ測定<br>組織観察   | 3C_PL01<br>大飯原子力発電所3号機の加圧器スプレイライン配管の粒界割れに関する調査報告。<br><br>【調査結果】課題管理表:日常保全 13<br>ステンレス鋼の IGSCC 発生評価及び NO.5-23 の進展評価に関連するが、新規課題を提示するものではない。 |

備考：実機材を活用した発表にハッチング



表 3. 1. 1 (2)-2 (1/2) 日本原子力学会 2024 年秋の大会

| No. | タイトル                                                          | 発表者                                                                                     | 実施機関                 | 劣化事象 | 材料      | 分野・カテゴリ  | 概要／調査結果                                                                                                                                                                                                                                                 |
|-----|---------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------|----------------------|------|---------|----------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 1   | 3次元アトムプローブ及び走査透過電子顕微鏡を用いた原子炉圧力容器鋼溶接熱影響部の微細組織分析                | 下平 昌樹, 河 侑成,<br>高見澤 悠, 外山 健,<br>Du Yufeng,<br>嶋田 雄介,<br>吉田 健太,<br>永井 康介,<br>勝山 仁哉       | JAEA,<br>東北大         | 照射脆化 | 低合金鋼    | ミクロ組織    | RPV 鋼の熱影響部(HAZ)の金属組織が照射脆化感受性に及ぼす影響の観点より、RPV 鋼の HAZ と母材の中性子照射後の微細組織分析を行った報告。Cu 含有量の高い RPV 鋼において、HAZ と母材とで溶質原子クラスタや転移ループなどの微細組織の性状に差異は無かったとしている。<br>【調査結果】課題整理表:経年劣化評価 No.4 及び 5<br>中性子照射脆化 母材代表性、あるいは劣化メカニズムに対する理解の深化に関連するが、新規の課題を提示するものではない。            |
| 2   | JRR-3 及び WASTEF を活用した原子炉構造材料の照射試験<br>(5)中性子照射した原子炉圧力容器鋼の照射後試験 | 河 侑成, 端 邦樹,<br>岡田 祐次, 牛島 寛章,<br>光井 研人, 冬島 拓実,<br>石島 暖大, 仁尾 大資,<br>渡邊 勝哉, 田上 進,<br>知見 康弘 | JAEA                 | 照射脆化 | 低合金鋼    | 機械的特性    | 高照射量領域まで中性子照射された RPV 鋼の照射脆化評価データ拡充。RPV 鋼の照射脆化評価データ拡充のため、HAZ の照射脆化感受性を確認する目的で、Cu 含有量の高い RPV 鋼の照射試験を実施。目標中性子照射量は PWR60 年運転に相当としている。<br><br>【調査結果】課題整理表:経年劣化評価 No.4 及び 5<br>中性子照射脆化 母材代表性、あるいは劣化メカニズムに対する理解の深化に関連するが、新規の課題を提示するものではない。                     |
| 3   | PWR 1 次冷却水の pH 調整剤としての水酸化カリウムの適用性評価(2)水酸化カリウムの PWSCC 発生への影響評価 | 垣谷 健太, 中野 佑介,<br>杉野 亘, 佐藤 賢二,<br>志水 雄一                                                  | 三菱重工業,<br>日本原電       | SCC  | ニッケル基合金 | PWSCC 発生 | PWR 一次冷却水の pH 調整剤の代替材 KOH の Ni 基合金の PWSCC の発生感受性調査。LiOH と比較して、PWSCC 発生時間が有意に変化しないとしている。<br><br>【調査結果】課題整理表:日常保全 No.R5-16<br>Ni 基合金の応力腐食割れ(PWSCC)発生評価に関連するが、新規の課題を提示するものではない。                                                                            |
| 4   | PWR の原子炉容器の破損リスクに対する疲労と非破壊検査の影響                               | 村上 健太, 李 坤生,<br>勝山 仁哉, 関村 直人                                                            | 東京大学                 | 疲労   | 低合金鋼    | PFM      | PFM の活用に向けて、ISI に関係するパラメータが RPV 破損リスクに与える影響を調査。製造時から存在する微小な亀裂の低サイクル疲労と、検査による亀裂の検出確率等を考慮した確率論的破壊力学解析。低サイクル疲労及び検査頻度は破損リスクに有意な違いを与えず、非破壊検査の検出精度が高いほど破損リスクが低くなるとしている。<br><br>【調査結果】課題整理表:経年劣化評価 No.11<br>中性子照射脆化 確率論的評価の導入(確率変数の整備)に関連するが、新規の課題を提示するものではない。 |
| 5   | TT690 合金の PWR1 次系環境下における SCC 発生検討<br>—微小な開口の停留挙動—             | 寺地 巧, 大厩 徹,<br>山田 卓陽, 山岡 祐樹,<br>有岡 孝司                                                   | INSS,<br>INSS(現関西電力) | SCC  | ニッケル基合金 | SCC 発生   | TT690 合金冷間加工材の PWR1 次系環境下 SCC 発生試験。微小な開口は 1 粒界程度で停留、26,007 時間経過しても伝播期に移行していない(試験進捗報告)。<br><br>【調査結果】課題整理表:日常保全 No.R5-16<br>Ni 基合金の応力腐食割れ(PWSCC)発生評価に関連するが、新規の課題を提示するものではない。                                                                             |

表 3. 1. 1 (2)-2 (2/2) 日本原子力学会 2024 年秋の大会

| No. | タイトル                                                | 発表者                                          | 実施機関 | 劣化事象 | 材料     | 分野・カテゴリ   | 概要／調査結果                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                        |
|-----|-----------------------------------------------------|----------------------------------------------|------|------|--------|-----------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 6   | ステンレス鋼の PWR1 次系模擬水中の SCC 発生・進展機構(2) 亀裂先端組織に対する温度の影響 | 藤井 克彦,<br>野志 勇介,<br>寺地 巧,<br>山田 卓陽,<br>有岡 孝司 | INSS | SCC  | ステンレス鋼 | SCC 発生・進展 | <p>PWR1 次系模擬水中、20%CW316 鋼 IGSCC の亀裂先端の TEM 観察と STEM/EDS 分析。320℃で認められた亀裂先端での Fe 溶出による原子密度の低下は 360℃では確認されなかったと報告。</p> <p>【調査結果】課題整理表: 日常保全 No.13<br/>PWR 一次系ステンレス鋼溶接部(硬化部)の IGSCC 発生評価に関連するが、新規の課題を提示するものではない。</p>                                                                                                                                               |
| 7   | 国内 PWR プラントの原子炉圧力容器 廃炉材の照射脆化挙動の評価(3) 照射硬化量の評価       | 前田 悠希,<br>藤井 克彦,<br>三浦 照光,<br>福谷 耕司          | INSS | 照射脆化 | 低合金鋼   | 脆化予測      | <p>監視試験を用いた RPV の照射脆化管理の妥当性を検証するため、国内 PWR の RPV 鋼廃炉実機材に対し、焼鈍試験によって硬さの回復過程を測定して照射硬化量を評価。硬さは 500℃から回復し、照射硬化量は 29HV1 と見積もった。廃炉材の照射硬化量は同等の Cu 含有量の監視試験片等のデータの範囲にあること、焼鈍後の硬さの減少量は、クラッドとの溶融境界付近と母材側で場所によらず一定であり、溶接熱影響により硬化した領域においても特異な照射脆化は生じていないことを確認したと報告。</p> <p>【調査結果】課題整理表: 経年劣化評価 No.4 及び 5<br/>中性子照射脆化 母材代表性、あるいは劣化メカニズムに対する理解の深化に関連するが、新規の課題を提示するものではない。</p> |

備考：実機材を活用した発表にハッチング

表 3.1.1(2)-3 (1/2) 日本保全学会 第 20 回学術講演会

| No. | タイトル                                                  | 発表者   | 実施機関              | 劣化事象       | 材料     | 分野・カテゴリ | 概要／調査結果                                                                                                                                                                                                                                                       |
|-----|-------------------------------------------------------|-------|-------------------|------------|--------|---------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 1   | E-1-1-3<br>供用中検査の合理化に向けた確率論的破壊力学評価                    | 村上 健太 | 東京大学              | 疲労         | 低合金鋼   | 健全性評価   | <p>供用中検査頻度の変更が原子炉容器(RPV)の破損リスクに与える影響を合理的に評価するために実施した確率論的破壊力学評価の報告。</p> <p>【調査結果】課題整理表:経年劣化評価 No. 11<br/>中性子照射脆化 確率論的評価の導入(確率変数の導入)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。</p>                                                                                            |
| 2   | F-1-1-3<br>再生溶接試験片を用いた原子炉容器監視試験における溶接部の強度的不均質・欠陥の影響評価 | 陣内 健晋 | 大阪大学大学院           | 照射脆化       | 低合金鋼   | 健全性評価   | <p>シャルピー衝撃試験の有限要素解析モデルを構築した上で、溶接部に生じる強度的不均質の影響に着目した JEAC 4201 に定められているインサート材寸法条件の妥当性を検証。実験及び数値解析により、溶接部の強度的不均質・欠陥が再生溶接試験片を用いたシャルピー衝撃試験結果に及ぼす影響について評価。</p> <p>【調査結果】課題整理表:経年劣化評価 No. 3<br/>中性子照射脆化 衝撃試験の代替試験法の整備(試験片再生)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。</p>        |
| 3   | F-1-1-4<br>修正熱収縮法に基づく多層溶接継手における残留応力の予測                | 王 聞達  | 大阪公立大学            | 疲労         | 炭素鋼    | 残留応力予測法 | <p>熱収縮法を用いた多層溶接の残留応力予測法の実験との対応について報告。</p> <p>【調査結果】課題整理表:日常保全 No.13<br/>SCC の発生評価に関連した残留応力分布評価の高度化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。</p>                                                                                                                            |
| 4   | F-1-2-2<br>ステンレス鋼の高温水中応力腐食割れ発生に及ぼす冷間加工と溶接熱の影響評価       | 鈴木 璃空 | 東北大学大学院<br>東北電力   | SCC<br>熱時効 | ステンレス鋼 | ミクロ組織   | <p>316L ステンレス鋼を対象として、表面機械加工と溶接模擬熱処理の表面近傍組織への影響を評価すると共に、これらが SCC 感受性に及ぼす影響を調査した。</p> <p>【調査結果】課題整理表:日常保全 No.13<br/>PWR 一次系環境中の非鋭敏化ステンレス鋼(照射材を除く)の冷間加工起因の SCC は実機損傷事例が少なく、現行評価では発生は想定されていないが、PWR 一次系配管ステンレス鋼溶接部(硬化部)の SCC の課題整理の現状知見に関連するが、新規課題を提示するものではない。</p> |
| 5   | A-2-1-1<br>高経年化に向けた1号機中性子照射量の検討(その 2)                 | 熊野 秀樹 | 株式会社中電<br>シーティーアイ | 照射脆化       | 低合金鋼   | 脆化予測    | <p>照射脆化評価の一環として、浜岡 1 号機と他号機との中性子フラックスに着目し、その比較により他号機の長期運転について検討。</p> <p>【調査結果】課題整理表:経年劣化評価 No. 5 及び 6<br/>中性子照射脆化 劣化メカニズムに対する理解の深化、脆化予測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。</p>                                                                                       |
| 6   | A-2-1-2<br>中性子照射下における Fe 内のミクロ構造発達に関する評価              | 祝 梁帆  | 京都大学              | 照射脆化       | 低合金鋼   | 脆化予測    | <p>各照射場における点欠陥やカスケードクラスタの生成率の平均値やそのゆらぎを理論的に定量化するとともに、同欠陥挙動による材料ミクロ構造発達挙動への影響を調査。</p> <p>【調査結果】課題整理表:経年劣化評価 No. 5 及び 6<br/>中性子照射脆化 劣化メカニズムに対する理解の深化、脆化予測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。</p>                                                                       |

表 3.1.1(2)-3 (2/2) 日本保全学会 第 20 回学術講演会

| No. | タイトル                                                     | 発表者   | 実施機関                            | 劣化事象 | 材料     | 分野・カテゴリ            | 概要／調査結果                                                                                                                                                                                                                                                       |
|-----|----------------------------------------------------------|-------|---------------------------------|------|--------|--------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 7   | A-2-1-4<br>オーステナイト系ステンレス鋼溶接部における SCC 発生・進展挙動に及ぼすミクロ組織の影響 | 阿部 博志 | 東北大学                            | SCC  | ステンレス鋼 | 発生・進展挙動            | オーステナイト系ステンレス鋼溶接部における SCC 発生・進展挙動に及ぼす $\delta$ 相の影響について調査。具体的には、溶接模擬熱処理により溶融境界近傍組織を再現した 316L ステンレス鋼を用いて、高温水中 SCC 進展速度を評価することで、 $\delta$ 相の SCC 亀裂進展抵抗性を明らかにすることを目的とした報告。<br><br>【調査結果】課題整理表: 日常保全 R5-15<br>ステンレス鋼の IGSCC 進展評価の高度化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。 |
| 8   | A-2-2-1<br>中性子回折による SUS316 小口径配管溶接部の残留応力測定               | 三浦 靖史 | 電中研                             | SCC  | ステンレス鋼 | 残留応力測定技術           | 溶接残留応力の周方向依存性について実験的に検討するために、TIG 溶接によって作製した 316 ステンレス鋼配管溶接部を対象とし、中性子回折法を用いて 2 箇所の周方向位置で 3 軸応力分布を測定した結果を報告。<br><br>【調査結果】課題整理表: 日常保全 No.6<br>残留応力分布評価の高精度化(FEM 解析、測定手法の精緻化)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。                                                        |
| 9   | A-2-2-2<br>100A 突合せ溶接配管の残留応力の FEM 解析と実応力解析の比較            | 鈴木 賢治 | 新潟大学、<br>電中研、<br>JAEA、<br>QST   | SCC  | ステンレス鋼 | 残留応力評価<br>シミュレーション | 小口径突合せ溶接配管(SUS316TP, 100A, Sch120)の溶接残留応力について有限要素法解析を実施。また、それと同一の溶接配管を製作し、放射光による二重露光法と中性子回折を利用して実応力も解析し、有限要素解析と実測した結果を比較している。<br><br>【調査結果】課題整理表: 日常保全 No.6<br>SCC 残留応力分布評価の高度化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。                                                   |
| 10  | A-2-2-3<br>二重露光法による多層盛溶接 SUS316 鋼の表面機械加工層残留応力の影響検討       | 于 麗娜  | 大阪大学大学院<br>新潟大学<br>高輝度光科学研究センター | SCC  | ステンレス鋼 | 残留応力評価             | シンクロトン放射光 X 線の二重露光法を用いてオーステナイト系ステンレス鋼 SUS316 表層部の残留応力を測定することで表面機械加工層が表層部の残留応力に及ぼす影響を調査。また、有限要素法も利用して多層盛溶接部の残留応力も解析。残留応力の実測結果と FEM 解析結果により表面機械加工層の影響について報告。<br><br>【調査結果】課題整理表: 日常保全 No.6<br>SCC 残留応力分布評価の高度化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。                      |
| 11  | A-2-2-4<br>オーステナイト系ステンレス鋼多層溶接配管継手における残留応力分布の数値解析と測定      | 岡野 成威 | 大阪大学                            | SCC  | ステンレス鋼 | 残留応力評価<br>シミュレーション | 移動熱源を考慮した溶接熱弾塑性解析を活用し、オーステナイト系ステンレス鋼製の円周多層溶接継手における残留応力分布に及ぼす諸因子の影響を系統的に評価。また、作製した溶接配管の残留応力分布を実測し、解析結果を検証した報告。<br><br>【調査結果】課題整理表: 日常保全 No.6<br>SCC 残留応力分布評価の高度化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。                                                                   |

表 3. 1. 1 (2)-4 日本金属学会：2024 年秋期講演

| No. | タイトル                                                             | 発表者                                                                                                      | 実施機関                                                         | 劣化事象 | 材料      | 分野・カテゴリ      | 概要／調査結果                                                                                                                                                     |
|-----|------------------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------|------|---------|--------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 1   | P206<br>鉄クロム二元合金の 100 °C 温度領域における中性子照射硬化挙動                       | 上山魁 1,2, 外山健 2,<br>井上耕治 2, 永井康介 2,<br>佐藤紘一 3, 耿殿程 1,2,<br>荻野靖之 2, 余浩 2,<br>近藤創介 2, 笠田竜太 2                | 1. 東北大工、<br>2. 東北大金研、<br>3. 鹿児島大理工                           | 照射脆化 | 低合金鋼    | 硬さ測定<br>組織観察 | Fe-Cr モデル合金の中性子照射温度 100°C 領域におけるビッカース硬さと相分離挙動の損傷量依存性に関する検討。<br><br>【調査結果】課題管理表:経年劣化評価 NO.5<br>照射脆化 劣化メカニズムに対する理解の深化に関連するが、新規課題を提示するものではない。                  |
| 2   | S3.7<br>ステンレス鋼の応力腐食に対する数値解析的検討                                   | 桑水流理, 加藤綾,<br>宮崎直哉, 由利航大,<br>小松大愛                                                                        | 福井大学                                                         | SCC  | ステンレス鋼  | メカニズム        | 腐食に対する応力影響を定量化し、長期的な応力腐食挙動を予測できる数値解析手法の確立に関する検討。<br><br>【調査結果】課題管理表:日常保全 NO.R5-24<br>ステンレス鋼の IGSCC 発生・進展メカニズム検討 発生・進展メカニズム検討に関連するが、新規課題を提示するものではない。         |
| 3   | 277<br>ニッケル合金中の炭化物の安定性に対する水素の影響                                  | 藤井克彦 1,<br>波多野雄治 2                                                                                       | INSS1,<br>富山大学 2                                             | SCC  | ニッケル基合金 | メカニズム        | 水素により SCC の発生・進展に影響する粒界キャビティが形成する。ニッケル基合金の水素アタックに対する感受性に関する検討。<br><br>【調査結果】課題管理表:日常保全 NO.R5-19<br>Ni 基合金の応力腐食割れ(PWSCC) 発生・進展メカニズム検討に関連するが、新規課題を提示するものではない。 |
| 4   | 278<br>bcc 鉄における「2 相 Ni <sub>3</sub> SiMn <sub>2</sub> の再固溶温度の調査 | 藤枝秀斗 1、松川義孝 1、<br>連川貞弘 1、渡邊大樹 1、<br>牟田浩明 2、山口正剛 3、<br>笠田竜太 4、吉田健太 4、<br>佐藤充孝 4、藪内聖皓 5、<br>遠藤美奈子 6、熊野秀樹 6 | 熊大 1、<br>阪大 2、<br>原子力機構 3、<br>東北大金研 4、<br>京大エネ研 5、<br>中部電力 6 | 照射脆化 | 低合金鋼    | メカニズム        | 照射脆化の熱回復に関する検討。<br><br>【調査結果】課題管理表:経年劣化評価 NO.5<br>照射脆化 劣化メカニズムに対する理解の深化に関連するが、新規課題を提示するものではない。                                                              |

表 3.1.1(2)-5 (1/2) 腐食防食学会：第 71 回 材料と環境討論会

| No. | タイトル                                                                    | 発表者                                              | 実施機関                                             | 劣化事象 | 材料           | 分野・カテゴリ          | 概要／調査結果                                                                                                                                                                                                                                                                                                                             |
|-----|-------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------|--------------------------------------------------|------|--------------|------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 1   | A-307<br>BWR 構造材の SCC 発生寿命改善度評価(1)<br>ー高耐食性 Ni 基合金溶接金属の SCC 発生試験技術の開発ー  | 林貴広,<br>吉田修一,<br>伊藤幹郎,<br>大友康平,<br>服部泰大,<br>森島康雄 | 東芝エネルギーシステムズ株式会社<br><br>東芝テクニカルサービスインターナショナル株式会社 | SCC  | ニッケル基合金      | SCC 発生試験<br>技術開発 | 52 合金高耐食性材料 SCC 発生試験方法の開発に関する報告。<br>SCC 感受性の低い高耐食性材料に対する発生寿命の定量評価試験技術として、発生加速及び割れ検出を可能とする先進的単軸荷重 (AUL: Advanced Uniaxial Load) 試験技術を開発。電位差法による発生時間評価の検討及び試験後試験片の観察・分析によって、SCC 発生試験方法としての優れた適用性を確認。<br><br>【調査結果】課題整理表: 日常保全 No.R5-11<br>Ni 基合金の応力腐食割れ (NiSCC) に対する対策技術の開発、健全性評価技術高精度化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。                   |
| 2   | A-308<br>BWR 構造材の SCC 発生寿命改善度評価(2)<br>ー高耐食性 Ni 基合金溶接金属の寿命改善度評価方法に関する検討ー | 吉田修一,<br>林貴広,<br>伊藤幹郎,<br>森島康雄,<br>大友康平,<br>三橋忠浩 | 東芝エネルギーシステムズ株式会社                                 | SCC  | ニッケル基合金      | SCC 発生試験<br>技術開発 | 52 合金 SCC 発生試験評価手法の有効性評価に関する報告。<br>本表 No.1 の報告で開発した SCC 発生試験技術を用いて、高耐食性 Ni 基合金溶接金属の発生寿命の定量評価方法を検討し、寿命改善度 (FOI: Factor Of Improvement) を評価。<br><br>【調査結果】課題整理表: 日常保全 No.R5-11<br>Ni 基合金の応力腐食割れ (NiSCC) に対する対策技術の開発、健全性評価技術高精度化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。                                                                           |
| 3   | A-309<br>SCC 事象への PFM 評価手法の適用<br>～SCC 進展試験における不純物イオン添加の影響～              | 越石正人,<br>赤澤 弾,<br>三浦靖史<br>加古謙司                   | 電中研                                              | SCC  | ニッケル基合金      | PFM<br>SCC 進展試験  | PFM 評価 $\text{SO}_4^{2-}$ イオン添加環境の SCC 進展速度やばらつきへの影響の報告。微量の硫酸イオンを添加して得られた SCC 進展データが、SCC 進展速度やそのばらつきにどのような影響を与えるかを考察。 $\text{SO}_4^{2-}$ イオン添加環境と純水環境を区別せずに SCC 進展速度データを整理した場合、データのばらつきが大きくなることがわかり、PFM 評価において注意が必要であると報告。<br><br>【調査結果】課題整理表: 日常保全 No.R5-22<br>SCC 確率論的破壊力学(PFM)の実用化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。                   |
| 4   | A-310<br>ステンレス鋼の PWR1 次系模擬水中の SCC 発生・進展機構(1) 亀裂先端のナノスケール分析からの検討         | 藤井 克彦,<br>寺地 巧,<br>山田 卓陽,<br>有岡 孝司               | 原子力安全システム研究所                                     | SCC  | ステンレス鋼 (316) | SCC 発生進展メカニズム    | 316 ステンレス鋼について PWR 環境の IGSCC 進展亀裂の先端部を TEM と走査 TEM/エネルギー分散型 X 線分光法 (STEM/EDS) でナノスケール分析を行い、亀裂進展に先立つ組成の変化と構造の変化を調査した報告。亀裂先端では主として Fe の溶出による原子密度の低下が確認され、Fe の溶出を駆動力にした物質移動が高速な粒界拡散をベースに生じ、亀裂先端より先の構造が変化していることを明らかにしたと報告。<br><br>【調査結果】課題整理表: 日常保全 No.13,R5-23<br>PWR 一次系ステンレス鋼溶接部 (硬化部) NOIGSCC 発生評価、進展評価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。 |



表 3.1.1(2)-5 (2/2) 腐食防食学会：第 71 回 材料と環境討論会

| No. | タイトル                                                                                       | 発表者                                          | 実施機関                              | 劣化事象 | 材料     | 分野・カテゴリ        | 概要／調査結果                                                                                                                                                                                                                                                                                                      |
|-----|--------------------------------------------------------------------------------------------|----------------------------------------------|-----------------------------------|------|--------|----------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 5   | A-312<br>炭素鋼配管の腐食挙動に及ぼす Cl <sup>-</sup> 濃度及び流速の影響(その 3)<br>pH 6.3, 7.6 及び 8.5 における腐食生成物の観察 | 山崎 樂,<br>藤原和俊                                | 電中研                               | 腐食   | 炭素鋼    | 炭素鋼配管<br>予寿命評価 | <p>BWR 冷温停止期間の炭素鋼配管の全面腐食に関する報告。腐食過程のモデルで考慮できていなかった腐食生成物による腐食抑制挙動が Cl<sup>-</sup>濃度、流速及び pH に依存する可能性を考え、X 線回折(XRD)を用いて鉄及び酸素を主とする腐食生成物の化学組成を同定し、腐食生成物の種類との関係を調査。今後も定量的なピーク強度分析を実施予定。</p> <p>【調査結果】課題整理表「日常保全」腐食に関連するが、冷温停止時を対象にしており、新規の劣化事象を提示するものではない。</p>                                                    |
| 6   | B-113<br>ステンレス鋼の力学的に損傷した酸化皮膜における新生面の分極曲線                                                   | 桑水流 理,<br>宮崎 直哉,<br>由利 航大,<br>加藤 綾,<br>小松 大愛 | 福井大学 学術研究院工学系部門<br>福井大学 大学院 工学研究科 | SCC  | ステンレス鋼 | SCC 発生メカニズム    | <p>新生面発生直後の新生面の電気化学特性を明らかにするため、皮膜形成の影響を最小限に抑えるように急速引張試験を採用し、定電位／引張試験と定電流／引張試験を多数実施し、新生面の分極曲線を評価した。NaCl 水溶液中のオーステナイト系ステンレス鋼を対象に、塑性変形より発生した直後の新生面における電位と電流密度の関係を明らかにした。今後、この分極曲線を数値解析に応用予定。</p> <p>【調査結果】課題整理表「日常保全」SCC 発生・進展メカニズム検討に関連する。ステンレス鋼の損傷した酸化皮膜における新生面の電気化学特性、分極曲線に着眼した研究であり、新規の劣化事象を提示するものではない。</p> |

### 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、課題整理表のスコーピング段階の1件「R5-S1」を、経年劣化評価の課題へ移行し、「R6-1」とした。追加した課題を解決するための研究等の位置づけは、3.1.1(2)②⑥c)項に示すように、NRAはATENAとの面談を実施し、検討方針や産業界における分析状況の報告をうけるなど意見交換を実施するとしており、規制方と産業界で共有する課題となった。

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(機器・構造物の健全性評価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・実施中の機器・構造物の健全性評価や高経年化管理に関する研究の最新情報を整理している。また、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、解決案等も整理している。

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、経年劣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システム(蒸気発生器、加圧器の一次系含)
- ・ その他の配管システム(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。対象とする経年劣化は「高経年劣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目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 等に着眼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、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。

**【研究課題整理表に整理する情報】**

- |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                              |
|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| <p><b>1. 機器・構造物の健全性評価や高経年化管理に関する最新知見の調査</b></p> <ul style="list-style-type: none"><li>◆ BWR/PWR(炉型)</li><li>◆ 対象システム／設備(系統・システム・設備名称)</li><li>◆ 機器名称(機器名称)</li><li>◆ 経年劣化事象</li><li>◆ 課題区分(大分類・中分類:研究テーマ)</li><li>◆ 現状の知見と課題(現状の知見／現状の課題)</li></ul> <p><b>2. 同上課題等の整理</b></p> <ul style="list-style-type: none"><li>◆ 開発・高度化の研究<ul style="list-style-type: none"><li>・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</li></ul></li><li>◆ 妥当性確認／検証の研究(現状の知見／現状の課題)<ul style="list-style-type: none"><li>・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</li></ul></li></ul> |
|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|

「研究の位置付け」と「実機材（廃炉材を含む）の有効活用」について以下に補足する。

● 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」と、並びに原子力規制委員会における民間規格の活用<sup>[3.1.2-1]</sup>がある。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。

【研究の位置付け】

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

備考:「課題整理表」では「1.①」などと略記

● 実機材（廃炉材を含む）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。

【実機材（廃炉材を含む）の有効活用】

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

《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 2025 年 3 月 4 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】

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

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 6 年度に課題整理表を更新し、表 3.1.2(1)-1 に示すように 1 件の課題を追加した。課題整理表のカテゴリ「経年劣化評価」を表 3.1.2(1)-1 に、「日常保全」を表 3.1.2(1)-2 に、「スコーピング段階」を表 3.1.2(1)-3 に、「高サイクル熱疲労、シビアアクシデント」を表 3.1.2(1)-4 に示す。

追加した課題 No. は「R6・番号」として、整理済の課題と区別した。「R5・番号」は令和 5 年度に追加した課題である。令和 6 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 R6-1 : PWR 原子炉容器/炉心領域・胴板 II. 中性子照射脆化

##### 破壊靱性評価 関連温度移行量と破壊靱性値移行量の関係

3.1.1 項に示すように、PTS 評価における破壊靱性値の温度移行量は、JEAC4206-2007（技術評価済）や過去の国プロに基づき、 $\Delta T_{KIC}$  と  $\Delta RT_{NDT}$  が等価であるとの前提のもとで評価を実施している。令和 5 年度の調査では、NRA の第 60 回技術情報検討会（2023 年 7 月 27 日）や、JEAC 策定もとの日本電気協会との意見交換の状況を踏まえ、「スコーピング段階」の R5-S1 として、PWR 原子炉容器/炉心領域胴板の中性子照射脆化における破壊靱性評価「破壊靱性遷移曲線の予測方法の保守性を検証」として追加した。令和 6 年度は、第 64 回技術情報検討会（2024 年 3 月 27 日）にて、NRA より、監視試験データを用いて試算を実施したところ、 $\Delta T_{KIC}$  と  $\Delta RT_{NDT}$  がほぼ等価であるという国プロの結果と大きな方向性は共有するものの、国プロ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であることが示された。

現状の知見として、JEAC4206-2007 では、監視試験で取得した照射後の破壊靱性データも含めて破壊靱性遷移曲線を設定することとしており、仮に破壊靱性の温度移行量が大きい場合であっても、それを取り入れた評価は可能である。また、長期施設管理計画の審査において、照射脆化の将来予測を保守的に評価するだけでなく、照射脆化の将来予測を伴わない実測データに基づく評価として、監視試験の各回次の破壊靱性実測値を下限包絡する破壊靱性曲線を設定した評価も行われている。これにより、 $\Delta T_{KIC}$  と  $\Delta RT_{NDT}$  の相関関係を用いない場合でも PTS 事象により原子炉容器が損傷する可能性が十分に小さいことを確認している。

これら現状の知見を踏まえると、今後の課題は、産業界並びに規制方の共通で

- ・ 監視試験データを用いた結果と試験炉照射材を用いた国プロの結果が大きな方向性は共有するものの、国プロ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であることの原因を明らかにすること
- ・ 海外 ASME の動向等も踏まえた破壊靱性の相関の等価性に関する知見の拡充すること

が必要である。

産業界の対応としては、規制庁と ATENA との面談の経緯を踏まえると、破壊靱性

の相関に対する NRA 指摘に対して対応方針をまとめ、必要に応じて JEAC4206 の改定を検討する方針である。研究の位置づけは「1.現行の予測式・評価手法(技術評価・エンドース関連)」の「②：学協会規格等で技術評価・エンドース済みの予測式・評価手法の妥当性・保守性の確認のうち技術評価要件 (NRA 指摘事項への対応) への対応」となる。なお、廃炉材活用の有効性（実機相当材含む）という観点では、喫緊に廃止措置中の国内 PWR から実機材を採取することはできないことから、実機材（廃炉材を含む）の活用が有効であるとの方向性は共有するものの、その有効活用は「○：課題の解決に廃炉材が効果的な役割を果たす」とした。

規制方の取り組みとしては、技術情報検討会の検討資料に示す通り、

- ・ 統計解析等の多角的な検討を行うこと
- ・ より詳細な検討を進めるため、現状の国プロと事業者提供の実プラント監視試験データに対し、データの拡充を検討する

としている。また、NRA はスウェーデン SMILE プロジェクトに産業界とともに参画しており (3.1.1(1)2)①d参照)、本研究の NRA 受託元では、このプロジェクトでの RPV 実機材の活用も視野に検討を進めるとしている。スウェーデン SMILE プロジェクトでは RPV 実機材を採取しており、この活用が可能であれば、国内の廃止措置より早くデータの拡充等が可能となることから、実機材の有効活用は「◎：課題の解決に廃炉材が決定的な役割を果たす」とした。なお、研究の位置づけは「1.現行の予測式・評価手法(技術評価・エンドース関連)」の「①学協会規格等で技術評価・エンドース済みの予測式・評価手法の妥当性・保守性の確認」とした。

令和 6 年度は、以上の情報と状況を整理し、研究課題整理表「経年劣化評価」に、番号「R6-1」として、PWR 原子炉容器/炉心領域・胴板の中性子照射脆化の課題「破壊靱性評価：関連温度移行量と破壊靱性値移行量の関係 (PTS 評価)」として追加した。

## 2) 課題整理表のカテゴリ「日常保全」

日常保全としての追加課題はなく、整理情報の更新を実施した。

## 3) 課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で令和 5 年度に追加した「R5-S1」を上記の通り「経年劣化評価」の「R6-1」へ移行した。

## 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。

表 3.1.2(1)-1 (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)

| No.<br>R5適合<br>【新】 | BWR<br>／<br>PWR | 対象システム<br>／<br>設備 | 機器名称                  | 経年劣化事象      | 分類      | 課題区分     |                                                     | 現状知見と課題                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                            | 安全性の確保・向上の観点における分類 |                                                                           |            |                        |               |                              |            |                                                       |
|--------------------|-----------------|-------------------|-----------------------|-------------|---------|----------|-----------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------|---------------------------------------------------------------------------|------------|------------------------|---------------|------------------------------|------------|-------------------------------------------------------|
|                    |                 |                   |                       |             |         | 大区分      | 中区分                                                 |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                    | 研究開発               |                                                                           |            |                        | 妥当性確認/検証      |                              |            |                                                       |
|                    |                 |                   |                       |             |         |          |                                                     |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                    | 課題                 | 解決案                                                                       | 研究の<br>位置付 | 原子炉活用の有効性<br>(実機相当材含む) | 課題            | 解決案                          | 研究の<br>位置付 | 原子炉活用の有効性<br>(実機相当材含む)                                |
| 1<br>【R6】          | BWR<br>／<br>PWR | クラス1機器            | 圧力容器各部<br>位<br>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<br>境疲労評価手法の高<br>精度化                      | <現状の知見><br>・JSMC規格(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。<br>・PLM評価で評価が求められており、評価を実施しているが、UFが1を超えた例はない。<br>・運転期間延長申請を行ったプラントに対しては、特別点検において疲労損傷係数が高い部位に対する検査が求められており、これを実施している。<br>・検査の結果、亀裂等が見つかった事例はない。<br><現状の課題><br>(1) 評価手法の妥当性検証<br>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、 <b>低サイクル熱疲労</b> 、ラチェット疲労や非比例負荷の影響を考慮する必要がある。<br>(2) 評価手法の高度化・合理化<br>・新しい最適疲労曲線の適用範囲も繰返し数(N)が10 <sup>6</sup> 未満であり、10 <sup>6</sup> 以上に対する疲労曲線の設定が必要<br>・環境効果係数をより合理的に評価する必要がある。                                                                                                                                                                                            | (2)                | ・関連データの取得継続、設計疲労線図および<br>環境疲労評価手法の高精度化【R6】<br>・長時間データを取得し、設計疲労線図の高精<br>度化 | 2④         | —                      | (1)           | ・評価手法の妥当性検証                  | 1①         | ○                                                     |
| 2<br>【R6】          | BWR<br>／<br>PWR | 原子炉圧力容器           | 炉心領域・胴板               | II. 中性子照射脆化 | ①監視     | 破壊靱性評価   | マスターカーブ法の通<br>用                                     | <現状の知見><br>・マスターカーブ法は、破壊靱性の不確実性を評価しようとする技術の発展に伴い開発された手法であり、国際的に使用されている。<br>・ASME 2013年版 Sec.XI CC N830I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<br>ている。<br>・JEA4206-2016にマスターカーブ法の破壊靱性評価手法への適用が規定されている。<br>・JEA4206-2016は技術評価が行われたが、エンドースは見送られた。<br>・経済産業省資源エネルギー庁にて、令和3年度より「原子力発電所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<br>対策に関する研究開発」を開始し、国内BWRプラント実機材(監視試験残材)と、PWR標準材の試験炉照射によるMini-CIT) MC法の実機適用に向けた開<br>発研究(照射材データの拡充)が行われている。<br><現状の課題><br>(1)JEA4206-2016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<br>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。                                                                     | (1)                | ・課題に示す説明性の向上、妥当性の確認を進<br>める。                                              | 1②         | ○<br>実機監視試験材の活用        | 左記対応結<br>果の検証 | (学協会規格の技術評価の計画に基づく評価の<br>実施) | 1②         | ◎                                                     |
| 4<br>【R6】          | 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<br>熱影響部(HAZ)監視試<br>験の頻度の見直し                   | <現状の知見><br>・監視試験計画は長期監視試験計画を含めJEA4201-2007【2024年追補版】に規定がある。<br>・2023年10月1日に長期施設管理計画に関する審査基準が策定され、運転期間延長認可申請に伴う経過時間(暦年)による監視試験に関する記載はな<br>くなった。<br>・監視試験が不足する場合は、使用済監視試験片からの再生がJEA4201-2007に規定されている。<br>・JEA4201では監視試験片から小型破壊靱性試験片を取得し評価する規定を含む改定を計画している。<br>・試験片の再生ができない場合は、HAZに対する母材の代表性を確認した上で、HAZの再生の省略がJEA4201-2007に規定されている。<br>・米国ASTMでは監視試験からHAZが除外されており、NRCもHAZの除外に関して作業を実施し、すでに10 CFR Part 50 Appendix HIにおいて、HAZはオ<br>プショナルであると修正されている。<br><現状の課題><br>(1) 母材代表性に関する知見の拡充<br>・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JEA4201に規定されているが、現状、実施に至っていない。<br><br>(参考知見)<br>・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。<br>・高経年化対策強化基盤整備事業においてHAZの母材代表性に係る研究が実施。 | (1)                | 母材代表性に関する知見の拡充                                                            | 2③         | ○                      | (1)           | 母材代表性の妥当性確認                  | 2③         | ◎<br>実機材料等を活用した経<br>年劣化評価・検証(原子炉<br>圧力容器の健全性評価研<br>究) |
| R5-1               | BWR<br>／<br>PWR | 原子炉圧力容器<br>/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 | 統合化監視試験プロ<br>グラム(ISP)<br><br>補間監視試験計画<br>(SSP)      | <現状の知見><br>・米国では、照射脆化による劣化知見を得る前に運転開始した初期プラントで、監視試験片が装着されていないプラントがある。<br>・プラント仕様や原子炉容器の機器設計仕様が同等のプラントは、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<br>開始。<br>・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継続監視する補間監視試験計画SSPの概念がある。<br>・日本では、監視試験はJEA4201-2007【2024年追補版】に長期監視試験計画を含めて規定され、プラントごとに実施(相互補完概念なし)。<br><現状の課題><br>(1) 監視試験片を有効活用する観点からも国内導入が必要                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                | (1)                | ISP・SSPを検討、採用している米国の取り組<br>みを参考に、国内でも導入を計していく。                            | 3⑤         | ◎<br>実機監視試験片の活用        | —             | —                            | —          | —                                                     |
| R5-2               | BWR<br>／<br>PWR | 原子炉圧力容器<br>/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 | シャルピー衝撃曲線の<br>評価における試験本<br>数の合理化<br>(監視試験片の合理<br>化) | <現状の知見><br>・長期監視試験計画も含めJEA4201-2007【2024年追補版】に規定され、 <b>現行規定において照射後試験片については母材、溶接金属、HAZで各12本で<br/>衝撃試験を実施し</b> Tr30及び上部棚吸収エネルギーを算出。<br><現状の課題>【R6】<br>(1) より少ない員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し資する運用の選択を広げる。                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                 | (1)                | より少ない員数で評価可能とする評価手法を提<br>案する                                              | 3⑤         | —                      | —             | —                            | —          |                                                       |
| 5<br>【R6】          | BWR<br>／<br>PWR | 原子炉圧力容器<br>/原子炉容器 | 炉心領域・胴板               | II. 中性子照射脆化 | ②予測／③評価 | 劣化メカニズム  | 劣化メカニズムに対<br>する理解の深化                                | <現状の知見><br>・JEA4201-2007【2013追補版】として、国内脆化予測法が規定(現行評価法)<br>・JEA4201では、国内脆化予測法を見直した評価式の改定が計画されている。<br>・見直した脆化評価式は(一社)日本溶接協会の「原子炉圧力容器の中性子照射脆化予測法検討(略称 IET)小委員会」(2017 年度～2019 年度)にて、<br>照射脆化メカニズムの専門家との意見交換を実施。IET小委員会では、見直案の考え方は現状知見に照らせば概ね妥当との結論が得られると共に、照<br>射脆化メカニズムに関する今後の研究課題が取りまとめられた。<br><現状の課題><br>IET小委員会で取りまとめられた照射脆化メカニズムに関する今後の中長期的な研究課題への取り組み。<br>(1) 照射欠陥の形成に関する研究課題<br>(2) 照射欠陥の照射脆化(硬化)への寄与の解明<br>その他、高照射量領域における新たな脆化メカニズムの顕在化の有無の継続的確認。                                                                                                                                                                                                              | (1)(2)             | ・国内外の最新研究動向の調査<br>・上記調査を踏まえた中長期的な研究の実施                                    | 3⑥         | ○                      | —             | —                            | —          | —                                                     |
| 6<br>【R6】          | BWR<br>／<br>PWR | 原子炉圧力容器<br>/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><br>・JEA4201-2007【2013追補版】として、国内脆化予測法が規定(現行評価法)<br>・JEA4201では、国内脆化予測法を見直した評価式の改定が計画されている。<br>・見直した脆化評価式は(一社)日本溶接協会の「原子炉圧力容器の中性子照射脆化予測法検討(略称 IET)小委員会」(2017 年度～2019 年度)にて、<br>照射脆化メカニズムの専門家との意見交換を実施。IET小委員会では、見直案の考え方は現状知見に照らせば概ね妥当との結論が得られると共に、照<br>射脆化メカニズムに関する今後の研究課題が取りまとめられた。<br>・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。<br><現状の課題><br>(1) 脆化予測式の妥当性の確認<br>(2) 脆化予測式の高度化<br>(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)                | 脆化予測式の継続的な高度化                                                             | 2④         | ○                      | (1)           | 脆化予測式の妥当性確認                  | 1①         | ◎                                                     |



表 3.1.2(1)-1 (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)

| No.<br>R5適合<br>【新】 | BWR<br>／<br>PWR | 対象システム<br>／<br>設備 | 機器名称            | 経年劣化事象     | 分類      | 課題区分      |                         | 現状知見と課題                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                 | 安全性の確保・向上の観点における分類 |                                                                                               |            |                        |              |                                                                               |            |                        |
|--------------------|-----------------|-------------------|-----------------|------------|---------|-----------|-------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------|------------|------------------------|--------------|-------------------------------------------------------------------------------|------------|------------------------|
|                    |                 |                   |                 |            |         | 大区分       | 中区分                     |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                         | 研究開発               |                                                                                               |            |                        | 妥当性確認/検証     |                                                                               |            |                        |
|                    |                 |                   |                 |            |         |           |                         |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                         | 課題                 | 解決案                                                                                           | 研究の<br>位置付 | 廃炉材活用の有効性<br>(実機相当材含む) | 課題           | 解決案                                                                           | 研究の<br>位置付 | 廃炉材活用の有効性<br>(実機相当材含む) |
| R5-3<br>【R6】       | BWR<br>／<br>PWR | 原子炉圧力容器<br>/原子炉容器 | 炉心領域・胴板<br>下部鏡板 | Ⅱ. 中性子照射脆化 | ③評価     | 検査        | 原子炉容器の溶接部の<br>検査の合理化    | <現状の知見><br>維持規格の技術評価に基づき、原子炉容器の溶接部の供用期間中検査範囲が7.5%から100%に。<br>・日本電気協会 破壊靱性検討会内にPFM臨時検討会が設置され、PFM活用に向けた検討が進められている。<br>・経済産業省資源エネルギー庁にて、令和3年度より「原子力発電所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」を開始し、PFM実機適用に向けた開発研究が行われている。<br><br><現状の課題><br>(1) 検査範囲の拡張により検査作業員の被ばく総量増加。<br>(2) 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が必要。                                                                                                                                                                                                                 | (1)(2)             | ・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整備<br>・PFMに基づく破壊頻度等を踏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<br>・実機材の非破壊検査 | 2③         | ○<br>(実機<br>の非破壊検査)    | —            | PFMを活用した検査の合理化に関する検討。<br>なお、安全研究及び研究開発に関する原子力事業者との技術的な意見交換会のテーマの一つとして取り上げている。 | 3⑤         | ◎                      |
| 7<br>【R6】          | BWR<br>／<br>PWR | 原子炉圧力容器           | 炉心領域・胴板         | Ⅱ. 中性子照射脆化 | ③評価     | 破壊靱性評価    | クラッド下HAZ                | <現状の知見><br>・原子炉圧力容器の内張り(クラッド)の照射脆化、クラッド下HAZの脆化挙動については、耐圧部材ではないこともあり、これまであまり考慮(評価)が行われていない。<br>・Zionを用いた実機廃炉材研究において、1/4T位置に比べて欠陥想定位置(内表面から10mm位置)の靱性が良いことが示されている。<br>・中部電力浜岡1,2号機の廃炉材活用研究の中で、実機材のクラッド下の材料特性の調査が行われている。<br>・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。<br><br><現状の課題><br>(1) クラッド下HAZの脆化挙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                                                                               | 2④         | ○                      | —            | —                                                                             | —          | —                      |
| 8<br>【R6】          | PWR             | 原子炉容器             | 炉心領域・胴板         | Ⅱ. 中性子照射脆化 | ③評価     | 破壊靱性評価    | 板厚方向分布                  | <現状の知見><br>・仮想欠陥を想定し、その先端1/4T位置の初期靱性を板厚方向の代表値として評価を実施している。<br>・評価上重要な内面付近では初期靱性が高く、1/4T位置の初期靱性代表は過度に保守的な可能性がある。<br>・JAEA共通鋼材JRC材の照射試験により、板厚内の初期破壊靱性分布と照射量減衰との重畳効果を確認。<br>・Zionで照射後の板厚方向の破壊靱性分布とミクロ組織分析を実施し、板厚方向の減衰効果と初期靱性分布を評価した。<br>・板厚方向の破壊靱性分布に関する知見の拡充が望まれる。<br><br><現状の課題><br>(1) 板厚方向の破壊靱性分布に関する知見の拡充<br>(2)上記を基にした 板厚方向破壊靱性分布の評価の高度化と規格への反映                                                                                                                                                                                                                      | (1)(2)             | 表面から板厚方向の破壊靱性の分布を踏まえた評価の確立<br>・廃炉材の活用                                                         | 3⑤         | ◎                      | —            | —                                                                             | —          | —                      |
| 9<br>【R6】          | PWR             | 原子炉容器             | 炉心領域・胴板         | Ⅱ. 中性子照射脆化 | ③評価     | 破壊靱性評価    | クラッドを考慮したPTS<br>評価手法高度化 | <現状の知見><br>・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、クラッドの影響を精緻に評価に反映できる。<br>・ただし、JEAC4206-2016の技術評価において、クラッドの機械的特性や熱的特性の設定方法(クラッドの材料特性に関する規定がないこと、材料特性の国内プラント実機代表性、クラッドに対する制限の要否等)について課題が指摘された。<br>・エンドースされているJEAC4206-2007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、存在を無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。<br>・クラッドの照射脆化に関してはJAEAにて5層盛クラッド材を対象に試験炉照射した成果がある。<br><br><現状の課題><br>(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<br>【R6】         | PWR             | 原子炉容器             | 炉心領域・胴板         | Ⅱ. 中性子照射脆化 | ②予測／③評価 | 破壊挙動      | 高温予荷重(WPS)効果            | <現状の知見><br>・クラッド無し未照射の鋼材において、破壊靱性試験、半楕円亀裂を付与した曲げ試験、2軸応力を負荷した十字型試験でのWPS効果が確認されている。<br>・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。<br><br><現状の課題><br>・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の成立性に関して、国内照射材を用いた知見の拡充が望まれ、照射材への適用方法の検討も必要である。                                                                                                                                                                                                                                                     | (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         | ○                      | (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         | ○                      |
| R5-4<br>【R6】       | PWR             | 原子炉容器             | 炉心領域・胴板         | Ⅱ. 中性子照射脆化 | ③評価     | 破壊靱性評価    | 欠陥寸法の合理化<br>(PTS評価)     | <現状の知見><br>・JEAC4206-2007に基づき、深さ10mmの仮想欠陥を想定したPTS評価を実施。<br>・運転期間延長認可申請等の特別点検にて炉心領域部に欠陥がないことを確認。<br>・最新知見を取り込んだJEAC4206-2016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。<br>・JEAC4206-2007[2023追補版]で、プラント個別仮想欠陥に係る規定の見直しが行われたが、技術評価にて「妥当とは判断できない」とされた(第3回原子炉構造材の監視試験方法及び破壊靱性の確認試験方法に係る日本電気協会の規格の技術評価に関する検討チーム 令和7年02月21日 資料3-6)。<br><br><現状の課題><br>(1) PTS評価仮想欠陥は一律10mm深さを要求、点検結果等の最新知見が未反映<br>(2) 実機評価の信頼性向上の観点で、特別点検成果の規制基準への適切な反映が必要(JEAC4206-2007[2023追補版]技術評価対応)                                                                                                           | (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盤の整備                                                          | 1②         | —                      | (1)(2)       | 規格策定に対する技術評価                                                                  | 1②         | —                      |
| 11<br>【R6】         | 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><br>・PTS評価はJEAC4206-2016で規定。<br>・PTS評価の高度化の観点で、PFMの導入が検討されている。<br>・日本電気協会 破壊靱性検討会内にPFM臨時検討会が設置され、PFM活用に向けた検討が進められている。<br>・経済産業省資源エネルギー庁にて、令和3年度より「原子力発電所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」を開始し、PFM実機適用に向けた開発研究が行われている。<br><br><今後の課題><br>評価手法の標準化に向けた確率分布モデル等の標準的な入力データの整備<br>(1) PTS評価に対するPFM導入の体系構築<br>(2) PTS評価の評価条件、標準的な入力データに対する確率変数の整備。<br>・照射脆化予測に対する確率変数の導<br>・化学成分のばらつきの確率分布の考慮(材料記録(ミルシート)の値をインプット情報としており、ばらつきは考慮していない)<br>・欠陥の確率分布の整備<br>(3)PTS評価の許容基準における不確定性の導入<br>(4)PTS評価事例の拡充による評価精度の向上<br>・想定過渡事象の最適化と確率論的検討<br>・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<br>・評価条件、標準的な入力データに対する確率変数の整備。<br>・評価許容基準における不確定性の導入                        | 3⑤         | ○                      | (1)(2)(3)(4) | ・評価に対するPFM導入の体系構築<br>・評価条件、標準的な入力データに対する確率変数の整備。<br>・評価許容基準における不確定性の導入        | 3⑤         | ○                      |
| 12<br>【R6】         | 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><br>・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JEAC42011に示されている。<br>・JPDR (BWR, 1963-1976)では深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。<br>・JAEAの共通試験材JRC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。<br>・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。<br>・現状では、照射量減衰の予測式は妥当であると考えられるが、実機の板厚方向の測定結果が得られると現行予測式の妥当性がより確かなものとなる。<br>・クラッドの照射脆化に関してはJAEAにて5層盛クラッド材を対象に試験炉照射した成果がある。<br><br><現状の課題><br>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。<br>(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         | ○                      |

表 3.1.2(1)-1 (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)

| No.<br>R5適合<br>【新】 | BWR<br>／<br>PWR | 対象システム<br>／<br>設備 | 機器名称     | 経年劣化事象     | 分類      | 評価区分      |                                | 現状知見と課題                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                            | 安全性の確保・向上の観点における分類 |                                                                                         |            |                        |          |                                                                                                                                        |            |                                           |
|--------------------|-----------------|-------------------|----------|------------|---------|-----------|--------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------|------------|------------------------|----------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------|-------------------------------------------|
|                    |                 |                   |          |            |         | 大区分       | 中区分                            |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                    | 研究開発               |                                                                                         |            |                        | 妥当性確認/検証 |                                                                                                                                        |            |                                           |
|                    |                 |                   |          |            |         |           |                                |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                    | 課題                 | 解決策                                                                                     | 研究の<br>位置付 | 原子炉活用の有効性<br>(実機相当材含む) | 課題       | 解決策                                                                                                                                    | 研究の<br>位置付 | 原子炉活用の有効性<br>(実機相当材含む)                    |
| R6-1<br>新規追加       | PWR             | 原子炉容器             | 炉心領域・胴板  | Ⅱ. 中性子照射脆化 | ③評価     | 破壊靱性評価    | 関連温度移行量と破壊靱性値移行量の関係<br>(PTS評価) | <現状の知見><br>・PTS評価における破壊靱性値の温度移行量は、JEAC4206-2007(技術評価済)や過去の国プロに基づき、「破壊靱性値の温度移行量(ΔTKIc)と関連温度移行量(ΔRTNDT)が等価である」との前提のもとで評価を実施している。<br>・原子力規制庁(NRA)第60回技術情報検討会(2023.7.27)、第64回技術情報検討会(2024.3.19)において、NRAより、監視試験データを用いて試算を実施したところ、破壊靱性値の温度移行量(ΔTKIc)と関連温度移行量(ΔRTNDT)がほぼ等価であるという国プロの結果と大きな方向性は共有するものの、国プロ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であることが示された。<br>・JEAC4206-2007では、監視試験で取得した照射後の破壊靱性データも含めて破壊靱性遷移曲線を設定することとしており、仮に破壊靱性の温度移行量が大きい場合であっても、それを取り入れた評価は可能である。<br>・長期施設管理計画の審査において、照射脆化の将来予測を保守的に評価するだけではなく、照射脆化の将来予測を伴わない実測データに基づく評価として、監視試験の各回次の破壊靱性実測値を下限包絡する破壊靱性曲線を設定した評価も行われている。これにより、破壊靱性値の温度移行量(ΔTKIc)と関連温度移行量(ΔRTNDT)の相関関係を用いない場合でもPTS事象により原子炉容器が損傷する可能性が十分に小さいことを確認している。<br><br><今後の課題><br>(1)監視試験データを用いた結果と試験炉照射材を用いた国プロの結果が大きな方向性は共有するものの、国プロ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であることの原因を明らかにする必要がある。<br>(2)海外ASMEの動向等も踏まえた破壊靱性の相関の等価性に関する知見の拡充が必要である。 | (1)<br>(2)         | ・破壊靱性の相関に対するNRA指摘に対して対応方針をまとめる。<br>・必要に応じてJEAC4206の改定を検討する。                             | 1②         | ○                      | (3)      | ・統計解析等の多角的な検討を行う<br>・より詳細な検討を進めるため、現状の国プロと事業者提供の実プラント監視試験データに対し、データの拡充を検討する<br>・NRAがR7年度より実施するスウェーデン/リングハルス2号機の実機材研究を活用する。             | 1①         | ●                                         |
| 13<br>【R6】         | PWR             | 原子炉容器             | 炉心領域・胴板  | Ⅱ. 中性子照射脆化 | ③評価     | 破壊靱性評価    | 拘束効果                           | <現状の知見><br>・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。<br>・実機で想定される亀裂先端の応力条件は2軸応力状態が亀裂の拘束効果や破壊挙動は十分に解明されていない。<br>・JAEA安全研究センターでは2軸応力状態に関する研究を行っており、産業界も亀裂先端の拘束効果の影響に関する検討を行っている。<br>・他のPTS評価の緩和策の採用等により、ニーズは低くなる可能性がある。<br><br><現状の課題><br>(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<br>3⑤   | ○                      | —        | ・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。<br>(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靱性試験の結果の比較を行うためのデータの取得) | 2③         | ◎<br>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) |
| 14                 | PWR             | 原子炉容器             | 炉心領域・胴板  | Ⅱ. 中性子照射脆化 | ③評価     | 破壊靱性評価    | 過渡事象の整理                        | <現状の知見><br>・JEAC4206では、主蒸気管破断、小破断LOCA、大破断LOCAを選定。PTS時健全性評価の一般評価は最もKI曲線が高くなる大破断LOCAをベースとした過渡事象を想定。<br>・米国10CFR50.81で規定されたスクリーニング基準は、PTS+PRAIにより抽出された過渡事象を考慮したPFM解析により設定されている。<br>・国内RPVモデルに対するPFM解析の結果から、発生頻度が高い過渡事象であるSOV加圧器弁の開閉等々の条件下(SOV過渡)における破壊頻度への寄与が大きいことが明らかになっている。<br><br><現状の課題><br>(1)発生頻度高の過渡事象SOV(加圧器弁)開閉着に対する過渡事象の整理<br>・国内プラントにおけるSOV過渡事象の発生可能性の検討。<br>・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<br>(2)過渡事象の設定と評価の高度化                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                 | (1)(2)             | ・過渡事象の整理<br>・過渡事象の設定と評価の高度化                                                             | 3⑥         | —                      | —        | —                                                                                                                                      | —          |                                           |
| 15<br>【R6】         | PWR             | 原子炉容器             | 炉心領域・胴板  | Ⅱ. 中性子照射脆化 | ③評価     | 破壊挙動      | 亀裂伝播停止                         | <現状の知見><br>・JEAC4206では、PTS時の詳細評価の許容基準で亀裂伝播停止評価を適用。亀裂伝播停止破壊靱性遷移曲線(KIa曲線)はRTNDTを指標として与えられている。<br><br><現状の課題><br>(1)実機板厚方向の荷重分布と温度勾配を持つ実機構造物やクラッド下亀裂における、亀裂伝播停止の成立性確認<br>(2)亀裂伝播停止評価の導入:JEAC4206-2016の技術評価において、クラッドの評価法、国内照射材による検討、クラッドを考慮した場合の影響の検討について要件が示された。                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                      | (1)<br>(2)         | ・照射材の亀裂電波停止破壊靱性データの拡充。<br>・圧力容器を想定した実機構造体での亀裂伝播停止挙動の成立性検討                               | 3⑤         | ○                      | —        | —                                                                                                                                      | —          |                                           |
| 16                 | PWR             | 原子炉容器             | 炉心領域・胴板  | Ⅱ. 中性子照射脆化 | ③評価     | 確率論的評価の導入 | 評価ガイドの整備                       | <現状の知見><br>・米国ではPFM解析及び申請のための評価ガイドRG.1.245が提示されている。<br>・米国ではPTSのスクリーニング基準RTPTSの設定のための技術的根拠としてFAVORを用いたPFM解析が活用されている。<br>・国内では、JAEAで開発されているRPVのPFM解析コードPASGAL、電力中央研究所が開発したRPVのPFM解析コードFERMAT、配管系のPFM解析コードPEDESTRIANなどがある。<br>・日本電気協会「破壊靱性検討会」内にPFM臨時検討会が設置され、PFM活用に向けた検討が進められている。<br>・経済産業省資源エネルギー庁にて、令和3年度より「原子力発電所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齢化対策に関する研究開発」を開始し、PFM実機適用に向けた開発研究が行われている。<br><br><現状の課題><br>評価手法の標準化に向けた確率分布モデル等の標準的入力データの整備等を踏まえた評価ガイドの体系的整備<br>(1)耐圧機能喪失等に対する詳細評価手順、解析コードの信頼性確認方法<br>(2)モデルプラントに対する解析<br>(3)PTS評価の評価条件、標準的入力データに対する確率変数の整備【確率論的評価の導入(確率変数の整備)を参照】<br>(4)現行手法における安全裕度の確認<br>(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<br>・耐圧機能喪失等に対する詳細評価手順、解析コードの信頼性確認方法<br>・モデルプラントに対する解析 | 2④         | —                      | —        | —                                                                                                                                      | —          |                                           |
| 17                 | PWR             | 原子炉容器             | RVサポート   | Ⅱ. 中性子照射脆化 | ③評価     | 健全性評価     | 評価技術の高度化                       | <現状の知見><br>・高齢化技術評価では、文献データ等を基に評価を行っている。<br>・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。<br>・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。<br>・上記に基づく評価の高度化<br><br><現状の課題><br>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。<br>(1)RVサポートの材料特性の知見の拡充。<br>(2)高齢化技術評価の妥当性確認。<br>(3)高齢化技術評価の高度化                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                          | (1)(3)             | ・RVサポートの材料特性知見の拡充<br>・高齢化技術評価の高度化                                                       | 2③         | ○                      | (2)      | ・実機RVサポートの材料特性の確認                                                                                                                      | 2③         | ○                                         |
| 18<br>【R6】         | 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 | 健全性評価     | 評価対象部位の拡大への対応                  | <現状の知見><br>・長期運転により、炉心領域近傍に位置する原子炉胴部と管台接続部(ノズルコーナー)が含まれ、評価部位が拡大する可能性がある(現行のJEAC等で規定の炉心領域の評価手法を適用)。<br>・監視試験片の中性子束は、監視試験片カプセル内のフルエンスモニタによる監視試験片設置位置の放射熱量実測値と、計算コードを用いた炉内中性子束解析により評価。<br>【補足】長期運転(60年、80年運転)では中性子照射量が低く、炉心領域(評価対象部位)外であった管台(ノズルコーナー)部についても、照射脆化を考慮した評価が必要となるプラントが出てくる。<br><br><現状の課題><br>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。<br>(1)中性子照射量評価の妥当性確認<br>(2)低中性子束条件における脆化挙動の知見の拡充<br>(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<br>・低中性子束条件における脆化挙動の知見の拡充                                               | 2③         | ○                      | (3)      | ・現行評価の妥当性の確認                                                                                                                           | 2③         | ○                                         |

表 3.1.2(1)-1 (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)

| No.<br>R5適合<br>【新】 | BWR<br>／<br>PWR | 対象システム<br>／<br>設備 | 機器名称     | 経年劣化事象   | 分類      | 課題区分    |                                     | 現状知見と課題                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                      | 安全性の確保・向上の観点における分類 |                                                                                                                                     |            |                            |            |                                                                                                             |            |                            |
|--------------------|-----------------|-------------------|----------|----------|---------|---------|-------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------|----------------------------|------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------|----------------------------|
|                    |                 |                   |          |          |         | 大区分     | 中区分                                 |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                              | 研究開発               |                                                                                                                                     |            |                            | 妥当性確認/検証   |                                                                                                             |            |                            |
|                    |                 |                   |          |          |         |         |                                     |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                              | 課題                 | 解決案                                                                                                                                 | 研究の<br>位置付 | 実伊材活用<br>の有効性<br>(実機相当材含む) | 課題         | 解決案                                                                                                         | 研究の<br>位置付 | 実伊材活用<br>の有効性<br>(実機相当材含む) |
| 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                       | <現状の知見><br>・現行評価では評価対象機器・部位の中性子照射量が、IASCC発生感受性のしきい照射量を超えた場合、IASCCが発生・進展するものとして評価を行っている。<br>・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。<br>・低ひずみ速度で材料が破断するまで引張るSSRT試験は材料がIASCC感受性を有するか否かを評価する試験である。<br>・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。<br><br><現状の課題><br>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。<br>(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。<br>(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)             | ・IASCC発生しきい照射量についての妥当性の検証<br>・IASCC発生しきい応力を取り込んだIASCC発生評価手法の開発                                                                      | 2④         | ○                          | (1)        | 実機材を用いて妥当性確認                                                                                                | 1①         | ○                          |
| 20<br>【R6】         | BWR             | 炉内構造物             | 炉心シュラウド等 | Ⅲ. IASCC | ②予測/③評価 | 発生メカニズム | IASCC発生メカニズム解明                      | <現状知見><br>・中性子の照射により溶質原子クラスタ等の形成や粒界腐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。<br>・ミクロ組織変化がIASCC発生・進展、破壊靱性低下に及ぼす影響については定性的に把握されているが定量的には明らかにしていない。<br><br><現状の課題><br>(1)中性子の照射によるミクロ組織の変化がIASCC発生・進展、破壊靱性低下に及ぼす影響を定量化する。<br>(2)ミクロ組織変化を取り込んだIASCC発生・進展や破壊靱性低下のモデルを構築する。<br>(3)構築したモデルを基にIASCC発生・進展評価や破壊靱性評価式の高度化を図る。                                                                                                                                                                                      | (1)(2)(3)          | ・中性子の照射によるミクロ組織の変化がIASCC発生・進展、破壊靱性低下に及ぼす影響の定量化<br>・ミクロ組織変化を取り込んだIASCC発生・進展や破壊靱性低下のモデルの構築<br>・構築したモデルを基にIASCC発生・進展評価や破壊靱性評価式の高度化・精緻化 | 3⑤         | ○                          | —          | —                                                                                                           | —          | —                          |
| 21<br>【R6】         | 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><br>・維持規格には米国のPLEDGEモデルを基にしたIASCC進展評価線図が規定されている。<br>・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。<br>・EPRIのVIPプロジェクトでは最新知見に基づくIASCC進展速度評価線図が提案されている。<br>・IASCCのしきい照射量以下の照射量において進展速度が加速しないかについて、JNESのプロジェクトでデータの取得が実施されたが、プロジェクトの中止により成果が継ぎっていない。<br><br><現状の課題><br>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。<br>(1)現行のIASCC進展評価線図の検証<br>・現行規格の線図及び産業界提案線図、EPRI線図の妥当性の検証<br>(2)IASCC進展評価線図の高度化<br>・データが十分とはいえない条件におけるデータの拡充<br>・これらのデータ反映したIASCC進展速度線図高度化案の作成 | (2)                | ・実伊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<br>・知見の不足している材料・環境・応力条件下でのIASCC進展速度データ<br>・IASCC進展速度線図の高度化                 | 2③<br>2④   | ◎                          | (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         | ○                          |
| 22<br>【R6】         | BWR             | 炉内構造物             | 炉心シュラウド等 | Ⅲ. IASCC | ③評価     | 進展評価    | 残留応力分布評価の高度化<br>(中性子照射による応力緩和挙動の把握) | <現状の知見><br>・中性子照射による応力緩和挙動が実験室的に認められている。<br>・JNESプロジェクトにより主に加速照射された小型試験片を用いた応力緩和試験結果を基に緩和式が提案されている。<br>・構造物中の残留応力による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。<br>・現行の評価には照射による応力緩和は取り込まれていない。<br><br><現状の課題><br>(1)応力緩和評価式の整備<br>・構造物中の残留応力による緩和挙動に関する知見が得られていない。<br>・応力緩和を考慮した評価法が確立されていない。                                                                                                                                                                                                               | (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に関する知見の拡充<br>・拡充した知見を元にした応力緩和評価式の提案、規格化                                                                    | 3⑤         | ◎                          | —          | —                                                                                                           | —          | —                          |
| 23                 | BWR             | 炉内構造物             | 炉心シュラウド等 | Ⅲ. IASCC | ③評価     | 進展評価    | 照射量評価の適正化<br>(金属材料中の減衰)             | <現状の知見><br>・中性子束は金属材料中で減衰することが知られており、減衰式が提案されている。<br>・また、中性子束は炉心からの距離に応じて減衰することが知られている。<br>・JNESのIAプロジェクトにおいて照射クリープ構成式を組み込んだFEM解析にて照射による残留応力緩和解析を実施している。<br>・減衰効果を取り込んだ評価手法は提案されていない。<br><br><現状の課題><br>(1)減衰式の妥当性確認<br>(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の確認<br>・減衰効果を取り込んだ評価式の提案                                                                                    | 3⑤         | ◎                          | —          | —                                                                                                           | —          | —                          |
| 24                 | BWR             | 炉内構造物             | 炉心シュラウド等 | Ⅲ. IASCC | ③評価     | 破壊評価    | 破壊靱性評価の高度化<br>(破壊靱性値の中性子照射量依存性)     | <現状の知見><br>・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。<br>・維持規格に規定されている式では、破壊靱性値の中性子照射量依存性がステップ状に規定されており、ある値を超えると破壊靱性値が急激に小さくなり、以降一定値を示す形で与えられている。<br>・産業界研究において中性子照射量依存性をより実験データの傾向に合う形に改良した評価式(産業界提案式)が提案されている。<br>・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。<br><br><現状の課題><br>(1)現行維持規格の評価式の実機材による検証<br>(2)産業界提案式の実機材による検証<br>(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<br>・実機材データの提案式へのフィードバック                                                                                         | 2④         | Ω                          | (1)<br>(2) | ・加速照射データを含むデータ群で策定された線図に対し、実機プラントの照射履歴を受けた材料データで検証。<br>・データ拡充及び実機プラント照射履歴を受けた材料データによる検証。現行維持規格線図の検証と同時に検証可。 | 1①<br>2③   | ◎<br>【本事業】<br>靱性低下に関する研究   |
| 25<br>【R6】         | BWR             | 炉内構造物             | 炉心シュラウド等 | Ⅲ. IASCC | ③評価     | 破壊評価    | 健全性評価の高度化<br>(弾塑性破壊力学基準の適用)         | <現状の知見><br>・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。<br>・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)。<br>・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。<br><br><現状の課題><br>(1)中性子照射されたステンレス鋼構造物に対する健全性評価の高度化<br>・照射ステンレス鋼の破壊形態(延性亀裂進展が生じる)を考慮した破壊靱性手法が確立されていない。                                                                                                                                                                                         | (1)                | ・中性子照射されたステンレス鋼構造物に対する破壊評価法の検討                                                                                                      | 3⑤         | ○                          | —          | —                                                                                                           | —          | —                          |



表 3.1.2(1)-1 (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)

| No.<br>R5適合<br>【新】   | BWR<br>／<br>PWR | 対象システム<br>／<br>設備 | 機器名称               | 経年劣化事象          | 分類         | 課題区分        |                             | 現状知見と課題                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                   | 安全性の確保・向上の観点における分類 |                                                                         |            |                            |           |                                                                                                                               |            |                                             |
|----------------------|-----------------|-------------------|--------------------|-----------------|------------|-------------|-----------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------|-------------------------------------------------------------------------|------------|----------------------------|-----------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------|---------------------------------------------|
|                      |                 |                   |                    |                 |            | 大区分         | 中区分                         |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                           | 研究開発               |                                                                         |            |                            | 妥当性確認/検証  |                                                                                                                               |            |                                             |
|                      |                 |                   |                    |                 |            |             |                             |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                           | 課題                 | 解決案                                                                     | 研究の<br>位置付 | 廃炉材活用<br>の有効性<br>(実機相当材含む) | 課題        | 解決案                                                                                                                           | 研究の<br>位置付 | 廃炉材活用<br>の有効性<br>(実機相当材含む)                  |
| 26                   | BWR             | 炉内構造物             | 炉心シールド等            | Ⅲ. IASCC        | ④是正        | 長期健全性       | 予防保全対策技術の<br>効果の持続性の検証      | <現状の知見><br>・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。<br>・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)<br>・ピーニングによる応力改善効果の持続性を明確化することは、長期健全性の説明や適切な検査計画や予防保全立案を行うために重要である。<br>・ピーニングによる圧縮残留応力が長期運転により低減される(圧縮残留応力は維持されるものの、その値が小さくなる)との知見や、圧縮残留応力がほぼ維持されるという知見もあり、必ずしも影響は明確ではない。<br>>照射下におけるピーニング施工部の圧縮応力の持続が確認された実績がある(電共研)。<br>>熱時効及び繰り返し荷重条件下におけるピーニング施工部の圧縮応力の持続が確認された実績がある(米国共研)。<br><br><現状の課題><br>(1)実機で長期運転を経た状態におけるピーニング効果が持続性を検証する必要がある。<br>(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。<br>(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)(2)(3)          | ・実機プラントでピーニング効果が維持されていることの確認                                            | 1①         | ◎                          | (1)       | 実機プラントでピーニング効果が維持されていることを検証                                                                                                   | 1①         | ◎<br>【本事業】<br>予防保全技術の保守性に関する研究<br>(ピーニング工法) |
| 27<br>【R6】           | BWR<br>／<br>PWR | 炉内構造物             | 鋳鋼機器               | Ⅳ. ステンレス鋼鋳鋼の熱時効 | ②予測        | 熱と照射の重量影響評価 | 熱と照射の重量影響の<br>知見拡充          | <現状の知見><br>・オーステナイト系ステンレス鋼鋳鋼は、軽水炉一次系冷却材温度に長期間曝されると熱時効を生じる可能性があり高経年化技術評価において長期の健全性の確認が行われている。<br>・炉内環境では、中性子照射を受けることから中性子照射と熱時効の重量の可能性があり、IAEAのT-GALLにおいても熱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。<br>・米国における2回目の運転期間延長に関する技術基盤の中でも中性子照射と熱時効の重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挙げられている。<br>・熱時効と中性子照射が重量する条件ではフェライト相の韌性低下に加えてオーステナイト相の韌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炉内ステンレス鋼鋳鋼機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。<br>・熱時効特性評価を行う際の試験手法を用いられる加速温度条件下では中性子照射損傷の挙動が実機温度での挙動と大きく異なるため、中性子照射と熱時効の重量を実験室的に再現することが難しく、中性子照射と熱時効を同時に受けた場合の挙動について十分な知見が得られていない。<br>・溶接金属についても知見が不足している。<br><br><現状の課題><br>(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)                | ・熱時効と中性子照射が重量した場合の <b>韌性低下挙動と組織変化から影響程度の把握</b><br>・必要に応じて <b>予測式を開発</b> | 3⑥         | ◎                          | —         | 今後長期運転を踏まえた、実機材を活用したデータの蓄積                                                                                                    | 3⑥         | ○                                           |
| R5-5                 | PWR             | 一次冷却系             | ステンレス鋼鋳鋼機器(主冷却材配管) | Ⅳ. ステンレス鋼鋳鋼の熱時効 | ②予測<br>③評価 | 健全性評価       | 熱時効予測モデルの<br>60年超運転への適用性の検討 | 【現状の評価/保全手法】<br>・H3Tモデルを用いた評価手法が確立済み。<br>・加速温度条件のデータを用いて開発されたH3Tモデルの妥当性についても実機廃炉材を用いて確認が行われている。<br>・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いわれる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。<br>・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。<br><br>【更なる長期運転の課題】<br>(1)運転期間が60年～80年までに伸びることにより、疲労亀裂に進展量が増え、破壊に評価に用いる想定欠陥寸法は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による <b>韌性低下挙動の把握</b> 。                          | 2③<br>2④   | ○                          | —         | —                                                                                                                             | —          |                                             |
| 28<br>【R6】           | PWR             | 炉内構造物             | バップルフォーマボルト等       | Ⅲ. IASCC        | ②予測/③評価    | 発生評価        | IASCC発生条件の明確化               | <現状の知見><br>・JNESのIASCCプロジェクト(2000～2008)により、IASCC発生しきい値が策定され、これに基づきIASCC発生評価ガイドが示された。<br>・この成果がJANSI炉内構造物点検評価ガイドライン(バップルフォーマボルト)、JSME維持規格に反映され、実機健全に活用されている。<br>・IASCC国プロでは、バップルフォーマボルト材試験片(20dpa未満)に加え、高照射量におけるデータ拡充のため、シンプルチューブ材試験片(70dpa未満)を用いて定荷重SCC試験を実施したが、両者でIASCC発生しきい応力が異なる結果が得られている。<br><br><現状の課題><br>(1)バップルフォーマボルトとシンプルチューブのIASCC発生しきい応力の相違の原因検討に資するとともに、より高照射領域におけるバップルフォーマボルト材のIASCC発生データを拡充することにより現行のIASCC発生しきい応力範囲の妥当性を確認する。<br>(2)取得したデータを基に、発生しきい応力範囲を高度化する。                                                                                                                                                                                                            | (2)                | ・実機バップルフォーマボルト材を用いたIASCC発生試験により現行範囲の妥当性を確認する。                           | 2④         | ○                          | (1)       | ・実機バップルフォーマボルト材を用いたIASCC発生試験により現行範囲の妥当性を確認する<br><br>備考: 安全研究及び研究開発に関する原子力事業者との技術的な意見交換会のテーマの一つとして取り上げている                      | 1①         | ◎                                           |
| 29<br>【R6】           | PWR             | 炉内構造物             | バップルフォーマボルト等       | Ⅲ. IASCC        | ②予測/③評価    | 発生メカニズム     | IASCC発生メカニズム<br>説明          | <現状知見><br>・現行評価手法においてIASCC発生に關し、照射による <b>ミクロ組織変化を考慮していない</b> 。<br><br><現状の課題><br>(1)ミクロ組織に対する <b>照射影響の定量化</b><br>・中性子照射による <b>ミクロ組織変化がIASCC発生に及ぼす影響が十分に解明されていない</b> 。                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                     | (1)                | ・ミクロ組織変化に及ぼす照射影響の定量化                                                    | 3⑥         | ◎                          | —         | —                                                                                                                             | —          |                                             |
| 30<br>【R6】           | PWR             | 炉内構造物             | バップルフォーマボルト        | Ⅲ. IASCC        | ②予測/③評価    | スウェリング特性の説明 | スウェリング評価式の<br>妥当性/高度化       | <現状の知見><br>・JANSI炉内構造物点検評価ガイドライン(バップルフォーマボルト)、JSME維持規格におけるバップルフォーマボルトの点検評価時期の設定においては、中性子照射によるスウェリングによるバップル板の膨張が発生応力の評価に組み込まれている。<br>・スウェリング評価式は高速増殖炉で得られた実験データを用いて定められたものである。<br>・スペインのPWR実機Zorita炉のバップル板を用いてスウェリング量が計測されているが、国内プラントよりも温度が低い条件のデータあり、実機条件におけるスウェリング挙動に関する知見は十分とは言えない。<br>・バップル構造の照射変形挙動が解析的に評価できるようになっているが、その妥当性は十分に確認されていない。<br><br><現状の課題><br>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。<br>(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。<br>(2)PWR実機のバップル板のたわみ量を計測し、解析の妥当性を確認する必要がある。<br>(3)現行評価式の高度化                                                                                                                                                                  | (1)(2)(3)          | ・PWR実機バップル板、フォーマ板のスウェリング量計測<br>・PWR実機バップル板の変形計測<br>・スウェリング評価式の高度化       | 2③         | ◎                          | (1)(2)(3) | ・PWR実機バップル板、フォーマ板のスウェリング量計測<br>・PWR実機バップル板の変形計測<br>・スウェリング評価式の高度化<br><br>備考: 安全研究及び研究開発に関する原子力事業者との技術的な意見交換会のテーマの一つとして取り上げている | 2③         | ◎                                           |
| 31<br>R5-6<br>【R6統合】 | PWR             | 炉内構造物             | 炉心そう               | Ⅲ. 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><br>・60年までの運転を想定した場合の炉心槽の中性子照射量はBFBに比べて低く、IASCCの発生、破壊韌性低下は大きな問題とは認識されていない。<br>・米国のPWRで亀裂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。<br>・スペインの廃炉PWRを用いたZIRP(Zorita Internal Research Project)において、80年運転を想定した破壊韌性等のデータの取得が行われた。<br>・中性子照射を受けたオーステナイト系ステンレス鋼の破壊韌性値は、発電技研のPLEX事業で取得されており、本事業で得られた破壊韌性値の最下限値をPLM評価等で破壊韌性値の下限値として評価に用いている。<br>・PLMにおける評価対象部位である炉心そう溶接部の材料や照射量に対応するデータは十分に取得されていない。<br><br><現状の課題><br>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。<br>(1) 60年超の長期運転におけるIASCC発生評価<br>60年超、更に80年運転を想定した中性子照射量条件下におけるIASCC発生の可能性を明らかにする。<br>・炉心槽溶接部の材料を対象としたIASCC発生特性<br>・溶接部の残留応力評価(初期残留応力および照射による残留応力緩和)<br>・上記の知見を基にIASCC発生の可能性について評価する。 | (1)                | ・長期運転等を想定した中性子照射量条件下におけるIASCC発生の可能性の明確化                                 | 2④         | ○<br>Zorita PJ             | —         | —                                                                                                                             | —          |                                             |

表 3.1.2(1)-1 (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）

| No.<br>R5適合<br>【新】 | BWR<br>／<br>PWR | 対象システム<br>／<br>設備 | 機器名称           | 経年劣化事象          | 分類  | 課題区分        |                 | 現状知見と課題                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                   | 安全性の確保・向上の観点における分類 |                                                                                                                                      |            |                            |          |                                                    |            |                                         |
|--------------------|-----------------|-------------------|----------------|-----------------|-----|-------------|-----------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------|----------------------------|----------|----------------------------------------------------|------------|-----------------------------------------|
|                    |                 |                   |                |                 |     | 大区分         | 中区分             |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                           | 研究開発               |                                                                                                                                      |            |                            | 妥当性確認/検証 |                                                    |            |                                         |
|                    |                 |                   |                |                 |     |             |                 |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                           | 課題                 | 解決案                                                                                                                                  | 研究の<br>位置付 | 廃炉材活用<br>の有効性<br>（実機相当材含む） | 課題       | 解決案                                                | 研究の<br>位置付 | 廃炉材活用<br>の有効性<br>（実機相当材含む）              |
| R5-7               | PWR             | 炉内構造物             | 炉心そう           | Ⅲ. IASCC        | ③評価 | IASCC破壊靱性評価 | 溶接部の破壊靱性の取得     | <現状の知見><br>・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バップルフォーマボルト(BFB)に比べて低く、IASCCの発生、破壊靱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。<br>・国際的な実機材活用研究として、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靱性等のデータ取得を実施<br><br><現状の課題><br>(1) 更なる長期運転(60年超)を想定し、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)                | ・海外の廃炉材を活用した研究動向(ZIRP)の継続的調査と成果活用<br>・炉心槽のIASCC発生の可能性を評価するための技術基盤情報の整備<br>> 炉心槽溶接部の破壊靱性データの拡充<br>> 中性子照射量の増加による破壊靱性特性の評価             | 2④         | ○                          | —        | —                                                  | —          | —                                       |
| 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><br>・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バップルフォーマボルト(BFB)に比べて低く、IASCCの発生、破壊靱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。<br>・国際的な実機材活用研究として、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靱性等のデータ取得を実施<br><br><現状の課題><br>(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<br>・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<br>> 炉心槽溶接部のIASCC進展特性に関する国外知見調査<br>> 必要に応じてIASCC進展速度データを取得 | 2④         | ○                          | —        | —                                                  | —          | —                                       |
| 32                 | BWR             | 原子炉再循環系           | PLRポンプケーシング、弁等 | Ⅳ. ステンレス鋼鉄鋼の熱時効 | ③評価 | 熱時効評価       | 適用性検証           | <現状の知見><br>・現状のPLM評価では原子力プラントメーカーが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。<br>・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。<br>・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いわれる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。<br>・各プ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。<br><br><現状の課題>【R5】<br>(1)PWR用に原子力プラントメーカーが開発したH3TモデルのBWRI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         | ◎<br>【本事業】<br>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. ステンレス鋼鉄鋼の熱時効 | ③評価 | 熱時効評価       | 適用例拡張           | <現状の知見><br>・現状のPLM評価では原子力プラントメーカーがPWR用の開発したH3Tモデルにて熱時効脆化を予測している。<br>・H3Tモデルの開発に用いた材料は加速熱時効材であった。<br>・実機材を用いたH3Tモデルの妥当性確認は、産業界の研究で実施例があるが限定的である。<br><br><現状の課題><br>(1)H3Tモデルの妥当性の確認をより確かなものとするために実機材による確認例を拡充することが望ましい。                                                                                                                                                                    | —                  | —                                                                                                                                    | —          | —                          | (1)      | ・実機プラント履歴を受けた材料の熱時効を調査することで、H3Tモデルをより確かなものにすることが可能 | 1①         | ○                                       |

表 3.1.2(1)-2 (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)

| No.<br>R5適合<br>【新】 | BWR<br>／<br>PWR | 対象システム<br>／<br>設備              | 機器名称                                   | 経年劣化事象          | 分類                  | 課題区分                         |                    | 現状知見と課題                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                        | 安全性の確保・向上の観点における分類 |                                                                                                                                                 |            |                                             |          |                              |            |                                         |   |
|--------------------|-----------------|--------------------------------|----------------------------------------|-----------------|---------------------|------------------------------|--------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------|---------------------------------------------|----------|------------------------------|------------|-----------------------------------------|---|
|                    |                 |                                |                                        |                 |                     | 大区分                          | 中区分                |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                | 研究開発               |                                                                                                                                                 |            |                                             | 妥当性確認/検証 |                              |            |                                         |   |
|                    |                 |                                |                                        |                 |                     |                              |                    |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                | 課題                 | 解決案                                                                                                                                             | 研究の<br>位置付 | 廃炉材活用の有効性<br>(実機相当材活用も含む)                   | 課題       | 解決案                          | 研究の<br>位置付 | 廃炉材活用の有効性<br>(実機相当材活用も含む)               |   |
| 1                  | BWR             | 原子炉圧力容器                        | シュラウドサポート溶接部<br>炉心シュラウド溶接部<br>PLR配管溶接部 | V. SCC          | ②評価                 | Ni基合金の応力腐食割れ(NISCO)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><br>・実機炉底部のNi基合金溶接金属(182合金)においてSCCが確認されている。<br>・日本機械学会維持規格の事例規格として、182合金のSCC進展速度線図が採用されている。<br>・現行プラントでは182合金に加え、より耐SCC性に優れる82合金が溶接金属として使用されている。<br>・82合金の進展速度線図が策定・公知化。<br>・健全性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。<br><現状の課題><br>(1)82合金のSCC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)<br>(2)シュラウドサポート溶接部の残留応力分布評価の精緻化<br>(3)SCC発生寿命評価手法の開発                                                                                                                                                                                                                                                                                                           | (1)(2)(3)          | ・健全性評価手法の合理化<br>残留応力分布評価の高度化および応力拡大係数評価の精緻化、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<br>・評価結果をプラント保守、運用判断へ活用する際の方針検討(海外実績の調査、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) | 3⑤         | —                                           | —        | —                            | —          |                                         |   |
| 2                  | BWR<br>／<br>PWR | 原子炉圧力容器炉内構造物<br>原子炉容器<br>蒸気発生器 | 管台・炉底貫通孔                               | V. SCC          | ④予防保全               | 長期健全性                        | 予防保全対策技術の効果の持続性の検証 | <現状の知見><br>・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。<br>・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)<br>・ピーニングによる応力改善効果の持続性を明確化することは、長期健全性の説明や適切な検査計画や予防保全立案を行うために重要である。<br>・ピーニングによる圧縮残留応力が長期運転により低減される(圧縮残留応力は維持されるものの、その値が小さくなる)との知見や、圧縮残留応力がほぼ維持されるという知見もあり、必ずしも影響は明確ではない。<br>・照射下におけるピーニング施工部の圧縮応力の持続が確認された実績がある(電共研)。<br>・燃焼効及び繰り返し荷重条件下におけるピーニング施工部の圧縮応力の持続が確認された実績がある(米国共研)。<br><現状の課題><br>(1)実機で長期運転を経た状態におけるピーニング効果が持続性を検証する必要がある。<br>(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。<br>(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)(2)(3)(4)       | ・実機プラントでピーニング効果が維持されていることの確認                                                                                                                    | 1①         | ◎                                           | (1)      | ・実機プラントでピーニング効果が維持されていることの検証 | 1①         | ◎<br>【本事業】<br>予防保全技術の保守性に関する研究(ピーニング工法) |   |
| 3                  | PWR             | 一次冷却系                          | 蒸気発生器伝熱管、下部計装筒                         | 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><br>・PWR 一次系では、600 合金に一次冷却材応力腐食割れ(PWSCC)が生じることが知られており、690 合金への材料変更が進められている。但し、一部のプラントでは蒸気発生器や下部計装筒に600合金が使用されているため、環境緩和技術(一次系溶存水素濃度の最適化・高濃度亜鉛注入の検討・天然カリウムの適用性検討)の開発・実証が期待され、材料/環境界面での酸化物特性などについての知見拡充が求められている。<br>・線源低減を目的とした亜鉛注入の副次効果として、SCC 抑制効果が提唱されており、その有効性を確認する必要がある。また、線源低減を目的とした水化学技術による皮膜性状の影響を評価し、材料健全性への影響を確認する必要がある。<br><現状の課題><br>(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)                | ・実機プラント履歴を受けた材料の皮膜組成データの取得                                                                                                                      | 3⑥         | ◎                                           | —        | —                            | —          | —                                       |   |
| 4                  | PWR             | 一次冷却系                          | 加圧器<br>蒸気発生器等等                         | 低合金鋼の熱時効        | ②評価                 | 予測式                          | 実機材による検証           | <現状の知見><br>・I-GALLに低合金鋼の熱時効評価について記載されている。<br>・産業界の研究が実施され、加速熱時効材(国内鋼種)で問題がないことを確認している。<br>・熱時効に係る海外プロジェクト(MAI)が立ち上がりつつある。<br><現状の課題><br>(1) 実機条件で長期にわたり運転温度に曝された材料の熱時効特性の把握                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                    | (1)                | ・実機条件で長期にわたり運転温度に曝された材料の熱時効特性データの取得                                                                                                             | 3⑥         | ○                                           | —        | —                            | —          | —                                       |   |
| R5-10              | PWR             | 一次冷却系                          | 690合金使用部                               | Ⅵ(1). Ni基合金の熱時効 | ②予測                 | Ni基合金の熱時効                    | 熱時効評価手法の高度化        | <現状の知見><br>690合金使用部位(Ni基合金)の熱時効評価は、長周期規則格子(LRO)による硬化を考慮していない。<br>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、硬化や靱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。<br><現状の課題><br>(1) 万が一、LROが発生した場合に、その影響(SCC感受性の増加、破壊靱性の低下)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<br>・実機材を対象とした組織観察等によりLROの有無や兆候を調査                                                                                     | 3⑥         | ○                                           | —        | —                            | —          | —                                       |   |
| R5-11              | BWR             | 炉内構造物                          | 炉底部シュラウドサポート・レグ(RPV取合い溶接部)             | V. SCC          | ②評価<br>③補修<br>④予防保全 | Ni基合金の応力腐食割れ(NISCO)に対する対策技術  | 対策技術の開発            | <現状の知見><br>・NISCC対策材82合金に対する対応は概ね完了<br>・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が注目(米国等で採用実績あり)<br><現状の課題><br>(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<br>(2) 新規材料の採用を念頭にした補修方法の確立                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                  | (1)(2)             | ・82合金の健全性評価手法の高度化は継続<br>・米国の調査の実施と、効率的な技術開発計画の立案<br>・実機適用検証や評価技術の高精度化に必要な技術基盤情報の整備                                                              | 2④         | —                                           | —        | —                            | —          | —                                       |   |
| 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評価                 | Ni基合金の応力腐食割れ(NISCO)に対する健全性評価 | 健全性評価技術高精度化        | <現状の知見><br>現行評価では、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。<br><現状の課題><br>(1) 182、82及び52合金の発生寿命の考慮<br>(2) 発生感受性の定量的な差別化                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                   | (1)(2)             | ・Ni基合金溶接部の発生感受性の差異、改善度を定量的に示す評価手法の構築<br>>知見の活用<br>>発生寿命評価手法の構築<br>>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(NISCO)に対する健全性評価 | 発生評価の妥当性検証         | <現状の知見><br>破壊評価に運転温度におけるNi基合金やRPVの現実的な破壊挙動は考慮されておらず、亀裂がRPVに到達した段階で線形破壊力学評価にて破壊を判定<br><現状の課題><br>(1) 弾塑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、線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(延性亀裂進展)の明確化<br>・現行評価法の保守性を定量化と、規格等への整備                                                                                    | 2③<br>2④   | —                                           | —        | —                            | —          | —                                       |   |
| R5-14              | 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          | ①検査                 | 超音波探傷(UT)技術                  | 検査技術の性能実証          | <現状の知見><br>対象部位の点検は、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<br><現状の課題><br>(1) 炉底部検査等の遠隔作業は、炉内機器があり狭隙部遠隔作業となり、作業員の被ばく量が増加し、定期検査工程を左右し、適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。<br>(2)同部位の検査は、JNES事業NNW(※)で、炉外からの検査性に対する実証試験をし、ひびの検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底部の溶接部:右付図参照)はRPVへの進展を考慮していない。<br>※:原子力安全基盤機構(JNES)の原子力用機器材料の非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術実証(NNW)」                                                                                                                                                                                                                                                                                          | (1)<br>(2)         | ・実機におけるシュラウドサポート、サポートレグのRPV取合い溶接部を炉外UTで測定し、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の検査性を実証し、検査・評価ロジックを構築する<br>・国内の廃炉プラント実機材の活用も視野に検討する        | 2④<br>3⑤   | ◎<br>事業者研究<br>浜岡1号にて実施<br>(保全学会 第19回 学術講演会) | —        | —                            | —          | —                                       |   |
| 5                  | BWR             | 炉内構造物                          | 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><br>・一部のプラントではSCC 環境緩和策として、水素注入が行われているが、その効果は部位によって異なると言われている。このため、BWR の維持規格にはHWC 環境下での亀裂進展線図があるが、HWC の効果の判断クライテリアが基準化されていない。また、水素注入による主蒸気配管の線量率上昇の緩和を目的として貴金属処理(NMCA)が併用され実機に適用される場合もあり、その有効性の範囲を検証する必要がある。<br>・亜鉛注入など線源低減を目的とした水化学技術による皮膜性状の影響を評価し、材料健全性への影響を確認する必要がある。<br><現状の課題><br>(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)                | ・実機プラント履歴を受けた材料の皮膜組成データの取得                                                                                                                      | 3⑥         | ◎                                           | —        | —                            | —          | —                                       | — |



表 3.1.2(1)-2 (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)

| No.<br>R5適合<br>【新】 | BWR<br>／<br>PWR | 対象システム<br>／<br>設備 | 機器名称                                   | 経年劣化事象                | 分類           | 課題区分                |              | 現状知見と課題                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                          | 安全性の確保・向上の観点における分類 |                                                                                                                                                                                                                                                                            |            |                           |          |     |            |                           |
|--------------------|-----------------|-------------------|----------------------------------------|-----------------------|--------------|---------------------|--------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------|---------------------------|----------|-----|------------|---------------------------|
|                    |                 |                   |                                        |                       |              | 大区分                 | 中区分          |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                  | 研究開発               |                                                                                                                                                                                                                                                                            |            |                           | 妥当性確認/検証 |     |            |                           |
|                    |                 |                   |                                        |                       |              |                     |              |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                  | 課題                 | 解決策                                                                                                                                                                                                                                                                        | 研究の<br>位置付 | 廃炉材活用の有効性<br>(実機相当材活用も含む) | 課題       | 解決策 | 研究の<br>位置付 | 廃炉材活用の有効性<br>(実機相当材活用も含む) |
| R5-15              | BWR             | 炉内構造物<br>原子炉再循環系  | 炉心シュラウド溶接部<br>PLR配管溶接部<br>その他ステンレス鋼使用部 | V. SCC                | ②評価          | ステンレス鋼のIGSCC        | 進展評価の高度化     | <現状の知見><br>維持規格や事例規格の策定により、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。<br><br><現状の課題><br>(1) 適用できる環境や材料の組み合わせは一部に限定<br>(2) 進展評価線図の拡充(材料・環境)が必要<br>(3) 評価手法の高精度化を図り、適切な裕度を持った評価手法の確立が必要<br>> 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(発生・進展メカニズムの検討と評価手法の高精度化が望まれる)                                                                                            | (1)<br>(2)<br>(3)  | 発生・進展メカニズムの検討と評価手法の高精度化<br>?評価線図設定がない部位の同線図設定(再循環系配管硬化部等)<br>・実機におけるき裂進展挙動の解明と反映(実機材、実機環境中の亀裂進展挙動評価、再循環系配管溶接境界部近傍の停留挙動調査)<br>・諸因子の影響の解明と評価線図への反映(応力拡大係数の変化率や起動・停止の影響、IASCC閾照射量以下の照射量のSCC進展特性影響、材料・環境の照射との重畳影響等)<br>・残留応力分布評価の高精度化(FEM解析、測定手法の精緻化)<br>・関連規格・基準の整備(亀裂進展試験規格) | 3⑤<br>3⑥   | ○<br>実機材調査                | —        | —   | —          | —                         |
| R5-16              | PWR             | 炉内機器<br>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) | 発生評価         | <現状の知見><br>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<br><br><現状の課題><br>(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知見が十分とは言えない。<br>(2) そのため、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)<br>(2)         | ・実機損傷事例はないものの、今後の顕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<br>・発生評価の高精度化の観点で、発生寿命評価および発生試験法の妥当性検証の実施                                                                                                                                                                               | 3⑤<br>3⑥   | ○                         | —        | —   | —          | —                         |
| R5-17              | PWR             | 炉内機器<br>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進展評価    | <現状の知見><br>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<br><br><現状の課題><br>(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進展評価線図が未整備(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)<br>(2) 進展評価の高精度化の観点で、亀裂進展データの拡充、複雑形状部の残留応力評価の実施等が望まれる。                                                                                                                                                | (1)<br>(2)         | ・実機損傷事例はないものの、今後の顕在化や長期運転を考慮し、耐SCC Ni基合金のPWSCC進展速度の知見を拡充する<br>・亀裂進展データの拡充を図るとともに複雑形状部の残留応力評価を実施する<br>・更なる進展評価高精度化のためのデータ整備、影響の明確化と評価への反映                                                                                                                                   | 3⑤<br>3⑥   | ○                         | —        | —   | —          | —                         |
| R5-18              | PWR             | 炉内機器<br>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) | 破壊評価         | <現状の知見><br>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)<br><br><現状の課題><br>(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)により長周期規則格子(LRO)が生じ、弾塑性破壊靱性が低下する可能性が否定できない。<br>(2) 仮に690合金およびその溶接部(52合金、152合金)にSCC亀裂が生じた場合、予期しない破壊靱性の低下により現行評価法が非保守的となる可能性が否定できない。                                                                                                                  | (1)<br>(2)         | ・690合金および52合金、152合金のLROIに関する知見の拡充<br>・実機評価上考慮する必要があるか否かの明確化                                                                                                                                                                                                                | 3⑤<br>3⑥   | ○                         | —        | —   | —          | —                         |
| R5-19              | PWR             | 炉内機器<br>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) | 発生・進展メカニズム検討 | <現状の知見><br>国内では発生・進展メカニズムに基づいた進展速度式は実機評価に適用されていない<br>発生モデルは、PWSCCのPFM評価コード(LPRI)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。<br>進展速度式はMRP-55、115、263にて同式が提案されている。<br><br><現状の課題><br>(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)                | ・既存提案モデルに対するPWSCC発生モデルの検証に基づく国内材への適用性検討<br>・発生・進展メカニズムに基づいた最適な対策の検討                                                                                                                                                                                                        | 3⑤<br>3⑥   | ○                         | —        | —   | —          | —                         |
| 6                  | BWR             | 原子炉再循環系           | PLR配管                                  | V. SCC                | ②評価          | 残留応力分布評価の高度化        | —            | <現状の知見><br>・軽水炉運転温度に長期間曝されることによる残留応力緩和の可能性がある。<br>・長期運転による実機構造物中の残留応力分布の変化に関する知見は得られていない。<br>・現行の維持規格によるSCC進展評価には残留応力の緩和挙動は取り込まれていない。<br><br><現状の課題><br>(1) 長期運転による実機構造物中の残留応力分布の変化について知見を拡充する。                                                                                                                                                                                                  | (1)                | 実機溶接部に対する残留応力分布の測定を行い、長期運転を経た実機の残留応力分布を把握する。                                                                                                                                                                                                                               | 3⑥         | ○                         | —        | —   | —          | —                         |
| 7                  | BWR             | 原子炉再循環系           | PLR配管                                  | VII. 配管減肉             | ④予防保全        | 水化学技術と皮膜構造の相関の明確化   | —            | <現状の知見><br>・一部のプラントではSCC 環境緩和策として、水素注入が行われているが、その効果は部位によって異なると言われている。このため、BWR の維持規格にはHWC 環境下での亀裂進展線図があるが、HWC の効果の判断クライテリアが基準化されていない。また、水素注入による主蒸気配管の線量率上昇の緩和を目的として貴金属処理(NMCA)が併用され実機に適用される場合もあり、その有効性の範囲を検証する必要がある。<br>・亜鉛注入など線源低減を目的とした水化学技術による皮膜性状の影響を評価し、材料健全性への影響を確認する必要がある。<br><br><現状の課題><br>(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)                | ・実機プラント履歴を受けた材料の皮膜組成データの取得                                                                                                                                                                                                                                                 | 3⑥         | ◎                         | —        | —   | —          | —                         |
| 8                  | BWR             | 原子炉再循環系           | ステンレス鋼配管溶接部                            | VII(2). ステンレス鋼溶接部の熱時効 | ②予測<br>③評価   | ステンレス鋼溶接部の熱時効       | 熱時効評価手法の高度化  | <現状の知見><br>・現行維持規格の破壊評価に用いられるZ係数設定のデータベースとして加速熱時効材で取得された破壊靱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。<br>・加速熱時効材を用いたBWR溶接金属の熱時効特性に関する研究が進められているが、実機で長期間の運転を経た溶接金属の破壊靱性に関する知見は得られていない。<br>・熱時効は材料を硬化させるため、溶接金属の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。<br>・評価については、BWR機器についても維持規格の上記Z係数を用いて実施される。<br><br><現状の課題><br>(1) オーステナイト系ステンレス鋼溶接金属はステンレス鋼鋼種と同様のオーステナイト/フェライトの2相から構成されている。このため、ステンレス鋼鋼種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(弾塑性破壊靱性)の予測手法の確立<br>・長時間の温度加速熱時効データ(機械特性、SCC進展速度)の取得およびフェライト量影響を明確化する。<br>・知見拡充結果をもとに、必要に応じて維持規格(弾塑性破壊力学評価法、SCC進展速度線図)改定。                                                                                                                                    | 3⑥         | ○                         | —        | —   | —          | —                         |
| 9<br>10欠番          | BWR             | 原子炉冷却系            | 配管                                     | VII. 配管減肉             | ②評価          | 配管耐震安全性             | —            | <現状の知見><br>・定検時の板厚測定により減肉管理を行っている。<br>・また、全周一様に配管を減肉させる保守的な設定で地震応力解析を行い、耐震安全性を確認している。<br>・基準地震動の増加により耐震余裕が少なくなってきた。<br><br><現状の課題><br>(1)現在の評価手法の検証や裕度を明確化し、評価を高度化する必要がある。<br>(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)             | ・実機配管系統を活かし、直接荷重を付与することにより、配管耐震健全性の確認、及び限界荷重評価試験を実施する。<br>・減肉を模擬した配管模型を製作し、振動台加振試験などで耐震安全性を確認する。                                                                                                                                                                           | 2④         | ○                         | —        | —   | —          | —                         |
| 11                 | BWR             | 主蒸気系              | 配管                                     | VII. 配管減肉             | ②評価<br>④予防保全 | 主蒸気系配管の減肉管理の最適化     | 配管系の保全(減肉管理) | <現状の知見><br>・流れ加速型腐食(FAC)による配管減肉は、定期的な肉厚測定結果を基に減肉傾向を予測することにより管理している。<br>・電力中央研究所において減肉予測ソフトウェアFALSETが開発され、実機データ肉厚測定データを基に検証と高度化が進められている。<br>・実機における減肉挙動や被膜形成挙動に関する知見が十分とはいえない。<br>・欧米で一般的に用いられている予測手法を活用した減肉管理は未適用<br>・研究開発のニーズは高く、産業界研究等実施中で、管理体系のJSME規格への取込みも検討中<br><br><現状の課題><br>(1)実機における減肉挙動や被膜形成挙動に関する知見の拡充を図る。<br>(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<br>・実機配管内面の減肉状態の確認                                                                                                                                                                                                                         | 3⑥         | ◎                         | —        | —   | —          | —                         |

表 3.1.2(1)-2 (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)

| No.<br>R5適合<br>【新】 | BWR<br>／<br>PWR | 対象システム<br>／<br>設備          | 機器名称                       | 経年劣化事象                   | 分類                           | 課題区分                     |                   | 現状知見と課題                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                           | 安全性の確保・向上の観点における分類       |                                                                                                                                                                     |            |                                                                                                            |          |     |            |                           |
|--------------------|-----------------|----------------------------|----------------------------|--------------------------|------------------------------|--------------------------|-------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------|----------|-----|------------|---------------------------|
|                    |                 |                            |                            |                          |                              | 大区分                      | 中区分               |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                   | 研究開発                     |                                                                                                                                                                     |            |                                                                                                            | 妥当性確認/検証 |     |            |                           |
|                    |                 |                            |                            |                          |                              |                          |                   |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                   | 課題                       | 解決案                                                                                                                                                                 | 研究の<br>位置付 | 廃炉材活用の有効性<br>(実機相当材活用も含む)                                                                                  | 課題       | 解決案 | 研究の<br>位置付 | 廃炉材活用の有効性<br>(実機相当材活用も含む) |
| R5-20              | BWR<br>／<br>PWR | 主蒸気系、給水・復水系、抽気・ドレン系、ベント系など | 配管                         | Ⅶ. 配管減肉                  | ①検査 ※1<br>③評価 ※2<br>⑤予防保全 ※2 | 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<br>(減肉管理)  | <現状の知見><br>・国内の原子力プラントは基本的にはJSME減肉管理規格に準じて配管厚さ測定に基づく減肉管理を実施しており、測定困難部位については周辺の減肉傾向を監視することで減肉管理を実施している<br><br><現状の課題><br>(1) 補強板付きT管の補強板下の適切な減肉管理はJSME減肉管理規格の技術評価時に留意事項とされている。<br>(2) その他測定困難部位についても適切な減肉管理によって安全性向上を図る必要があるため、新たな測定技術や推定技術を活用した当該部位の減肉評価を確立する必要がある。<br><br><分類の補足><br>※1：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<br>※2：周辺の測定値からの測定困難部位の減肉評価・試験実施時期提供技術                                                                                                                                   | (1)(2)                   | 測定困難部位などの測定技術・減肉管理手法の整備                                                                                                                                             | 3⑤<br>3⑥   | —                                                                                                          | —        | —   | —          |                           |
| R5-21              | BWR<br>／<br>PWR | 主蒸気系、給水・復水系、抽気・ドレン系、ベント系など | 配管                         | Ⅶ. 配管減肉                  | ③評価 ※1                       | 局所貫通時の暫定漏洩許容の導入          | 配管系の保全<br>(減肉管理)  | <現状の知見><br>・国内の原子力プ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さの管理値を下回る管理は許容されていない<br><br><現状の課題><br>(1)現状は貫通亀裂・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容を導入することで稼働率向上が図られる<br><br><分類の補足><br>※1：局所減肉貫通時の暫定漏洩許容評価技術                                                                                                                                                                                                                                                      | (1)                      | ・局所的な貫通・亀裂発生時の配管強度評価手法の整備及び妥当性確認                                                                                                                                    | 3⑤         | —                                                                                                          | —        | —   | —          |                           |
| 12<br>10統合         | BWR<br>／<br>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） | Ⅷ(3). マルテンサイト系ステンレス鋼の熱時効 | ②評価                          | マルテンサイト系ステンレス鋼の熱時効評価     | 熱時効評価手法の検討        | <現状の知見><br>・熱時効と中性子照射が重畳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炉内ステンレス鋼諸機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。<br>・過去の弁棒折損への対策から、表面改質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。<br>・定期的な分解点検と取替えにより管理している。<br>備考：PWRはバックシート管理と弁の保守管理で健全性を担保。<br><br><現状の課題><br>(1)長期運転60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)                      | ・炉内においてステンレス諸機器が使用されている機器・部位の抽出と、靱性低下が生じた場合の影響と健全性評価の必要性の確認。<br>・健全性評価が必要と判断された機器・部品に対する健全性評価手法の確立。<br>・米国等の個別評価や、その後の追加調査の実績確認。                                    | 3⑤         | ○                                                                                                          | —        | —   | —          | —                         |
| R5-22              | BWR<br>／<br>PWR | 炉内機器<br>炉内構造物<br>配管        | 一次系構成機器                    | V. SCC                   | ②評価                          | 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 | <現状の知見><br>・配管や炉内構造物に対するPFM評価は適用されていない。<br>・国内では配管・ノズル系のPFM評価について、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。<br>米国に比べ、国内では評価に用いるインプットデータの整備や、それに対するコンセンサスの形成が十分とはいえない。<br><br><現状の課題><br>(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。<br>(2) 海外の配管・ノズル系のPFMコードの技術動向を調査し、日本国内の評価への反映を検討する必要がある。また、海外とのベンチマーク解析の活動等を通じ、評価の信頼性を担保していく必要がある。<br>(3) PFM評価を活用した現状の規格基準の妥当性評価も望まれている。<br>(4) 破壊確率に対する影響度の大きな保全内容の絞り込みができず、保全の効率化が促進されない。             | (1)<br>(2)<br>(3)<br>(4) | ・PFM評価の活用目的と活用法の明確化。<br>・PFM評価のインプットデータとなるSCC進展速度、溶接残留応力、SCC発生頻度等の確率分布特性の把握を行い、これらを表現しうるモデルの検討・選定。<br>・試評価による現評価法の保守性の定量化<br>・研究成果に基づく配管・炉内構造物を対象としたPFM評価ガイドラインの整備。 | 2④         | ◎<br>確率論的破壊力学（PFM）の実用化に向けた技術開発<br>【資源エネルギー庁 国プロ】<br><br>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） | —        | —   | —          | —                         |
| 13<br>【R6】         | PWR             | 原子炉冷却系（一次系）                | ステンレス鋼溶接部（硬化部）             | V. SCC                   | ②評価                          | ステンレス鋼のIGSCC             | 発生評価              | <現状の知見><br>・損傷事例<br>> 大飯3号加圧器スプレイライン配管（2020年8月）<br>> 配管溶接部近傍粒界割れが仏PWRで確認（2021年以降）<br>・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、実機評価にて発生寿命等は考慮されていない。<br>・PWR一次系環境中の非鋭敏化ステンレス鋼（照射材を除く）の冷間加工起因のSCCは実機損傷事例が少ない。<br>・経済産業省資源エネルギー庁にて、令和3年度より「原子力発電所の安全性向上に資する技術開発事業」にて「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」を開始し、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が行われている。<br><br><現状の課題><br>(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)                      | ・実機損傷部位の詳細調査<br>・PWR水質環境下の実機事例の関連性と相違点の明確化<br>・SCC発生・進展メカニズムの知見蓄積（機構面からの対策及び評価等の妥当性検証に資する）<br>・発生モデルを構築し、健全性評価への反映をはかる。                                             | 3⑤<br>3⑥   | —                                                                                                          | —        | —   | —          |                           |
| R5-23<br>【R6】      | PWR             | 原子炉冷却系（一次系）                | ステンレス鋼溶接部（硬化部）             | V. SCC                   | ②評価                          | ステンレス鋼のIGSCC             | 進展評価              | <現状の知見><br>・損傷事例<br>> 大飯3号加圧器スプレイライン配管（2020年8月）<br>> 配管溶接部近傍粒界割れが仏PWRで確認（2021年以降）<br>・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、実機評価にて発生寿命等は考慮されていない。<br>・PWR一次系環境中の非鋭敏化ステンレス鋼（照射材を除く）の冷間加工起因のSCCは実機損傷事例が少ない。<br>・現行評価では発生は想定されていない。<br>・実験室試験にてPWR一次系模擬環境下で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拡充が必要。<br>・経済産業省資源エネルギー庁にて、令和3年度より「原子力発電所の安全性向上に資する技術開発事業」にて「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」を開始し、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が行われている。<br><br><現状の課題><br>(1) 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<br>・PWR水質環境下の実機事例の関連性と相違点の明確化<br>・SCC発生・進展メカニズムの知見蓄積（機構面からの対策及び評価等の妥当性検証に資する）<br>・発生モデルを構築し、健全性評価への反映をはかる。                                             | 3⑤<br>3⑥   | —                                                                                                          | —        | —   | —          |                           |
| R5-24<br>【R6】      | PWR             | 原子炉冷却系（一次系）                | ステンレス鋼溶接部（硬化部）             | V. SCC                   | ②評価                          | ステンレス鋼のIGSCC             | 発生・進展メカニズム検討      | <現状の知見><br>・損傷事例<br>> 大飯3号加圧器スプレイライン配管（2020年8月）<br>> 配管溶接部近傍粒界割れが仏PWRで確認（2021年以降）<br>・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、実機評価にて発生寿命等は考慮されていない。<br>・PWR一次系環境中の非鋭敏化ステンレス鋼（照射材を除く）の冷間加工起因のSCCは実機損傷事例が少ない。<br>・現行評価では発生は想定されていない。<br>・実験室試験にてPWR一次系模擬環境下で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拡充が必要。<br>・経済産業省資源エネルギー庁にて、令和3年度より「原子力発電所の安全性向上に資する技術開発事業」にて「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」を開始し、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が行われている。<br><br><現状の課題><br>(1) PWR環境下での進展速度線図の整備と規格化  | (1)                      | ・PWR一次系での進展速度線図案策定とデータ拡充<br>・進展速度線図の規格化                                                                                                                             | 3⑤<br>3⑥   | —                                                                                                          | —        | —   | —          |                           |
| R5-25<br>【R6】      | PWR             | 原子炉冷却系（一次系）                | ステンレス鋼溶接部（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        | <現状の知見><br>・維持規格の健全性評価では、母材部で塑性破壊基準に基づく極限荷重評価法や複数の破壊モードに対応する2パラメータ法等が適用可能。<br>・溶接金属部：延性破壊を考慮した弾塑性破壊力学評価法が整備済み。<br>・経済産業省資源エネルギー庁にて、令和3年度より「原子力発電所の安全性向上に資する技術開発事業」にて「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」を開始し、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が行われている。<br><br><現状の課題><br>(1)塑性破壊荷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、過度に保守的な評価となっている可能性がある<br>(2)溶接金属部及び溶接熱影響部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)<br>(2)               | ・溶接熱硬化部等に関する知見の拡充（現行破壊評価法の適用性の確認）<br>・溶接部を対象に、一次冷却水環境下での弾塑性破壊挙動の把握（大気中取得データとの差異を明確化）                                                                                | 3⑤<br>3⑥   | —                                                                                                          | —        | —   | —          |                           |



表 3. 1. 2 (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【3】（スコーピング段階）

| No.     | BWR／PWR | 対象システム／設備       | 機器名称                     | 劣化事象        | 課題区分                              |                            | 備考                                 |
|---------|---------|-----------------|--------------------------|-------------|-----------------------------------|----------------------------|------------------------------------|
|         |         |                 |                          |             | 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 健全性確認 | 令和 5 年度日常保全(R5-16, 17, 18, 19)へ以降  |
| 3       | BWR     | 炉内構造物           | ジェットポンプビーム等              | Ⅲ. 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<br>(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<br>一次冷却系 | ノズル部等                    | Ⅷ. 熱時効      | 690 合金の LRO                       |                            | 令和 5 年度 日常保全(R5-10)へ移行             |
| 12      | PWR     | 一次冷却系           | 加圧器                      | Ⅴ. SCC      | 計測用管台の O <sub>2</sub> SCC健全性検証    |                            |                                    |
| 13      | PWR     |                 | 加圧器                      | Ⅴ. SCC      | ヒータスリーブの O <sub>2</sub> 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  | 破壊靱性評価(破壊靱性遷移曲線の予測方法の保守性の検証)      |                            | 令和 6 年度 経年劣化評価 へ移行「R6-1」<br>本表より削除 |

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

【4】（高サイクル熱疲労、シビアアクシデント）

| No. | BWR<br>／<br>PWR | 対象システム<br>／<br>設備 | 機器名称                            | 劣化事象          | 課題区分                          |                                         |
|-----|-----------------|-------------------|---------------------------------|---------------|-------------------------------|-----------------------------------------|
|     |                 |                   |                                 |               | 大区分                           | 中区分                                     |
| 1   | PWR             | 原子炉容器<br>一次冷却系    | 加圧器<br>蒸気発生器<br>MCP、RCP、熱交<br>他 | 高サイクル<br>熱疲労  | 疲労割れ                          | 疲労割れの健全<br>性確認                          |
| 2   | BWR/PWR         | 原子炉冷却系            | 配管(ステンレス<br>鋼)                  | 高サイクル<br>熱疲労  | 高サイクル熱疲労<br>割れの健全性確<br>認      | 共通 キャビティフ<br>ロー型熱成層評価<br>の高度化に関する<br>研究 |
| 3   | BWR             | 原子炉冷却系            | 圧力バウンダリ配<br>管等                  | シビアアクシ<br>デント | SA 条件における<br>バウンダリ材料の<br>実力評価 | —                                       |
| 4   | BWR             | 原子炉再循環系           | PLR ポンプ                         | シビアアクシ<br>デント | SA 時の条件を模<br>擬した耐久試験          | —                                       |

## (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（廃炉材を含む）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、個別研究の実施に必要な材料採取方法、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ものである。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「◎」と「○」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                      |                                           | 実施主体(規制側) |
|------------------------------|-------------------------------------------|-----------|
|                              |                                           | 妥当性確認     |
| 4. 現行の予測式・評価手法(技術評価・エンドース関連) | ① 学協会規格等で技術評価・エンドース済みの予測式・評価手法の妥当性・保守性の確認 | ○         |
|                              | ② 上記のうち技術評価要件への対応                         | ○         |
| 5. 現行の予測式・評価手法               | ③ 妥当性・保守性の確認                              | ○         |

### **(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課題「R6-1」1件を含め、課題整理表から安全研究マップへスクリーニングし、令和6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。

令和6年度に追加した課題「R6-1」は、安全規制の観点で、実機材(廃炉材を含む)の活用が課題の解決に廃炉材が決定的な役割を果たす課題として、スクリーニング後の安全研究マップで追加となった。

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)

| No.<br>R5追含<br>【新】 | BWR<br>／<br>PWR | 対象システム<br>／<br>設備 | 機器名称              | 経年劣化事象      | 分類      | 課題区分     |                               | 現状知見と課題                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                      | 安全性の確保・向上の観点における分類 |                                                                               |            |                                           |
|--------------------|-----------------|-------------------|-------------------|-------------|---------|----------|-------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------|-------------------------------------------------------------------------------|------------|-------------------------------------------|
|                    |                 |                   |                   |             |         | 大区分      | 中区分                           |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                              | 妥当性確認/検証           |                                                                               |            |                                           |
|                    |                 |                   |                   |             |         |          |                               |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                              | 課題                 | 解決案                                                                           | 研究の<br>位置付 | 廃炉材活用の有効性<br>(実機相当材含む)                    |
| 1<br>【R6】          | BWR<br>／<br>PWR | クラス1機器            | 圧力容器各部位<br>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><br>・JSME規格(環境疲労評価手法)で環境を考慮した疲労評価手法の改定作業が進められている。<br>・PLM評価で評価が求められており、評価を実施しているが、UFが1を超えた例はない。<br>・運転期間延長申請を行ったプラントに対しては、特別点検において疲労損傷係数が高い部位に対する検査が求められており、これを実施している。<br>・検査の結果、亀裂等が見つかった事例はない。<br><現状の課題><br>(1) 評価手法の妥当性検証<br>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、 <b>低サイクル熱疲労</b> 、ラチェット疲労や非比例負荷の影響を考慮する必要がある。<br>(2) 評価手法の高度化・合理化<br>・新しい最適疲労曲線の適用範囲も繰返し数(N)が10 <sup>6</sup> 未満であり、10 <sup>8</sup> 以上に対する疲労曲線の設定が必要<br>・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         | ○                                         |
| 2<br>【R6】          | BWR<br>／<br>PWR | 原子炉圧力容器           | 炉心領域・胴板           | II. 中性子照射脆化 | ①監視     | 破壊靱性評価   | マスターカーブ法の適用                   | <現状の知見><br>・マスターカーブ法は、破壊靱性の不確定性を評価しようとする技術の発展に伴い開発された手法であり、国際的に使用されている。<br>・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。<br>・JEAC4206-2016にマスターカーブ法の破壊靱性評価手法への適用が規定されている。<br>・JEAC4206-2016は技術評価が行われたが、エンドースは見送られた。<br>・経済産業省資源エネルギー庁にて、令和3年度より「原子力発電所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」を開始し、国内BWRプラント実機材(監視試験残材)と、PWR標準材の試験炉照射によるMini-C(T) MC法の <b>実機適用に向けた開発研究(照射材データの拡充)</b> が行われている。<br><現状の課題><br>(1)JEAC4206-2016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<br>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         | ◎                                         |
| 4<br>【R6】          | 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<br>熱影響部(HAZ)監視試験の頻度の見直し | <現状の知見><br>・監視試験計画は長期監視試験計画を含めJEAC4201-2007[2024年追補版]に規定がある。<br>・2023年10月1日に長期施設管理計画に関する審査基準が策定され、運転期間延長認可申請に伴う経過時間(暦年)による監視試験に関する記載はなくなった。<br>・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に規定されている。<br>・JEAC4201では監視試験片から小型破壊靱性試験片を取得し評価する規定を含む改定を計画している。<br>・試験片の再生ができない場合は、HAZに対する母材の代表性を確認した上で、HAZの再生の省略がJEAC4201-2007に規定されている。<br>・米国ASTMでは監視試験からHAZが除外されており、NRCもHAZの除外に関して作業を実施し、すでに10 CFR Part 50 Appendix HIにおいて、HAZはオプションナルであると修正されている。<br><現状の課題><br>(1) 母材代表性に関する知見の拡充<br>・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JEAC4201に規定されているが、現状、実施に至っていない。<br>(参考知見)<br>・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。<br>・高経年化対策強化基盤整備事業においてHAZの母材代表性に係る研究が実施。 | (1)                | 母材代表性の妥当性確認                                                                   | 2③         | ◎<br>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) |
| 6<br>【R6】          | BWR<br>／<br>PWR | 原子炉圧力容器<br>/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><br>・JEAC4201-2007[2013追補版]として、国内脆化予測法が規定(現行評価法)<br>・JEAC4201では、国内脆化予測法を見直した評価式の改定が計画されている。<br>・見直した脆化評価式は(一社)日本溶接協会の「原子炉圧力容器の中性子照射脆化予測法検討(略称 IET)小委員会」(2017 年度～2019 年度)にて、照射脆化メカニズムの専門家との意見交換を実施。IET小委員会では、見直案の考え方は現状知見に照らせば概ね妥当との結論が得られると共に、照射脆化メカニズムに関する今後の研究課題が取りまとめられた。<br>・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。<br><現状の課題><br>(1) 脆化予測式の妥当性の確認<br>(2) 脆化予測式の高度化<br>(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)                | 脆化予測式の妥当性確認                                                                   | 1①         | ◎                                         |
| R5-3<br>【R6】       | BWR<br>／<br>PWR | 原子炉圧力容器<br>/原子炉容器 | 炉心領域・胴板<br>下部鏡板   | II. 中性子照射脆化 | ③評価     | 検査       | 原子炉容器の溶接部の検査の合理化              | <現状の知見><br>維持規格の技術評価に基づき、原子炉容器の溶接部の <b>供用期間中検査範囲</b> が7.5%から100%に。<br>・日本電気協会 破壊靱性検討会内にPFM臨時検討会が設置され、PFM活用に向けた検討が進められている。<br>・経済産業省資源エネルギー庁にて、令和3年度より「原子力発電所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」を開始し、PFM実機適用に向けた開発研究が行われている。<br><現状の課題><br>(1) 検査範囲の拡張により検査作業員の被ばく線量増加。<br>(2) 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が必要。                                                                                                                                                                                                                                                                                                 | —                  | PFMを活用した検査の合理化に関する検討。<br>なお、安全研究及び研究開発に関する原子力事業者との技術的な意見交換会のテーマの一つとして取り上げている。 | 3⑥         | ◎                                         |
| 10<br>【R6】         | PWR             | 原子炉容器             | 炉心領域・胴板           | II. 中性子照射脆化 | ②予測／③評価 | 破壊挙動     | 高温予荷重(WPS)効果                  | <現状の知見><br>・クラッド無し未照射の鋼材において、破壊靱性試験、半楕円亀裂を付与した曲げ試験、2軸応力を負荷した十字型試験でのWPS効果が確認されている。<br>・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。<br><現状の課題><br>・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の成立性に関して、国内照射材を用いた知見の拡充が望まれ、 <b>照射材への適用方法の検討も必要である。</b>                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                      | (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         | ○                                         |

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)

| No.<br>R5追加<br>【新】 | BWR<br>／<br>PWR | 対象システム<br>／<br>設備 | 機器名称    | 経年劣化事象     | 分類      | 課題区分      |                            | 現状知見と課題                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                             | 安全性の確保・向上の観点における分類 |                                                                                                                                          |            |                                           |
|--------------------|-----------------|-------------------|---------|------------|---------|-----------|----------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------|-------------------------------------------|
|                    |                 |                   |         |            |         | 大区分       | 中区分                        |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                     | 妥当性確認/検証           |                                                                                                                                          |            |                                           |
|                    |                 |                   |         |            |         |           |                            |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                     | 課題                 | 解決案                                                                                                                                      | 研究の<br>位置付 | 廃炉材活用の有効性<br>(実機相当材含む)                    |
| 11<br>【R6】         | 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><br>・PTS評価はJEAC4206-2016で規定。<br>・PTS評価の高度化の観点で、PFMの導入が検討されている。<br>・日本電気協会 破壊靱性検討会内にPFM臨時検討会が設置され、PFM活用に向けた検討が進められている。<br>・経済産業省資源エネルギー庁にて、令和3年度より「原子力発電所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」を開始し、PFM実機適用に向けた開発研究が行われている。<br><br><今後の課題><br>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<br>(1) PTS評価に対するPFM導入の体系構築<br>(2) PTS評価の評価条件、標準的入力データに対する確率変数の整備。<br>・照射脆化予測に対する確率変数の導<br>・化学成分のばらつきの確率分布の考慮（材料記録（ミルシート）の値をインプット情報としており、ばらつきは考慮していない）<br>・欠陥の確率分布の整備<br>(3)PTS評価の許容基準における不確定性の導入<br>(4)PTS評価事例の拡充による評価精度の向上<br>・想定過渡事象の最適化と確率論的検討<br>・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<br>・評価条件、標準的入力データに対する確率変数の整備。<br>・評価許容基準における不確定性の導入                                                                    | 3⑤         | ○                                         |
| 12<br>【R6】         | 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><br>・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。<br>・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。<br>・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。<br>・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。<br>・現状では、照射量減衰の予測式は妥当であると考えられるが、実機の板厚方向の測定結果が得られると現行予測式の妥当性がより確かなものとなる。<br>・クラッドの照射脆化に関してはJAEAにて5層盛クラッド材を対象に試験炉照射した成果がある。<br><br><現状の課題><br>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。<br>(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         | ○                                         |
| R6-1<br>新規追加       | PWR             | 原子炉容器             | 炉心領域・胴板 | Ⅱ. 中性子照射脆化 | ③評価     | 破壊靱性評価    | 関連温度移行量と破壊靱性値移行量の関係（PTS評価） | <現状の知見><br>・PTS評価における破壊靱性値の温度移行量は、JEAC4206-2007（技術評価済）や過去の国プロに基づき、「破壊靱性値の温度移行量（ΔTKIc）と関連温度移行量（ΔRTNDT）が等価である」との前提のもとで評価を実施している。<br>・原子力規制庁（NRA）第60回技術情報検討会（2023.7.27）、第64回技術情報検討会（2024.3.19）において、NRAより、監視試験データを用いて試算を実施したところ、破壊靱性値の温度移行量（ΔTKIc）と関連温度移行量（ΔRTNDT）がほぼ等価であるという国プロの結果と大きな方向性は共有するものの、国プロ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であることが示された。<br>・JEAC4206-2007 では、監視試験で取得した照射後の破壊靱性データも含めて破壊靱性遷移曲線を設定することとしており、仮に破壊靱性の温度移行量が大きい場合であっても、それを取り入れた評価は可能である。<br>・長期施設管理計画の審査において、照射脆化の将来予測を保守的に評価するだけではなく、照射脆化の将来予測を伴わない実測データに基づく評価として、監視試験の各回次の破壊靱性実測値を下限包絡する破壊靱性曲線を設定した評価も行われている。これにより、破壊靱性値の温度移行量（ΔTKIc）と関連温度移行量（ΔRTNDT）の相関関係を用いない場合でもPTS事象により原子炉容器が損傷する可能性が十分に小さいことを確認している。<br><br><今後の課題><br>(1)監視試験データを用いた結果と試験炉照射材を用いた国プロの結果が大きな方向性は共有するものの、国プロ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であることの原因を明らかにする必要がある。<br>(2)海外ASMEの動向等も踏まえた破壊靱性の相関の等価性に関する知見の拡充が必要である。 | (3)                | ・統計解析等の多角的な検討を行う<br>・より詳細な検討を進めるため、現状の国プロと事業者提供の実プラント監視試験データに対し、データの拡充を検討する<br>・NRAがR7年度より実施するスウェーデンリングハルス2号機の実機材研究を活用する。                | 1①         | ◎                                         |
| 13<br>【R6】         | PWR             | 原子炉容器             | 炉心領域・胴板 | Ⅱ. 中性子照射脆化 | ③評価     | 破壊靱性評価    | 拘束効果                       | <現状の知見><br>・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。<br>・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。<br>・JAEA安全研究センターでは2軸応力状態に関する研究を行っており、産業界も亀裂先端の拘束効果の影響に関する検討を行っている。<br>・他のPTS評価の緩和策の採用等により、ニースは低くなる可能性がある。<br><br><現状の課題><br>(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軸応力状態が亀裂の拘束効果や破壊挙動に関する知見を拡充する。<br>（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靱性試験の結果の比較を行うためのデータの）取得） | 2③         | ◎<br>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） |
| 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><br>・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。<br>・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。<br>・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。<br>・上記に基づく評価の高度化<br><br><現状の課題><br>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。<br>(1) RVサポートの材料特性の知見の拡充。<br>(2)高経年化技術評価の妥当性確認。<br>(3)高経年化技術評価の高度化                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                       | (2)                | ・実機RVサポートの材料特性の確認                                                                                                                        | 2③         | ○                                         |



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)

| No.<br>R5追加<br>【新】 | BWR<br>／<br>PWR | 対象システム<br>／<br>設備 | 機器名称     | 経年劣化事象     | 分類      | 課題区分   |                                 | 現状知見と課題                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                               | 安全性の確保・向上の観点における分類 |                                                                                                                 |              |                                             |
|--------------------|-----------------|-------------------|----------|------------|---------|--------|---------------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------|---------------------------------------------|
|                    |                 |                   |          |            |         | 大区分    | 中区分                             |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                       | 妥当性確認/検証           |                                                                                                                 |              |                                             |
|                    |                 |                   |          |            |         |        |                                 |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                       | 課題                 | 解決案                                                                                                             | 研究の<br>位置付   | 廃炉材活用の有効性<br>(実機相当材含む)                      |
| 18<br>【R6】         | 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 | 健全性評価  | 評価対象部位の拡大への対応                   | <現状の知見><br>・長期運転により、炉心領域近傍に位置する原子炉胴部と管台接続部(ノズルコーナー)が含まれ、評価部位が拡大する可能性がある(現行のJEAC等で規定の炉心領域の評価手法を適用)。<br>・監視試験片の中性子束は、監視試験片カプセル内のフルエンスモニタによる監視試験片設置位置の放射化量実測値と、計算コードを用いた炉内中性子束解析により評価。<br>【補足】長期運転(60年、80年運転)では中性子照射量が低く、炉心領域(評価対象部位)外であった管台(ノズルコーナー)部についても、照射脆化を考慮した評価が必要となるプラントが出てくる。<br><br><現状の課題><br>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。<br>(1) 中性子照射量評価の妥当性確認<br>(2) 低中性子束条件における脆化挙動の知見の拡充<br>(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           | ○                                           |
| 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                   | <現状の知見><br>・現行評価では評価対象機器・部位の中性子照射量が、IASCC発生感受性のしきい照射量を超えた場合、IASCCが発生・進展するものとして評価を行っている。<br>・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。<br>・低ひずみ速度で材料が破断するまで引張るSSRT試験は材料がIASCC感受性を有するか否かを評価する試験である。<br>・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。<br><br><現状の課題><br>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。<br>(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。<br>(2) IASCC発生しきい応力を取り込んだIASCC発生評価手法を開発する。                                                                                                                                                                                                                       | (1)                | 実機材を用いて妥当性確認                                                                                                    | 1①           | ○                                           |
| 21<br>【R6】         | 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><br>・維持規格には米国のPLEDGEモデルを基にしたIASCC進展評価線図が規定されている。<br>・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。<br>・EPRIのVIPプロジェクトでは最新知見に基づくIASCC進展速度評価線図が提案されている。<br>・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纏まっていない。<br><br><現状の課題><br>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。<br>(1) 現行のIASCC進展評価線図の検証<br>・現行規格の線図及び産業界提案線図、EPRI線図の妥当性の検証<br>(2) IASCC進展評価線図の高度化<br>・データが十分とはいえない条件におけるデータの拡充<br>・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           | ○                                           |
| 24                 | BWR             | 炉内構造物             | 炉心シュラウド等 | Ⅲ. IASCC   | ③評価     | 破壊評価   | 破壊靱性評価の高度化<br>(破壊靱性値の中性子照射量依存性) | <現状の知見><br>・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。<br>・維持規格に規定されている式では、破壊靱性値の中性子照射量依存性がステップ状に規定されており、ある値を超えると破壊靱性値が急激に小さくなり、以降一定値を示す形で与えられている。<br>・産業界研究において中性子照射量依存性をより実験データの傾向に合う形に改良した評価式(産業界提案式)が提案されている。<br>・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。<br><br><現状の課題><br>(1) 現行維持規格の評価式の実機材による検証<br>(2) 産業界提案式の実機材による検証<br>(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)<br><br>(2)     | ・加速照射データを含むデータ群で策定された線図に対し、実機プラントの照射履歴を受けた材料データで検証。<br><br>・データ拡充及び実機プラント照射履歴を受けた材料データによる検証。現行維持規格線図の検証と同時に検証可。 | 1①<br><br>2③ | ◎<br>【本事業】<br>靱性低下に関する研究                    |
| 26                 | BWR             | 炉内構造物             | 炉心シュラウド等 | Ⅲ. IASCC   | ④是正     | 長期健全性  | 予防保全対策技術の効果の持続性の検証              | <現状の知見><br>・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。<br>・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)<br>・ピーニングによる応力改善効果の持続性を明確化することは、長期健全性の説明や適切な検査計画や予防保全立案を行うために重要である。<br>・ピーニングによる圧縮残留応力が長期運転により低減される(圧縮残留応力は維持されるものの、その値が小さくなる)との知見や、圧縮残留応力がほぼ維持されるという知見もあり、必ずしも影響は明確ではない。<br>・照射下におけるピーニング施工部の圧縮応力の持続が確認された実績がある(電共研)。<br>・熟時効及び繰り返し荷重条件下におけるピーニング施工部の圧縮応力の持続が確認された実績がある(米国共研)。<br><br><現状の課題><br>(1) 実機で長期運転を経た状態におけるピーニング効果が維持性を検証する必要がある。<br>(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。<br>(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)                | 実機プラントでピーニング効果が維持されていることを検証                                                                                     | 1①           | ◎<br>【本事業】<br>予防保全技術の保守性に関する研究<br>(ピーニング工法) |

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)

| No.<br>R5適合<br>【新】 | BWR<br>／<br>PWR | 対象システム<br>／<br>設備 | 機器名称           | 経年劣化事象              | 分類      | 課題区分            |                    | 現状知見と課題                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                     | 安全性の確保・向上の観点における分類 |                                                                                                                              |            |                                         |
|--------------------|-----------------|-------------------|----------------|---------------------|---------|-----------------|--------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|------------|-----------------------------------------|
|                    |                 |                   |                |                     |         | 大区分             | 中区分                |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                             | 妥当性確認/検証           |                                                                                                                              |            |                                         |
|                    |                 |                   |                |                     |         |                 |                    |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                             | 課題                 | 解決案                                                                                                                          | 研究の<br>位置付 | 廃炉材活用の有効性<br>(実機相当材含む)                  |
| 27<br>【R6】         | BWR<br>／<br>PWR | 炉内構造物             | 鋳鋼機器           | Ⅳ. ステンレス鋼鋳鋼<br>の熱時効 | ②予測     | 熱と照射の重量影響評<br>価 | 熱と照射の重量影響の<br>知見拡充 | <現状の知見><br>・オーステナイト系ステンレス鋼鋳鋼は、軽水炉一次系冷却材温度に長期間曝されると熱時効を生じる可能性があり高経年化技術評価において長期の健全性の確認が行われている。<br>・炉内環境では、中性子照射を受けることから中性子照射と熱時効の重量の可能性があり、IAEAのI-GALLにおいても熱時効と中性子照射の重量に対する考慮が求められている。<br>・米国における2回目の運転期間延長に関する技術基盤の中でも中性子照射と熱時効の重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挙げられている。<br>・熱時効と中性子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炉内ステンレス鋼鋳鋼機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。<br>・熱時効特性評価を行う際の実験手法をして用いられる加速温度条件では中性子照射損傷の挙動が実機温度での挙動と大きく異なるため、中性子照射と熱時効の重量を実験室的に再現することが難しく、中性子照射と熱時効を同時に受けた場合の挙動について十分な知見が得られていない。<br>・溶接金属についても知見が不足している。<br><br><現状の課題><br>(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。 | —                  | 今後長期運転を踏まえた、実機材を活用したデータの蓄積                                                                                                   | 3⑥         | ○                                       |
| 28<br>【R6】         | PWR             | 炉内構造物             | バップルフォーマボルト等   | Ⅲ. IASCC            | ②予測/③評価 | 発生評価            | IASCC発生条件の明確化      | <現状の知見><br>・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。<br>・この成果がJANSI炉内構造物点検評価ガイドライン(バップルフォーマボルト)、JSME維持規格に反映され、実機保全に活用されている。<br>・IASCC国プロでは、バップルフォーマボルト材試験片(20dpa未満)に加え、高照射量におけるデータ拡充のため、シンプルチューブ材試験片(70dpa未満)を用いて定荷重SCC試験を実施したが、両者でIASCC発生しきい応力が異なる結果が得られている。<br><br><現状の課題><br>(1)バップルフォーマボルトとシンプルチューブのIASCC発生しきい応力の相違の原因検討に資するとともに、より高照射領域におけるバップルフォーマボルト材のIASCC発生データを拡充することにより現行のIASCC発生しきい応力線図の妥当性を確認する。<br>(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)                | ・実機バップルフォーマボルト材を用いたIASCC発生試験により現行線図の妥当性を確認する<br><br>備考:安全研究及び研究開発に関する原子力事業者との技術的な意見交換会のテーマの一つとして取り上げている                      | 1①         | ◎                                       |
| 30<br>【R6】         | PWR             | 炉内構造物             | バップルフォーマボルト    | Ⅲ. IASCC            | ②予測/③評価 | スウェリング特性の解明     | スウェリング評価式の妥当性/高度化  | <現状の知見><br>・JANSI炉内構造物点検評価ガイドライン[バップルフォーマボルト]、JSME維持規格におけるバップルフォーマボルトの点検評価時期の設定においては、中性子照射によるスウェリングによるバップル板の膨張が発生応力の評価に相込まれている。<br>・スウェリング評価式は高速増殖炉で得られた実験データを用いて定められたものである。<br>・スペインのPWR廃炉Zorita炉のバップル板を用いてスウェリング量が計測されているが、国内プラントよりも温度が低い条件のデータあり、実機条件におけるスウェリング挙動に関する知見は十分とは言えない。<br>・バップル構造の照射変形挙動が解析的に評価できるようになっているが、その妥当性は十分に確認されていない。<br><br><現状の課題><br>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。<br>(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。<br>(2)PWR実機のバップル板のたわみ量を計測し、解析の妥当性を確認する必要がある。<br>(3)現行評価式の高度化                                                                                     | (1)(2)(3)          | ・PWR実機バップル板、フォーマ板のスウェリング量計測<br>・PWR実機バップル板の変形計測<br>・スウェリング評価式の高度化<br><br>備考:安全研究及び研究開発に関する原子力事業者との技術的な意見交換会のテーマの一つとして取り上げている | 2③         | ◎                                       |
| 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><br>・現状のPLM評価では原子力プラントメーカーが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。<br>・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。<br>・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。<br>・各プ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。<br><br><現状の課題>【R5】<br>(1)PWR用に原子力プラントメーカーが開発した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         | ◎<br>【本事業】<br>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     | 熱時効評価           | 適用例拡張              | <現状の知見><br>・現状のPLM評価では原子力プラントメーカーがPWR用の開発したH3Tモデルにて熱時効脆化を予測している。<br>・H3Tモデルの開発に用いた材料は加速熱時効材であった。<br>・実機材を用いたH3Tモデルの妥当性確認は、産業界の研究で実施例があるが限定的である。<br><br><現状の課題><br>(1)H3Tモデルの妥当性の確認をより確かなものとするために実機材による確認例を拡充することが望ましい。                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                      | (1)                | ・実機プラント履歴を受けた材料の熱時効を調査することで、H3Tモデルをより確かなものにするが可能                                                                             | 1①         | ○                                       |



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）

| No.<br>R5追含<br>【新】 | BWR<br>／<br>PWR | 対象システム<br>／<br>設備                      | 機器名称     | 経年劣化事象 | 分類    | 課題区分  |                            | 現状知見と課題                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                       | 安全性の確保・向上の観点における分類 |                              |            |                                             |
|--------------------|-----------------|----------------------------------------|----------|--------|-------|-------|----------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|--------------------|------------------------------|------------|---------------------------------------------|
|                    |                 |                                        |          |        |       | 大区分   | 中区分                        |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                               | 妥当性確認/検証           |                              |            |                                             |
|                    |                 |                                        |          |        |       |       |                            |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                               | 課題                 | 解決案                          | 研究の<br>位置付 | 廃炉材活用の有効性<br>(実機相当材活用も含む)                   |
| 2                  | BWR<br>／<br>PWR | 原子炉圧力容器<br>炉内構造物<br><br>原子炉容器<br>蒸気発生器 | 管台・炉底貫通孔 | V. SCC | ④予防保全 | 長期健全性 | 予防保全対策<br>技術の効果の<br>持続性の検証 | <p>&lt;現状の知見&gt;</p> <ul style="list-style-type: none"><li>・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。</li><li>・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)</li><li>・ピーニングによる応力改善効果の持続性を明確化することは、長期健全性の説明や適切な検査計画や予防保全立案を行うために重要である。</li><li>・ピーニングによる圧縮残留応力が長期運転により低減される(圧縮残留応力は維持されるものの、その値が小さくなる)との知見や、圧縮残留応力がほぼ維持されるという知見もあり、必ずしも影響は明確ではない。</li><li>&gt;照射下におけるピーニング施工部の圧縮応力の持続が確認された実績がある(電共研)。</li><li>&gt;熱時効及び繰り返し荷重条件下におけるピーニング施工部の圧縮応力の持続が確認された実績がある(米国共研)。</li></ul> <p>&lt;現状の課題&gt;</p> <p>(1)実機で長期運転を経た状態におけるピーニング効果が維持性を検証する必要がある。</p> <p>(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。</p> <p>(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。</p> | (1)                | ・実機プラントでピーニング効果が維持されていることの検証 | 1①         | ◎<br>【本事業】<br>予防保全技術の保守性に関する研究<br>(ピーニング工法) |

### **3.1.3 今後の事業計画について**

令和 6 年度の安全研究マップの見直しの結果、本事業で実施中の下記個別研究項目の見直しはない。なお、各実施項目の事業計画（年度展開）の見直しは、それぞれの個別研究の令和 6 年度の進捗、並びに成果を踏まえて検討する。

- ・ 靱性低下に係る研究
- ・ 予防保全対策技術の保守性に係る研究
- ・ ステンレス鋼製機器の健全性評価に係る研究

### 3.2 靱性低下に係る研究

炉内構造物にはオーステナイト系ステンレス鋼が使用されているが、同鋼は中性子の照射を受けると破壊靱性が低下することが知られている。一部の原子力発電所では維持規格に基づく破壊力学的評価手法を用いて中性子照射による破壊靱性低下を考慮した健全性評価を行い、長期にわたり健全性が保たれることを確認している。維持規格に規定されている破壊靱性低下に係る評価式は、主として試験炉を用いた加速照射を受けた材料から得られた国内外の破壊靱性試験データの下限により策定されている。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靱性試験を行うことにより、実機条件における破壊靱性に関する知見を取得し、評価式の保守性を確認する。

令和6年度は、事業計画に基づき以下の項目を実施した。

#### 1) 試験体採取工法の成立性検討

##### a) 廃炉工事開始前の事前サンプリング工法（上部格子板）

令和6年度は、令和5年度<sup>[3.2-1]</sup>に検討した工事基本実施計画に基づき、試験体採取時期を廃炉のための解体工事開始前（事前）に想定し、対象炉内機器にアクセスして実機試験体を採取する「廃炉工事開始前の事前サンプリング工法（上部格子板）」の切断工法は切削加工（円盤ソー）と放電加工 EDM の切断確認試験を実施し、後者の EDM を選定した。

##### b) 廃炉工事に同調したサンプリング工法（炉心シュラウド）

試験体採取時期を当該機器の解体工事に同調し、対象炉内機器の試験体を確保する「廃炉工事に同調したサンプリング工法（炉心シュラウド）」は現地作業準備計画を示すロードマップを策定した。準備ロードマップは、工事機材等の準備品について、準備方法（一般汎用品、特注機材等）、実工事までの準備項目を整理し、工事準備にクリティカルとなる機材（以下、クリティカル機材）候補を抽出し、必要な準備内容を検討した。

なお、予防保全の保守性に係る検討では、BWR のピーニング施工部位の表層部応力測定を、施工部位を切断採取して測定することを検討しており、令和6年度迄の成果より、本研究と同様の A 型輸送試験体の大きさ（100mm×100mm×板厚）の採取で測定可能の見込みを得た。炉心シュラウドの場合、中性子照射履歴と運転履歴の重畳が厳しくなるのは中間胴で、中間胴 H4 溶接線近傍内外面にピーニング施工していることから、次年度以降は本研究の試験体採取と同時に確保することを想定して検討する。令和6年度は、準備ロードマップの検討の中で、今後検討すべき事項や課題として合わせて整理した。

## 2) 令和5年度の成果を踏まえ検討すべき項目

令和5年度の成果を踏まえ、継続して検討すべき項目として以下を実施した。

### a) 放射能測定による試験体照射量評価手法の検証

本検討では、令和5年度に引き続き、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よりサンプリングした実機材（オーステナイト系ステンレス鋼）の放射能測定結果の詳細分析、そのサンプリング実機材の中性子照射量解析として熱中性子束解析及びMo起源 $^{93m}\text{Nb}$ の評価、分析として $^{60}\text{Co}$ 放射能測定及び $^{60}\text{Co}$ を用いた中性子照射量評価を実施した。

## 3) 事業計画案の見直し

上記1)の成果を総合的に検討し、靱性低下に係る研究の今後の事業計画案を策定した。

### <参考文献>

- [3.2-1] 令和5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（実機材料を活用した健全性評価に係る研究））事業、令和6年3月、（(1/2) <https://www.nra.go.jp/data/000473784.pdf>, (2/2) [nra.go.jp/data/000473785.pdf](https://www.nra.go.jp/data/000473785.pdf) : 閲覧日 2025.2.12)

### 3.2.1 試験体採取工法の成立性検討

令和5年3月に、中部電力株式会社より、浜岡原子力発電所1号機(H-1)および2号機(H-2)の廃止措置計画の変更認可申請についてプレスリリース<sup>[3.2.1-1]</sup>がなされた。このリリースによると、第3段階における解体工事の具体化として、H-1及びH-2の解体を並行して実施する計画から、H-2の解体をH-1に先行して実施する計画とし、第3段階の工程を現状の6年から12年に変更することとなった。

このため、令和5年度に、実機材採取対象をH-1として検討を進めてきた下記工法のうち、後者は炉心シュラウドの解体時に実機材採取する計画であることから、対象を解体が先行するH-2へ変更した。

- ・ 廃炉工事開始前の事前サンプリング工法（上部格子板：H-1）
- ・ 廃炉工事に同調したサンプリング工法（炉心シュラウド：H-2）

なお、前者の上部格子板からの実機材採取は、H-2の当該機器が実機材採取の対象としているオーステナイトステンレス鋼の304材、あるいは316材ではないことからH-1を対象とする。このため、炉心シュラウドの試験片採取位置の再検討を行うため、令和6年度にH-2炉内照射量解析を実施する事業計画の見直しを実施した。

なお、本節の検討で、サンプル材、試験体、試験片は以下を示す。

- サンプル材

対象機器の解体時に、廃棄工事側（事業者）に本研究実施側より確保と提供を依頼する、下記試験体が含まれる部材。炉心シュラウドからの実機材採取で事業者より提供を受ける。概略の大きさは数m×数m×板厚の大型部材である。

- 試験体

発電所構外の試験施設等にA型輸送することを想定した試験体。炉心シュラウドの場合、上記サンプル材を発電所構内で細切断した100mm×100mm×板厚程度の部材を想定。上部格子板は実機材採取対象部位のグリッドプレートから直接切り出す約55mm×330mm×板厚程度の部材を想定。

- 試験片

上記試験体より製作する破壊靱性試験片、引張試験片、組織観察試験片等の試験片。

#### <参考文献>

- [3.2.1-1] 中部電力プレスリリース「浜岡原子力発電所1号機および2号機の廃止措置計画の変更認可申請について」2024年3月14日  
([https://www.chuden.co.jp/publicity/press/1213353\\_3273.html](https://www.chuden.co.jp/publicity/press/1213353_3273.html) : 閲覧日2025年2月10日)

### 3.2.1.1 廃炉工事開始前の事前サンプリング工法の成立性検討

令和6年度は、令和5年度<sup>[3.2-1]</sup>に策定した工事基本実施計画、並びにロードマップに基づき、事前サンプリング工法（上部格子板）の成立性を検討した。

上部格子板からの試験体採取は、図3.2.1.1-1に示すように、上部格子板のグリッドプレートより、各種試験片を製作するための試験体を採取する。グリッドプレートは、格子状の板を組み合わせになっており、ひとつの格子状の区画（1セル）に燃料集合体が4式装荷される。この1セルの格子状の区画に、図3.2.1.1-2に示すように、試験体を切断する切断装置と、切断した試験体を切断時に把持し回収する試料回収装置（把持装置）（以降、試験体把持回収装置）を設置し、グリッドプレートの上端から下端に切断して短冊状の試験体を採取する。

令和6年度は、令和5年度の切断工法の候補を踏まえ、実装する切断方法を選定するため、切断工法を選定し、その工法の基本切断条件を確認する切断模擬試験を実施した。

#### (1) 切断工法のコンセプト

上部格子板のグリッドプレートから試験体を採取する工法のコンセプトを検討した。

##### 1) 試験体仕様

上部格子板から採取する試験体の基本仕様を以下に示す。

試験体（H-1 上部格子板グリッドプレート 316 材）

- ・ 高さ：グリッドプレート全高 330mm
- ・ 板厚：グリッドプレート実厚約 9mm
- ・ 試験体幅：最大 64mm（54mm 以上）

最大寸法は、試験体の A 型輸送の放射化放射線量<sup>[3.2-1]</sup>より設定した。

引張試験片の長手方向の寸法：44mm に基づき、試験体の加工影響を考慮し端部から試験片まで 5mm 以上<sup>[3.2-1]</sup>の切断代を設ける

- ・ 採取枚数：指定したグリッドプレート（1セル）より 3 体

試験体より採取する破壊靱性試験片の採取方向と、それに対応した引張試験片の採取を想定<sup>[3.2-1]</sup>し、指定したグリッドプレートから試験体を 3 体採取する（図 3.2.1.1-2）。

##### 2) 工法のコンセプト

上部格子板グリッドプレート 1 セルから 3 枚の試験体採取する場合、4 か所の切断が必要となる（図 3.2.1.1-3）。この 4 か所の切断の工法のコンセプトを検討した。

ベースとなる基本的な切断コンセプトは、1 か所ずつ順次切断する工法となる。この場合、グリッドプレートに設置した切断装置を、人間系で吊り上げ・吊り下ろしして水平方向に移動して切断位置に正確に位置決めすることは困難で、施工装置に水平方向

に刃を移動する機構を設ける必要がある。

上部格子板グリッドプレートの切断位置は、試験体が短冊状であることから、複数箇所を同時に切断する工法のコンセプトも有効であり、同時切断について検討した。切断工法コンセプトのメリットとデメリットを表 3.2.1.1-1 に、切断工法のコンセプトイメージを図 3.2.1.1-3 に示す。

#### ● 4 か所同時切断（4 枚刃の切断装置）

グリッドプレートから 3 枚を同時に切断する場合は、図 3.2.1.1-3(1)に示すように、4 枚の切断刃を備えた装置であれば一度で切断することができる。ただし、装置駆動部が大型化し機構が成立しない可能性がある。

#### ● 2 か所同時切断（2 枚刃の切断装置）

駆動部の小型化の観点で、図 3.2.1.1-3(2)に示すように、刃の枚数を 2 枚とし、片側 2 か所を切断してから、装置を入れ替えてもう片側を切断するコンセプト案がある。この工法のメリットは、1 種類の切断装置で切断が可能である。ただし、本工法の場合、図 3.2.1.1-2 に示すように、切断装置の対面には試験体把持回収装置を設置しており、試験体把持回収装置の入れ替えが必要となり、作業の段取りが増える。また、試験体把持回収装置で把持していた一部切断済のグリッドプレートを一旦解放することとなり、切断したグリッドプレートにたわみ等が発生していると、試験体把持回収装置入れ替え後の把持の可否が課題となる。

試験体把持回収装置の入れ替えをなくし、かつ 2 か所同時切断とするコンセプトを、図 3.2.1.1-3(3)に示す、外側 2 か所の同時切断後に、内側 2 か所を切断する装置に入れ替えるコンセプトである。装置は複数台となるが、グリッドプレートに着座する装置の筐体等のプラットフォームは共通とし、切断機構のみ脱着の互換性を考慮したコンセプトとすれば、装置の故障や不具合に対処する保守部品の準備で装置をもう一台準備する必要がなく、異なる機構のみ予備ユニット化して準備することで対応も可能となる。また、外側の 2 か所切断後に切断片を炉内より引き上げ、原子炉建屋のオペレーティングフロアのプール設備等で、別の簡易装置で切断することも可能であり、炉内アクセス作業の低減や、炉内作業と並行した切断で作業工程の短縮も期待される。

## (2) 切断工法の候補

切断工法のコンセプトを踏まえ、切断模擬試験による成立性確認で実施する切断工法を選定する切断試験を実施した。

令和5年度の切断工法の比較結果を表3.2.1.1-2に示す。令和5年度の検討より、第一候補を「工具での切削加工」を、第二候補を放電加工（以下、「EDM」という。EDM：Electrical Discharge Machining）とした。

### 1) 切削加工：コバルト高速度鋼製円盤ソー

切削加工は、切断対象のグリッドプレートに照射硬化が見込まれることから、ステンレス材を切断可能とされる工具の中で、硬度と靱性のバランスがあり、市場流通性も踏まえ、靱性の高い高速度鋼にコバルトを加えて硬度と耐摩耗性を向上させた「コバルト高速度鋼製の円盤ソー」とした。なお、令和5年度の切断工法の材料影響評価（熱的影響試験）で上部格子板グリッドプレートを模擬した試験板を切断している。この試験では、切断時の刃側面との摩擦で材料温度が高くなる刃として、切断砥石を選定した。今回の検討でも、市販の金属切断用の砥石の採用を検討したが、横からの力に弱いという特性があり、切断板のたわみにより砥石側面が押されての破断等の可能性を想定して採用しなかった。

### 2) EDM

EDMは、「放電」の原理を使用して加工する。水中（絶縁性の液体環境）に加工対象物がある場合、加工対象物と電極の間に電圧を与えると、その間でアーク放電（高温度の陰極から熱電子が放出されることで維持される放電）が発生し、放電によって高温になったアークが溶解し、溶解した金属が加工液を沸騰させることで、小規模な水蒸気爆発が起こる。これにより溶解した部分が吹き飛ばされ、不要な部分が除去されるのが、放電加工の原理である。



### (3) 切断確認試験

選定した円盤ソーと EDM に対して、上部格子板のグリッドプレート模擬材による切断確認を実施した。

#### 1) 切削加工（円盤ソー）による切断確認試験

##### ① グリッドプレート模擬材

模擬切断の対象材料は、浜岡 1 号機の上部格子板の材質である 316 材、および照射硬化後の硬さを模擬した材料とした。

316 材の模擬材は JIS G 4304 SUS316 とした。

照射硬化後の硬さを模擬した材料は、令和 5 年度に実施した「試験体採取工法の材料への影響評価」の「試験体の検討」<sup>[3.2-1]</sup>と同様に、中性子照射量とビッカース硬さ HV の知見と模擬の考え方を踏まえ、H-1 上部格子板の照射量分布より、試験採取の目標照射量 5dpa（最大：領域 V）の照射硬化を模擬した材料として、JIS G 4304 相当 SUS630H900（HV400）とした。

なお、上部格子板グリッドプレートは、板厚約 9mm×高さ約 330 mm×格子内法寸法約 300mm<sup>[3.2-1]</sup>に対し、試験板は汎用品として入手可能な板厚 10 mm×高さ 200mm×幅 1000mm を準備した。

##### ② 試験用装置の基本構成（円盤ソーの切断確認試験）

本試験に使用した切断試験用装置の構成を図 3.2.1.1-4 に示す。試験用装置の外観を図 3.2.1.1-5 に示す。なお、試験用装置は円盤ソーでの切断確認試験後に、EDM 電極での切断確認試験用に装置形態を変更している。EDM による試験時の装置外観は 3.2.1.1(3) 2)「EDM による切断確認試験」に示す。

##### a) 切断装置（切断部）

切断装置が上部格子板に設置された状態（図 3.2.1.1-2）を模擬することとし、切断装置（フレーム部）と切断装置（切断部）で構成し、固定した模擬格子板（切断対象板）に対し、切断部を位置決めした。

##### b) 模擬格子板

切断装置の設置は上部格子板グリッドプレートで、格子状のセル構造である。切断装置を設置すると、切断するグリッドプレートと、装置左右と背面のグリッドプレートに囲まれる。今回の試験では、切断装置の相対位置と固定を模擬するため、模擬格子板を切断対象板、左右固定対象板、前後固定対象板で構成した。模擬した四方の板のうち、左右固定対象板（2 枚）、前後固定対象板（1 枚）の三方の板を切断装置（フレーム部）にボルト固定して、実機で切断装置が設置された状態を模擬した。

模擬格子板（切断対象板）は、長手方向両端を切断装置（フレーム部）にボルト固定し、実機装置の試験体把持回収装置による切断対象板の把持固定を、切断装置（フレーム部）から伸びた押さえアームで模擬した（図 3.2.1.1-4 (2)）。

模擬格子板（左右固定対象板）は、切断装置フレーム部にボルト固定された本板を、

切断装置（切断部）の水圧シリンダでクランプ（固定）して、切断装置切断部とフレーム部の固定（円盤ソーに対して左右方向）を模擬した。

格子板模擬（前後固定対象板）も切断装置フレーム部にボルト固定し、本板を切断装置（切断部）の水圧シリンダにて切断対象板との間で突っ張ることにより、円盤ソーの前後方向の位置決めと固定をした。

### ③ 試験内容および結果（円盤ソー）

円盤ソーの切断工法に対し、切断確認試験を実施した。

#### a) 試験及び判定基準

- ・ 円盤ソー : コバルト高速度鋼製円盤ソー（外径φ150）
- ・ 切断対象：照射効果を模擬した SUS630H900 材（模擬格子板（切断対象板））
- ・ 切断可否の判断
  - 切断対象板を高さ方向（200mm）に全切断できること。
  - 切断途中で切断工法器具の破損等がないこと。破損等で加工の継続が困難と判断した場合には、交換手順に従って保守点検し、加工を再開できること。
  - 加工の継続に支障となるような、加工作業中に想定した状況を逸脱するような事象がないこと。例えば、著しい異音、振動等の発生がないこと。

#### b) 試験結果

切断機構は 1 枚から 4 枚の円盤ソーを組み込むことが可能（図 3.2.1.1-6 及び図 3.2.1.1-7）であり、2～4 枚の複数の円盤ソー設置による加工可否も確認した。1 枚刃で 8 ケース、2 枚刃で 5 ケース、4 枚刃で 4 ケースの結果、

- ・ それぞれのケースで切断は完了することを確認した（図 3.2.1.1-8）。
- ・ ただし、図 3.2.1.1-9 に示すようにそれぞれの刃の枚数の組み合わせで、切断途中で円盤ソーが破損するケースがあった。また、破損した円盤ソーは交換手順に従って保守点検し加工は再開できたが、破損した刃が切断部に詰まる事象が発生した。この詰まりが発生した場合、切断部に詰まった刃（噛み込み刃）は、交換した円盤ソーでは同じ共材のため除去できず、加工が再開できなかった。
- ・ 加工途中で、切断に伴う振動が発生し、加工を中断するケースがあった。作業一時中断して、作業を繰り返すことで、切断を完了したケースもあったが、切断作業として、異常な状態ではないとはいえない（想定される通常の作業状態とはいえない）状況であった。

試験の改善のため要因分析と対策検討し、円盤ソーの欠けが切断の進行に伴う切断対象板のたわみや、切断時の加工反力による振動に起因することから、装置フレーム部などの追加固定で補強したが、万全な振動対策とはならなかった。この対策により、作業を繰り返すことで切断を完遂したケースもあったが、円盤ソーの欠刃の噛み込みで切断不可となる結果があり、加工可否の観点では、噛み込み事象の対

策が必要であり「否」と判定した。

## 2) EDM による切断確認試験

EDM の切断工法に対し、切断確認試験を実施するため、円盤ソー試験用装置の一部のユニットを変更した。試験用装置の外観を図 3.2.1.1-10 に示す。

### ① グリッドプレート模擬材

模擬切断の対象材料は、円盤ソーの切断確認試験と同じで、316 模擬材は JIS G 4304 SUS316、照射硬化模擬材は JIS G 4304 相当 SUS630H900 (HV400) とし、寸法は板厚 10mm×高さ 200mm×幅 1000mm である。

### ② 試験用装置の基本構成の変更

#### a) 切断装置（切断部）ユニットの交換

切断装置ユニットを EDM 電極ユニットに変更した（図 3.2.1.1-10）。なお、円盤ソーによる試験では、切断の押し付け程度を調整するため、円盤ソーの上下方向の操作はハンドルによる人間系の送り対し、EDM では電極と切断対象間の位置制御があるためモータ駆動による機械系の機構を採用している。

放電加工は、切断中に切断対象（模擬格子板（切断対象板））の切断面が、EDM 電極に接触すると放電現象が発生しなくなり加工が止まる。また、接触していない場合でも電極側面と切断対象の距離が電極加工部先端と切断対象の距離よりも近くなると、電極側面でも放電が発生し加工進みが遅くなる。これを防ぐため、切断が一定以上進んだ状態で、切断部に矩形のくさびを挿入する駆動系を備えた。また、切断対象板と試験用装置の接触部には絶縁材（図 3.2.1.1-10(2)に一部示す青色絶縁パッド）を追加した。

#### b) 水質維持関連機器切断装置（切断部）ユニットの交換

安定した放電に必要な加工部の電気伝導率を維持するため、純水供給ホース、ポンプ、フィルタ等のユニットを追加した。

### ③ 試験内容および結果（EDM）

EDM の切断工法に対し、切断確認試験を実施した。

#### a) 試験及び判定基準

- ・ EDM 電極：円盤状電極（外径 φ 150）
- ・ 切断対象：照射効果を模擬した SUS630H900 材（模擬格子板（切断対象板））
- ・ 切断可否の判断
  - 切断対象板を高さ方向（200mm）に全切断できること。
  - 切断途中で切断工法器具の破損等がないこと。破損等で加工の継続が困難と判断した場合には、交換手順に従って保守点検し、加工を再開できること。
  - 加工の継続に支障となるような著しい異音、振動等がないこと。
  - 切断対象と試験用装置の絶縁が維持されていること。

#### b) 試験結果

切断機構は 2 枚の電極を組み込むことが可能であり、1 枚と 2 枚の EDM 電極設置による加工可否も確認した（図 3.2.1.1-11 及び 3.2.1.1-12）。

1 枚刃で 2 ケース、2 枚刃で 1 ケースの試験を実施した結果、それぞれのケースで中断なく切断が完了した。なお、切断途中で EDM が継続できなくなるような電極の消耗はなかった。また、EDM 電極の 1 枚から 2 枚の変更も問題なく、加工途中で、切断対象板と試験用切断装置の絶縁は維持できた。

以上より、EDM の切断確認は「可」と判断した。

#### (4) 切断工法の選定

円盤ソーと EDM による切断確認試験の結果を踏まえ、切断工法は EDM を選定することとした。

なお、令和 5 年度の調査でデメリットとされた加工時間は、上部格子板のグリッドプレートからの試験体採取に適用する観点では、切断加工の中断リスクが円盤ソーと比較して低いことでメリットとなる。専用の電源盤や電極が必要で比較的成本がかかる点については、今回の円盤ソーの加工用装置の振動発生状況を踏まえると、装置側の振動防止対策の補強で改善が見られなかったこと、既設のグリッドプレート側の追加補強の検討となる可能性が否定できないことなどから、これらの対策・開発コストを踏まえると、トータル的には不確定要素が少ない EDM の選択が賢明であると判断した。

また、メリットの加工精度が良いこと、加工時の反力受けが不要であること、水中で適用可能で実績も多数であることを踏まえ、上部格子板グリッドプレートからの試験体採取で実施する、事前サンプリング工法の切断工法を EDM に選定した。

EDM による高さ 200mm の加工に要する時間は、表 3.2.1.1-3 に示すように電極 1 枚で 8 時間弱であり、電極を 2 枚とした場合は 14 時間半程度である。円盤ソーの場合は、刃の枚数 1 枚から 2 枚とした場合、理論的には加工時間が半分となる。これに対して、EDM はその原理が放電であることから、電極が 2 つの場合は、それぞれの電極で同時に放電が発生することではなく、それぞれの電極での放電がシリーズで発生することから加工時間は倍となる。ただし、その加工時間は、原子力発電所の現場作業の作業時間を踏まえると、1 班当たりの作業時間が 6 時間程度とすると、加工作業中の引継ぎや、昼間のシフトのみで現場作業する場合は、昼間のシフトが終了後の夜間は電源を切って加工を一時中断し、次の昼シフトで再開が可能で、運用面でも現実的な加工時間である。

## (5) 事前サンプリング工法の成立性検討

切断確認試験の結果、試験体の切断工法は EDM とした。

令和 5 年度の基本コンセプト検討では、円盤ソーによる機械的切断をベースとし、事前サンプリング工法の主要装置のコンセプト設計を行ったが、EDM とすることのインパクトはロードマップで想定した令和 5 年度の実施内容の詳細設計プロセスの範囲で対応可能である。また、切断工法を EDM とした場合の工法の成立性は、切断確認試験結果で評価した加工時間で実機施工計画の検討に資する成果を得ることができた。

切断工法を EDM とした主要機器のコンセプトと、ロードマップに沿って検討した試料（試験体）保管容器と、取扱治具のコンセプトをまとめた。

### 1) EDM による事前サンプリング施工装置

切断工法を EDM とした場合でも、基本的な装置コンセプトは令和 5 年度までに検討した上部格子板からの試験体用の装置概要（案：図 3.2.1.1-2）を踏襲して検討した。

令和 5 年度にコンセプト検討した事前サンプリング工法の主要な装置に対し、EDM 電極 2 枚を搭載した装置の基本設計案をまとめた。

#### a) 切断装置

切断装置のコンセプトを図 3.2.1.1-13 に示す。基本的な機構に大幅な変更はなく、施工反力がないことからグリッドプレートに対する固定機構の容量を小型化する見込みを得た。特徴的な改良は、図 3.2.1.1-13 に示す青色の絶縁パッドであり、切断対象となるグリッドプレートと切断装置（対面の試験体把持回収装置を含む）は絶縁する必要がある。

#### b) 試験体把持回収装置

試験体把持回収装置のコンセプトを図 3.2.1.1-14 に示す。

大きな変更は、切断確認試験で設けたくさび機構の追加となる。現状の案は電極 2 枚で切断し、試験体 1 体を採取する案であるが、3.2.1.1(1)2)項「工法のコンセプト」で検討した 2 か所同時切断のコンセプト等を踏まえ、把持機構の詳細設計を行う。なお、EDM は施工反力がないことから把持機構の保持能力も低減することができ、設計の自由度は向上した。

### 2) 試験体の回収方法

切断後の短冊状の試験体は、試験体把持回収装置とともに、上部格子板グリッドから原子炉上方に引き上げ、原子炉建屋のオペフロの使用済燃料プール SFP あるいは、蒸気乾燥器・セパレータプール DSP 等の遮へい効果の高いプール設備へ移動し、試料（試験体）保管容器に入れ替え、A 型輸送に備えることとなる。

基本的な作業コンセプトは、オペフロプール設備に、試験体回収用架台（図 3.2.1.1-15）を設置し、この架台で、試験体把持回収装置から保管容器への試験体の移動、保管装置の輸送容器への収納をおこなうことを想定した。

保管容器移動の作業イメージを図 3.2.1.1-16 に示す。炉内の上部格子板でグリッド

プレート試験体の切断が完了し、試験体を把持し回収した試験体把持回収装置を上部格子板着座部より引き上げる。その装置は架台（紫色図示）に着座させ、把持している試験体（緑色図示）を前方に配置した 3 式の収納容器（灰色図示）に移すため、試験体移動用掴み具（桃色図示）で遠隔で移動する作業である。

**a) 試験体移動用つかみ具のコンセプト**

試験体移動用つかみ具のコンセプトを図 3.2.1.1-17 に示す。回収装置から試験体を受け取り、保管容器に収納するために使用する治具であり、プール上方に移動した燃料交換機や作業台車より吊り下ろし、作業員が遠隔操作するツールである。

**b) 試験体保管容器のコンセプト**

試験体保管容器のコンセプトを図 3.2.1.1-18 に示す。試験体を保管するための容器であり、A 型輸送容器には試験体保管容器ごと試験体を収納する。

**(6) 今後の事業計画（ロードマップ）**

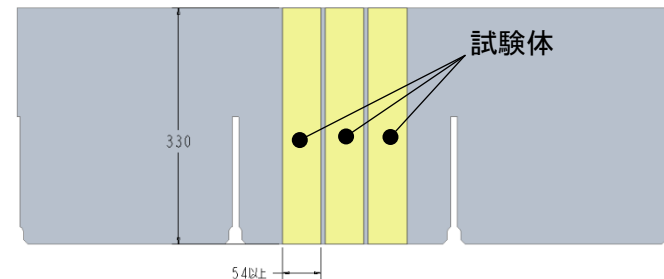
令和5年度に策定したロードマップ案を表 3.2.1.1-4 及び図 3.2.1.1-19 に示す。

上部格子板からの試験体採取は令和8年度（2026年度）に計画しており、次年度以降は装置の製作、検証試験を実施し、実機施工計画を立案する。



表 3.2.1.1-1 切断による採取工法のメリットとデメリット

| 切断コンセプト      | 切断方法                                         | メリット                                                                             | デメリット                                                                    |
|--------------|----------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------|--------------------------------------------------------------------------|
| 4 か所<br>同時切断 | 4 か所を同時に切断<br>(図 3.2.1.1-3(1))               | ・ 1 度の切断で 3 枚採取可能であり、作業時間の短縮が可能                                                  | ・ 駆動部が大型化し機構が成立しない可能性がある。                                                |
| 2 か所<br>同時切断 | 左側 2 か所を切断後に、右側 2 か所切断<br>(図 3.2.1.1-3-1(2)) | ・ 4 か所切断装置より駆動機構は小型化<br>・ 1 種類の切断装置で作業可能                                         | ・ 対面する試験体把持回収装置の入れ替えが必要<br>・ 把持を一旦解放するため、入れ替え後の把持でグリッドプレートのたわみの影響等のリスクあり |
|              | 外側 2 か所を切断後に、内側 2 か所切断<br>(図 3.2.1.1-3 (3))  | ・ 4 か所切断の装置より駆動機構は小型化<br>・ 外側 2 か所を切断した試験体を回収すれば、内側 2 か所切断はプール設備内で可能 (炉内切断と並行作業) | ・ 外側切断用、内側切断用の 2 種類の装置が必要。<br>➡ユニット共通化で予備品の最適化などは可能                      |
| 1 か所切断       | 切断箇所に合わせて装置を移動し切断                            | ・ 機構が簡易である                                                                       | ・ 作業、段取りが多い                                                              |



付図: 上部格子板グリッドプレートからの試験体採取(3 枚)

表 3.2.1.1-2 切断工法の比較結果<sup>[3.2-1]</sup>

| 工法             | 概要                                                | メリット                                                                                                                                         | デメリット                                                                                                                | 評価 |
|----------------|---------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|----|
| 工具での切削加工（円盤ソー） | 金属製の工具を使用して、対象部または工具を回転させることにより、対象部を削りながら除去し切断する。 | <ul style="list-style-type: none"> <li>汎用工具を利用可能なため、切断のため特殊設備は不要。</li> <li>水中適用可。</li> </ul>                                                 | <ul style="list-style-type: none"> <li>対象部に接触して加工するため、反力受が必要となる。</li> <li>切断量に応じて切削屑が発生する。</li> </ul>                | ◎  |
| 放電加工 EDM       | 切断対象部の金属と電極の隙間に放電することで、発生する熱で金属を溶かして切断する。         | <ul style="list-style-type: none"> <li>加工精度が良い。</li> <li>対象面に非接触のため、表面状態の影響を受けにくい。</li> <li>加工時の反力受が不要。</li> <li>水中での適用可、実績も多数有り。</li> </ul> | <ul style="list-style-type: none"> <li>加工時間が長い。</li> <li>専用の電源盤や電極が必要であり、比較的成本がかかる。</li> </ul>                       | ○  |
| レーザ切断          | 集光したレーザを対象部に直接照射し、熱で溶融した金属を溶かしアシストガスで吹き飛ばして切断する。  | <ul style="list-style-type: none"> <li>切断速度が早い。</li> <li>切断面が比較的綺麗になる。</li> <li>水中での適用可。</li> </ul>                                          | <ul style="list-style-type: none"> <li>レーザ発振器および伝送系機器等、機器構成が大がかりかつ複雑。</li> <li>コスト大</li> </ul>                       | △  |
| プラズマ切断         | 20000℃以上の高温に加熱されたイオン化ガスを噴射し、熱で金属を溶かして切断する。        | <ul style="list-style-type: none"> <li>厚板でも加工可能。</li> </ul>                                                                                  | <ul style="list-style-type: none"> <li>気中でないとガス噴射できないため、高性能のシールド機能が必要で、水中適用は現実的ではない。</li> </ul>                      | ×  |
| ウォータージェット切断    | 高圧に加圧した水をノズルから噴射し、高速かつ高密度の水が発生するエネルギーで対象物を切断する。   | <ul style="list-style-type: none"> <li>熱を使わないため変形が発生しない。</li> <li>水中適用可。</li> <li>加工媒体に炉水を利用できる。</li> </ul>                                  | <ul style="list-style-type: none"> <li>金属の加工ができない。</li> <li>水噴射するための高圧ポンプおよび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。</li> </ul> | ×  |
| アブレシブジェット切断    | ウォータージェットに研磨剤を配合することで、ウォータージェットよりさらに切断性能を上げた切断工法  | <ul style="list-style-type: none"> <li>熱を使わないため変形が発生しない。</li> <li>水中適用可。</li> <li>加工媒体に炉水を利用できる。</li> </ul>                                  | <ul style="list-style-type: none"> <li>研磨剤が飛散するため、上記に加えて回収機構も必要となる。</li> </ul>                                       | ×  |

備考：メリット/デメリットの観点から以下のように評価した。

◎ 成立性あり（第一候補）／○成立性あり（第二候補）／△成立性あり（第三候補）／× 候補から除外

表 3. 2. 1. 1-3 円盤電極の数による切断時間、電極消費量

| 条件        | 円盤電極有無 |   | 結果   | 切断時間                   | 電極消費量                    | 備考                                        |
|-----------|--------|---|------|------------------------|--------------------------|-------------------------------------------|
|           | 1      | 2 |      |                        |                          |                                           |
| 1<br>電極1式 | 無      | 有 | 切断完了 | 7h40m<br>(0.43mm/min)  | 半径:0.5mm 以下<br>厚み:ほぼ 0mm | No.1 切断と<br>No.2 ステップで<br>短冊状試験片<br>の採取完了 |
| 2<br>電極1式 | 有      | 無 | 切断完了 | 7h40m<br>(0.43mm/min)  | 半径:0.5mm 以下<br>厚み:ほぼ 0mm |                                           |
| 3<br>電極1式 | 有      | 有 | 切断完了 | 14h29m<br>(0.23mm/min) | 半径:0.5mm 以下<br>厚み:ほぼ 0mm | 2 か所同時切断<br>で短冊状試験<br>片の採取完了              |

表 3.2.1.1-4 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             |
|----------------|------------------|------------------|
| 上部格子板<br>試験体採取 | 令和 5 年度          | 前提条件整理           |
|                |                  | 切断工法検討           |
|                |                  | 切断装置検討           |
|                |                  | 切断装置概略設計         |
|                |                  | 施工要領概略検討         |
|                | 令和 6 年度<br>(本年度) | 設計検証項目詳細検討       |
|                |                  | 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           |
|                | 令和 7 年度          | 部品製作             |
|                |                  | 組立/試験検査          |
|                |                  | 検証試験計画、試験要領書作成   |
|                |                  | 試験機材準備           |
|                |                  | 検証試験(モックアップ体使用)  |
|                |                  | 実機施工計画           |
|                | 令和 8 年度          | 習熟訓練             |
|                |                  | 試験体採取工事          |
|                |                  | 試験体輸送            |
|                | 令和 9 年度          | 破壊靱性試験①(試験体加工含む) |
|                |                  | 放射能測定            |
|                |                  | 照射量解析            |
|                |                  | 試験体返送            |
|                | 令和 10 年度         | 破壊靱性試験②(試験体加工含む) |
|                |                  | 放射能測定            |
|                |                  | 照射量解析            |
|                |                  | 試験体返送            |

### 試験体採取案(試験体からの試験片採取)

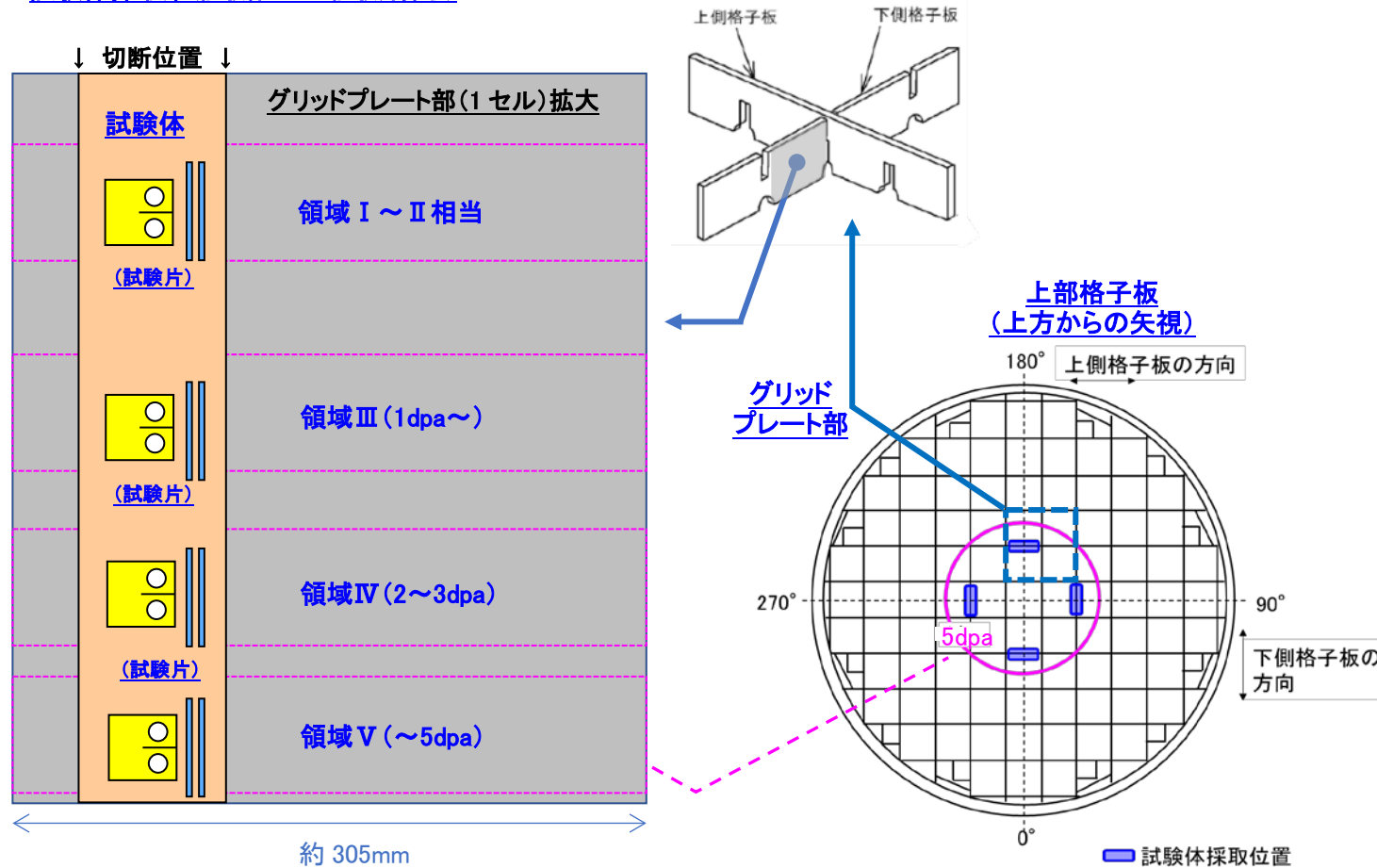


図 3.2.1.1-1 上部格子板からの試験体採取位置 (案)

(令和5年度事業報告書<sup>[3.2-1]</sup>の図を引用して作図)

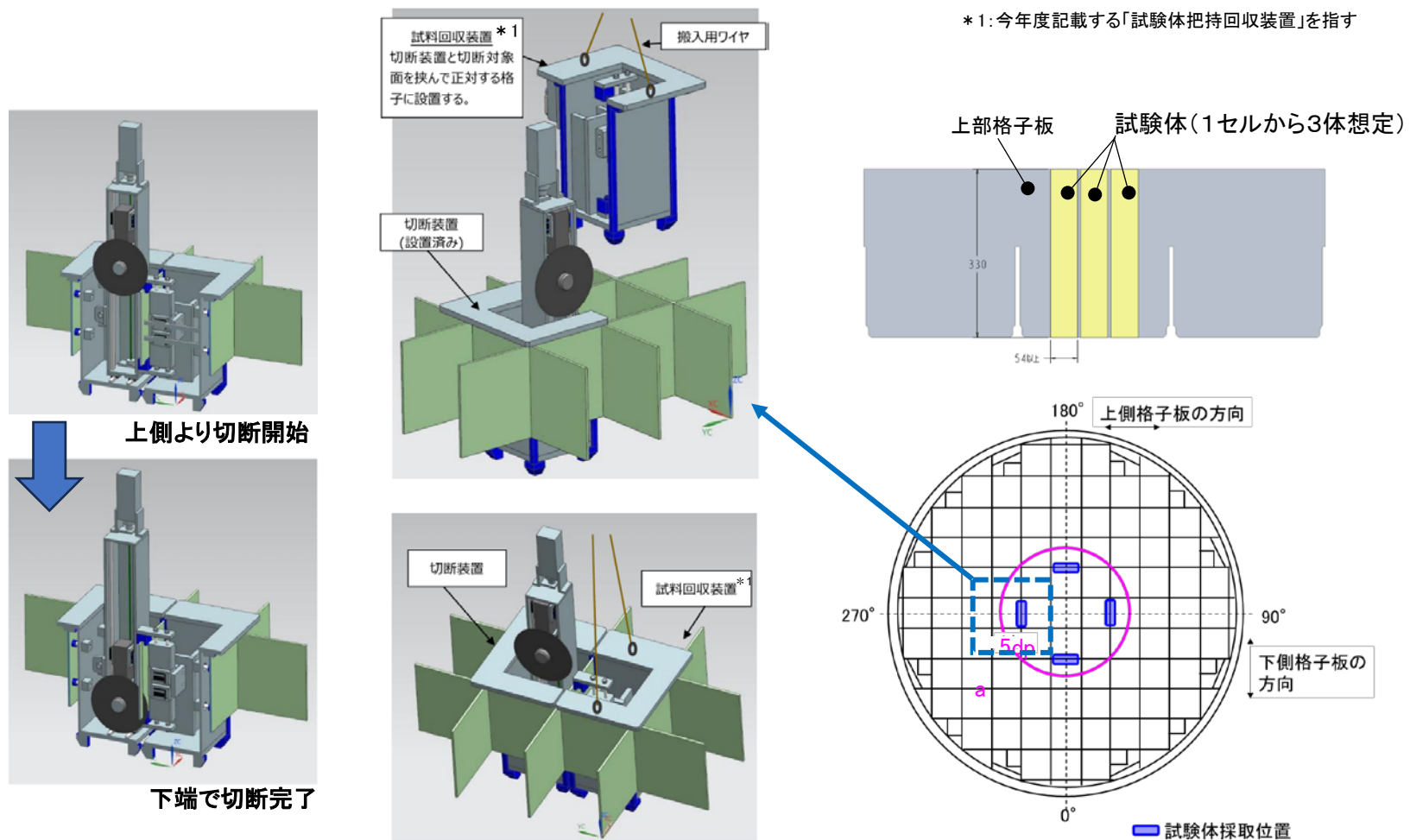
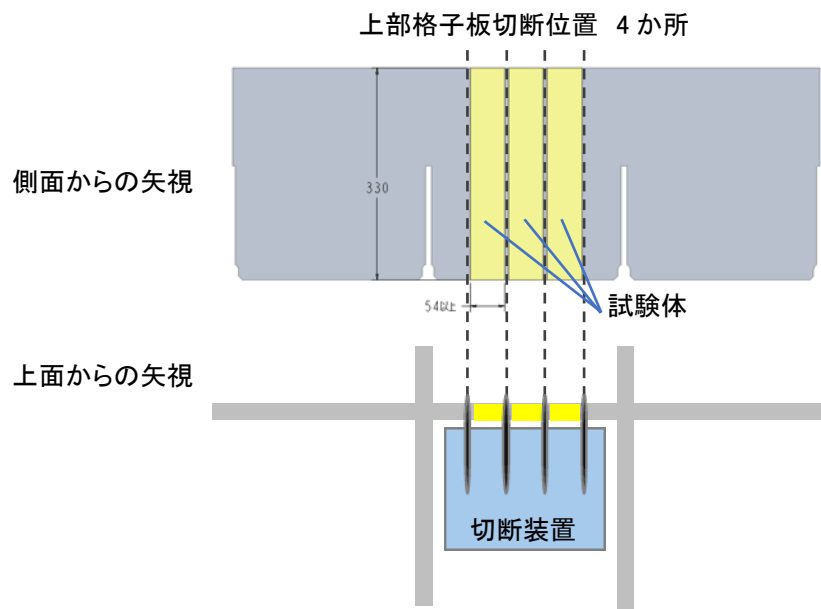
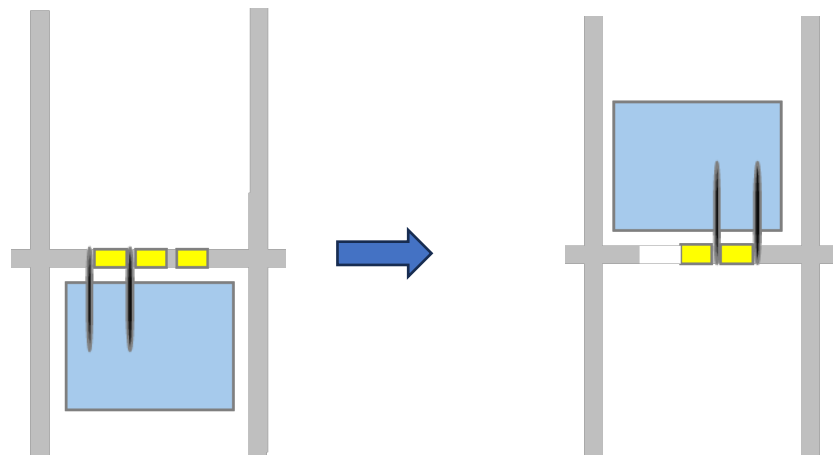


図 3.2.1.1-2 上部格子板からの試験体採取用の装置概要 (案)

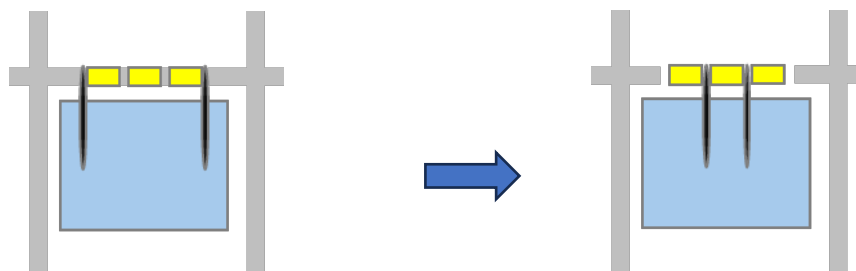
(令和5年度事業報告書<sup>[3.2-1]</sup>の図を引用して作図)



(1) 4 か所同時切断

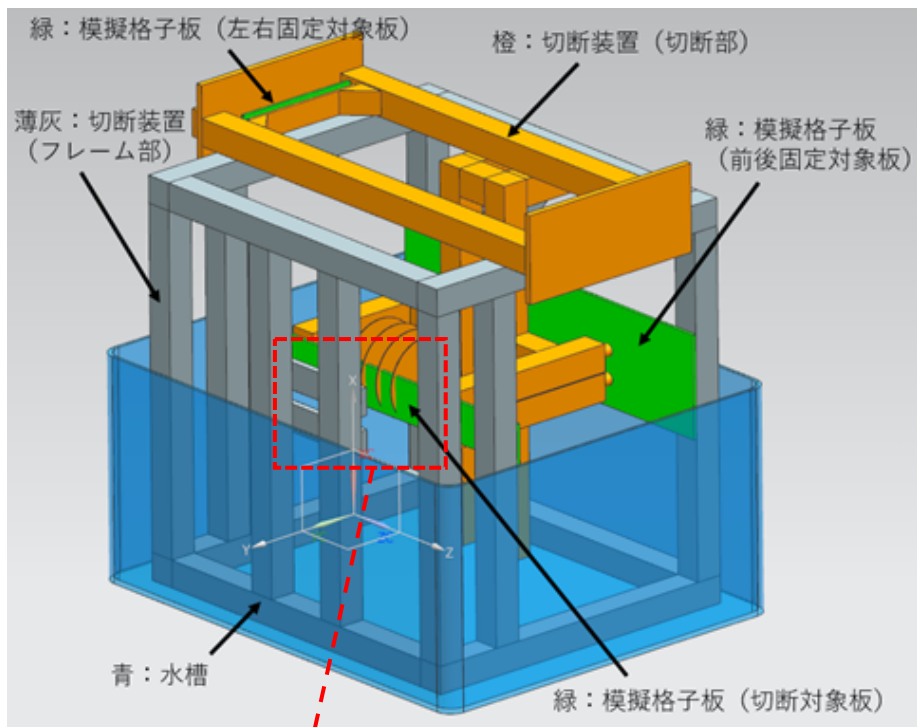


(2) 2 か所同時切断（左側 2 か所を切断後に、右側 2 か所切断）

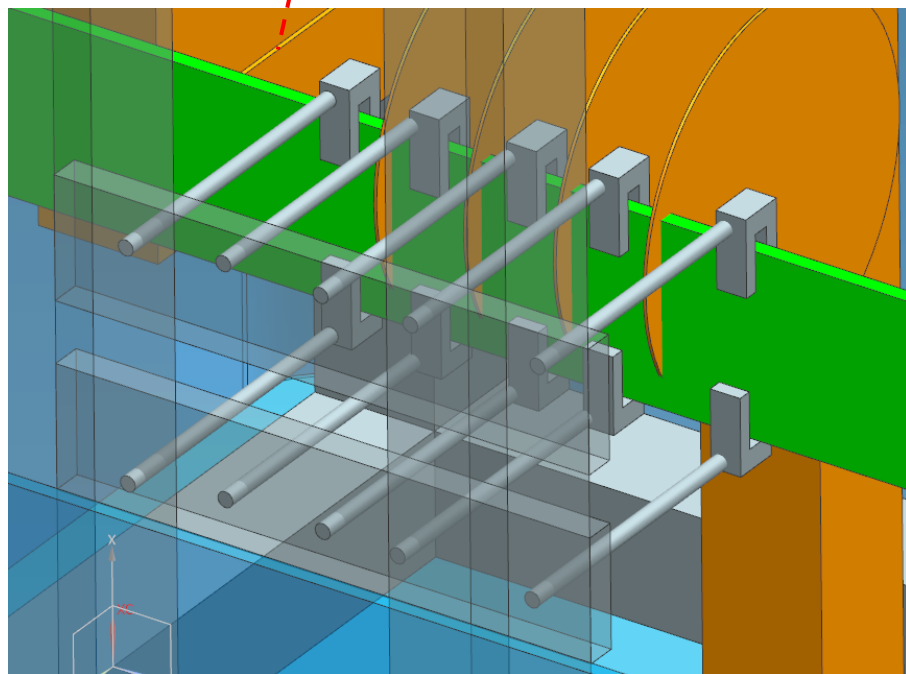


(3) 2 か所同時切断（外側 2 か所を切断後に、内側 2 か所切断）

図 3. 2. 1. 1-3 切断による採取工法のコンセプト



(1) 装置の全体構成



(2) 切断装置（フレーム部）の模擬格子板（切断対象板）押さえアーム

図 3.2.1.1-4 切断試験用装置の主要構成



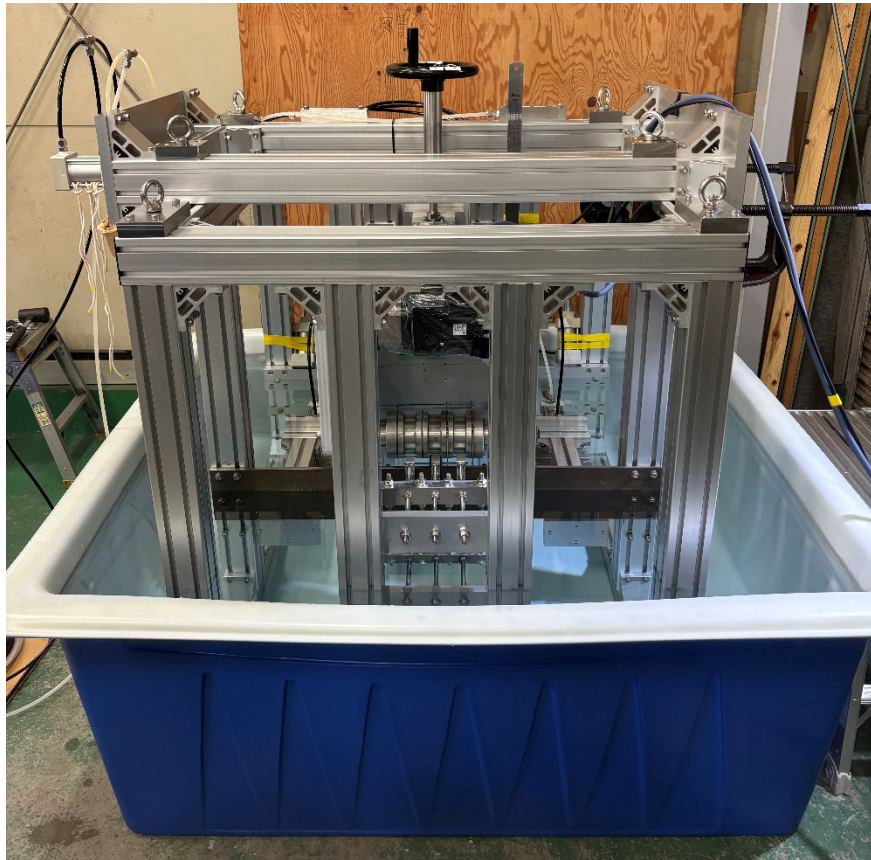


図 3. 2. 1. 1-5 円盤ソー加工時の試験用装置外観

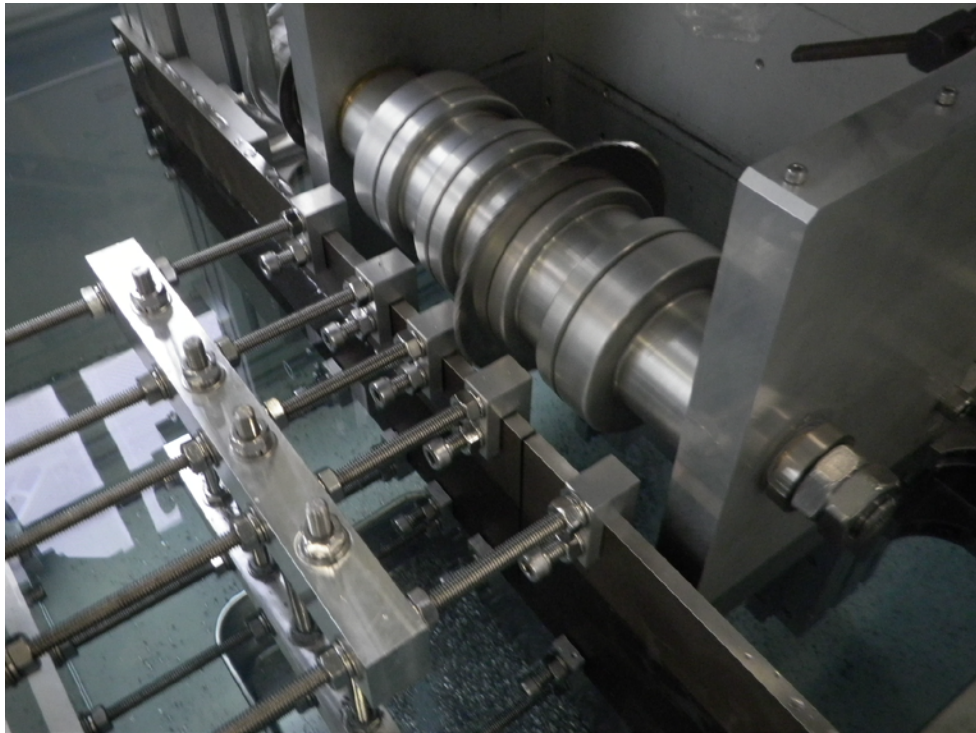


図 3. 2. 1. 1-6 円盤ソー1 枚（組み込み位置 3）での切断の様子



図 3. 2. 1. 1-7 円盤ソー4 枚での切断の様子

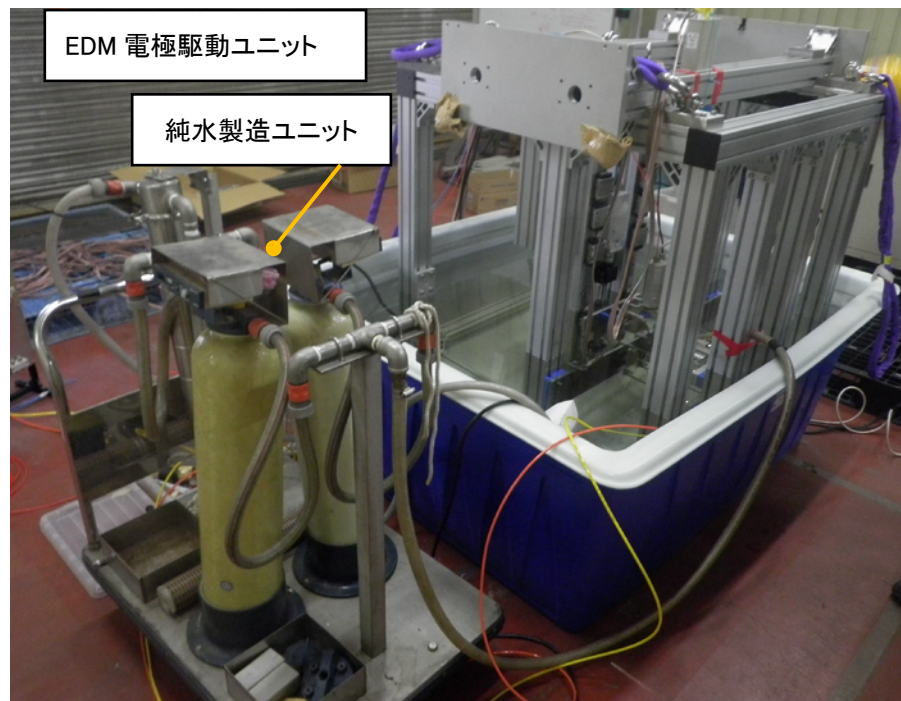




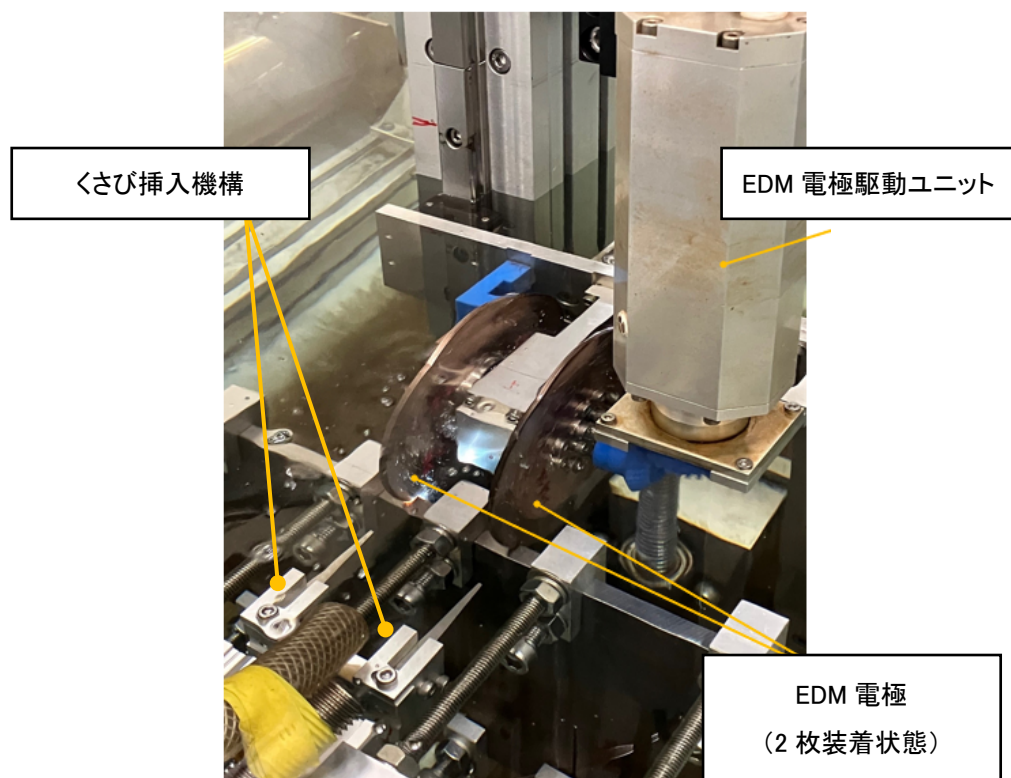
図 3. 2. 1. 1-8 切断後の切断対象板（4 枚刃切断）



図 3. 2. 1. 1-9 刃の欠けが発生した円盤ソーと欠けた刃の切断対象板への詰まり  
(赤色破線部)

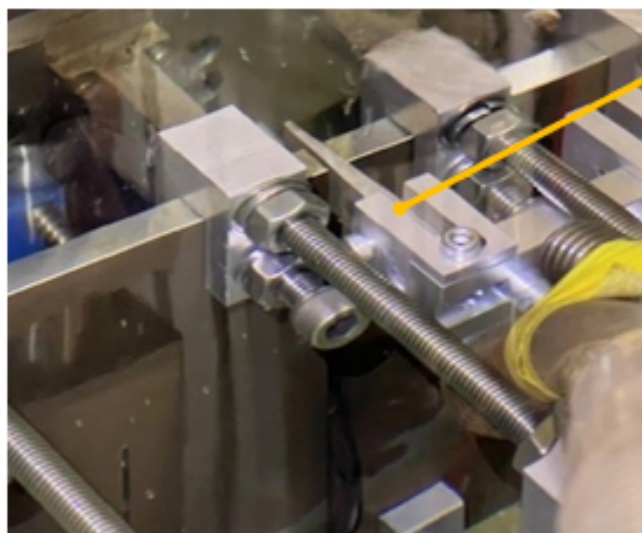


(1) 装置の全体構成



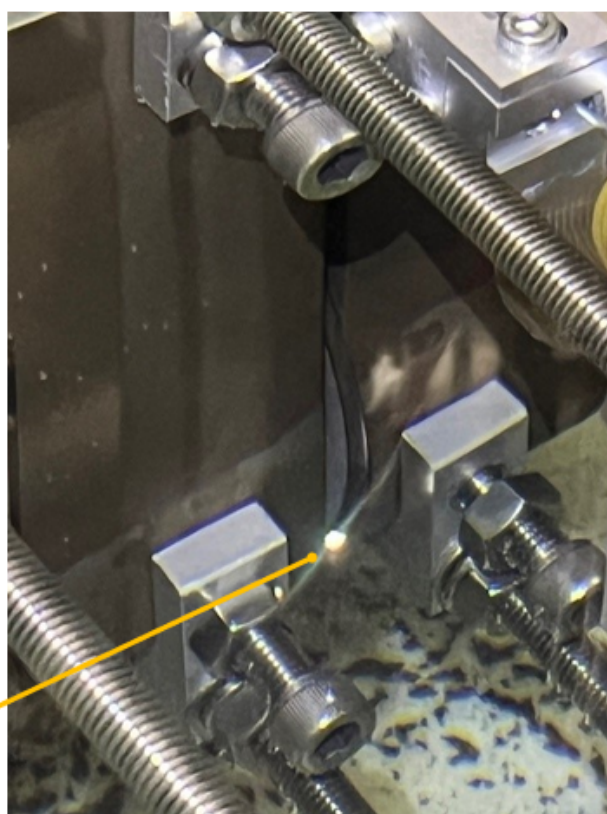
(2) EDM 切断ユニットおよび模擬試験板把持アーム（くさび機構含む）

図 3.2.1.1-10 EDM 時の試験用装置外観（2 枚電極による EDM）



くさび

図 3.2.1.1-11 EDM 切断時の切断部に対するくさびの挿入



放電部

図 3.2.1.1-12 EDM 切断の様子 (1 枚電極による EDM)



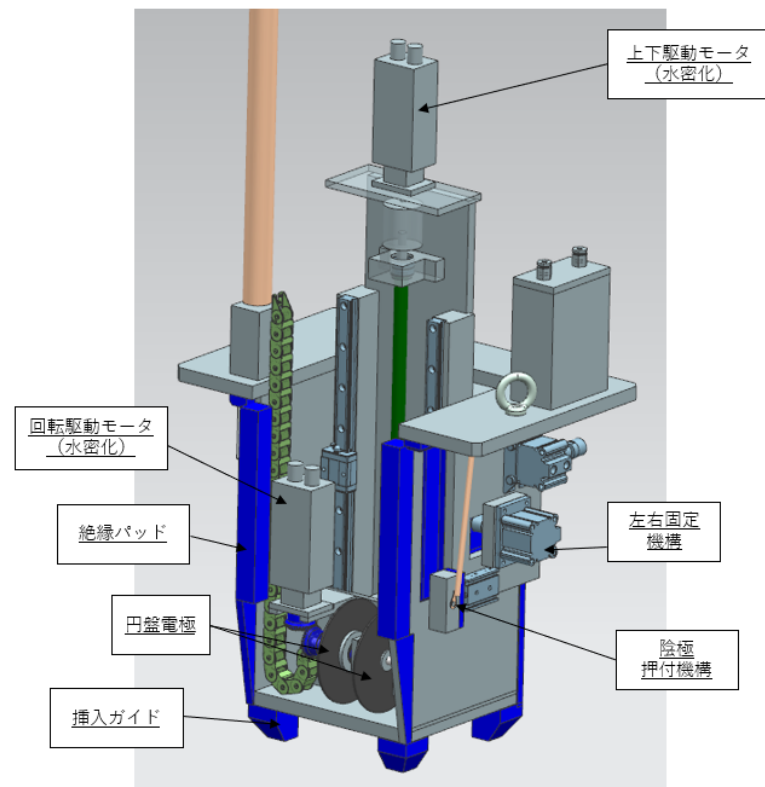


図 3.2.1.1-13 切断装置の構造

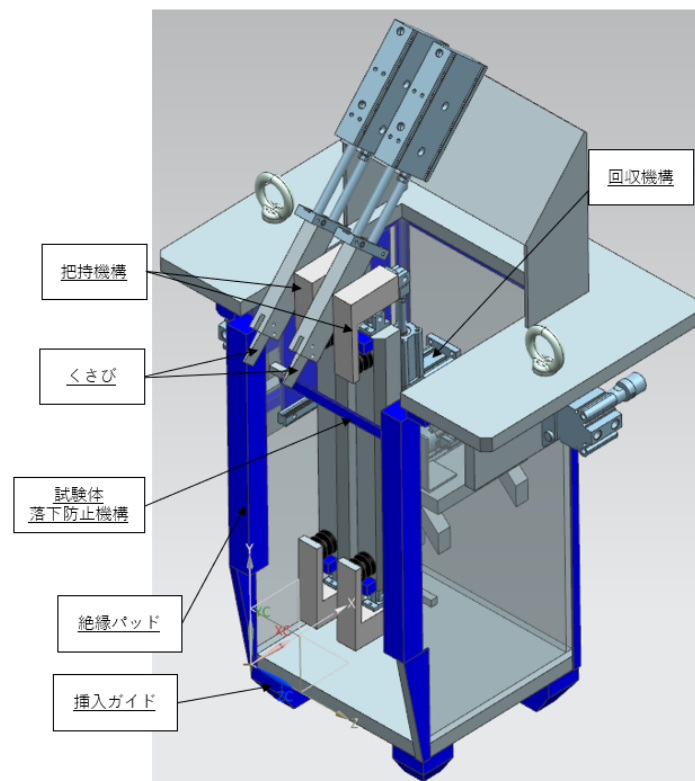


図 3.2.1.1-14 試験体把持回収装置の構造

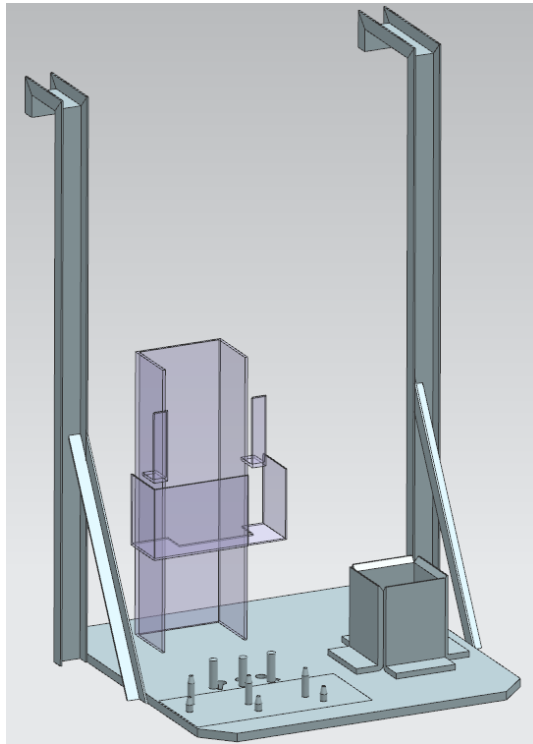


図 3. 2. 1. 1-15 試験体回収用架台のコンセプト

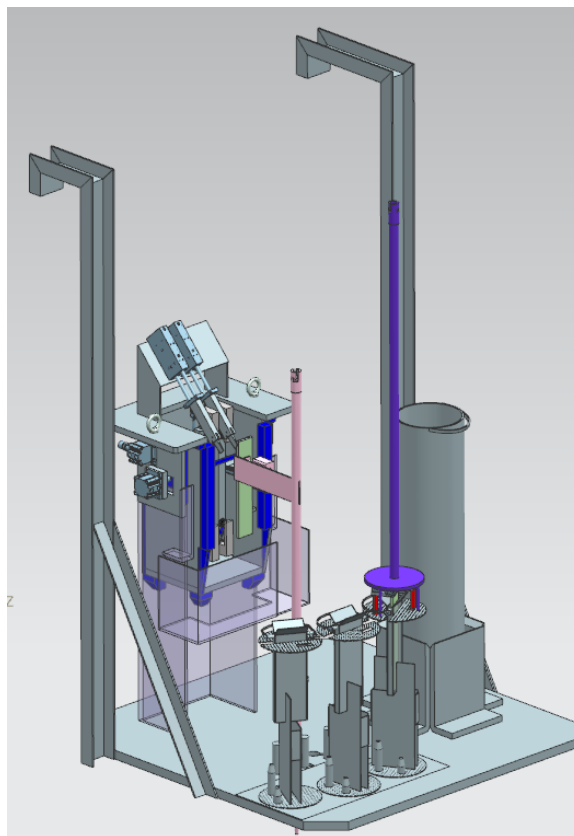
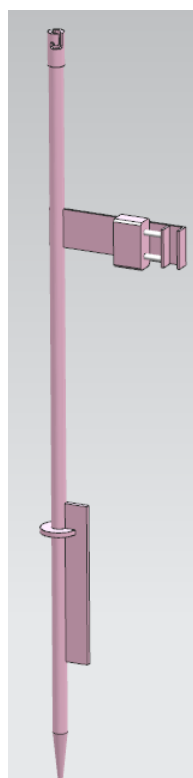
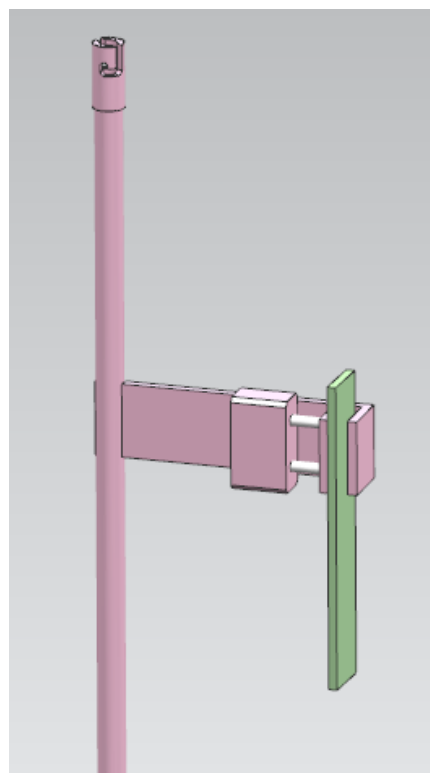


図 3. 2. 1. 1-16 試験体、保管容器移動のイメージ

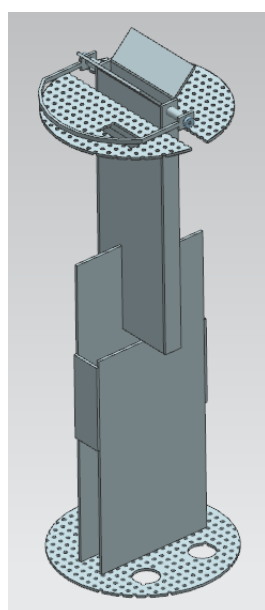


(1) 掴み具全体

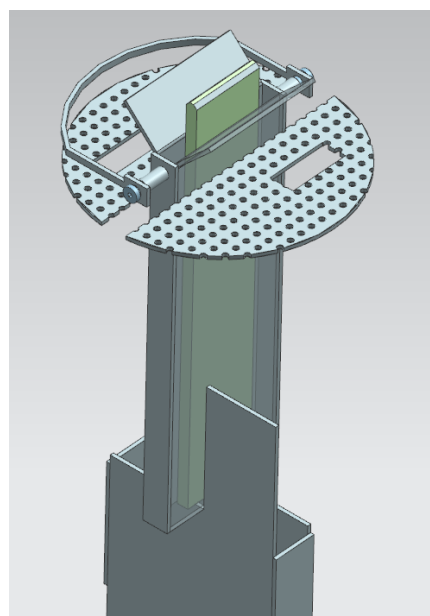


(2) 試験体の移動時

図 3.2.1.1-17 試験体移動用つかみ具のコンセプト



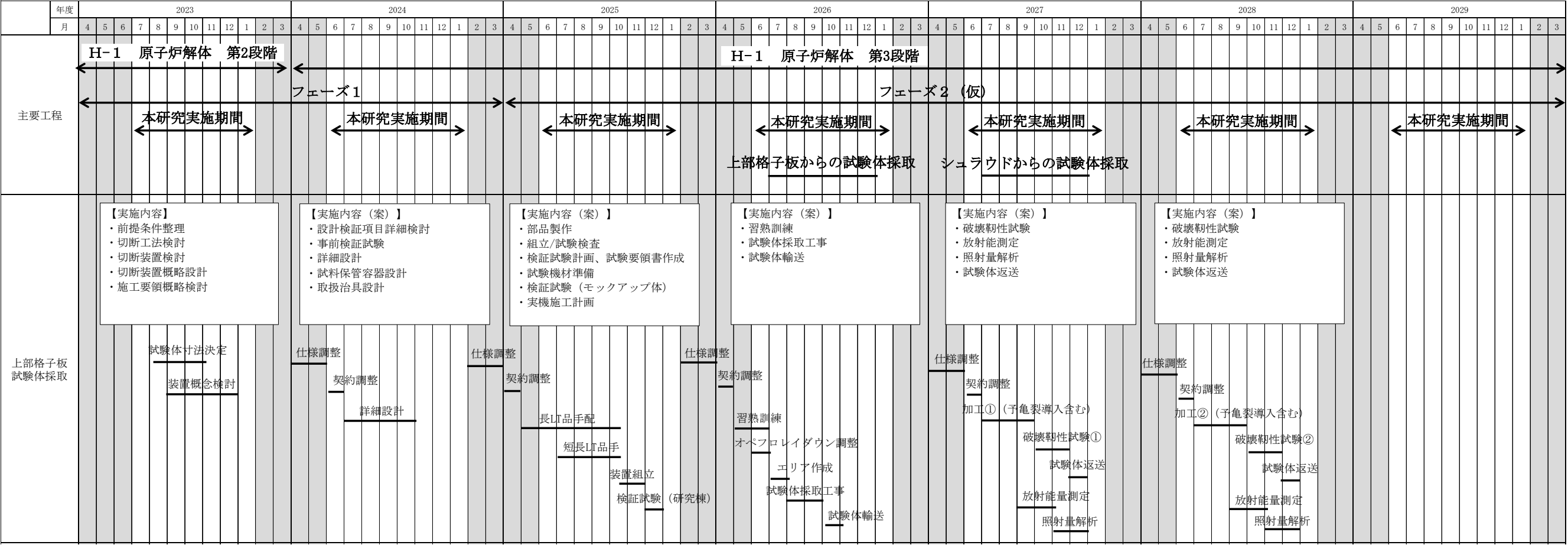
(1) 保管容器外形



(2) 試験体収納時

図 3.2.1.1-18 試験体保管容器のコンセプトイメージ





### 3.2.1.2 同調サンプリング工法に関する成立性検討

現地作業準備計画を示すロードマップを策定のため、工事機材等の準備品、その準備方法（一般汎用品、特注機材等）、実工事までの準備項目を整理し、工事準備にクリティカルとなる機材（以下、クリティカル機材）候補を抽出し、必要な準備内容を検討した。

#### (1) 準備すべき機材等の検討

令和5年度に策定した工事基本実施計画に基づき、準備すべき機材等を検討した。工事基本実施計画で検討した準備品（案）を表 3.2.1.2-1 に示す。

##### 1) 前提条件の整理

同調サンプリング工事における準備項目と準備方法を検討するにあたり、工事前の準備フェーズと、工事の実行フェーズについて前提条件を整理した。図 3.2.1.2-1 に作業項目を、表 3.2.1.2-2 および表 3.2.1.2-3 に各フェーズでの同調サンプリング工事の前提条件を示す。

##### 2) 作業フローの検討

準備すべき機材等の抽出にあたり、本工事の作業フローを検討した。また、この作業フローをもとに作業項目を整理した。本工事の作業フロー（各エリア毎）を図 3.2.1.2-2 に、作業ステップ毎の作業項目を表 3.2.1.2-4 に示す。

##### 3) 同調サンプリングにて準備すべき機材等の抽出

表 3.2.1.2-4 の作業項目にて検討した作業内容をもとに、準備すべき機材・資材の抽出と員数、および準備方法(一般汎用品、特注品)の種別を整理し、表 3.2.1.2-5 に示す。

## (2) 工事準備がクリティカルとなる機材等の詳細検討

(1)の検討結果を踏まえ、工事準備の項目をクリティカル（この準備項目が遅延すると工事実施時期が後ろ倒しとなる準備必須項目）、非クリティカルに仕分け、それぞれの準備内容を整理した。

また、工事準備がクリティカルとなる機材（クリティカル機材：備考）のうち、炉心シュラウドマーキング装置等についてコンセプト検討を実施するとともに、現段階での課題やリスクの抽出と、対策の検討を行った。

備考：クリティカル機材

表 3.2.1.2-2 の前提条件より原子炉領域解体（炉内構造物解体）工事開始を最速で 2027 年度で下記と想定した上で、工事開始までの期間（工事準備期間）に対し、機材の準備に時間を要する機材。この機材準備が計画工程から遅延すると、準備及び現地作業工程に影響する、計画工程での工事完了のために必須となる重要な機材。

### 1) 工事準備のクリティカル／非クリティカル検討

工事準備がクリティカルとなる機材等を抽出し、クリティカル機材について具体的な機材候補と必要な準備内容を検討した。同調サンプリング工事は、原子炉領域解体工事中に並行作業となるため、原子炉解体工程に追従し、滞りなく実施できるよう準備しておく必要がある。同調サンプリング工事におけるクリティカル作業は、図 3.2.1.2-3 に示す原子炉解体工程に関連した作業を想定した。

図 3.2.1.2-3 のとおり、クリティカル項目は、原子炉解体工事に挟まれる形で実施するシュラウドマーキング（①）、炉内構造物解体工事側で実施するシュラウド切断作業後の炉心シュラウド粗断片（サンプル材）の仮置き（②）、炉内シュラウド解体作業期間内で実施するサンプル材切断後、残材・切粉を L1 容器に収納するための DSP への移送（③）までの作業となる。①～③の作業の内、同調サンプリング工事の作業は①と③である。

ここで、作業③は炉内構造物解体完了後も L1 容器が DSP 内に残置されていれば同調サンプリングの作業期間に裕度が見込まれる。

実行フェーズのクリティカル項目は、その準備フェーズでもクリティカルであるため、工事準備のクリティカル項目は、

- ・ 炉心シュラウドマーキング作業
- ・ 炉心シュラウド粗断片（サンプル材）の移送作業（粗断片の把持作業を含む）
- ・ サンプル材からの試験体切断作業

の 3 件の作業に用いる各種装置等の設計・製作が該当する。

更にサンプリング作業に直接関連する機材の準備から現場搬入・設置までの作業項目になると考える。

表 3.2.1.2-6 に同調サンプリングにおける準備項目ごとのクリティカル/非クリティ

カル区分を示す。

## **2) クリティカル及び非クリティカル機材に関する準備内容**

同調サンプリングにおける準備項目ごとのクリティカル及び非クリティカル区分をもとに、それぞれの作業内容や準備品に対する検討内容を整理した。整理結果を表 3.2.1.2-7 に示す。

なお、現在最速で想定している同調サンプリング工事は以下の想定で検討した。

- ・ マーキング作業は 2027 年 9 月に開始
- ・ シュラウドサンプル材把持・移送は 2027 年 10～11 月に開始
- ・ サンプリング切断は 2027 年 10～11 月に開始

### (3) 主要機材・装置類のコンセプト検討

準備がクリティカルとなる下記の主要機材・装置の設計条件を検討した。

- ・ 炉心シュラウドマーキング装置
- ・ 炉心シュラウド粗切断把持装置
- ・ サンプル材切断装置
- ・ 切粉回収装置

#### 1) 炉心シュラウドマーキング装置

解体する炉心シュラウドから採取する試験体の位置として高さ及び方位を指定し、それを含むように廃炉解体工事側でサンプル材を一次切断するためには、解体前の既設の状態で、予め炉心シュラウドに試験体のサンプリング位置を認識できるよう、マーキング等で明示しておく必要がある。

現状、炉心シュラウド中間胴から試験体を採取する計画であり、マーキング装置の設計条件は以下を想定した。

##### ① 基本仕様

炉心シュラウド中間胴からの試験体サンプリング位置が認識できるよう、マーキング位置は、サンプル材採取位置の高さ（エレベーション）及び方位が識別できるマーキングとすること。

- ・ 令和6年度に検討した H-2 炉心シュラウド中間胴で、以下の目標照射量となる試験体採取位置の識別可能なマーキングを行う機能を有すること。
  - 照射量が約 0.5 dpa の領域（領域Ⅰ）
  - 照射量が約 1.5 dpa の領域（領域Ⅱ/Ⅲ）

##### ② その他の要件

具体的な基本仕様仕様の検討は今後となるが、基本コンセプト段階の主要な要件は以下のとおりである。

- ・ マーキングの縦方向の長さはシュラウドが輪切りされることを想定し、一次切断後のサンプリング材として提供された際に、高さ及び方位が識別できること。
- ・ 炉心シュラウドの一次切断（輪切り）後は、炉心シュラウドの方位を位置決めする場合に基準とする面または線・点（データム）となる構造物・突起・刻印等がないため、一次切断前、原子炉内に炉心シュラウドが既設の状態でマーキングを行うこと。
- ・ 事業者と協議し、調整した期間（年度）及び時期、詳細工程上の期間でマーキング作業を完了すること。

マーキング位置を設定する際の考え方としては、上記①で示した領域を含む高さでマーキングを行い、そのマーキングを含むように原子炉解体工事側（事業者）にサンプル材を確保すれば、サンプリング工事側で中性子束が最大となる部位を含む試験体の採取が可能である（図 3.2.1.2-3(1)参照）。但し、サンプル材を切断確保する原子炉解体

工事側の一次切断の作業要領を標準要領とし、切断数を増やさない等の観点から、原子炉解体工事側の切断計画や、試験体として採取が必要な範囲等を考慮してマーキング位置及びマーキング長を設定する必要がある。

なお、マーキング範囲の高さ方向内で一次切断された場合でも、どの位置が切断された高さ位置かを認識できるようにマーキングすれば、①に示す目標照射領域の範囲内で試験体を採取することは可能と考える（図 3.2.1.2-3(2)参照）。

### ③ 基本コンセプトの検討

炉心シュラウドマーキング装置の予備検討として、シュラウドサンプル材の中心線のケガキを機械的な手段、例えばディスクソーにより実施する装置を想定し、そのコンセプトを検討した。

#### 【炉心シュラウドへのアクセス】

既設の状態で、炉心シュラウドの外側にはジェットポンプが設置されているため、シュラウドの外側にマーキング装置を取付けて任意の方位に対しマーキングすることは難しい。そのため、炉心シュラウド内面側にアクセスするコンセプトを検討した。

#### 【アクセスのタイミング】

炉心シュラウドのマーキングは、炉心シュラウド一次切断開始前までに完了させる必要がある。そのタイミングとして、以下の2つのケースが考えられる。

ケース 1：気水分離器撤去後、上部格子板にマーキング装置を設置してマーキング

原子炉解体工事側で上部格子板が撤去される前：上部格子板にマーキング装置を設置→炉心シュラウド中間胴内面にマーキング→マーキング装置を撤去→原子炉解体工事側で上部格子板を撤去し、炉心シュラウドを一次切断し、DSP へ移送→原子炉解体工事側で二次切断を行う。炉心シュラウドマーキング装置のコンセプトイメージを図 3.2.1.2-5 に示す。

ケース 2：上部格子板撤去後、炉心シュラウドにマーキング装置を設置してマーキング

原子炉解体工事側で上部格子板を撤去→炉心シュラウド上部胴フランジ部にマーキング装置を設置→炉心シュラウド中間胴内面にマーキング→マーキング装置を撤去→原子炉解体工事側で炉心シュラウドを一次切断し、DSP へ移送→原子炉解体工事側で二次切断を行う。炉心シュラウドマーキング装置のコンセプトイメージを図 3.2.1.2-6 に示す。

なお、内側のマーキングに対し、原子炉解体工事側で二次切断を行う場合、作業監視や切断確認は、外側からの視野で行うことも想定され、誤ってサンプル採取位置を切断しないように、炉心シュラウド外面側にマーキング位置が分かる工夫を検討する必要がある。詳細設計を行う上で必要な検討や、解決すべき課題とその対策を表 3.2.1.2-8 に示す。

## 2) 炉心シュラウド粗断片把持装置

炉心シュラウドへのマーキング後、既設原子炉内で炉心シュラウドの胴部を円筒状に輪切する一次切断を行った後、DSP に移送して二次切断が行われることが想定される。二次切断では、円筒状の炉心シュラウド胴部廃棄体を縦方向に分割し、瓦状の炉心シュラウド粗断片に切断した廃棄部材の内、当該サンプル材を DSP から SFP へ移送する。試験体を採取するサンプル材は、この瓦状の炉心シュラウド粗断片として提供されることから、炉内解体工事側で所定の DSP 内のサンプル材仮置き用架台に設置後、同調サンプリング工事作業側に引き渡される。現状、サンプル材は 1 m×1 m×板厚で、原子炉解体工事側で切断したサンプル材の引き渡しを受け、図 3.2.1.2-3 に示すように、サンプリング工事側で DSP から SFP までサンプル材を掴んで移送し、その後、サンプル材から試験体を切断するためのサンプル材切断装置まで移送する必要がある。

### ① 基本要求

DSP 内に設置した仮置き架台に立てた状態で仮置きされたサンプル材掴み上げ、SFP まで水中を横移動し、SFP に設置したサンプル材切断装置のステージに任意の向きに配置する必要がある。

- ・ サンプル材は吊耳などがいないため、一定の把持力を有し、サンプル材が垂直に立った状態で把持する機能を有すること。
- ・ サンプル材からの試験体採取のため、サンプル材切断装置のテーブル上に、把持して垂直に吊り上げたサンプル材を水平方向に設置（寝かせ置き）することが可能な機能を有すること。

### ②その他の要件

具体的な基本要求仕様の検討は今後となるが、基本コンセプト段階の主要な要件は以下のとおりである。

- ・ 垂直に把持したサンプル材は SFP と DSP の間を水中で横移動するため、付帯設備等（FHM や天井クレーン）を使用してプール間移動ができること。
- ・ 大型のサンプル材を把持して吊り上げる以外に、サンプル切断装置による試験体採取の切断作業の過程で発生する残部、切断過程の試験体を含む部材など、徐々に重量が軽くなり、寸法も小さくなる残材も把持して廃棄のために指定された容器等に移送できること。
- ・ 作業被ばく低減の観点から、装置はオペフロや別場所で予め組立て可能で、天井クレーン、FHM、またはオペフロ上の作業台車に取付け、一体で DSP や SFP へ吊り降ろす縦移動と横移動ができる構造とする。また、装置撤去時や万一の故障時も一体で吊り上げられる構造とする。
- ・ 作業被ばく低減の観点から、切断装置の操作はオペフロ等から遠隔で実施できる仕様とする。
- ・ 作業中に装置が故障し把持作業の続行が困難となった場合には、装置を一旦気中

に引上げ修理・部品交換を行ってから装置を水中に戻し把持作業を再開することを想定した保守性を考慮する。

### ③ 基本コンセプトの検討

炉心シュラウド粗断片把持装置の予備検討として、サンプル材、並びにサンプル材からの試験体切断過程で生じる残材等の取り扱いを想定し、そのコンセプトを検討した。図 3.2.1.2-7 に炉心シュラウド粗断片把持装置のコンセプトイメージを示す。このコンセプト検討は、下記の作業フロー概要を踏まえて検討した。作業フローの概略図を図 3.2.1.2-8 に示す。

また、詳細設計を行う上で必要な検討や、解決すべき課題とその対策を整理した。詳細設計に向けた課題と対策を表 3.2.1.2-9 に示す。

#### 【作業フローの概要：サンプル材からの試験体採取ステップ】

- a. 原子炉解体工事側によって炉心シュラウドの一次切断および二次切断が行われ、サンプル材の引き渡しを受け DSP 内の仮置き架台に保管されている炉心シュラウドサンプル材（炉心シュラウド粗断片）を把持して、SFP に移送できる位置まで吊り上げる。
- b. 炉心シュラウド粗断片把持装置を取付けた FHM、またはオペフロ上の作業台車を走行させ、サンプル材を把持したまま SFP へ移送し、SFP 内のサンプル材仮置き架台に仮置きする。  
複数枚（現想定 2 枚）のサンプル材について、a から b の作業を繰り返す。
- c. SFP の仮置き架台から、サンプル材を SFP に設置したサンプル材切断装置のターンテーブル型移動台（ステージ）上に移動・配置し、把持を解除する。この際、垂直に吊り下げたサンプル材はステージ上で寝かせ置きする。
- d. サンプル材の切断完了後、その残材を把持し、SFP 内仮置き架台に移送する。  
2 枚目のサンプル材について、c から d の作業を繰り返す。
- e. 炉心シュラウド粗断片把持装置を取付けた FHM、またはオペフロ上の作業台車を走行させ、SFP 内仮置き架台の最後の残材を把持したまま DSP へ移送する。
- f. DSP 内のサンプル材仮置き架台に残材を配置し、把持を解除する。
- g. 2 枚目のサンプル材について、d から f の作業を繰り返す。



### 3) サンプル材切断装置

サンプル材切断は、SFP 内で実施する計画であり、SFP に設置できる水中仕様とする必要がある。

#### ①基本要求

- ・ サンプル材 1m×1m×板厚を、被ばく低減の観点から水中で切断し、試験体 100mm×100mm×板厚まで切断可能であること。

#### ②その他の要件

具体的な基本要求仕様の検討は今後となるが、基本コンセプト段階の主要な要件は以下のとおりである。

- ・ 故障リスク低減のためシンプルな構造とする。
- ・ 作業被ばく低減の観点から、切断装置の操作はオペフロ等から遠隔で実施できる仕様とする。
- ・ 作業中に鋸刃の交換が必要になった場合、装置を水没させたまま、あるいは一旦気中に吊り上げた状態で交換可能な構造とする。

#### ③基本コンセプトの検討

本装置はサンプル材の切断をバンドソーとする装置で検討した。装置は主に炉心シールド固定・移動台、固定式バンドソー、バスケット収納装置を組み合わせた。

図 3.2.1.2-9 にバンドソーによるサンプル材切断装置のコンセプトイメージを示す。

また、詳細設計を行う上で必要な検討や、解決すべき課題とその対策を整理した。詳細設計に向けた課題と対策を表 3.2.1.2-10 に示す。

#### 【作業フローの概要：サンプル材からの試験体採取ステップ】

- a. 原子炉解体工事側によって、切り出されたサンプル材を、サンプル材把持装置によって、ターンテーブル型移動台（ステージ）に配置し、切断装置のステージ上で固定する。
- b. サンプル材を、切断用固定式バンドソーの切断位置に移動（横行・前進）して、切断位置を位置合わせする。
- c. バンドソーを起動し、ステージを前進させて押し切りし、1 回目の切断を行う。
- d. サンプル材の切断位置を変えるため、ステージを後退させ 2 回目の切断位置に位置合わせする。
- e. バンドソーを起動し、ステージを前進させて押し切りし、2 回目の切断を行う。
- f. サンプル材の切断方向を変えるため、ステージを後退させ 90° 回転させる。
- g. 3 回目の切断のため、切断位置に位置合わせする。3 回目の切断で端材が落下するため、切断用把持装置により予め端材を把持する。
- h. バンドソーを起動し、ステージを前進させて押し切りし、3 回目の切断を行う。
- i. 端材部分が切り離されたらバンドソーを停止し、切断用把持装置により、端材を残材収納用バスケットに収納する。端材を収納した残材収納用バスケットを移送

用把持装置（別途検討）により DSP の原子炉解体所掌に引き渡す。

- j. 4 回目の切断のため、切断位置に位置合わせする。切断用把持装置により試験体となる部分を予め把持する。
- k. バンドソーを起動し、ステージを前進させて押し切りし、4 回目の切断を行う。試験体が切り離されたらバンドソーを停止し、切断用把持装置により試験体をバスケットに収納し、試験体収納用バスケットを A 型輸送容器に収納する。
- l. ターンテーブル型移動台に固定されているサンプル材の端材の固定を解除し、端材を残材収納用バスケットに収納する。端材を収納した残材収納用バスケットを移送用把持装置（別途検討）により DSP の原子炉解体所掌に引き渡す。

#### 4) 切粉回収装置

SFP に設置したサンプル材切断装置のバンドソーで、サンプル材を切断し試験体を採取する過程で発生した切粉は、水中での視認性確保、放射性物質拡散防止等の観点から、可能な範囲で回収する必要がある。

##### ① 基本要求

- ・ SFP に設置したサンプル材切断装置のバンドソーで、サンプル材を切断し試験体を採取する過程で発生した切粉を回収すること。
- ・ 回収した切粉は容器等に収納し、サンプル材把持装置で DSP あるいは SFP の回収指定場所に移送できること（重量、寸法等）。
- ・ 回収した切粉が入った容器は装置より分離し、単独回収が可能であること。
- ・ 切粉回収フィルタ等消耗品の交換、保守性を考慮すること（作業性、被ばく低減）。

##### ② その他の要件

具体的な基本要求仕様の検討は今後となるが、基本コンセプト段階の主要な要件は以下のとおりである。

- ・ 作業被ばく低減の観点から、装置はオペフロや別場所で予め組立てておき、一体で吊り降ろしてサンプル材切断に伴う切粉発生箇所の近傍に配置する。
- ・ 万一の故障時も一体で吊り上げられる構造とする。
- ・ 設置は操作ポール等で簡易に設置、回収が可能な重量とする。
- ・ 作業中に装置が故障、またはフィルタ目詰まりにより回収性能が低下して回収続行が困難となった場合には、遮蔽付きフィルタ容器を一旦気中に引上げ、容器ごと予備品と交換してから水中に戻し入れて切粉回収作業を再開することを考える。

##### ③ 基本コンセプトの検討

切粉回収装置は主に、ダイヤフラムポンプ、メッシュフィルタ容器、差圧計、吸引ノズル、アルミポールなど汎用品を組み合わせたものを措定した。

図 3.2.1.2-10 に切粉回収装置のコンセプトイメージを示す。

また、詳細設計を行う上で必要な検討や、解決すべき課題とその対策を整理した。詳細設計に向けた課題と対策を表 3.2.1.2-11 に示す。

#### (4) 今後の事業計画（ロードマップの見直し）

令和6年度は、令和5年度に策定したロードマップを一部見直した。

##### ① 見直しの方針

令和5年3月に、中部電力株式会社より、H-1 および H-2 の廃止措置計画の変更認可申請についてプレスリリース<sup>[3.2.1-1]</sup>がなされ、H-2 の解体を H-1 に先行して実施する計画とし、第3段階の工程を現状の6年から12年に変更することとなった。

本工法は令和5年度まで H-1 の上部格子板をターゲットに検討を進めてきたが、令和6年度期初より H-2 の炉心シュラウドに変更した。H-1 は 500MWe 級 BWR に対し、H-2 は 800MWe 級 BWR であるが、炉心の大きさや炉内機器の構造、原子炉建屋オペフロレイアウトなどはほぼ同じであることから、これまで進めてきた工法のコンセプト等の大幅な見直しはない。H-2 炉心シュラウドの解体時期は未定であるが、その解体作業と同調が必須となる事業者からのサンプリング材の貸与には遅延なく備える必要がある。令和6年度以降も、詳細工程が公表されるまで、2027年度を最速のサンプリング材の貸与時期としてロードマップに従って準備を進める。

なお、H-1 事前サンプリングを優先することから、事業計画の想定通りに、サンプリング材貸与直後に A 型輸送する試験体を採取すると想定した場合に課題があったため、H-1 優先を踏まえ事業計画に反映した。

具体的には、試験体をサンプリング材から現場で切断採取し、予定の試験設備に輸送した場合に、試験設備では優先する H-1 試験体の受け入れ、試験片製作及び試験が先行し、H-2 試験体は一時保管となることから、試験設備の受入容量を圧迫する可能性がある。また、研究事業の予算の平準化も必要である。そのため、解体工事との同調が必須のサンプリング貸与に備えるための準備範囲と、それ以降で後送りのできる範囲検討し、後者を 2029 年度以降とすることとした。

##### ② 準備ロードマップの見直し範囲

計画通り準備ロードマップに沿って準備する範囲は、図 3.2.1.2-11 に示すように、実行フェーズの炉心シュラウドの試験体採取位置のマーキング作業に関する準備フェーズ作業となる。また、現地作業では図 3.2.1.2-12 に示すように、事業者より貸与を受けるサンプル材の仮置きと SFP への移送（保管準備）までとなる。ここで、現地作業は図 3.2.1.2-12 に示すサンプル材からの試験体切断が後送りとなるが、サンプル材は貸与を受けることから、図 3.2.1.2-12 に示すように、その一時保管が必要（原子炉解体工事側と調整が必要）となる。なお、2029 年以降の実施とした場合でも、現地原子炉解体工事との調整は、廃炉工程詳細が分かり次第必要なことから、机上検討を中心とした準備は次年度以降継続し、検証試験、デモンストレーション機の製作等は、都度、実施時期を最適化する。準備ロードマップの変更点を表 3.2.1.2-12 に示す。また、対象が H-2 に変更となったことから、炉心シュラウドの試験体採取位置を検討することが必要となり、令和6年度の期中に、令和7年度実施予定とした H-2 炉

内照射量解析（3.2.2 項）を先行して実施した。

### ③ 追加要求の反映

予防保全対策技術の保守性に係る研究（3.3 節）では、BWR 炉心シュラウド中間胴のピーニング施工部位をターゲットとして、試験体を実機より採取し、ピーニング施工部位表層部の残留応力測定を検討している。令和 6 年度にその測定用試験体のサイズを、本研究と同じ試験体（A 型輸送：100mm×100mm×板厚）に決定した。

対象部位は同じ炉心シュラウド中胴であるが、本研究の試験体採取部位は炉心シュラウド中間胴母材に対し、ピーニング施工部位は中間胴周方向溶接継手 H4 近傍の溶接熱影響部である。したがって、事業者より貸与を受けるサンプル材（試験体が含まれる粗断片）も前者と後者と異なり、現状、前者で 2 枚を想定しているサンプル材が追加となる可能性がある。この場合、貸与後の一時保管機材の準備範囲や、将来的な試験体採取のための切断作業にもフィードバックする必要があることから、次年度以降の準備フェーズの中で検討していく。

### ④ 事業計画

準備ロードマップの見直し範囲を付記して図 3.2.1.2-14 に示す。見直し後の事業計画は 3.2.3 項に示す。

表 3.2.1.2-1 試験体採取工事における準備品（案）

| 作業項目       | No. | 準備品                     | 備考                                                                        |
|------------|-----|-------------------------|---------------------------------------------------------------------------|
| 準備作業       | 1   | 搬出入吊具                   |                                                                           |
|            | 2   | 仮設電源                    |                                                                           |
|            | 3   | 仮置き架台                   | 原子炉建屋オペレイティングフロア(オペフロ)の蒸気乾燥器・気水分離器プール(DSP)用と使用済燃料プール(SFP)用                |
| 切断作業       | 4   | サンプル材切断装置               |                                                                           |
|            | 5   | 切断架台<br>(粗切り用、細断用)      |                                                                           |
|            | 6   | 把持装置(吊り具)               |                                                                           |
|            | 7   | カメラ                     |                                                                           |
|            | 8   | 照明機材                    |                                                                           |
|            | 9   | 作業台車<br>(揚重機を含む)        | オペフロより原子炉へ燃料装荷等でアクセスする際の、原子炉上方の開口部の原子炉ウェル側の作業台車(既設燃料交換器(FHM)の適用可否の判断が必要)  |
|            | 10  | 仮保管容器                   |                                                                           |
|            | 11  | 転倒防止治具                  |                                                                           |
| マーキング作業    | 12  | マーキング装置                 | 炉心シュラウド:解体工事前                                                             |
|            | 13  | 刻印治具                    | 試験体識別用                                                                    |
| 収納作業       | 14  | 試験体収納容器                 | A 型輸送容器用                                                                  |
|            | 15  | L1 容器                   | 炉内機器を解体後に収納する廃棄部材用の容器であり、本事業ではサンプル材細断後の炉心シュラウド残材等を収納するための容器(事業者殿からの借用を想定) |
|            | 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) | 照射後試験機関所有の輸送容器の手配を想定                                                      |
|            | 18  | 荷重分散架台                  |                                                                           |
| 片付け作業      | 19  | 洗浄装置                    |                                                                           |
|            | 20  | 切粉回収装置                  |                                                                           |
| 計測他作業      | 21  | 水抜き/乾燥装置<br>(L1 容器用)    |                                                                           |
|            | 22  | 計測装置                    |                                                                           |
| 工法選定試験     | 23  | 工法選定試験関連機材              | 実機機材で採用する切断工法を踏まえた熱影響範囲の確認を含む                                             |
| 要素試験       | 24  | 要素試験関連機材                | 実機機材で採用する切断工法を踏まえた熱影響範囲の確認を含む                                             |
| モックアップ及び訓練 | 25  | モックアップ及び訓練試験関連機材        |                                                                           |
|            | 26  | 試験場所                    |                                                                           |

備考 サンプル材:対象機器の解体時に、廃棄工事側(事業者)に本研究実施側より確保と提供を依頼した下記試験体が含まれる部材(炉心シュラウド粗断片)。概略約 1m×1m×板厚の瓦状部材。  
試験体: A 型輸送用試験体。炉心シュラウドの場合、上記サンプル材を細切断(約 100mm×100mm×板厚程度を想定)

表 3.2.1.2-2 同調サンプリング工事の前提条件【準備フェーズ】

| No. | 項目                                                              | 内容                                                                                                                                                                                                                    |
|-----|-----------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 1-1 | <b>【設計検討】</b><br>・ サンプリング対象、<br>切断要件<br><br>・ 概念・詳細設計<br>・ 長期納品 | ・ 採取(サンプリング)対象と切断要件に基づき設計検討が完了していること。<br>浜岡2号機 炉心シュラウド<br>材質: ステンレス鋼<br>引渡寸法(サンプル材):<br>縦 1000mm×横 1000mm×板厚(想定)<br>切断寸法(試験体:A 型輸送):<br>試験体(1) 100mm×100mm×板厚(想定)<br>・ 各装置の製作図、工事工程等の作成が完了していること。<br>・ 長期納品を特定していること。 |
| 1-2 | <b>【プロトタイプ機製作・検証試験】</b>                                         | ・ 実機設計・製作に資するデータ取得、確認が完了していること。<br>・ 実機仕様が纏まっていること。                                                                                                                                                                   |
| 1-3 | <b>【装置製作】</b>                                                   | ・ 設計手配(長期納品を含む)が完了していること。<br>・ 装置仕様、工程に基づき、装置製作が完了していること。                                                                                                                                                             |
| 1-4 | <b>【装置試験】</b>                                                   | ・ 単体試験、組合せ試験、全体試験を実施し、課題点等が改善され、要求仕様が満足していること。                                                                                                                                                                        |
| 1-5 | <b>【工事間の調整】</b>                                                 | ・ 原子炉領域解体工事側(事業者)との作業分担、工事工程、ユーティリティの借用、機器配置エリア調整(レイダウン)等の調整が完了していること。                                                                                                                                                |

備考:

サンプル材: 対象機器の解体時に、廃棄工事側(事業者)に本研究実施側より確保と提供を依頼した下記試験体が含まれる部材(炉心シュラウド粗断片)。概略約 1m×1m×板厚の瓦状部材。  
試験体: A 型輸送用試験体。炉心シュラウドの場合、上記サンプル材を細切断(約 100mm×100mm×板厚程度を想定)

表 3.2.1.2-3 同調サンプリング工事の前提条件【実行フェーズ】

| No. | 項目                     | 内容                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                    |
|-----|------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 2   | 【準備作業】                 | <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉解体工事側(事業者)にサンプリング位置等を連絡し、サンプル材確保側(本研究)からの作業依頼について調整が完了していること。</li> <li>原子炉解体工事側と工程、レイダウン等の調整が完了していること。</li> <li>同調サンプリング工事作業前に、マーキング作業とサンプリング採取作業の準備作業、仮置き架台の設置等が完了していること。</li> </ul>                                                                                                                                                                                                       |
| 3   | 【マーキング作業】<br>・実施時期     | <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心シュラウド解体時(事業者)に切断(一次切断)して確保するサンプル材に、採取対象の試験体位置が含まれていること。</li> <li>採取対象の炉心シュラウド方位と高さ位置を識別管理するため、一次切断前に炉心シュラウド既設状態(採取対象中間胴解体前までに)試験体位置のマーキングを実施すること。</li> <li>炉内構造物解体のステップの中で、気水分離器(セパレータ)を炉内より撤去した以降、かつ、炉心シュラウド一次切断開始前の間にマーキング作業を実施する(事業者との調整が必要)。</li> <li>実施時期は最速で 2027 年度を想定する(今後 H-2 解体工程の詳細決定により見直す場合がある)。</li> </ul>                                                                     |
| 4-1 | 【サンプリング作業】<br>実施時期     | <ul style="list-style-type: none"> <li>炉内構造物解体のステップで、炉心シュラウドを一次切断した解体部材(胴部の輪切り状の円筒を想定)を DSP で瓦形状に細断し廃棄部材(炉心シュラウド粗断片)としている時期以降に、事業者へ貸与を受ける。</li> <li>炉心シュラウド粗断片(以降、サンプル材)から、試験体(A 型輸送用)を採取するための切断を行う場合(本研究)、試験体以外の切断時残材を、事業者指定の廃棄用の L1 容器に収納することとなる。そのため、原子炉領域解体工事側(事業者)で DSP 内に L1 収納容器を設置している間(炉内構造物の細断・収納が完了する前)にサンプル材から試験体を確保し、残材は原子炉領域解体工事側(事業者)引渡す。</li> </ul>                                                                   |
| 4-2 | 【サンプリング作業】<br>必要な作業範囲  | <ul style="list-style-type: none"> <li>サンプル材の移送 <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉領域解体工事側(事業者)にて DSP で一次切断し仮置されたサンプル材を SFP へ移送し、サンプル材切断装置に配置するための把持・移送を行う。</li> </ul> </li> <li>サンプル材切断・容器収納・引き上げ <ul style="list-style-type: none"> <li>DSP から移送されたサンプル材を、サンプル材切断装置により試験体(A 型輸送用)の要求寸法へ切断する。</li> <li>切断した試験体(A 型輸送用)は全て識別管理する。</li> <li>試験体(A 型輸送用)をバスケットに収納してオペフロに引上げ、A 型輸送容器に収納し、輸送車両に積み込んで引渡しを行う。</li> </ul> </li> </ul> |
| 4-3 | 【サンプリング作業】<br>切断装置設置場所 | <ul style="list-style-type: none"> <li>切断装置: 原子炉建屋内オペフロ SFP</li> <li>制御装置: 原子炉建屋オペフロ</li> <li>同エリアには A 型輸送容器の仮置きを想定</li> </ul>                                                                                                                                                                                                                                                                                                        |
| 4-4 | 【サンプリング作業】<br>切断環境     | <ul style="list-style-type: none"> <li>SFP 内での水中遠隔切断とする。</li> <li>SFP での作業環境確保の為、作業上問題にならない程度に水の透明度が確保されていること。既設浄化系等が撤去されている場合には、原子炉領域解体工事側(事業者)でも切断作業および L1 容器収納作業が想定されることから設備設置の可否は確認が必要。</li> </ul>                                                                                                                                                                                                                                |
| 5   | 【移送作業】                 | <ul style="list-style-type: none"> <li>試験体(A 型輸送用)の採取が完了していること。</li> <li>A 型郵送容器の準備が完了していること。</li> <li>サンプル材の引渡し条件、日程等の調整が完了していること。</li> </ul>                                                                                                                                                                                                                                                                                        |
| 6   | 【片付作業】                 | <ul style="list-style-type: none"> <li>サンプル材の切断作業および引渡し完了していること。</li> </ul>                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                           |

備考:

サンプル材: 対象機器の解体時に、廃棄工事側(事業者)に本研究実施側より確保と提供を依頼した下記試験体が含まれる部材(炉心シュラウド粗断片)。概略約 1m×1m×板厚の瓦状部材。

試験体: A 型輸送用試験体。炉心シュラウドの場合、上記サンプル材を細切断(約 100mm×100mm×板厚程度を想定)



表 3.2.1.2-4 (1/3) 同調サンプリング工事の作業項目

| No. | 作業項目           | 作業内容                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                  |
|-----|----------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 0   | 準備作業(共通)       |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                       |
| 0-1 | 準備作業           | A) 資機材搬入<br>B) オペフロ床養生、作業区画設置<br>C) 装置、容器等搬入・オペフロ仮置き <ul style="list-style-type: none"> <li>・マーキング装置</li> <li>・DSP 内 サンプル材仮置架台</li> <li>・サンプル材把持装置</li> <li>・サンプル材切断装置、打刻治具</li> <li>・試験体(A 型輸送用) 収納バスケット、遮蔽吊具</li> <li>・残材収納容器</li> <li>・切粉回収装置(水中ポンプ、フィルター)</li> <li>・水中カメラ、水中照明機材、各種制御装置</li> <li>・試験体輸送用 A 型輸送容器</li> </ul> D) 仮設電源、作動用空気、洗浄用水敷設(既設ユーティリティ)<br>E) 除染ピット設定、排水ポンプ設置 |
| 1   | マーキング作業        |                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                       |
| 1-1 | 装置準備           | A) オペフロでマーキング装置組立て<br>B) 制御装置をオペフロに設置<br>C) 組立てた装置の動作確認                                                                                                                                                                                                                                                                                                                               |
| 1-2 | 装置設置           | A) 機材の設置 <ul style="list-style-type: none"> <li>・マーキング装置(原子炉ウェル)</li> <li>・水中カメラ(マーキング用:原子炉ウェル)</li> </ul> B) 設置した各種機材の動作確認。                                                                                                                                                                                                                                                          |
| 1-3 | 炉心シュラウドへのマーキング | A) 炉心シュラウドにマーキング装置を取付け、試験体採取位置をマーキングする(周方向及び高さ方向の識別管理が可能なマーキング)。                                                                                                                                                                                                                                                                                                                      |
| 1-4 | 装置引上げ、除染       | A) 装置使用後、気中へ引上げ<br>B) SFP 上部で散水洗浄により除染<br>C) オペフロに移送し水分除去(拭き取り当)し乾燥<br>D) 放射線サーベイにより汚染の付着がないことを確認<br>E) 分解・搬出 <ul style="list-style-type: none"> <li>・マーキング装置</li> <li>・水中カメラ</li> </ul>                                                                                                                                                                                              |

備考:

サンプル材: 対象機器の解体時に、廃棄工事側(事業者)に本研究実施側より確保と提供を依頼した下記試験体が含まれる部材(炉心シュラウド粗断片)。概略約 1m×1m×板厚の瓦状部材。

試験体: A 型輸送用試験体。炉心シュラウドの場合、上記サンプル材を細切断(約 100mm×100mm×板厚程度を想定)

表 3.2.1.2-4 (2/3) 同調サンプリング工事の作業項目

| 2   | サンプリング作業             |                                                                                                                                                                                                             |
|-----|----------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 2-1 | 装置準備                 | A) サンプル材切断装置の制御装置をオペフロに設置<br>B) サンプル材切断装置組立て(オペフロ)<br>C) 装置の動作確認                                                                                                                                            |
| 2-2 | 装置・仮置き架台設置           | A) 水中に機材を設置<br>・ DSP 内 サンプル材仮置き架台(DSP)<br>・ サンプル材切断装置(SFP)<br>・ 試験体収納バスケット(SFP)<br>・ 残材収納容器(SFP)<br>・ 切粉回収装置(SFP)<br>・ 水中カメラ(サンプリング切断用:SFP)<br>B) FHM に機材を設置<br>・ サンプル材 把持装置<br>・ 水中カメラ<br>C) 設置した各種機材の動作確認 |
| 2-3 | 炉心シュラウドの一次切断(原子炉ウェル) | 原子炉領域解体工事側で実施。                                                                                                                                                                                              |
| 2-4 | 炉心シュラウドの二次切断(DSP)    |                                                                                                                                                                                                             |
| 2-5 | シュラウドサンプル材の移送        | A) 原子炉解体側で二次切断し、DSP 内のサンプル材仮置き架台に配置された炉心シュラウド粗断片(サンプル材)を把持治具で掴み、DSP から SFP へ移送<br>B) サンプル材を SFP のサンプル材切断装置へ配置<br>C) 切り出した試験体を識別できるよう予め打刻                                                                    |
| 2-6 | サンプル材切断              | A) サンプル材切断装置によりサンプル材を切断<br>B) 試験体を収納バスケットに収納                                                                                                                                                                |
| 2-7 | 切粉収納容器と残材の移送         | A) 切断により発生した切粉を回収し残材収納容器に収納<br>B) 収納容器を、試験体切断後の(サンプル材の)残材とともに把持装置により DSP に移送して原子炉解体工事側(事業者)へ引き渡し                                                                                                            |
| 2-8 | 試験体収納バスケット移送         | A) 試験体を収納したバスケットを遮蔽吊具にて気中に引上げて水切り<br>B) オペフロで A 型輸送容器に収納                                                                                                                                                    |
| 2-9 | サンプル材引渡し             | A) A 型輸送容器を輸送車両に積み込んで引渡し(車上渡し、以後 A 型輸送)                                                                                                                                                                     |

備考:

サンプル材: 対象機器の解体時に、廃棄工事側(事業者)に本研究実施側より確保と提供を依頼した下記試験体が含まれる部材(炉心シュラウド粗断片)。概略約 1m×1m×板厚の瓦状部材。  
試験体: A 型輸送用試験体。炉心シュラウドの場合、上記サンプル材を細切断(約 100mm×100mm×板厚程度を想定)

表 3.2.1.2-4 (3/3) 同調サンプリング工事の作業項目

| No. | 作業項目        | 作業内容                                                                                                                                                                                                                                                             |
|-----|-------------|------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 3   | 片付け作業       |                                                                                                                                                                                                                                                                  |
| 3-1 | 装置引上げ、除染・搬出 | A) 装置使用後、気中へ引上げ<br>B) DSP、および SFP 上部で散水洗浄により除染<br>C) オペフロに移送し水分拭き取り乾燥<br>D) 放射線サーベイにより汚染の付着がないことを確認<br>E) 分解・搬出 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ DSP 内サンプル材仮置き架台</li> <li>・ サンプル材把持装置</li> <li>・ サンプル材切断装置</li> <li>・ 切粉回収装置</li> <li>・ 水中カメラ</li> </ul> |
| 3-2 | 片付          | A) 機材の除染<br>B) 放射線サーベイにより汚染の付着がないことを確認<br>C) 搬出<br>D) 養生類は指定された方法で処理 <ul style="list-style-type: none"> <li>・ 作業用治工具、およびお制御装置の撤去</li> <li>・ 仮設電源、作動用空気、洗浄用水撤去</li> <li>・ オペフロ床養生撤去</li> <li>・ エリア清掃、廃棄物処理、放射線サーベイ、区画解除</li> </ul> E) 資機材搬出                       |

備考:

サンプル材: 対象機器の解体時に、廃棄工事側(事業者)に本研究実施側より確保と提供を依頼した下記試験体が含まれる部材(炉心シュラウド粗断片)。概略約 1m×1m×板厚の瓦状部材。

試験体: A 型輸送用試験体。炉心シュラウドの場合、上記サンプル材を細切断(約 100mm×100mm×板厚程度を想定)

表 3.2.1.2-5 同調サンプリング工事の準備品と準備方法

| No. | 項目      | 品名・仕様                                                                                                                                                                                                   | 員数                | 準備・手配方法               |
|-----|---------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-------------------|-----------------------|
| 1   | 装置・機材検討 | <ul style="list-style-type: none"> <li>装置設計(概念・詳細)</li> <li>プロトタイプ機製作・検証試験(場所・設備・機材)</li> <li>検証、モックアップ用シュラウドモデル、サンプル材モデル</li> <li>実機設計・製作</li> <li>モックアップ試験(場所・設備・機材)</li> <li>訓練(場所・設備・機材)</li> </ul> | 1 式               | No.11-16 の通り、装置ごとに異なる |
| 2   | 搬入用資機材  | <ul style="list-style-type: none"> <li>運搬車両(10t トラクタ ユニッパ付き)</li> <li>搬入:2(回・日) 搬出:2(回・日)</li> <li>積み込み、積み出し:4 日</li> </ul>                                                                             | 8 日前後             | 一般汎用品(レンタル)           |
| 3   |         | 吊具(ワイヤー、ナイロンスリング、シャックル 等)                                                                                                                                                                               | 1 式               | 一般汎用品                 |
| 4   |         | 資材搬入/搬出用鉄箱、またはメッシュカーゴ                                                                                                                                                                                   | ※                 | 一般汎用品                 |
| 5   | 養生資材    | <ul style="list-style-type: none"> <li>床養生用ロールシート 幅 1.8m×50m 巻き</li> <li>養生テープ 幅 5cm×50m</li> <li>拭取り用紙ウエス 30cm×30cm×50 枚</li> </ul>                                                                    | ※                 | 一般汎用品                 |
| 6   | 仮設電源・集配 | <ul style="list-style-type: none"> <li>仮設電源ケーブル・分電盤</li> <li>装置駆動用作業用空気ホース、バルブ</li> <li>除染用水ホース、バルブ</li> </ul>                                                                                          | 1 式<br>3 式<br>1 式 | 一般汎用品(組合わせ)           |
| 7   | 道工具     | 装置組立・分解用工具                                                                                                                                                                                              | 1 式               | 一般汎用品                 |
| 8   | 吊具      | <ul style="list-style-type: none"> <li>水中吊具</li> <li>切断装置、架台等設置、引き上げ用ワイヤー/フック</li> </ul>                                                                                                                | 1 式               | 一般汎用品(組合わせ)           |
| 9   |         | 試験体収納バスケット用遮蔽吊具                                                                                                                                                                                         | 1 組               | 特注製作品(短納期)            |
| 10  |         | サンプル材切断装置搬入用吊り天秤                                                                                                                                                                                        | 1 台               | 特注製作品(短納期)            |
| 11  | 装置類     | 炉心シュラウドマーキング装置、制御装置                                                                                                                                                                                     | 1 台               | 特注製作品(長納期)            |
| 12  |         | <ul style="list-style-type: none"> <li>サンプル材把持治具、打刻治具</li> <li>制御装置</li> </ul>                                                                                                                          | 1 台               | 特注製作品(長納期)            |
| 13  |         | <ul style="list-style-type: none"> <li>サンプル材切断装置</li> <li>制御装置</li> </ul>                                                                                                                               | 1 台               | 特注製作品(長納期)            |
| 14  |         | <ul style="list-style-type: none"> <li>切粉回収装置、遠隔作業用アルミ棒</li> <li>水中ポンプ、フィルター、ホース</li> </ul>                                                                                                             | 2 組               | 一般汎用品(組合わせ)           |
| 15  |         | 水中照明、アルミ棒(原子炉ウエル、DSP、SFP:各 2)                                                                                                                                                                           | 6 組               | 一般汎用品(組合わせ)           |
| 16  |         | 水中カメラ、アルミ棒(原子炉ウエル、DSP、SFP:各 1)                                                                                                                                                                          | 3 組               | 一般汎用品(組合わせ)           |
| 17  | 架台、容器類  | DSP 内 サンプル材 仮置き架台                                                                                                                                                                                       | 1 台               | 特注製作品(短納期)            |
| 18  |         | 試験体 収納バスケット(A 型輸送用)                                                                                                                                                                                     | 1 個               | 特注製作品(短納期)            |
| 19  |         | 残材収納容器                                                                                                                                                                                                  | 1 台               | 特注製作品(短納期)            |
| 20  |         | 試験体輸送用 A 型輸送容器                                                                                                                                                                                          | 1 個               | 照射後試験施設より輸送業務で準備(既存)  |

備考:短納期:1 年未満 長納期:1 年以上

サンプル材:対象機器の解体時に、廃棄工事側(事業者)に本研究実施側より確保と提供を依頼した下記試験体が含まれる部材(炉心シュラウド粗断片)。概略約 1m×1m×板厚の瓦状部材。

試験体: A 型輸送用試験体。炉心シュラウドの場合、上記サンプル材を細切断(約 100mm×100mm×板厚程度を想定)

※:員数は、今後検討。

表 3.2.1.2-6 工事準備項目ごとのクリティカル／非クリティカル区分

| No. | 準備項目                       | 作業内容                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                             | A | B | 考え方                                                                                                                     |
|-----|----------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|---|---|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 1   | 炉心シュラウドマーキング作業に関する装置類設計・製作 | <ul style="list-style-type: none"> <li>各種装置等の設計・製作</li> <li>【駆動系装置】 <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心シュラウドマーキング装置</li> </ul> </li> <li>【その他】 <ul style="list-style-type: none"> <li>水中カメラ</li> <li>モックアップ及び訓練関連機材（モックアップ用シュラウドモデル）</li> </ul> </li> </ul>                                                                                                                                                                                                                | ● |   | <ul style="list-style-type: none"> <li>同調サンプリング工事の開始までに完了している必要あり</li> <li>一部は一般汎用品が使用できるが、概ね個別に設計・製作が必要な特注品</li> </ul> |
| 2   | サンプル材把持・移送作業に関する装置類設計・製作   | <ul style="list-style-type: none"> <li>各種装置等の設計・製作</li> <li>【駆動系装置】 <ul style="list-style-type: none"> <li>炉心シュラウド粗断片（サンプル材）把持・移送装置</li> </ul> </li> <li>【治工具】 <ul style="list-style-type: none"> <li>装置吊搬用天秤</li> </ul> </li> <li>【容器類】 <ul style="list-style-type: none"> <li>DSP 内サンプル材仮置き架台</li> <li>試験体収納バスケット</li> </ul> </li> <li>【その他】 <ul style="list-style-type: none"> <li>水中カメラ（マスト式）</li> <li>モックアップ用シュラウドモデル</li> <li>サンプル材モデル</li> </ul> </li> </ul>              | ● |   |                                                                                                                         |
| 3   | サンプル材切断装置に関する装置類設計・製作      | <ul style="list-style-type: none"> <li>各種装置等の設計・製作</li> <li>【駆動系装置】 <ul style="list-style-type: none"> <li>サンプル材切断装置、打刻装置</li> <li>切粉回収装置</li> </ul> </li> <li>【治工具】 <ul style="list-style-type: none"> <li>試験体収納バスケット用遮蔽吊具</li> </ul> </li> <li>【容器類】 <ul style="list-style-type: none"> <li>切粉収納容器</li> <li>A 型輸送容器（照射後試験機関より）</li> </ul> </li> <li>【その他】 <ul style="list-style-type: none"> <li>水中カメラ（マスト式）</li> <li>モックアップ用シュラウドモデル</li> <li>サンプル材モデル</li> </ul> </li> </ul> | ● |   |                                                                                                                         |
| 4   | 資機材搬入・エリア設定                | <ul style="list-style-type: none"> <li>資機材・養生資材手配、搬入</li> <li>エリア養生、照明設置</li> <li>仮設電源、作業用空気、洗浄用水敷設</li> <li>除染ピット設定、排水ポンプ設置</li> </ul>                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                          |   | ○ | <ul style="list-style-type: none"> <li>実施時期に自由度あり</li> <li>一般汎用品で手配可能</li> </ul>                                        |
| 5   | 装置類搬入・設置                   | <ul style="list-style-type: none"> <li>装置類の搬入</li> <li>オペフロにて組立、動作確認</li> <li>各種装置を水中へ設置、動作確認</li> </ul>                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                         | ● |   | <ul style="list-style-type: none"> <li>同調サンプリング工事の開始までに完了している必要あり</li> </ul>                                            |

A: ● クリティカル

B: ○ 非クリティカル

表 3.2.1.2-7 クリティカル/非クリティカル項目の検討内容

| No. | 区分                              | 作業内容・準備品                                                                             | 種別                    | 期間(目安)                        | 検討内容                                                       |
|-----|---------------------------------|--------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------|-------------------------------|------------------------------------------------------------|
| 1   | ク<br>リ<br>テ<br>ィ<br>カ<br>ル      | 駆動系装置①<br>要素試験/プロトタイプ機製作/検証試験<br>・ シュラウドマーキング装置<br>・ サンプル材把持装置<br>・ サンプル材切断装置、打刻装置   | 特 注<br>製 作 品          | 製作期間<br>約 1 年                 | 概念設計・外形図<br>詳細設計・製作図<br>仕様書(性能・員数)<br>作業手順書<br>試験計画書・要領書   |
| 2   |                                 | 駆動系装置①<br>実機製作<br>・ 炉心シュラウドマーキング装置<br>・ サンプル材把持装置<br>・ サンプル材切断装置                     | 特 注<br>製 作 品          | 製作期間<br>約 1.5 年               | 概念設計・外形図<br>詳細設計・製作図<br>仕様書(性能・員数)<br>作業手順書<br>単体試験計画書・要領書 |
| 3   |                                 | 駆動系装置②<br>実機製作<br>・ 切粉回収装置                                                           | 一 般<br>汎 用 品<br>(組合せ) | 手配・組立<br>期間<br>約半年            | 組立図<br>仕様書(性能・員数)<br>作業手順書<br>単体試験計画書・要領書                  |
| 4   |                                 | 治工具(開発品)<br>・ 装置吊搬用天秤<br>・ 試験体収納バスケット用遮蔽吊<br>具                                       | 特 注<br>製 作 品          | 製作期間<br>約半年                   | 外形図・製作図<br>仕様書(性能・員数)<br>作業手順書                             |
| 5   |                                 | 容器類①<br>・ DSP 内サンプル材仮置き架台<br>・ 試験体収納バスケット<br>・ 切粉収納容器                                | 特 注<br>製 作 品          | 製作期間<br>約半年                   | 概念設計・外形図<br>詳細設計・製作図<br>仕様書(性能・員数)<br>作業手順書                |
| 6   |                                 | 容器類②<br>・ A 型輸送容器                                                                    | 試験設備<br>既存手配          |                               | —                                                          |
| 7   |                                 | その他①<br>・ 水中カメラ(マスト式)                                                                | 一 般<br>汎 用 品<br>(組合せ) | 手配・組立<br>期間<br>約 3 ヶ月         | 仕様書(性能・員数)<br>作業手順書<br>単体試験計画書・要領書                         |
| 8   |                                 | その他②<br>・ 検証、検モックアップ用シュラウ<br>ドモデル、サンプル材モデル                                           | 特 注<br>製 作 品          | 製作期間<br>約半年                   | 外形図・製作図<br>仕様書(材質・員数)                                      |
| 9   |                                 | 全ての装置・機材を組み合わせた<br>総合試験・操作訓練                                                         | 特 注<br>準 備 品          | 納 期 : 試 験<br>場 所 ・ 内 容<br>による | 作業手順書<br>総合試験計画書                                           |
| 10  |                                 | 装置類の搬入<br>オペフロにて組立、動作確認<br>各種装置を水中へ設置                                                | —                     |                               | 吊搬計画図<br>組立手順書<br>操作試験計画書<br>設置手順書                         |
| 11  | 非<br>ク<br>リ<br>テ<br>ィ<br>カ<br>ル | 作業用治工具、吊具<br>エリア養生資材<br>作業照明<br>仮設電源ケーブル、分電盤<br>作業用空気、洗浄用水ホース、バルブ<br>除染ピット用排水ポンプ、ホース | 一 般<br>汎 用 品          | 手配納期<br>約 2 ヶ月                | 仕様書(性能・員数)<br>電源・空気・水の<br>使用計画書<br>設置図・敷設図<br>作業手順書        |

表 3.2.1.2-8 炉心シュラウドマーキング装置の課題と対策

| No. | 項目     | 課 題                                                                                                                                                                                                                                                                                                           | 対策案                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                         |
|-----|--------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 1   | 装置開発期間 | 原子炉領域解体工事開始時期および工程詳細の公表を踏まえ、ロードマップの現時点を再定義する。<br>現状は机上検討フェーズであるが、最速 2027 年度にサンプリング工事と想定した場合、クリティカル機器の手配が必要となる。                                                                                                                                                                                                | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 現状は、最速で 2027 年度を想定したロードマップに基づき、机上検討ベースの詳細設計までを進める。</li> <li>➤ クリティカル機材については、同調工事として必須のサンプリング工事の範囲と、必須ではない範囲を分析し、事業計画の平準化も含めて対応する。</li> </ul>                                                                                                                                                                                       |
| 2   | 装置設計   | 装置設計に関する課題を以下に示す。<br><ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 装置挿入(傾き)</li> <li>➤ 廃材マーキング方法 <ul style="list-style-type: none"> <li>・方向(上下、内外)</li> <li>・装置設置方法</li> <li>・駆動機構</li> <li>・装置制御方法</li> <li>・遠隔操作方法</li> </ul> </li> <li>➤ 刃物交換方法</li> <li>➤ 想定トラブル対策</li> <li>➤ 除却方法</li> <li>➤ コスト低減</li> </ul> | <p>今後設計及び試験を進めていく中で、これらの課題に対し、対策を設計検討していく。(想定対策案の項目)</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 重心位置の調整、挿入ガイド適用</li> <li>➤ ロバスト設計 <ul style="list-style-type: none"> <li>・マーキング方法の最適化</li> <li>・固定治具の柔軟性</li> <li>・駆動機構の合理化</li> <li>・制御方法の簡略化</li> <li>・視認性、操作性等の向上</li> </ul> </li> <li>➤ ユニット化</li> <li>➤ バックアップ計画検討</li> <li>➤ 除染性を考慮した設計</li> <li>➤ 汎用品活用</li> </ul> |
| 3   | 長納期品   | 実機用装置製作に必要な部品が入手できなく、装置製作が遅れる。                                                                                                                                                                                                                                                                                | 装置の詳細設計を早期に完了し、長納期品を特定した上で、手配する。                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                            |
| 4   | 追加仕様   | 予防保全の保守性に係る研究: 実機予防保全対策部位(ピーニング)施工部位(中間胴 H4 溶接線近傍)から試験体採取を同時に行うため、マーキング線を延長する。                                                                                                                                                                                                                                | マーキング範囲を炉心シュラウド中間胴の上部から H4 溶接線下までに拡張する。                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                     |

表 3.2.1.2-9 把持装置の課題と対策案

| No. | 項目     | 課 題                                                                                                                                                                                                          | 対策案                                                                                                                                                                                                                                                         |
|-----|--------|--------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 1   | 装置開発期間 | <p>原子炉領域解体工事開始時期および工程詳細の公表を踏まえ、ロードマップの現時点を再定義する。</p> <p>現状は机上検討フェーズであるが、最速 2027 年度にサンプリング工事と想定した場合、クリティカル機器の手配が必要となる。</p>                                                                                    | <p>➤ 現状は、最速で 2027 年度を想定したロードマップに基づき、机上検討ベースの詳細設計までを進める。</p> <p>➤ クリティカル機材については、同調工事として必須のサンプリング工事の範囲と、必須ではない範囲を分析し、事業計画の平準化も含めて対応する。</p>                                                                                                                    |
| 2   | 装置設計   | <p>装置設計に関する課題を以下に示す。</p> <p>➤ 把持装置機構</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・廃材状態(形状、バリ)等</li> <li>・角度変更機構</li> <li>・装置位置決め方法</li> <li>・遠隔操作方法</li> </ul> <p>➤ 想定トラブル対策</p> <p>➤ 除却方法</p> <p>➤ コスト低減</p> | <p>今後設計及び試験を進めていく中で、これらの課題に対し、対策を設計検討していく。(想定対策案の項目)</p> <p>➤ ロバスト設計</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・把持機構の柔軟性</li> <li>・角度変更の柔軟性</li> <li>・装置位置決め方法の簡略化</li> <li>・視認性、操作性等の向上</li> </ul> <p>➤ バックアップ計画検討</p> <p>➤ 除染性を考慮した設計</p> <p>➤ 汎用品活用</p> |
| 3   | 長納期品   | <p>実機用装置製作に必要な部品が入手できなく、装置製作が遅れる。</p>                                                                                                                                                                        | <p>各装置の詳細設計を早期に完了し、長納期品を特定した上で、手配する。</p>                                                                                                                                                                                                                    |



表 3.2.1.2-10 サンプル材切断装置の課題と対策

| No. | 項目     | 課 題                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                               | 対策案                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                            |
|-----|--------|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 1   | 装置開発期間 | 原子炉領域解体工事開始時期および工程詳細の公表を踏まえ、ロードマップの現時点を再定義する。<br>現状は机上検討フェーズであるが、最速 2027 年度にサンプリング工事と想定した場合、クリティカル機器の手配が必要となる。                                                                                                                                                                                                                                                                    | <ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 現状は、最速で 2027 年度を想定したロードマップに基づき、机上検討ベースの詳細設計までを進める。</li> <li>➤ クリティカル機材については、同調工事として必須のサンプリング工事の範囲と、必須ではない範囲を分析し、事業計画の平準化も含めて対応する。</li> </ul>                                                                                                                                                                                                                          |
| 2   | 装置設計   | 装置設計に関する課題を以下に示す。<br><br><ul style="list-style-type: none"> <li>➤ 装置搬入・設置方法</li> <li>➤ 廃材形状の多様性(注)               <ul style="list-style-type: none"> <li>・設置方法</li> <li>・把持方法</li> <li>・駆動機構</li> <li>・装置制御方法</li> <li>・遠隔操作方法</li> </ul> </li> <li>➤ 刃物交換方法</li> <li>➤ 想定トラブル対策</li> <li>➤ 除却方法</li> <li>➤ コスト低減</li> <li>➤ 一次切断の粗切断仕様、切断精度を踏まえたサンプル材形状(切断予定線からのずれ)の想定</li> </ul> | 今後設計及び試験を進めていく中で、これらの課題に対し、対策を設計検討していく。(想定対策案の項目)<br><br><ul style="list-style-type: none"> <li>➤ モジュール化</li> <li>➤ ロバスト設計               <ul style="list-style-type: none"> <li>・架台の適合性</li> <li>・固定治具の柔軟性</li> <li>・駆動機構の合理化</li> <li>・制御方法の簡略化</li> <li>・視認性、操作性等の向上</li> </ul> </li> <li>➤ ユニット化</li> <li>➤ バックアップ計画検討</li> <li>➤ 除染性を考慮した設計</li> <li>➤ 汎用品活用</li> </ul> 今後の詳細設計で、切断面からのずれに対応する切断方法詳細を検討する。 |
| 3   | 長納期品   | 実機用装置製作に必要な部品が入手できなく、装置製作が遅れる。                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                    | 各装置の詳細設計を早期に完了し、長納期品を特定した上で、手配する。                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                              |
| 4   | 追加仕様   | 予防保全の保守性に係る研究：実機予防保全対策部位(ピーニング)施工部位(中間胴 H4 溶接線近傍)から試験体採取を同時に行う。                                                                                                                                                                                                                                                                                                                   | H4 溶接線近傍からサンプル採取できるコンセプトに反映する。                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                                 |

表 3.2.1.2-11 切粉回収装置の課題と対策案

| No. | 項目     | 課 題                                                                                                                                                                                                               | 対策案                                                                                                                                                                                                                                                           |
|-----|--------|-------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|---------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|
| 1   | 装置開発期間 | <p>原子炉領域解体工事開始時期および工程詳細の公表を踏まえ、ロードマップの現時点を再定義する。</p> <p>現状は机上検討フェーズであるが、最速 2027 年度にサンプリング工事と想定した場合、クリティカル機器の手配が必要となる。</p>                                                                                         | <p>➤ 現状は、最速で 2027 年度を想定したロードマップに基づき、机上検討ベースの詳細設計までを進める。</p> <p>➤ クリティカル機材については、同調工事として必須のサンプリング工事の範囲と、必須ではない範囲を分析し、事業計画の平準化も含めて対応する。</p>                                                                                                                      |
| 2   | 装置設計   | <p>装置設計に関する課題を以下に示す。</p> <p>➤ 切粉回収装置機構</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・吸引ノズル形状・設置位置</li> <li>・回収容器仕様</li> <li>・フィルタ仕様、交換方法</li> <li>・遠隔操作方法</li> </ul> <p>➤ 想定トラブル対策</p> <p>➤ 除却方法</p> <p>➤ コスト低減</p> | <p>今後設計及び試験を進めていく中で、これらの課題に対し、対策を設計検討していく。(想定対策案の項目)</p> <p>➤ 仕様・構造</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・回収方法の適正化</li> <li>・遮蔽機能の最適化</li> <li>・フィルタ性能、交換方法の最適化</li> <li>・視認性、操作性等の向上</li> </ul> <p>➤ バックアップ計画検討</p> <p>➤ 除染性を考慮した設計</p> <p>➤ 汎用品活用</p> |
| 3   | 長納期品   | <p>実機用装置製作に必要な部品が入手できなく、装置製作が遅れる。</p>                                                                                                                                                                             | <p>各装置の詳細設計を早期に完了し、長納期品を特定した上で、手配する。</p>                                                                                                                                                                                                                      |

表 3.2.1.2-12 準備ロードマップ（令和 6 年度版）

|            | 主要クリティカル機材                                                                                | 実施年度              | 実施内容                                                               |
|------------|-------------------------------------------------------------------------------------------|-------------------|--------------------------------------------------------------------|
| 準備フェーズ     | 1. 炉心シュラウドマーキング装置<br>2. 炉心シュラウド粗断片把持装置<br><del>3. サンプル材切断装置</del><br><del>4. 切粉回収装置</del> | 2024 年度           | 基本設計(予備検討)                                                         |
|            |                                                                                           |                   | 工法及び機器コンセプトの具体化                                                    |
|            |                                                                                           |                   | 準備機材等の調査                                                           |
|            |                                                                                           | 2025 年度           | 概念設計                                                               |
|            |                                                                                           |                   | プロトタイプ製作                                                           |
|            |                                                                                           |                   | 検証試験                                                               |
|            |                                                                                           | 2026 年度           | 実機設計・製作                                                            |
|            |                                                                                           |                   | 組立/試験検査                                                            |
|            |                                                                                           |                   | 検証試験計画<br>試験要領書作成                                                  |
|            |                                                                                           |                   | 試験機材準備                                                             |
|            |                                                                                           |                   | 実機施工計画                                                             |
| 実行(工事)フェーズ |                                                                                           | 2027 年度<br>(最速想定) | 検証試験(モックアップ)                                                       |
|            |                                                                                           |                   | 現地搬入                                                               |
|            |                                                                                           |                   | 現場準備(動作確認)                                                         |
|            |                                                                                           |                   | 現地作業<br>1. マーキング作業<br><del>2. サンプリング作業</del><br><del>3. 移送作業</del> |
|            |                                                                                           |                   | 片付作業・除却                                                            |
|            |                                                                                           |                   | <del>試験体 構外輸送(A型)</del>                                            |
| 試験・評価フェーズ  |                                                                                           | 2028 年度<br>以降     | 破壊靱性試験他<br>(試験体加工含む)                                               |
|            |                                                                                           |                   | 放射能測定                                                              |
|            |                                                                                           |                   | 照射量解析                                                              |
|            |                                                                                           |                   | <del>試験体返送</del>                                                   |

備考：後送り範囲を取り消し線で示す。

後送りに伴い実施範囲が変更となる項目を下線で示す。

試験・評価フェーズは、試験体のサンプリング作業(2029 年度以降)の後工程となることから、実施時期は更なる後ろ倒しとなる。

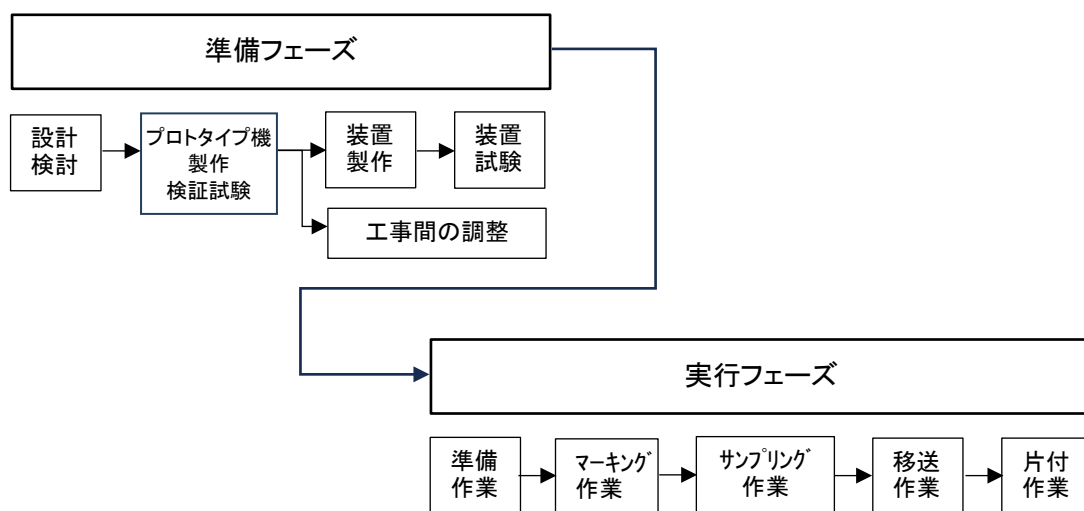
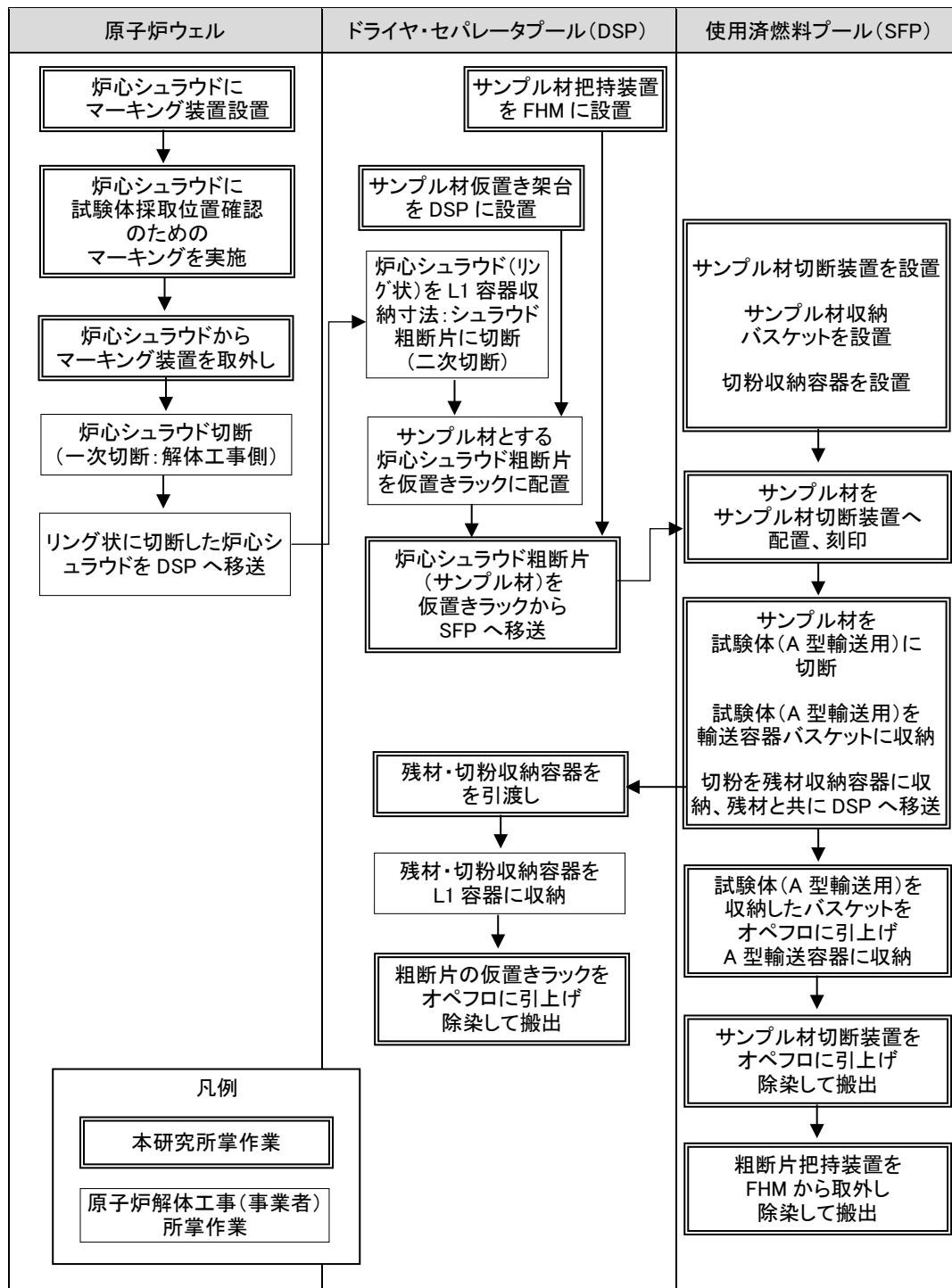


図 3.2.1.2-1 各フェーズでの作業項目



備考:

サンプル材: 対象機器の解体時に、廃棄工事側(事業者)に本研究実施側より確保と提供を依頼した下記試験体が含まれる部材(炉心シュラウド粗断片)。概略約 1m×1m×板厚の瓦状部材。

試験体: A 型輸送用試験体。炉心シュラウドの場合、上記サンプル材を細切断(約 100mm×100mm×板厚程度を想定)

図 3.2.1.2-2 同調サンプリング工事の作業フロー (各エリア)

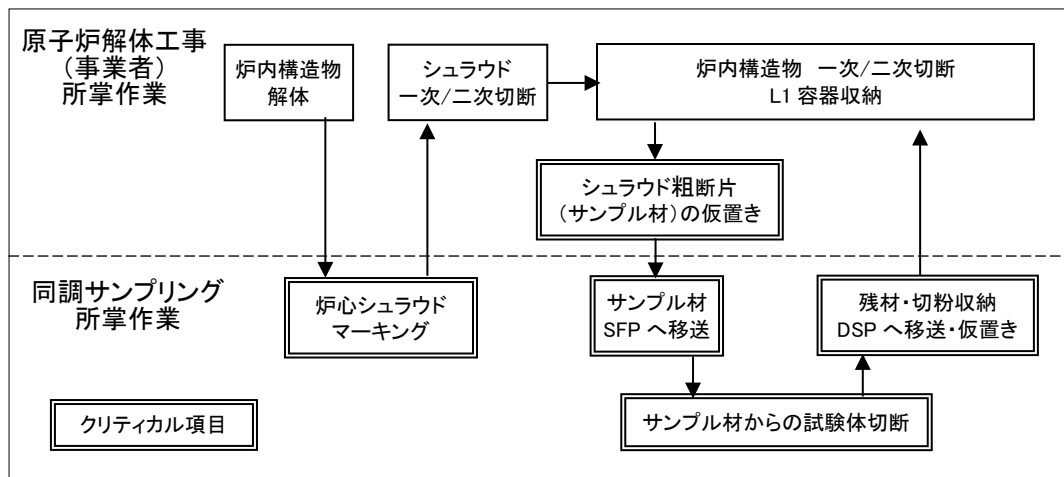
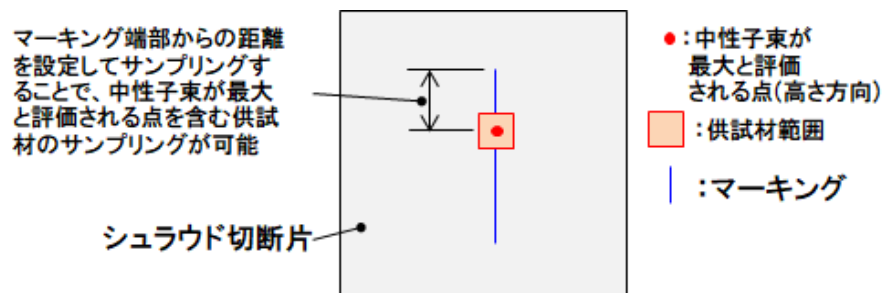
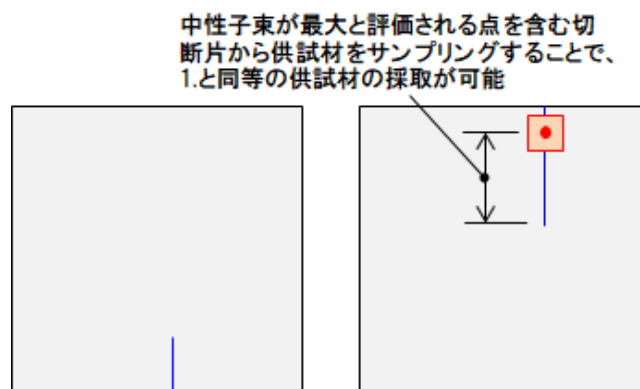


図 3.2.1.2-3 同調サンプリング工事におけるクリティカル項目

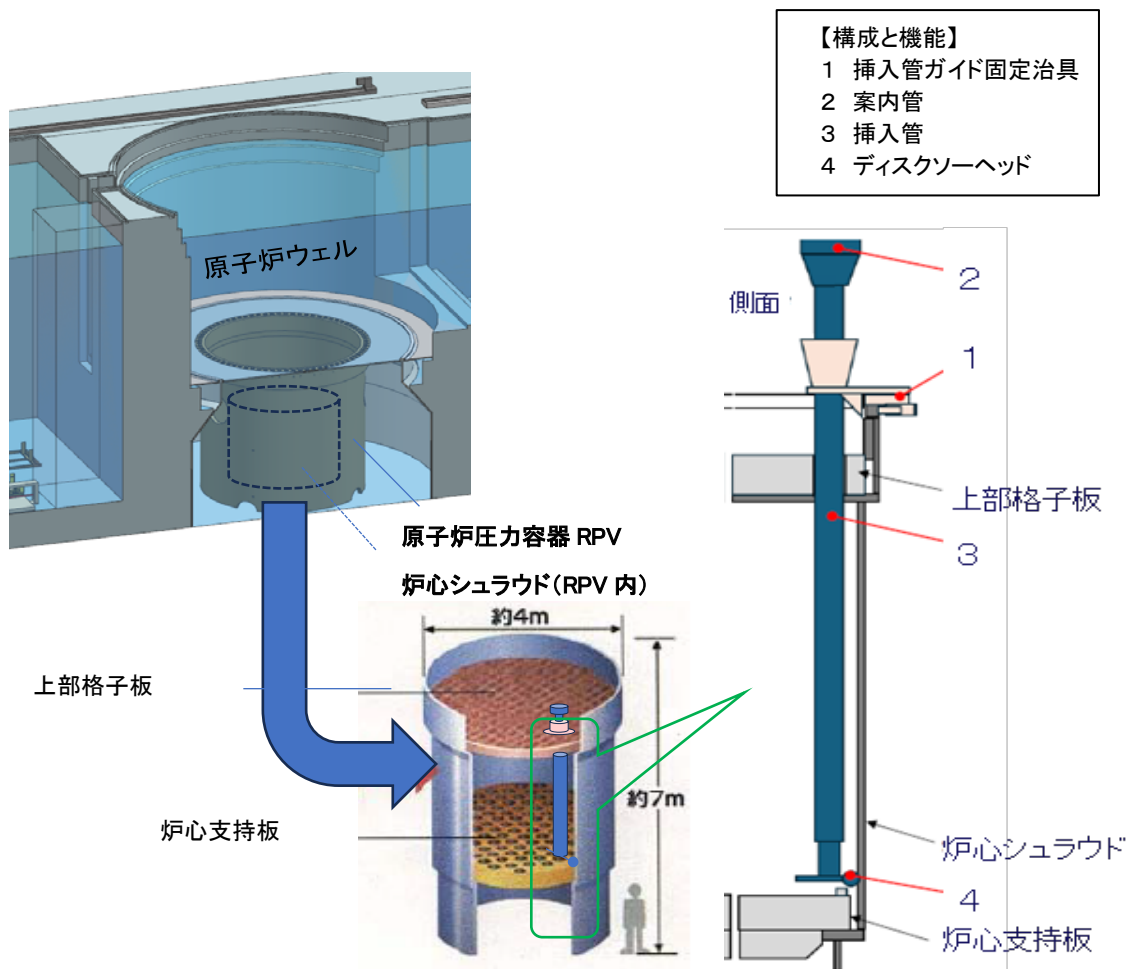


(1) 基本的な考え方



(2) マーキングを切断した場合のサンプリング方針（リスク対策）

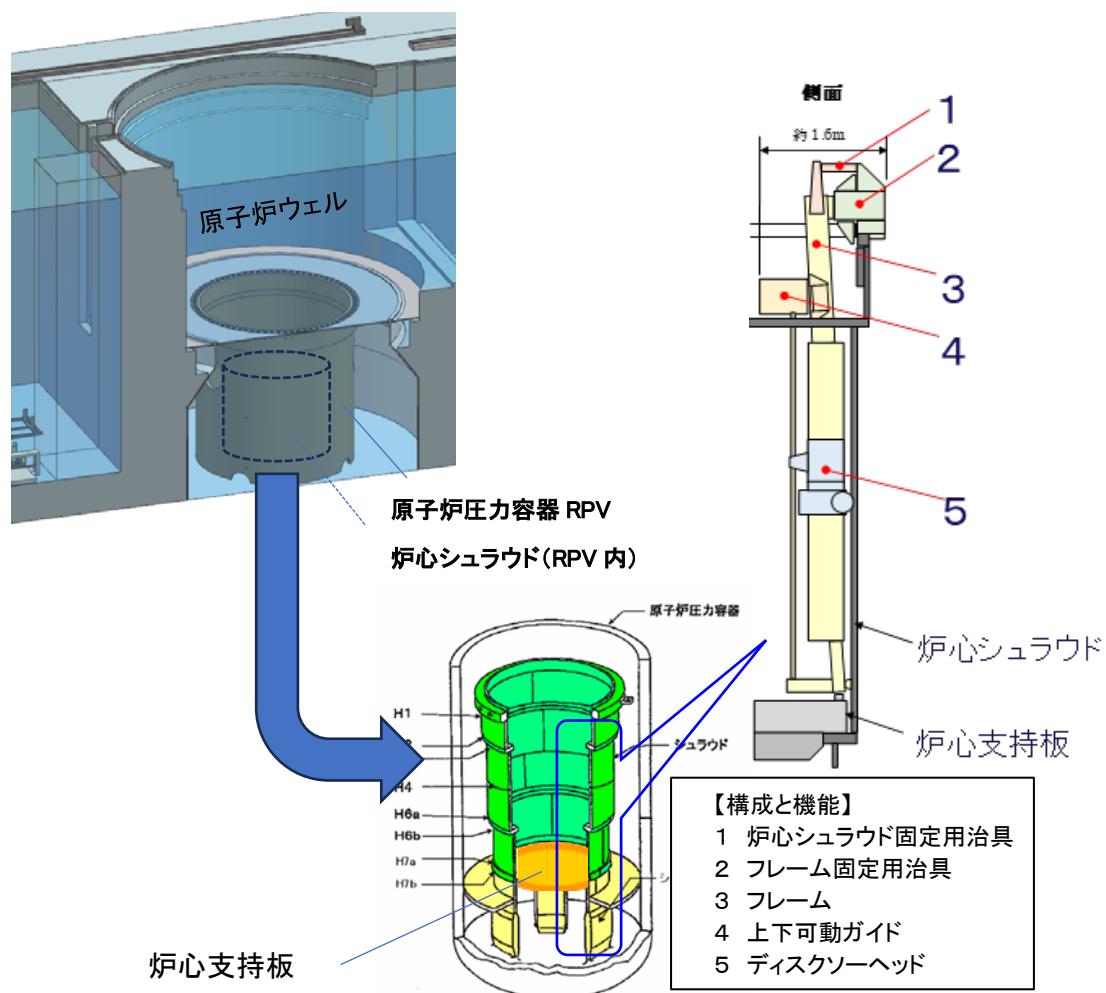
図 3.2.1.2-4 マーキング位置の考え方



概要: 作業台車等で、挿入管ガイド固定治具1を吊り下げ、原子炉ウェル上部より上部格子板にアクセスし、予め設置する。次に、その設置した挿入管ガイド用固定治具1に対し、案内管2(内)と挿入管3(外)を組み合わせ吊り降ろし、挿入ガイド用固定治具1を貫通させ、最上部のマーキング開始位置上部まで挿入し、案内管(内)をマーキング開始位置まで伸縮させて高さ方向を位置決めする。先端の機械加工治具4(ディスクソーヘッド)をシュラウド内面に向けて展開し、内面を加工してマーキングする。マーキングしながら案内管を下降させ、シュラウド内面に軸方向の筋状のマーキングを施す。

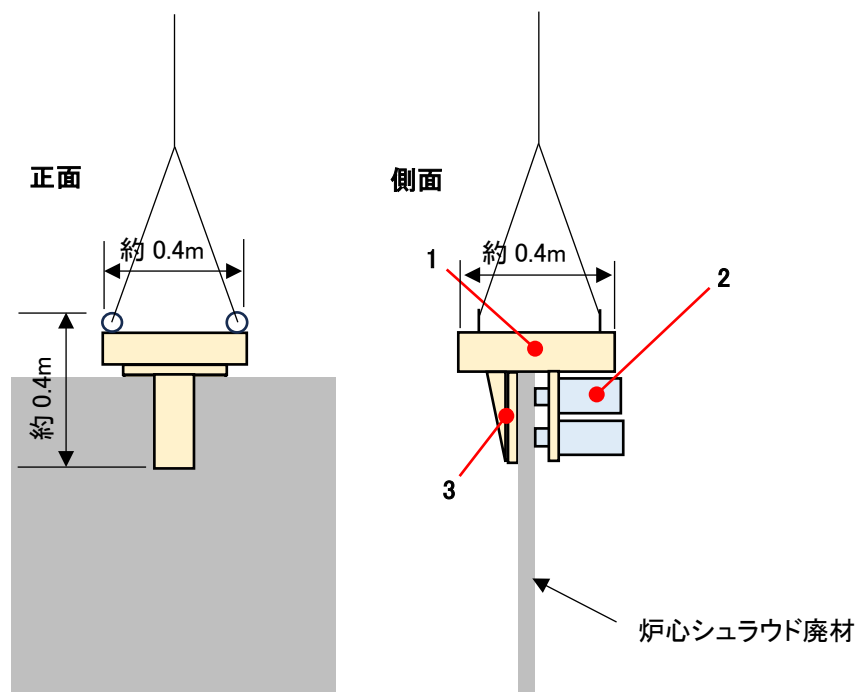
図 3.2.1.2-5 炉心シュラウドマーキング装置のコンセプトイメージ (ケース 1 例)





概要: 作業台車等で、マーキング装置を原子炉ウェル上部より、原子炉内の炉心シュラウド内側に吊り下げ、フレーム用固定治具2を介して炉心シュラウド上部フランジに設置し、炉心シュラウド固定用治具2にて固定する。フレーム用固定治具1炉内側に延ばすことで、装置下端を炉心シュラウド側に押し付けるようにして固定する。上下可動ガイド4の駆動機構により、マーキング用のディスクソーヘッドを上部側のマーキング開始位置へ移動。ディスクソーにより炉心シュラウド内面に機械加工によるマーキングを施しながら、高さ方向の下方のマーキング終点まで加工する。

図 3.2.1.2-6 炉心シュラウドマーキング装置のコンセプトイメージ (ケース 2 例)



【シュラウド粗断片把持装置の構成と機能】

1. 把持ヘッド
2. 把持アーム
3. 固定用シリンダ

図 3.2.1.2-7 炉心シュラウド粗断片把持装置のコンセプトイメージ

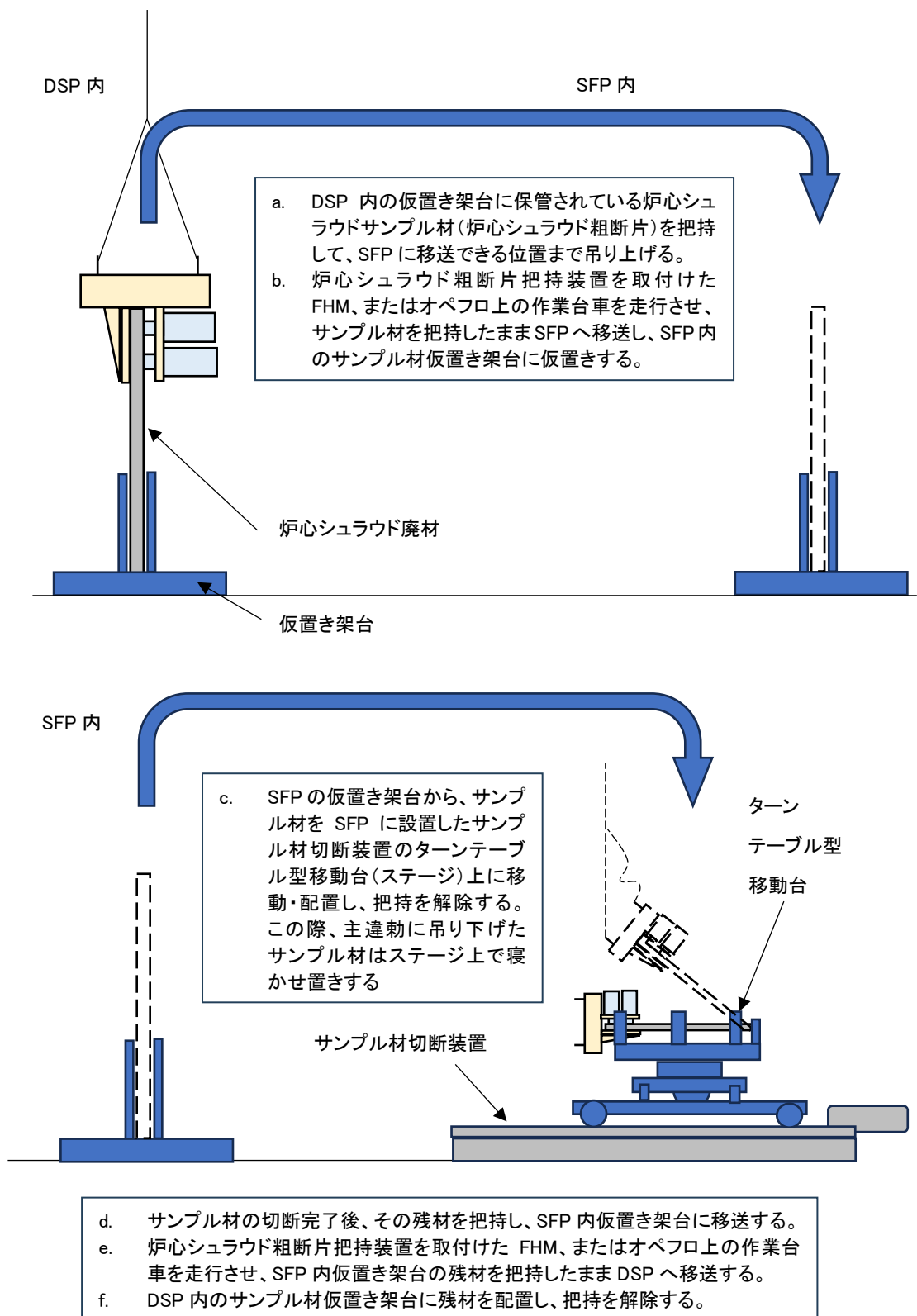
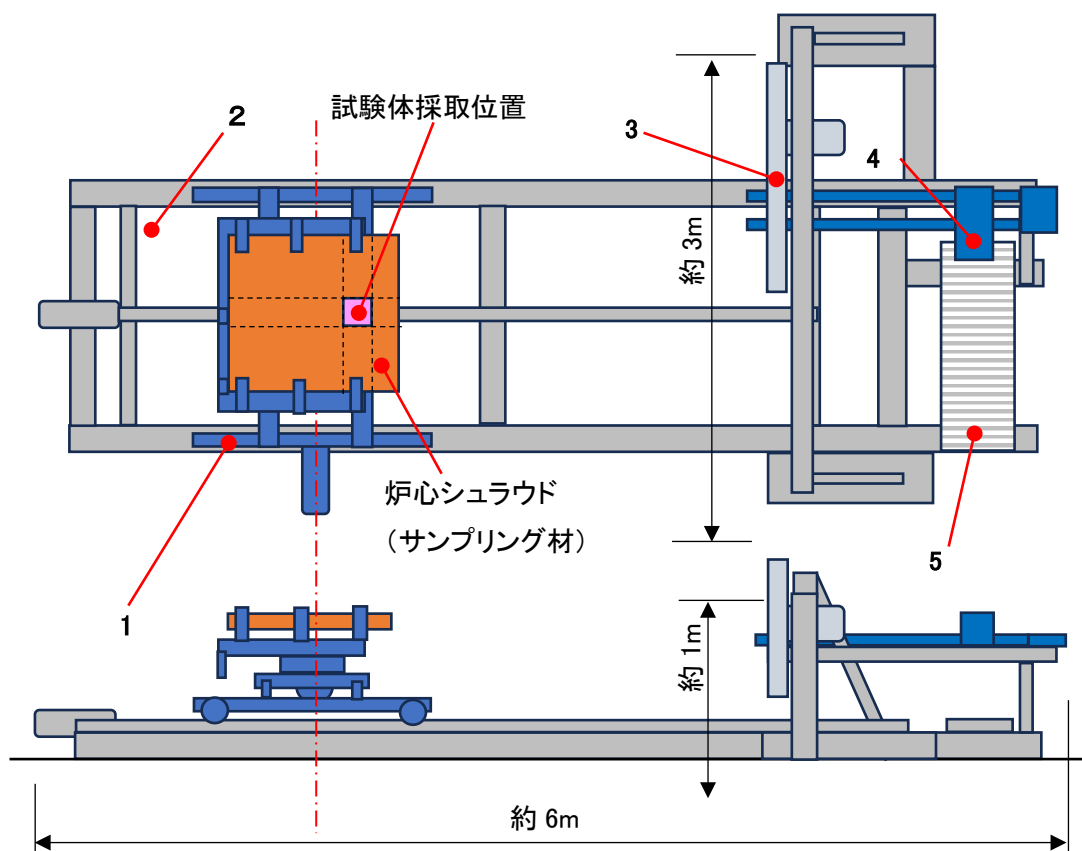


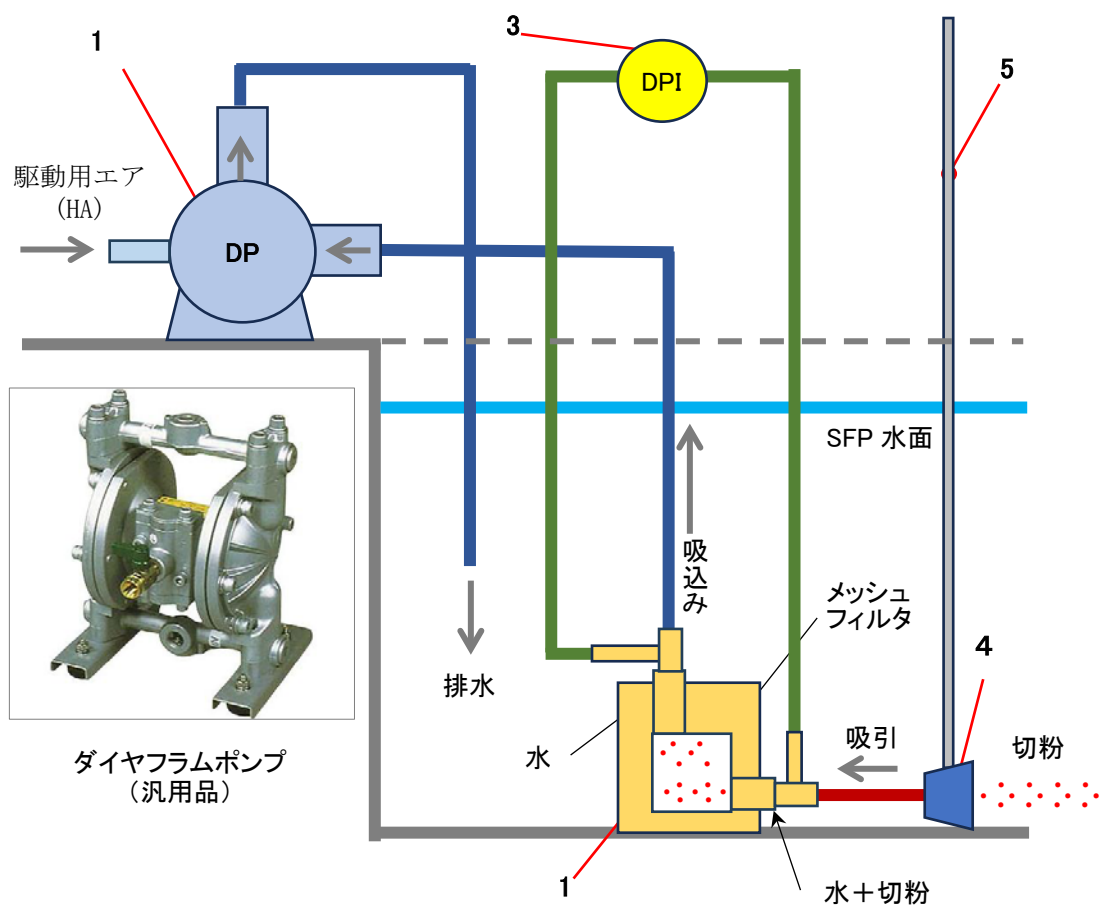
図 3.2.1.2-8 炉心シュラウド粗断片把持装置の作業フロー



【サンプル材切断装置の概略構成】

1. 切断装置架台
2. ターンテーブル型移動台(ステージ)  
(サンプル材を固定し切断場所まで移動)
3. 切断用固定式バンドソー
4. 粗断片把持・収納装置  
(試験体をバスケットに入れる為の装置)
5. 粗断片収納用バスケット移動用架台

図 3. 2. 1. 2-9 サンプル材切断装置のコンセプトイメージ図



- 【切粉回収装置の構成と機能】
1. ダイヤフラムポンプ
  2. 遮蔽付きメッシュフィルタ容器
  3. フィルタ性能検知用差圧計
  4. 吸引ノズル
  5. ノズル操作用アルミボール

図 3. 2. 1. 2-10 切粉回収装置のイメージ図

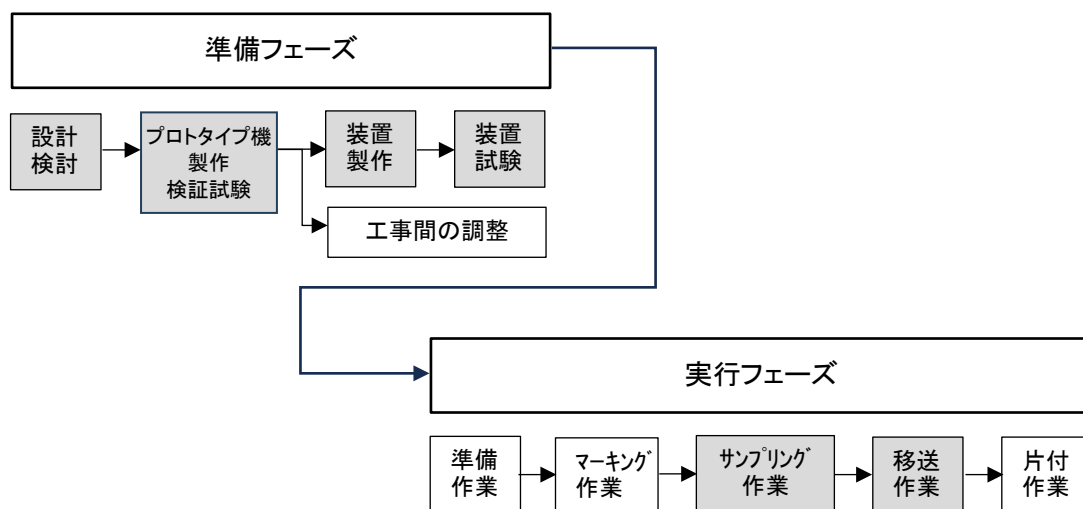


図 3.2.1.2-11 同調サンプリング工事準備ロードマップのフェーズと作業項目  
(ハッチング部が見直しに係る現地作業)

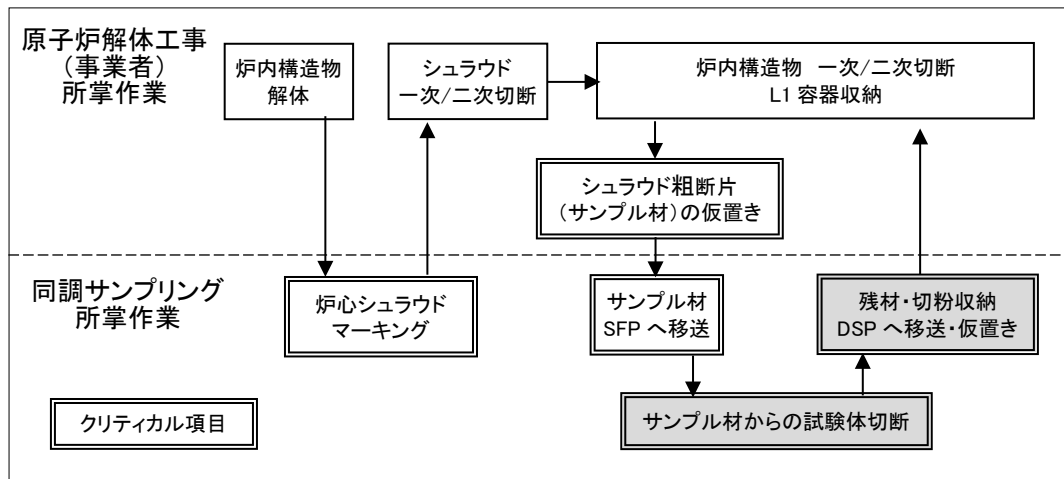


図 3.2.1.2-12 同調サンプリング工事における現地作業クリティカル項目  
(見直し前：ハッチング部が見直し対象作業)

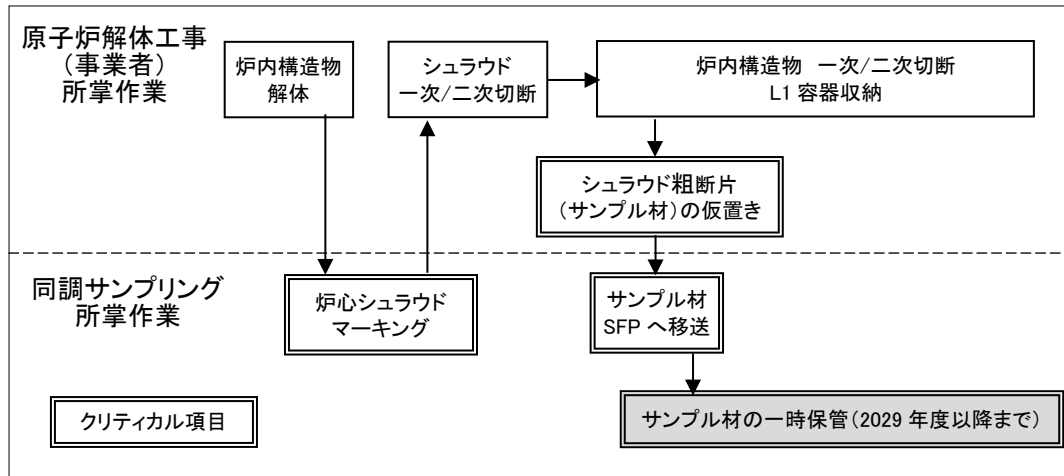


図 3.2.1.2-13 同調サンプリング工事における現地作業クリティカル項目  
(見直し案：ハッチング部)

|                  |   |                                                                | 2025                       | 2026    | 2027          | 2028                                             | 2029 | 2030                    |
|------------------|---|----------------------------------------------------------------|----------------------------|---------|---------------|--------------------------------------------------|------|-------------------------|
| 浜岡原子力発電所 1号機&2号機 |   |                                                                |                            |         |               | 2号機_原子炉領域解体 (RIN/RPV 他)                          |      |                         |
| 項目               |   |                                                                | -2年                        | -1年     | 0年            | +1年                                              | +2年  | +3年                     |
| 準備フェーズ           | 1 | ① 設計検討 (概念・詳細)<br>② デモ機製作・検証試験<br>③ 実機設計・製作<br>④ モックアップ・トレーニング | 概念設計<br>詳細設計<br>デモ機製作・検証試験 | 実機設計・製作 | モックアップ・トレーニング | 炉心シュラウド解体時期は、今後、事業者殿に確認し、最速想定時期 2027 年度を計画時期に見直す |      |                         |
|                  | 2 | 工事間調整                                                          |                            |         |               |                                                  |      |                         |
| 実行フェーズ           | 1 | 準備作業                                                           |                            |         | 現地搬入・設置・動作確認  |                                                  |      |                         |
|                  | 2 | マーキング作業                                                        |                            |         | マーキング作業       |                                                  |      |                         |
|                  | 3 | 貸与サンプル材の受け取り<br>仮置き                                            |                            |         | サンプル材受け取り・仮置き |                                                  |      | サンプル材切断等<br>(2029 年度以降) |
|                  | 4 | 事業者指定一時保管場所への移送と保管                                             |                            |         | 移送作業          |                                                  |      | 準備フェーズは<br>適切な時期に開始     |
|                  | 5 | 片付作業                                                           |                            |         | 片付作業          |                                                  |      |                         |

- 1) 炉心シュラウドマーキング装置 ①②③④  
 2) 切断片把持・移送装置 ①  
 3) サンプル材切断装置他 ①



### 3.2.1.3 H-2 炉内照射量評価

供試体採取位置等の検討には、採取の対象と想定されている炉心シュラウド及び上部格子板の各位置での中性子照射量を考慮する必要がある。令和6年度は靱性低下に係る研究で炉心シュラウド中間胴からの実機材採取を想定した中部電力株式会社 浜岡原子力発電所2号機（以下、「H-2」という）を対象とした炉内中性子束分布を解析し、炉心シュラウドの中性子照射量をもとに供試体採取位置を検討した。

#### (1) 解析の実施

##### 1) 評価条件

##### ① 評価方法

対象機器が上部格子板及び炉心シュラウドであることから、評価範囲を原子炉容器及び炉内機器として、二次元  $S_N$  法輸送計算コード DORT<sup>[3.2.1.3-1]</sup>により中性子束分布を評価した。なお、中性子束分布は1MeV以上の高速中性子を対象とした。中性子束の解析フローを図3.2.1.3-1に示す。DORTを用いた解析では、炉内機器の高さ方向と原子炉半径方向（原子炉内縦断面）のR-Z体系と、炉内機器の周断面半径方向のR- $\theta$ 体系での解析を行い、平均的な中性子束分布を求めた。

また、炉心シュラウドの評価においては、炉心における矩形の燃料配置を反映するため、R- $\theta$ 体系における中性子束分布を評価して角度補正係数を求め、R-Z体系で求めた中性子束に乗じて補正した。

##### ② 評価モデル

##### ・ R-Z体系の評価モデル概要

炉心部の水密度は相対水密度データ、炉心部以外の水密度は冷却材重量及び容積に基づいて設定しており、炉内機器の各領域は構造物と水を均質化した領域として設定した。また、炉心領域はZ方向とR方向をそれぞれ解析の目的に適した領域に分割した。

##### ・ R- $\theta$ 体系の評価モデル概要

R- $\theta$ 体系は炉心の中心高さを想定し、炉心の対照性を考慮した部分モデルとした。炉心領域はR-Z体系に準じて均質化した。物性値は、R-Z体系と同じである。

##### ③ 線源

線源には運転履歴を考慮した中性子発生密度分布を設定した。なお、炉心の中性子発生数はH-2「生体しゃへい装置のしゃへい及び熱除去についての計算書」に基づき設定し、これまでの許認可申請や高経年化技術評価の評価条件と合わせた。

##### ④ 解析コード

監視試験の中性子束解析等で使用される二次元  $S_N$  法輸送計算コード DORT<sup>[3.2.1.3-1]</sup>を用い、エネルギー群数は175群とする。輸送計算用断面積ライブラリは、評価済核データファイル JENDL-3.3<sup>[3.2.1.3-2]</sup>により作成された MATXSLIB-J33<sup>[3.2.1.3-3]</sup>とする。

## ⑤ 評価位置

炉心シュラウドは内面及び外面相当の位置の  $Z$  方向分布、シュラウド内面の高速中性子束が最大となる高さ  $R$  方向分布及び、炉心中央部における  $\Theta$  方向分布（角度補正係数）を求める。必要な高さの中性子束に角度補正係数を乗じることで  $\Theta$  方向を考慮した中性子束を算出可能である。

## 2) 評価結果

中性子照射量は中性子束解析結果に定格負荷相当年数（EFPY）を乗じて求めた。炉心シュラウドの内面及び外面相当の位置の  $Z$  方向分布を図 3.2.1.3-2 に、シュラウド内面の中性子照射量が最大となる高さにおける  $R$  方向分布を図 3.2.1.3-3 に、同じ高さのシュラウド内面の周方向分布（角度補正係数）を図 3.2.1.3-4 に示す。周方向分布のみ、平均値に対する比で示した。

## (2) 試験体採取位置

中性子束分布解析結果に基づき、H-2 炉心シュラウドからの供試体採取位置の調査を行った。

### 1) 中性子照射量の目標値

本事業における破壊靱性試験片の中性子照射量の目標値（ターゲット）を図 3.2.1.3-5 及び以下に示す。このうち、①、②、③が炉心シュラウドから採取する試験片の目標照射量となる。

- I. 炉心シュラウド材：破壊靱性式で  $165\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$  を要求している照射量域の低照射量側
- II. 炉心シュラウド材：破壊靱性式で  $165\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$  を要求している照射量域の高照射量側
- III. シュラウド材、上部格子板材：破壊靱性式で  $43.2\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$  を要求している照射量域の低照射量側。炉心シュラウド材と上部格子板材の連続性も確認
- IV. 上部格子板材：維持規格線図の策定にかかわるキーデータ相当の照射量
- V. 上部格子板材：H-2 炉内構造物材料で得られる最大照射量。

### 2) 供試体採取位置

図 3.2.1.3-2 に示した炉心シュラウドの高さ方向中性子照射量分布より、炉心シュラウドの照射量分布はおおむね平坦であるが概ね上端から  $1/4$  の位置で最大となること、炉心領域から外れる上端及び下端近傍で急峻に低下することが分かる。

図 3.2.1.3-3 に示した炉心シュラウド板厚方向の中性子照射量分布では、炉心シュラウドの中性子照射量は内面から外面に向かって連続的に減衰し、外面で約  $1/2$  となる。そのため、試験片の照射量を評価する際は板厚方向の採取位置情報も反映する必要がある。

図 3.2.1.3-4 に示したシュラウド内面の周方向の中性子照射量分布において、照射量

は約  $39^{\circ}$  で最大となり平均値に対して約 1.8 倍となる。また、約  $0^{\circ}$  で最小となり平均値に対して約 0.55 倍となる。炉心シュラウドに関しては周方向の採取位置により中性子照射量を調整できる。

炉心シュラウドの中性子照射量分布解析結果を全周に展開して図 3.2.1.3-6 に示す。1/8 周モデルで解析しているため、全周では照射量が等価となる位置が 8 か所存在する。また、試験片を加工することを考えると、試験体採取位置は照射量分布が平滑であることが望ましい。

- ・ シュラウド高さ方向 中間胴の照射量が最大となる位置（上端から概ね 1/4）
- ・ シュラウド板厚方向 試験片採取位置の板厚方向照射量分布を反映
- ・ シュラウド周方向位 目標照射量①～③となるように調整

目標照射量Ⅲは可能な範囲で高い照射量が求められることから、照射量が高く、かつ周方向分布が比較的平坦な  $45^{\circ}$  付近に試験体採取位置を設定した。目標照射量ⅡはⅢよりも若干低い照射量だが、③の採取位置である  $45^{\circ}$  付近を外れると照射量が急峻に変化するため、試験体を採取する方位を変えるよりも板厚方向の照射量分布を元に  $45^{\circ}$  付近から採取した試験体の表面側から採取することが望ましいと考えられる。目標照射量Ⅰは照射量が低く、かつ分布が比較的平坦な  $0^{\circ}$  付近（赤四角）及び等価となる位置を試験体採取位置として設定した。照射量は 1/8 モデルで解析しており等価となる位置は全周で 8 か所存在するが、 $45^{\circ}$ 、 $0^{\circ}$  ともモデルの端部に相当する方位である。照射量分布は 1/8 周ごとに線対象となり、全周に展開した際はモデルの境界において連続した分布となるため、見かけ上等価な位置は 4 か所となっている。具体的に試験体を採取する位置は、廃炉工事における炉内機器の粗切断位置等を避けるように設定することになる。

<参考文献>

- [3.2.1.3-1] 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).
- [3.2.1.3-2] K.Shibata, T.Kawano, T.Nakagawa, O.Iwamoto, J.Katakura, T.Fukahori, S.Chiba, A.Hasegawa, T.Murata, H.Matsunobu, T.Ohsawa, Y.Nakajima, T.Yoshida, A.Zukeran, M.Kawai, M.Baba, M.Ishikawa, T.Asami, T.Watanabe, Y.Watanabe, M.Igashira, N.Yamamuro, H.Kitazawa, N.Yamano and H.Takano: “Japanese Evaluated Nuclear Data Library Version 3 Revision-3: JENDL-3.3”, J.Nucl.Sci.Technol. Vol.39, No.11, p.1125-1136(2002).
- [3.2.1.3-3] K.Kosako, N.Yamano, T.Fukahori, K.Shibata and A.Hasegawa: “The Libraries FSXLIB and MATXSLIB based on JENDL-3.3”, JAERI-Data/Code 2003-011 (2003).

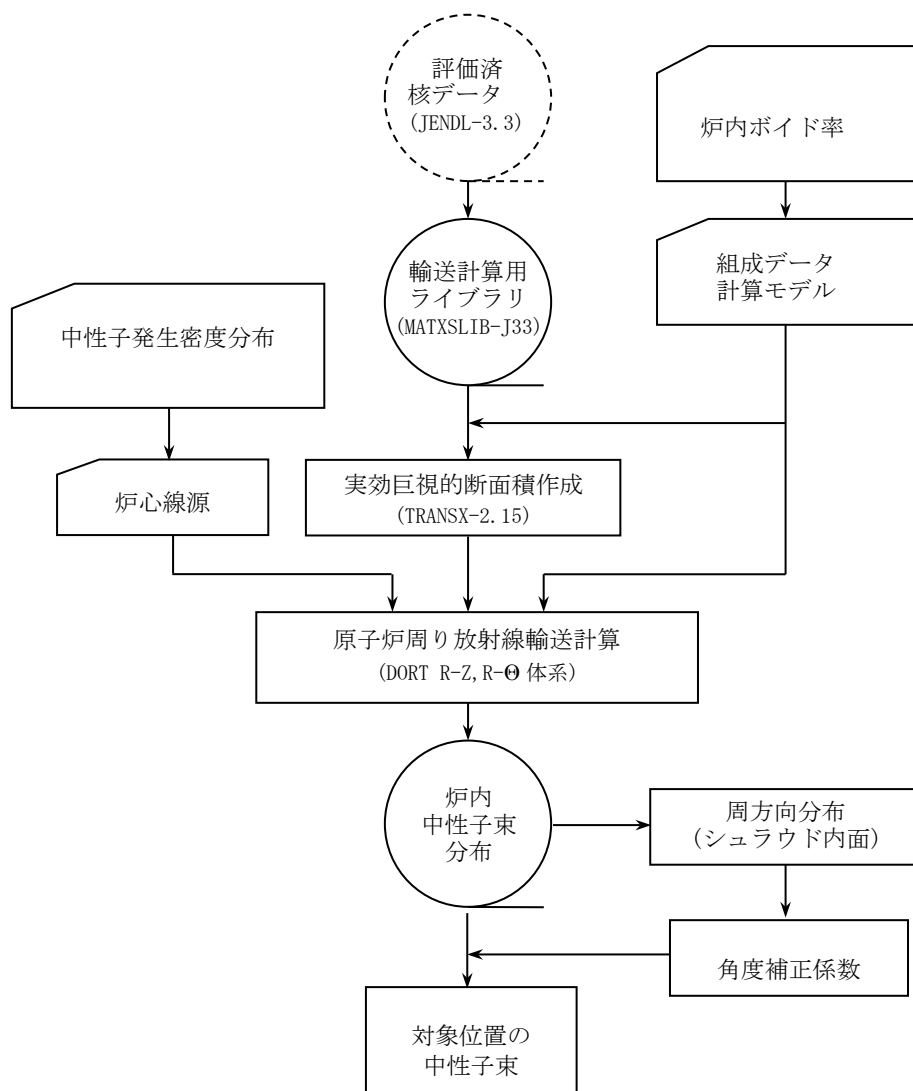


図 3.2.1.3-1 炉内中性子束解析フロー

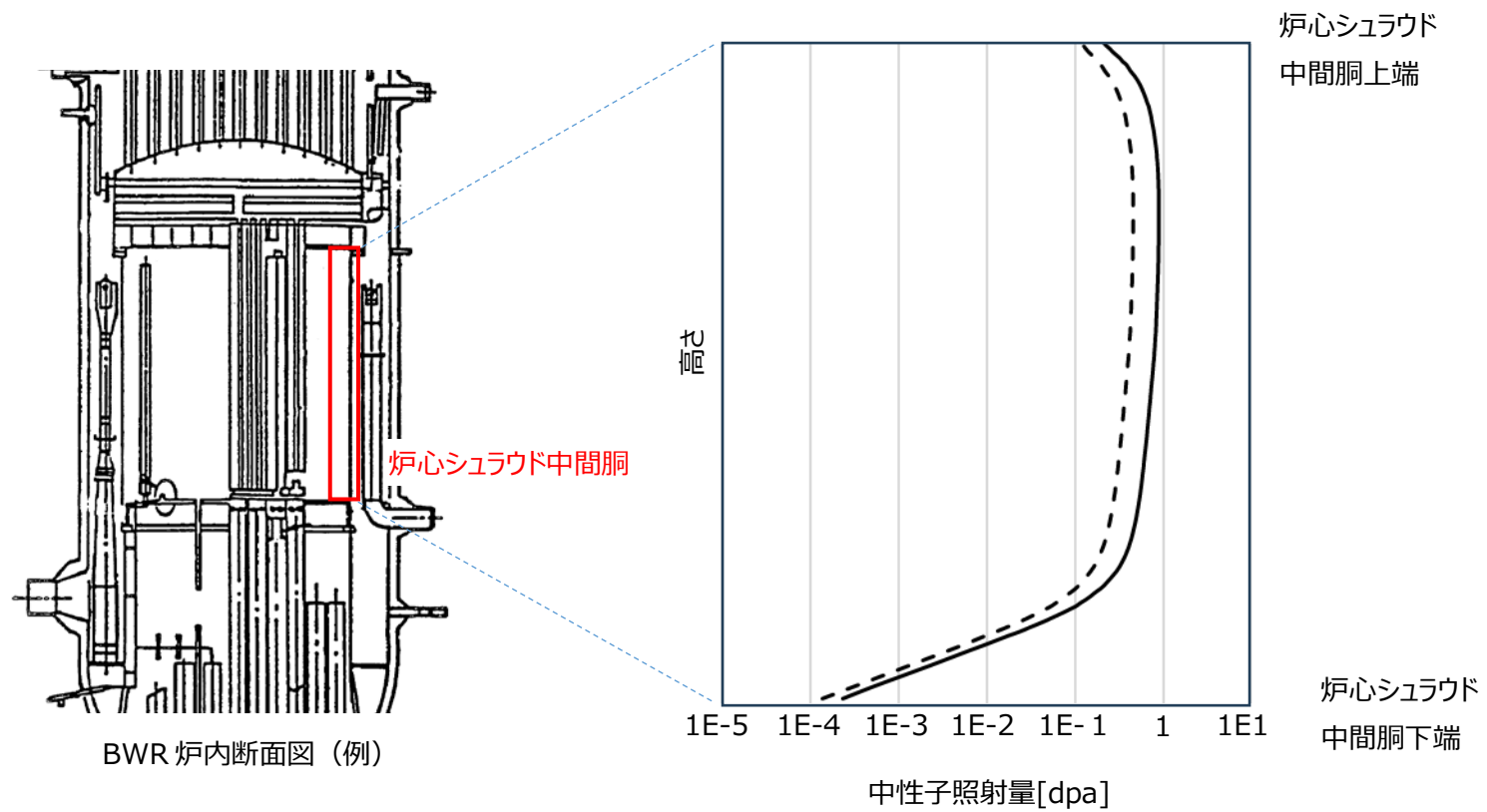


図 3. 2. 1. 3-2 炉心シュラウド中間胴内外面の高さ方向中性子照射量分布

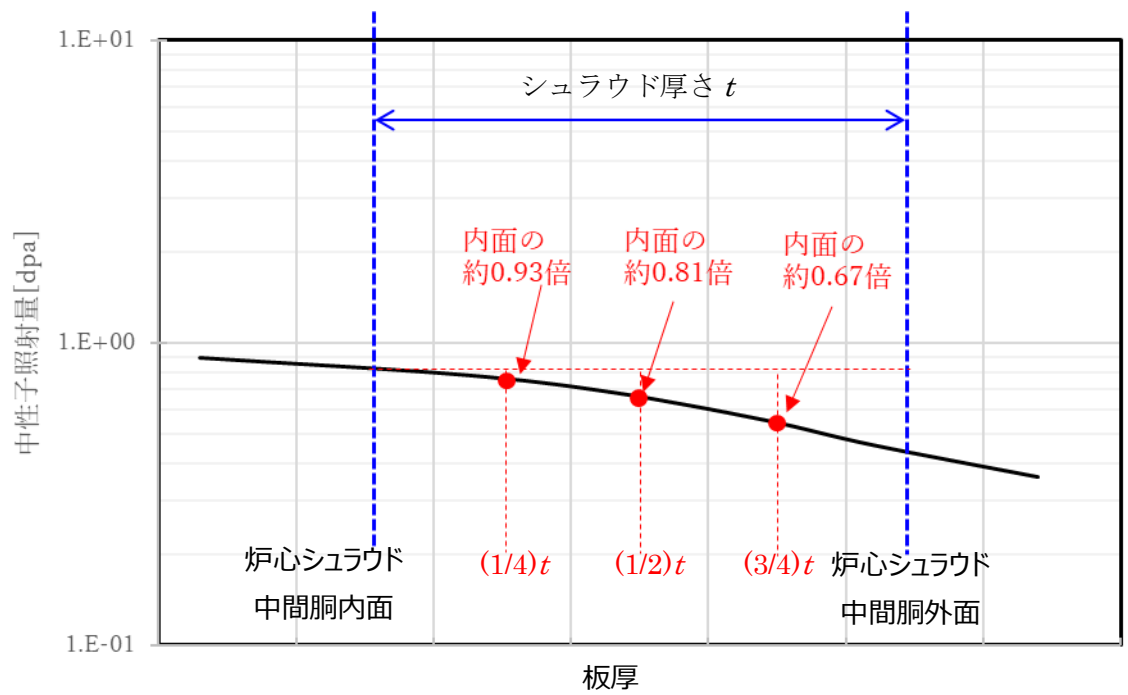


図 3.2.1.3-3 シュラウド中間胴の板厚方向中性子照射量分布

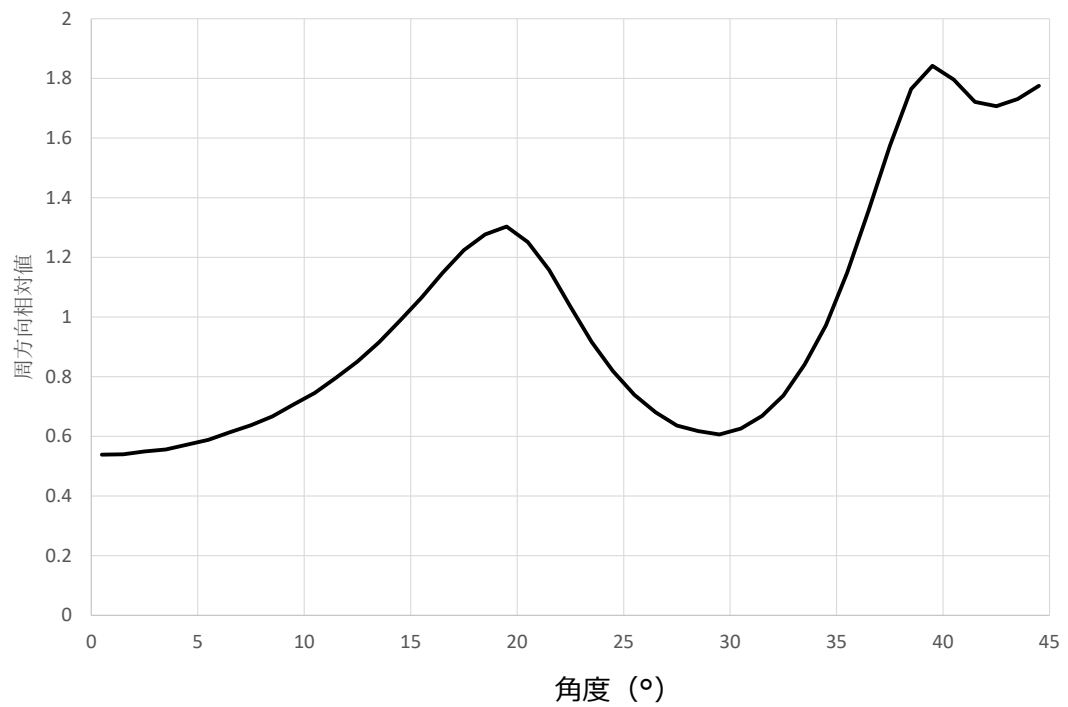
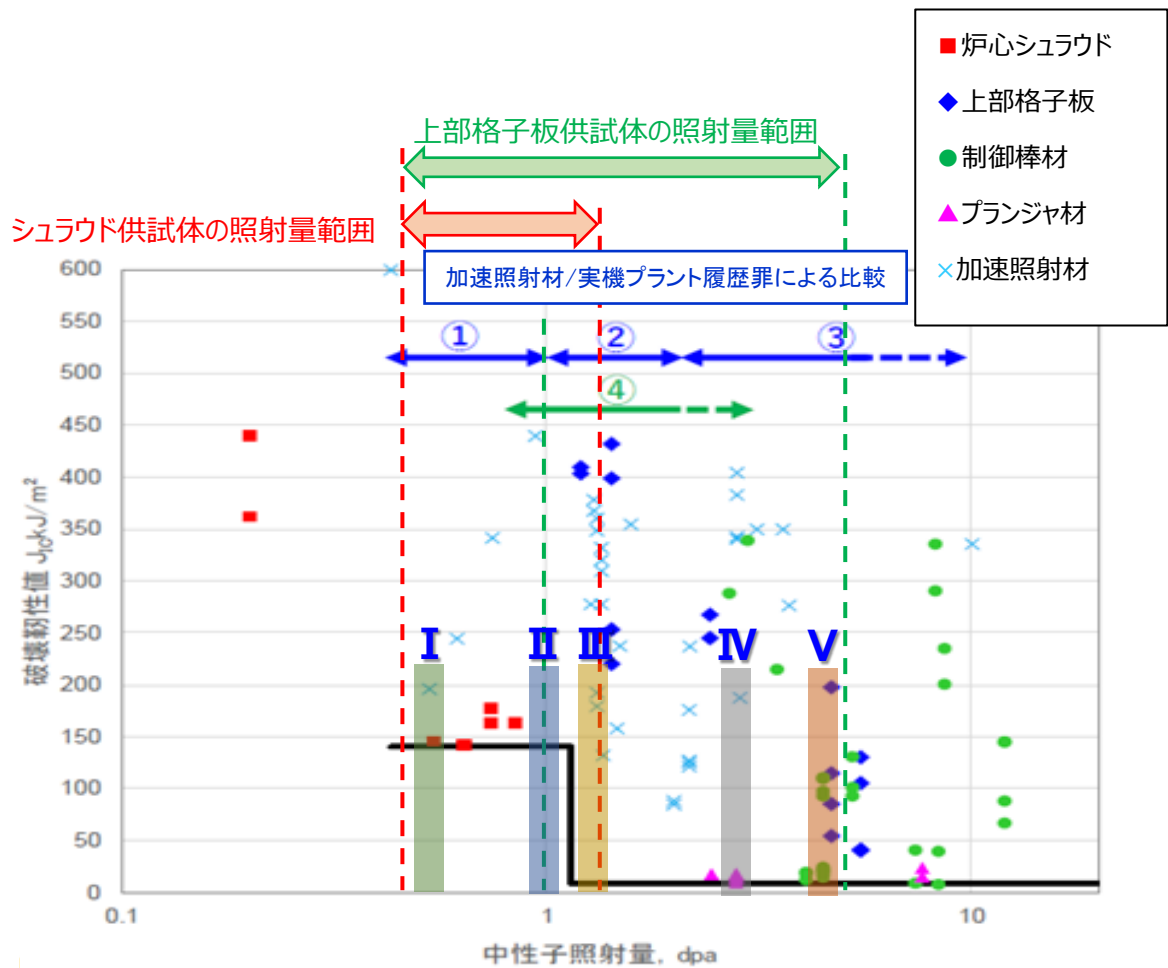


図 3.2.1.3-4 シュラウド中間胴の周方向中性子照射量分布（1/8 周、相対値）



- I. 炉心シュラウド材：破壊靱性式で  $165\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$  を要求している照射量域の低照射量側
- II. 炉心シュラウド材：破壊靱性式で  $165\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$  を要求している照射量域の高照射量側
- III. シュラウド材、上部格子板材：破壊靱性式で  $43.2\text{MPa}\sqrt{\text{m}}$  を要求している照射量域の低照射量側。炉心シュラウド材と上部格子板材の連続性も確認
- IV. 上部格子板材：維持規格線図の策定にかかわるキーデータ相当の照射量
- V. 上部格子板材：H-1 炉内構造物材料で得られる最大照射量。

図 3.2.1.3-5 本事業における目標照射量（案）



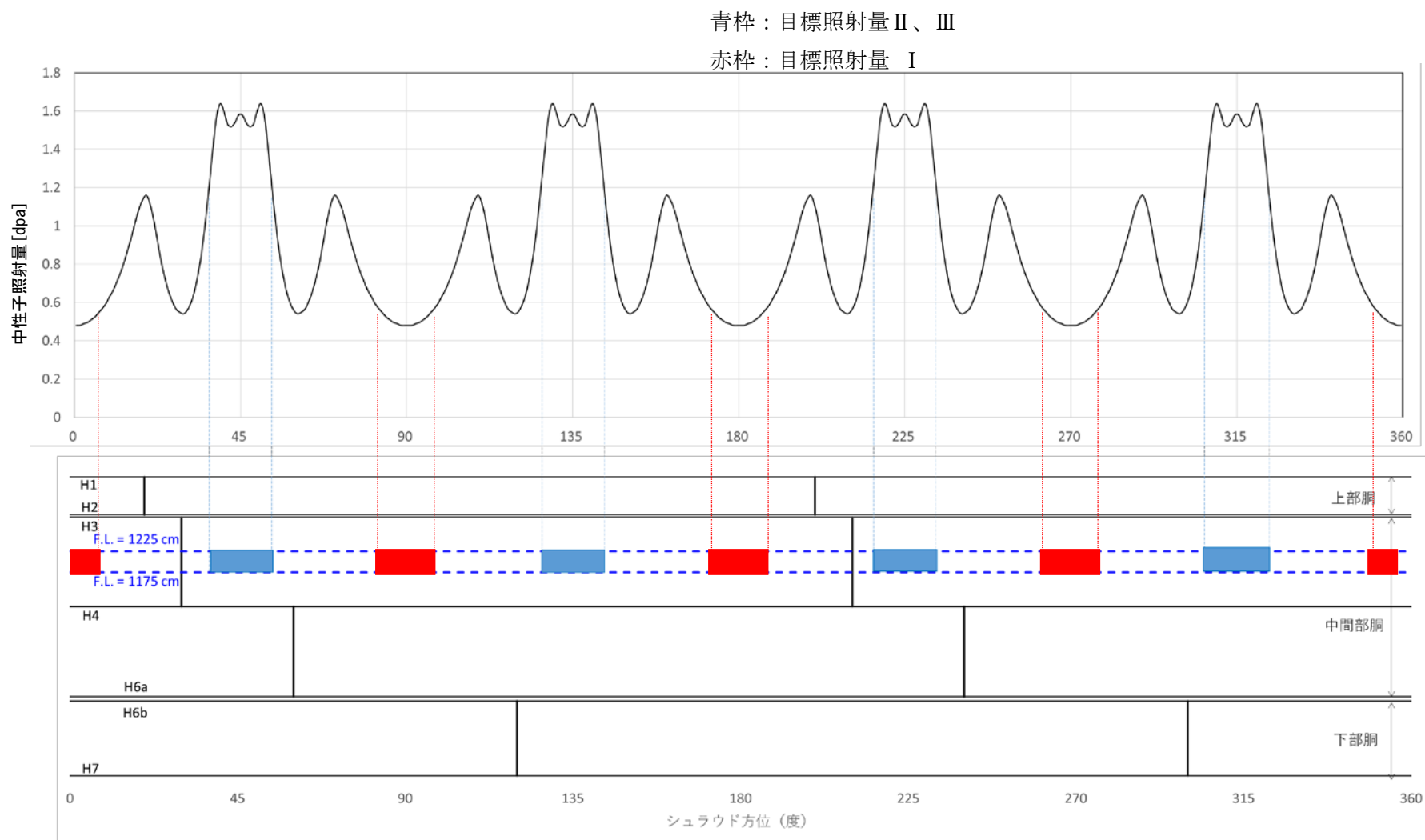


図 3.2.1.3-6 供試体採取位置の候補と炉心シュラウドの構造との対応

### 3.2.2 放射能測定による試験体照射量評価手法の検証

#### 3.2.2.1 放射能測定結果の詳細分析

$^{93}\text{Nb}(\text{n}, \text{n}')^{93\text{m}}\text{Nb}$  で生成した  $^{93\text{m}}\text{Nb}$  放射能濃度および試料中の  $^{93}\text{Nb}$ (天然存在比 100%)濃度を実測することによる高速中性子照射量の評価方法の開発を進めている。妨害反応として  $^{92}\text{Mo}(\text{n}, \gamma)^{93}\text{Mo}$  があることが分かっており、 $^{93}\text{Mo}$  放射能濃度および  $^{93}\text{Mo}$  と過渡平衡となっている Mo 由来  $^{93\text{m}}\text{Nb}$  放射能濃度、試料中の  $^{92}\text{Mo}$ (天然存在比 14.53%)濃度の測定・評価が必要となる。

令和 5 年度にカプセル、バスケットの各部材 2 検体ずつに対して破壊分析を実施し Nb 起源の  $^{93\text{m}}\text{Nb}$  生成量を測定することにより高速中性子照射量を評価した。高速中性子照射量評価結果を表 3.2.2.1-1 に示す。中性子照射量の解析値 C に対する測定値 M の比はカプセルが 0.4~0.6 に対し、バスケットは 0.02 と 1 桁小さい値であった。後述の 3.2.2.1(1)項に示す表 3.2.2.1(1)-1 に示すように  $^{93\text{m}}\text{Nb}$  の起源元素である Nb 濃度( $^{93}\text{Nb}$ 、天然存在比 100%)はカプセルの方がバスケットよりも高いにもかかわらず、Nb 起源の  $^{93\text{m}}\text{Nb}$  放射能濃度[Bq/g・試験片]はカプセルの方がバスケットよりも低い。解析では各材料の単位時間あたりの照射量はほぼ同じものと予想されており、解析が正しければ、表 3.2.2.1-1 中の測定値が実際と 1 桁異なっていることを示唆している。

また、図 3.2.2.1-1 および図 3.2.2.1-2 に示すように、バスケットの  $^{93\text{m}}\text{Nb}$  放射エネルギー測定試料ではカプセル試料では確認されていなかった  $^{93\text{m}}\text{Nb}$  以外の複数の X 線ピーク (15.8keV、17.8keV 付近)が観測された。

以上から、Nb 起源  $^{93\text{m}}\text{Nb}$  から評価した中性子照射量評価の「解析値と測定値の乖離の要因」、およびバスケットの  $^{93\text{m}}\text{Nb}$  放射エネルギー測定試料で観測された「未同定ピークの影響」を調査した。

表 3.2.2.1-1 Nb 起源の  $^{93m}\text{Nb}$  から評価した中性子照射量評価結果<sup>[3.2.2.1-1]</sup>

| 種類    | Nb 起源 $^{93m}\text{Nb}$ 放射能濃度 |                  |                      | 中性子照射量                        |                               |      |
|-------|-------------------------------|------------------|----------------------|-------------------------------|-------------------------------|------|
|       | 測定値<br>[Bq/g-試験片]             | 測定値<br>[Bq/g-Nb] | 測定値<br>[dps/atom-Nb] | 測定値 M<br>[n/cm <sup>2</sup> ] | 解析値 C<br>[n/cm <sup>2</sup> ] | C/M  |
| カプセル  | 13.6                          | 6.5E+05          | 1.0E-16              | 9E+17                         | 4E+17                         | 0.4  |
|       | 9.4                           | 4.5E+05          | 7.0E-17              | 6E+17                         | 4E+17                         | 0.6  |
| バスケット | 34                            | 1.3E+07          | 2.1E-15              | 2E+19                         | 4E+17                         | 0.02 |
|       | 33                            | 1.3E+07          | 2.0E-15              | 2E+19                         | 4E+17                         | 0.02 |

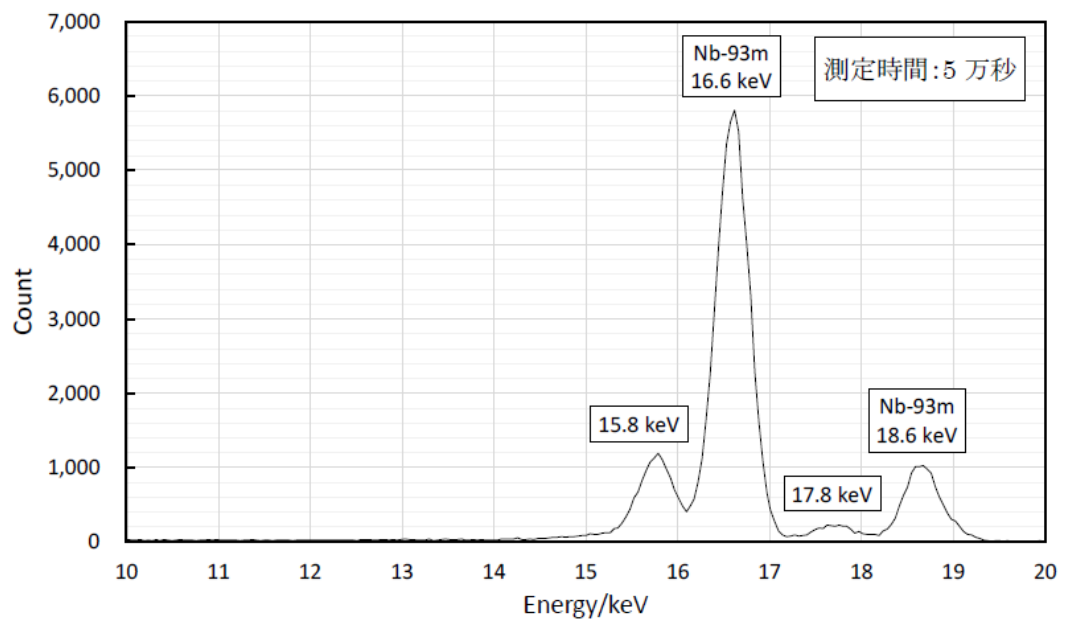


図 3. 2. 2. 1-1 バスケット (S37C1CA03-1, 2) の  $^{93m}\text{Nb}$  放射能測定試料の LEPS スペクトル [3. 2. 2. 1-1]

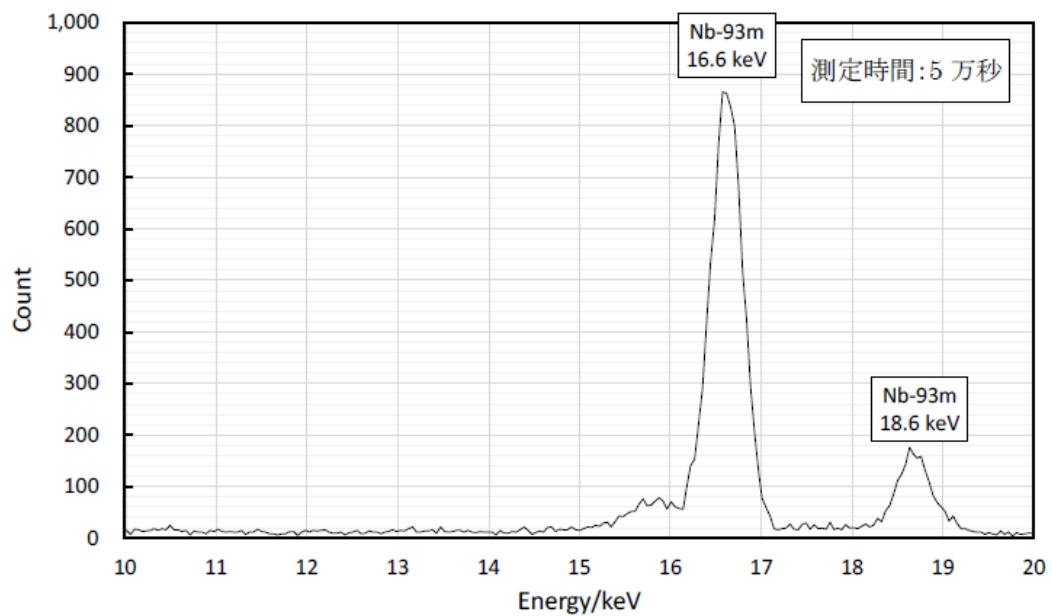


図 3. 2. 2. 1-2 カプセル (S37C1CA01-1) の  $^{93m}\text{Nb}$  放射能測定試料の LEPS スペクトル [3. 2. 2. 1-1]

## (1) 解析値と測定値の乖離の要因

### 1) 前提の整理

以下の前提のもと、調査を実施した。今後の検討・調査の結果、解析値と測定値の乖離の要因が特定できなかった場合、下記前提の妥当性についても調査する必要がある。

＜解析値 C に関する前提＞

- ・ 照射実績のうち炉内設置位置は解析に適切に反映されている
- ・ 中性子スペクトル・照射量比がカプセル・バスケットで同程度
- ・ 解析に使用した核データ( $^{93m}\text{Nb}$  および  $^{93}\text{Mo}$  生成にかかわる反応断面積)は正しい
- ・  $^{93m}\text{Nb}$  生成経路は把握されており、中性子束評価に必要な計測項目は十分に網羅されている

＜測定値 M に関する前提＞

- ・ 系外からの持ち込み(照射時および分析時のコンタミネーション)は無視できる
- ・ 分析・測定は適切に実行され、データは適切に取得されたものである
- ・ 測定値評価に使用した核データ( $^{93m}\text{Nb}$  および  $^{93}\text{Mo}$  半減期、壊変における分岐率、X 線放出比等)は正しく、適切に処理されている
- ・ 分離・沈殿処理の過程で Nb 同位体( $^{91}\text{Nb}$ 、 $^{92}\text{Nb}$ 、 $^{93}\text{Nb}$ 、 $^{93m}\text{Nb}$  等)は同じ挙動をする

### 2) 調査対象となる材料・測定値の絞りこみ

表 3.2.2.1(1)-1～表 3.2.2.1(1)-3 に昨年度実施した照射済み試料の分析結果を示す。 $^{93m}\text{Nb}$  は高速中性子束によって  $^{93}\text{Nb}$  から直接生成するほか、熱・熱外中性子によって  $^{92}\text{Mo}$  から生成した  $^{93}\text{Mo}$  が壊変することにより間接的に生成する。照射済み試料には Nb 起源  $^{93m}\text{Nb}$ 、Mo 起源  $^{93m}\text{Nb}$ 、 $^{93}\text{Mo}$  といった放射化核種が存在している。

ここで、Nb 起源  $^{93m}\text{Nb}$ 、Mo 起源  $^{93m}\text{Nb}$ 、 $^{93}\text{Mo}$  それぞれの単位起源元素あたりの放射エネルギー(表 3.2.2.1(1)-1～表 3.2.2.1(1)-3 中の  $M_1$  および  $C_1$ )について、解析値  $C_1$  と測定値  $M_1$  の比( $C_1/M_1$ )を比較すると、 $^{93}\text{Mo}$  および Mo 起源  $^{93m}\text{Nb}$  の  $C_1/M_1$  はカプセル試料、バスケットともに 0.5～0.8 と同程度の値となっている。さらに、カプセル試料の Nb 起源  $^{93m}\text{Nb}$  についても  $C_1/M_1=0.4$ 、0.6 と同オーダーの値となっている。一方、バスケット試料の Nb 起源  $^{93m}\text{Nb}$  の  $C_1/M_1=0.02$  は他に比べて 1 桁小さい。このことから、バスケット試料の Nb 起源  $^{93m}\text{Nb}$  比放射能[Bq/g-Nb]に関わる測定値が最も疑わしい(バスケット試料の Nb 起源  $^{93m}\text{Nb}$  比放射能の測定値 M が 1 桁大きい)と考え、バスケット試料の測定結果を重点的に調査した。

### 3) 測定実績の比較

詳細検討に先立ち、カプセル試料とバスケット試料の測定実績を整理・比較した。昨

年度、図 3.2.2.1(1)-1 に示す分析概略フローに従い、カプセル試料およびバスケットの分析を実施した。その際の①～⑧に関わる分析実績値を表 3.2.2.1(1)-4 にまとめた。また、カプセル試料とバスケット試料の測定実績の比較は表 3.2.2.1(1)-4 に示した通りであった。両者の主要な相違点は図 3.2.2.1(1)-1 および表 3.2.2.1(1)-4 中の④放射能分析に供した試験片由来の元素量、⑤Nb トレーサ添加の有無が挙げられる。

④放射能分析に供した試験片由来の元素量が異なる原因は主に①試験片材質の違いに由来するものである。3.2.2.1(1)4 (ケース A) a)にて本項目の影響を評価した。

⑤Nb トレーサの添加有無に関しては、バスケット試料のみトレーサが添加されている。 $^{93m}\text{Nb}$  放射能を測定するためには試験片溶解液に含まれる放射性 Nb を  $^{93}\text{Mo}$  や他の放射性物質と分離・回収した上で測定する必要がある。一般的に分離回収操作を行うことで目的核種の精製により放射能計測は容易となるが、回収率がほとんどの場合回収率は 100%未満となるため、分離操作前後の同位体(本研究の場合、 $^{93m}\text{Nb}$  に対する  $^{93m}\text{Nb}$ 、 $^{93}\text{Mo}$  に対する  $^{97}\text{Mo}$ )の回収率を実測し、補正することで分離試料の放射能測定結果から分離前試料の放射エネルギーを求めることができる。Nb 回収率は Nb の初期存在量に依存する。そのため、昨年度分析では、この回収率の違いによりバスケット試料とカプセル試料の定量精度に差異を生じにくくするために、カプセル試料と同程度の Nb 含有量になるよう、分離操作前のバスケット試料溶解液に Nb トレーサ(非放射性 Nb)を敢えて添加している。このトレーサ添加操作は、放射性 Nb と後から添加した Nb トレーサ(非放射性 Nb)が同元素であることから分離回収操作における化学的振る舞いが同等であることを利用したものであり、放射性物質の挙動評価の際に行われる一般的な化学操作である。バスケット試料にのみ実施したトレーサ添加が問題のある操作とは考えにくいものの、試験片と放射能測定試料で  $^{93m}\text{Nb}$  比放射能[Bq/g-Nb]が変化していることも事実であるため、放射能計測の観点から 3.2.2.1(1)4 (ケース A) c)にて本項目の影響を評価した。

#### 4) 調査対象測定値に関連する要因

$^{93m}\text{Nb}$  比放射能(単位 Nb 重量あたりの  $^{93m}\text{Nb}$  放射能[Bq/g-Nb])評価は図 3.2.2.1(1)-2 のようにしてなされている。試験片中  $^{93m}\text{Nb}$  は Nb が中性子と反応し直接生成した Nb 起源  $^{93m}\text{Nb}$  と、 $^{92}\text{Mo}$  が中性子と反応し生成した  $^{93}\text{Mo}$  が壊変した一部が  $^{93m}\text{Nb}$  となった Mo 起源  $^{93m}\text{Nb}$  が混在している。高速中性子との反応に関与しているのは Nb 起源  $^{93m}\text{Nb}$  のみであるため、高速中性子束評価のためには Mo 起源  $^{93m}\text{Nb}$  放射能濃度を差し引く必要がある。そこで、 $^{93}\text{Mo}$  放射能濃度を測定したうえで、照射履歴および半減期から試料測定時点の Mo 起源  $^{93m}\text{Nb}$  放射能濃度を減衰計算により求め、試験片中  $^{93m}\text{Nb}$  放射能濃度から差し引くことで Nb 起源  $^{93m}\text{Nb}$  放射能濃度が求まる。

3.2.2.1(1)2)項の整理からバスケット試料の Nb 起源  $^{93m}\text{Nb}$  比放射能濃度測定値が実際よりも 1 桁大きいとすると、その原因として以下のケースが考えられる。

- (ケース A)  $^{93m}\text{Nb}$  放射能濃度を過大評価していた  
 (ケース B) Mo 起源  $^{93m}\text{Nb}$  放射能濃度を過少評価していた  
 (ケース C) Nb 濃度を過少評価していた

測定放射能計測および元素濃度測定に関わる項目を重点的に調査した。各ケースに関連する項目を図 3.2.2.1(1)-2 にマッピングすると図 3.2.2.1(1)-3 になる。

(ケース A)  $^{93m}\text{Nb}$  放射能濃度を過大評価

a)  $^{93m}\text{Nb}$  検出放射能(計数)を過大評価

バスケット試料中の  $^{93m}\text{Nb}$  の放射能計測で得られたカウントに  $^{93m}\text{Nb}$  以外の信号が含まれていた場合、 $^{93m}\text{Nb}$  放射能濃度測定値を過大評価していたこととなる。

ここで、 $^{93m}\text{Nb}$  および  $^{93}\text{Mo}$  の放射能計測原理について考える。 $^{93m}\text{Nb}$  は  $^{93}\text{Nb}$  の励起状態から基底状態へ遷移する過程で複数のエネルギーの X 線を放出する。本研究で使用している低エネルギー光子測定装置(以降、LEPS)では X 線のエネルギーごとの計数率が取得できる。各エネルギーのピークと放出比率から  $^{93m}\text{Nb}$  を同定し、式 3.2.2.1(1)-1 から放射能を評価している。

$$A_{Nb93m} = \frac{N_{Det}(E)}{I_{Nb93m}(E) \times \varepsilon \times LT} \quad (3.2.2.1(1)-1)$$

$A_{Nb93m}$  :  $^{93}\text{Mo}$  が混入していないと仮定したときの  $^{93m}\text{Nb}$  用放射能  
測定試料中の  $^{93m}\text{Nb}$  放射能量 [Bq] ; 昨年度評価値

$N_{Det}(E)$  :  $^{93m}\text{Nb}$  放射能測定試料における  $^{93m}\text{Nb}$  に由来のエネルギー  
 $E$  [keV] の X 線ピークカウント[-]

$I_{Nb93m}(E)$  :  $^{93m}\text{Nb}$  がエネルギー  $E$  [keV] の X 線を放出する割合[-]。

$LT$  :  $^{93m}\text{Nb}$  用放射性測定試料の測定時間 [s]

$\varepsilon$  : 標準試料を用いて校正した際の計数効率[-]

$^{93m}\text{Nb}$  と  $^{93}\text{Mo}$  の核データは表 3.2.2.1(1)-5 の通りであり、 $^{93m}\text{Nb}$  と  $^{93}\text{Mo}$  で X 線の放出率は異なるものの、放射線エネルギーおよび相対放出率は  $^{93m}\text{Nb}$  と  $^{93}\text{Mo}$  で一致している。これは測定試料に  $^{93m}\text{Nb}$  と  $^{93}\text{Mo}$  が存在していた場合、LEPS 計測信号が  $^{93}\text{Mo}$  と  $^{93m}\text{Nb}$  のどちらに由来するかが識別できないことを意味する。本計測上の問題への対策として、昨年度分析では試験片中の  $^{93m}\text{Nb}$  および  $^{93}\text{Mo}$  の測定にあたり Nb と Mo、放射線計測で妨害となる他の核種を化学的に分離(精製)した上で放射能を計測している。

$^{93m}\text{Nb}$  計測用試料に  $^{93}\text{Mo}$  が混入していた場合、 $^{93m}\text{Nb}$  の計数率は過大に評価されることとなる。さらに、C/M の乖離が大きいバスケット試料は Mo 初期含有量が多いた

めに Mo 混入のリスクがカプセル試料に比べ高い。分離の手順・条件は十分な分離性能が得られることを事前に検討し策定されたものであり、各試料で放射能および回収率に繰り返し再現性が認められることから、基本的に分離は十分にできていると評価している。実際、昨年度実施の分析では表 3.2.2.1(1)-6 の放射能測定試料中 Mo 量  $w_{Mo} - w'_{Mo}$  が全体に対して無視できる量であることを実測により確認している。分離が十分にできているものと考ええるものの、仮にバスケット試料について Mo( $^{93}\text{Mo}$  を含む)が混入していた場合の  $^{93m}\text{Nb}$  計数率の減少を求め、C/M(解析値/測定値)を再評価することで  $^{93}\text{Mo}$  の混入の影響を評価した。

$^{93m}\text{Nb}$  の放射能測定では計測効率を高めるために Mo と分離した Nb 回収液に存在する Nb(非放射性 Nb および  $^{93m}\text{Nb}$ )を沈殿としている。この際、沈殿に Mo が取り込まれていた場合の  $^{93}\text{Mo}$  の放射エネルギーを算定し、 $^{93}\text{Mo}$  放射エネルギーと  $^{93}\text{Mo}$  核データから  $^{93}\text{Mo}$  由来の計数を割出し、正味の  $^{93m}\text{Nb}$  の計数さらには放射エネルギーを求めることとした。

$^{93m}\text{Nb}$  放射能測定用試料中に混入した  $^{93}\text{Mo}$  の放射エネルギー  $A_{cont}$  [Bq]は式 3.2.2.1(1)-2 で表せる。

$$A_{cont} = \frac{S_{Mo93}}{C_{Mo}} \times \left( w_{Mo} \times \frac{x}{100} \right) \quad (3.2.2.1(1)-2)$$

$A_{cont}$  :  $^{93m}\text{Nb}$  放射能測定試料中に混入した  $^{93}\text{Mo}$  の放射エネルギー[Bq]  
 $S_{Mo93}$  : 試験片中の  $^{93}\text{Mo}$  放射エネルギー濃度[Bq/g-試験片]  
 $C_{Mo}$  : 試験片中の Mo 濃度[ $\mu\text{g}$  /g-試験片]  
 $w_{Mo}$  : 放射能測定に供した回収液中に含まれる Mo 量[ $\mu\text{g}$ ]  
 $x$  :  $^{93m}\text{Nb}$  放射能測定試料中への Mo 混入率[%]

表 3.2.2.1(1)-6 に  $S_{Mo93}$  および  $C_{Mo}w_{Mo}$  を示す。 $^{93m}\text{Nb}$  放射能測定用試料中に混入した  $^{93}\text{Mo}$  の放射エネルギー  $A_{cont}$  [Bq]は式 3.2.2.1(1)-3 で表せる。

$$A_{cont} = \frac{N_{cont}(E)}{I_{Mo93}(E) \times \varepsilon \times LT} \quad (3.2.2.1(1)-3)$$

$N_{cont}(E)$  :  $^{93m}\text{Nb}$  放射能測定試料中に混入した  $^{93}\text{Mo}$  に由来するエネルギー  $E$  [keV]の X 線ピークカウント[-]  
 $I_{Mo93}(E)$  :  $^{93}\text{Mo}$  がエネルギー  $E$  [keV]の X 線を放出する割合[-]  
 $LT$  :  $^{93m}\text{Nb}$  用放射性測定試料の測定時間 [s]  
 $\varepsilon$  : 標準試料を用いて校正した際の計数効率[-]

$^{93m}\text{Nb}$  がエネルギー  $E$  [keV]の X 線を放出して得られた正味の計数  $N_{Nb93m}(E)$  [-]は、

$$N_{Nb93m}(E) = N_{Det}(E) - N_{cont}(E) \quad (3.2.2.1(1)-4)$$



であることから、 $^{93}\text{Mo}$  の混入影響を差し引いた正味の  $^{93\text{m}}\text{Nb}$  放射エネルギー  $A'_{\text{Nb}93\text{m}}$  [Bq] は、

$$\begin{aligned}
 A'_{\text{Nb}93\text{m}} &= \frac{N_{\text{Det}}(E) - N_{\text{cont}}(E)}{I_{\text{Nb}93\text{m}}(E) \times \varepsilon \times LT} \\
 &= \frac{N_{\text{Det}}(E)}{I_{\text{Nb}93\text{m}}(E) \times \varepsilon \times LT} - \frac{N_{\text{cont}}(E)}{I_{\text{Mo}93}(E) \times \varepsilon \times LT} \frac{I_{\text{Mo}93}(E)}{I_{\text{Nb}93\text{m}}(E)} \\
 &= A_{\text{Nb}93\text{m}} - A_{\text{cont}} \frac{I_{\text{Mo}93}(E)}{I_{\text{Nb}93\text{m}}(E)} \\
 A'_{\text{Nb}93\text{m}} &= A_{\text{Nb}93\text{m}} - \frac{S_{\text{Mo}93}}{C_{\text{Mo}}} \times \left( w_{\text{Mo}} \times \frac{x}{100} \right) \frac{I_{\text{Mo}93}(E)}{I_{\text{Nb}93\text{m}}(E)} \quad (3.2.2.1(1)-5)
 \end{aligned}$$

となる。ここで、バスケット試料①について、 $x=100$  [%](全量混入)として、表 3.2.2.1(1)-5、表 3.2.2.1(1)-6 の数値を式 3.2.2.1(1)-5 に代入すると、

$$A'_{\text{Nb}93\text{m}} = 179.3 - \frac{7.4}{21200} \times \left( 3332.0 \times \frac{100}{100} \right) \times \frac{40}{6.2} = 179.3 - 4.0 = 175.3 \quad [\text{Bq}] \quad (3.2.2.1(1)-6)$$

となった。このとき、Nb 起源  $^{93\text{m}}\text{Nb}$  比放射能の C/M は 0.02 のまま(乖離が解消するには C/M=0.2 程度になる必要がある)であった。このことから、Nb 回収液中に含まれる Mo が全量混入していたとしても  $^{93\text{m}}\text{Nb}$  放射能測定結果には影響しないことが確認された。これは沈殿作成前(分離操作直後)の Nb 回収液の時点で Mo との分離が十分にできていたことを意味する。

b)  $^{93m}\text{Nb}$  検出放射能(計数効率)を過少評価

表 3.2.2.1(1)-7 に示すようにバスケット試料にのみトレーサを添加している。 $^{93m}\text{Nb}$  の定量に使用している表 3.2.2.1(1)-5 に示した X 線はすべて Nb の特性 X 線である。Nb 沈殿試料に含まれる Nb が試料中に含まれる放射性物質等により励起され、特性 X 線を放出した可能性が考えられる。その結果、単位  $^{93m}\text{Nb}$  あたりに含まれる Nb 量 [g/Bq](比放射能の逆数)は元々の試料よりも大きくなっている。これにより Nb の励起効率が上昇していた時、LEPS 測定における見かけの計数率は上昇する可能性が考えられる。

LEPS の計数効率は標準試料を用いて実施されており、 $^{93m}\text{Nb}$  の定量に使用しているエネルギー帯の計数効率は 6.97%<sup>[1]</sup>であった。 $^{93m}\text{Nb}$  検出放射能  $A_{Nb93m}$  [Bq]は式 3.2.2.1(1)-7 であらわされる。

$$A_{Nb93m} = \frac{N_{Nb93m}(E)}{I_{Nb93m}(E) \times LT} \times \frac{1}{\varepsilon} \quad (3.2.2.1(1)-7)$$

$N_{Nb93m}(E)$  :  $^{93m}\text{Nb}$  放射能測定試料のエネルギー  $E$  [keV]の X 線ピークカウント[-]

$I_{Nb93m}(E)$  :  $^{93m}\text{Nb}$  がエネルギー  $E$  [keV]の X 線を放出する割合[-]

$LT$  :  $^{93m}\text{Nb}$  用放射性測定試料の測定時間 [s]

$\varepsilon$  : 標準試料を用いて校正した際の計数効率[-]

計数効率  $\varepsilon$  [%]をパラメータとしたときの Nb 起源  $^{93m}\text{Nb}$  比放射能( $M'$ )は図 3.2.2.1(1)-4 のようになり、 $C/M'$  は図 3.2.2.1(1)-5 に示すように最大で 0.3 程度と他の  $C/M$  と同オーダーまで改善することが示唆された。本件を検証するためには、キャリアの添加有無の条件を揃えた実サンプルの再測定を行う必要がある。また、実サンプルの再測定に当たる前に、一定の  $^{93m}\text{Nb}$  を含む標準液に対し、トレーサ(非放射 Nb)の添加量の異なる複数の標準試料を LEPS で計測した際の計数効率が変化するかを比較することで本仮説の見込みを確認することができる。

c) Nb 回収率を過少評価

Nb 回収率を過少評価していた場合、バスケット試料の C/M の乖離が改善の方向に向かう。分離操作前後の溶液中 Nb 物質量は溶液の質量×溶液の Nb 濃度から求められている。表 3.2.2.1(1)-8 に分離操作における回収率に関わる物質量を示す。Nb 回収率 $Y_{Nb}$ [%]は式 3.2.2.1(1)-8 で表される。

$$Y_{Nb} = \frac{w_{rNb} \times C_{rNb}(Nb)}{w_{diss} \times C_{diss}(Nb)} \times 100 \quad (3.2.2.1(1)-8)$$

$w_{rNb}$  : Nb 回収液の質量 [g]

$C_{rNb}(Nb)$  : Nb 回収液中の Nb 濃度 [ $\mu\text{g/g}$ -回収液]

$w_{diss}$  : 分離に供した溶解液の質量 [g]

$C_{diss}(Nb)$  : 溶解液中の Nb 濃度 [ $\mu\text{g/g}$ -回収液]

バスケット試料のみ、トレーサをもととの存在量に対して約 2.5 倍の Nb を添加している。添加した非放射性 Nb( $^{93}\text{Nb}$ )と試料中に元々存在していた  $^{93}\text{Nb}$ 、 $^{93\text{m}}\text{Nb}$  は同位体であるため、化学形態が同じであれば化学処理時に同じ割合で移行する(同位体比が保存される)。しかし、添加したトレーサ中の Nb 化学形が溶解液中の Nb と異なる化学形態をしており、Nb の各化学形の同位体比が揃う(後添加した Nb と元々溶解液中に存在して Nb の化学形が揃う)までの間に分離操作を実施していた場合、トレーサとして添加した Nb と元々溶解液中に存在していた Nb が異なる挙動を示すといったケースが考えられる。その結果、見かけの Nb 回収率が  $^{93\text{m}}\text{Nb}$  の回収率と異なるため、放射エネルギーの補正が正しくできていないこととなる。

図 3.2.2.1(1)-4 に示すように Nb 起源  $^{93}\text{Nb}$  比放射能は Nb 回収率に反比例するため、Nb 回収率が最大(100%)となったとき、Nb 起源  $^{93}\text{Nb}$  比放射能は最小となる。昨年度評価では、バスケット①の Nb 回収率は 36.1%であるので、Nb 起源  $^{93}\text{Nb}$  比放射能は最大で  $1/0.361=2.77$  倍となる。したがって、本仮説の影響の可能性はあるが C/M の乖離の 20 倍を単独で説明できるほどの影響度は無いといえる。本仮説は Nb トレーサを添加せずに分離回収した際の Nb の回収率が添加した場合と同等であるかを未照射試料もしくは照射試料で再試験を実施することで検証が可能である。

(ケース B) Mo 起源  $^{93m}\text{Nb}$  放射能濃度を過少評価

Mo 起源  $^{93m}\text{Nb}$  放射能濃度を過少評価していた場合、Nb 起源  $^{93m}\text{Nb}$  比放射能を過大評価することとなる。Nb 起源  $^{93m}\text{Nb}$  比放射能  $S_{Nb}$  [Bq/g-Nb] は、

$$S_{Nb} \propto \frac{C_{Nb93m}(Nb)}{C(Nb)} = \frac{C_{Nb93m} - C_{Nb93m}(Mo)}{C(Nb)} \quad (3.2.2.1(1)-9)$$

- $S_{Nb}$  : Nb 起源  $^{93m}\text{Nb}$  比放射能[Bq/g-Nb]  
 $C(Nb)$  : 試験片中の Nb 濃度[g/g-試験片]  
 $C_{Nb93m}$  : 試験片中全  $^{93m}\text{Nb}$  の放射能濃度[Bq/g-試験片]  
 $C_{Nb93m}(Nb)$  : 試験片中 Nb 起源  $^{93m}\text{Nb}$  の放射能濃度[Bq/g-試験片]  
 $C_{Nb93m}(Mo)$  : 試験片中 Mo 起源  $^{93m}\text{Nb}$  の放射能濃度[Bq/g-試験片]

表 3.2.2.1(1)-1、表 3.2.2.1(1)-3 より、バスケット試料①の昨年度評価結果は Nb 起源  $^{93m}\text{Nb}$  放射能濃度  $C_{Nb93m}(Nb) = 34$  [Bq/g-試験片]、Mo 起源  $^{93m}\text{Nb}$  放射能濃度  $C_{Nb93m}(Mo) = 3.9$  [Bq/g-試験片]であった。実測された  $C_{Nb93m} = 37.9$  [Bq/g-試験片]が一定であったとすると、Nb 起源  $^{93m}\text{Nb}$  比放射能の C/M が現状の 0.02 から 0.2 まで 10 倍(M が 0.1 倍)となるには、Mo 起源  $^{93m}\text{Nb}$  放射能濃度  $C_{Nb93m}(Mo)$  が現状の 3.9 [Bq/g-試験片] → 34.5 [Bq/g-試験片] (約 10 倍) となれば良い。

試験片中の Mo 起源  $^{93m}\text{Nb}$  放射能濃度  $C_{Nb93m}(Mo)$  [Bq/g-試験片] は

$$C_{Nb93m}(Mo) = \frac{\lambda_{Mo93} N'_{Nb93m}}{w_{TP}} \quad (3.2.2.1(1)-10)$$

- $C_{Nb93m}(Mo)$  : 試験片中 Mo 起源  $^{93m}\text{Nb}$  の放射能濃度[Bq/g-試験片]  
 $\lambda_{Mo93}$  :  $^{93}\text{Mo}$  の壊変定数[1/s]  
 $N'_{Nb93m}$  : 測定時点の Mo 起源の  $^{93m}\text{Nb}$  原子数  
 $w_{TP}$  : 溶解した試験片の質量 [g]

であり、溶解した試験片の質量  $w_{TP}$  を一定と見なすと、 $C_{Nb93m}(Mo) \propto N'_{Nb93m}$  であるため、測定時点の Mo 起源の  $^{93m}\text{Nb}$  原子数  $N'_{Nb93m}$  が約 10 倍なるかを考えれば良い。

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  $^{93m}\text{Nb}$  原子数  $N'_{Nb93m}$  は、原子炉停止時点の Mo 起源の  $^{93}\text{Mo}$  原子数  $N_{Mo93}$  及び  $^{93m}\text{Nb}$  原子数  $N_{Nb93m}$  を用いて式 3.2.2.1(1)-11 で計算される。式 3.2.2.1(1)-11 のうち、右辺の第 1 項は原子炉停止後に  $^{93}\text{Mo}$  の壊変により新たに生成する  $^{93m}\text{Nb}$  を表し、第 2 項は運転期間中に生成した  $^{93m}\text{Nb}$  の減衰を表す。

$$N'_{Nb93m} = \frac{\lambda_{Mo93} b_r}{\lambda_{Nb93m} - \lambda_{Mo93}} N_{Mo93} (e^{-\lambda_{Mo93} t_m} - e^{-\lambda_{Nb93m} t_m}) + N_{Nb93m} e^{-\lambda_{Nb93m} t_m} \quad (3.2.2.1(1)-11)$$

$N'_{Nb93m}$  : 測定時点の Mo 起源の  $^{93m}\text{Nb}$  原子数[-]  
 $N_{Mo93}$  : 原子炉停止時点の Mo 起源の  $^{93}\text{Mo}$  原子数[-]  
 $N_{Nb93m}$  : 原子炉停止時点の Mo 起源の  $^{93m}\text{Nb}$  原子数[-]  
 $b_r$  : 分岐率( $^{93}\text{Mo}$  壊変時の  $^{93m}\text{Nb}$  へ壊変する割合)[-]  
 $\lambda_{Mo93}$  :  $^{93}\text{Mo}$  の壊変定数[1/s]  
 $\lambda_{Nb93m}$  :  $^{93m}\text{Nb}$  の壊変定数[1/s]  
 $t_m$  : 原子炉停止から測定までの時間[s]

ここで、 $^{93m}\text{Nb}$  の半減期を  $T_{Nb93m}$  [y]、 $^{93}\text{Mo}$  の半減期を  $T_{Mo93}$  [y] とすると、  
 $\lambda_{Nb93m} = \ln 2 / T_{Nb93m}$ 、 $\lambda_{Mo93} = \ln 2 / T_{Mo93}$  であるので、

$$N'_{Nb93m} = \frac{T_{Nb93m}}{T_{Mo93} - T_{Nb93m}} b_r N_{Mo93} \left\{ \left( \frac{1}{2} \right)^{\frac{t'_m}{T_{Mo93}}} - \left( \frac{1}{2} \right)^{\frac{t'_m}{T_{Nb93m}}} \right\} + N_{Nb93m} \left( \frac{1}{2} \right)^{\frac{t'_m}{T_{Nb93m}}} \quad (3.2.2.1(1)-12)$$

$T_{Nb93m}$  :  $^{93m}\text{Nb}$  の半減期 16.13[y]  
 $T_{Mo93}$  :  $^{93}\text{Mo}$  の半減期  $4.0 \times 10^3$  [y]  
 $t'_m$  : 原子炉停止から測定までの時間[y]

となる。式 3.2.2.1(1)-12 で、 $b_r N_{Mo93}$  を定数と見なすと、

$$k_{decay}(T_{Mo93}, T_{Nb93m}, t'_m) = \frac{T_{Nb93m}}{T_{Mo93} - T_{Nb93m}} \left\{ \left( \frac{1}{2} \right)^{\frac{t'_m}{T_{Mo93}}} - \left( \frac{1}{2} \right)^{\frac{t'_m}{T_{Nb93m}}} \right\} \quad (3.2.2.1(1)-13)$$

式 3.2.2.1(1)-13 で表される減衰計数  $k_{decay}$  [-] が昨年度評価値に対して 10 倍となれば良い。昨年度評価では、表 3.2.2.1(1)-5 に示したように  $T_{Nb93m} = 16.13$  [y]、 $T_{Mo93} = 4.0 \times 10^3$  [y] とし、より  $t_m = 13$  [y] を代入し、評価した。 $^{93}\text{Mo}$  の半減期  $T_{Mo93}$  は参考文献 [3.2.2.1-3] では  $3.5 \times 10^3$  [y] との記載もあり、不確かさを含んでいる。また、原子炉停止から測定までの時間  $t_m$  についても不確かさが含まれている可能性がある。そこで、外部インプットである  $T_{Nb93m}$ 、 $T_{Mo93}$ 、 $t_m$  のうち、 $T_{Mo93}$ 、 $t_m$  がそれぞれどの程度に変われば C/M の乖離を説明可能(C/M=0.02 から 0.2 程度に改善する)か机上検討した。

a)  $^{93}\text{Mo}$  半減期が実態と異なっていた場合

$^{93}\text{mNb}$  の半減期  $T_{Nb93m} = 16.13$  [y]、原子炉停止から測定までの時間  $t_m = 13$  [y] であるとしたとき、 $^{93}\text{Mo}$  の半減期  $T_{Mo93}$  に対して試験片中の Mo 起源  $^{93}\text{mNb}$  放射能濃度  $C_{Nb93m}(\text{Mo})$  および試験片中の Nb 起源  $^{93}\text{mNb}$  放射能濃度  $C_{Nb93m}(\text{Nb}) = C_{Nb93m} - C_{Nb93m}(\text{Mo}) = 37.9 - C_{Nb93m}(\text{Mo})$  は図 3.2.2.1(1)-6 のように変化する。また、図 3.2.2.1(1)-6 と表 3.2.2.1(1)-1、表 3.2.2.1(1)-3 に示した数値との比から C/M を求めると図 3.2.2.1(1)-7 のようになる。Nb 起源  $^{93}\text{mNb}$  の比放射能 C/M が 0.2 程度(解析値との乖離が解消)となるのは  $^{93}\text{Mo}$  の半減期  $T_{Mo93} = 4.5 \times 10^2$  [y] のときであり、これは文献値の  $T_{Mo93} = 3.5 \times 10^3 \sim 4.0 \times 10^3$  [y] に比べ明らかに小さいため、 $^{93}\text{Mo}$  の半減期  $T_{Mo93}$  の不確かさが解析値との乖離の原因では無いと考えた。

b) 試料保管期間が実態と異なっていた場合

$^{93}\text{mNb}$  の半減期  $T_{Nb93m} = 16.13$  [y]、 $^{93}\text{Mo}$  の半減期  $T_{Mo93} = 4.0 \times 10^3$  [y] であるとしたとき、原子炉停止から測定までの時間  $t'_m$  [y] に対して試験片中の Mo 起源  $^{93}\text{mNb}$  放射能濃度  $C_{Nb93m}(\text{Mo})$  および試験片中の Nb 起源  $^{93}\text{mNb}$  放射能濃度  $C_{Nb93m}(\text{Nb}) = C_{Nb93m} - C_{Nb93m}(\text{Mo}) = 37.9 - C_{Nb93m}(\text{Mo})$  は図 3.2.2.1(1)-8 のように変化する。また、図 3.2.2.1(1)-8 と表 3.2.2.1(1)-1、表 3.2.2.1(1)-3 に示した数値との比から C/M を求めると図 3.2.2.1(1)-9 のようになる。原子炉停止から測定までの時間  $t'_m$  [y] を 2 倍の 26 年としても C/M は 0.021 であった。このことから原子炉停止から測定までの時間  $t'_m$  [y] は C/M の乖離の原因では無いと考えた。

(ケース C) 試験片中 Nb 濃度を過少評価

試験片中 Nb 濃度は溶解液中  $^{93}\text{Nb}$  濃度を ICP-MS により質量分析する。このバスケット試料については Mo が多量に含まれており、Mo に含まれる  $^{92}\text{Mo}$  や  $^{94}\text{Mo}$  といった  $^{93}\text{Nb}$  に近い質量数の物質が多量に存在している。表 3.2.2.1(1)-9 に示すように、この傾向はバスケット試料の Mo との分離操作前(溶解液)ほど顕著となる。

試験片中 Nb 濃度を過少評価していたとき、溶解液中 Nb 濃度も過少評価されていたこととなる。Nb 起源  $^{93\text{m}}\text{Nb}$  比放射能を  $S_{Nb}$  [Bq/g-Nb] は式 3.2.2.1(1)-14 で表される。

$$S_{Nb} \propto \frac{1}{Y_{Nb}} \frac{1}{C(Nb)} \quad (3.2.2.1(1)-14)$$

$S_{Nb}$  : Nb 起源  $^{93\text{m}}\text{Nb}$  比放射能[Bq/g-Nb]

$Y_{Nb}$  : Nb 回収率[-]

$C(Nb)$  : 試験片中の Nb 濃度[g/g-試験片]

ここで式 3.2.2.1(1)-8 を代入すると、

$$S_{Nb} \propto \frac{1}{\frac{w_{rNb} \times C_{rNb}(Nb)}{w_{diss} \times C_{diss}(Nb)} \times 100} \frac{1}{C(Nb)} \quad (3.2.2.1(1)-15)$$

$w_{rNb}$  : Nb 回収液の質量 [g]

$C_{rNb}(Nb)$  : Nb 回収液中の Nb 濃度 [μg/g-回収液]

$w_{diss}$  : 分離に供した溶解液の質量 [g]

$C_{diss}(Nb)$  : 溶解液中の Nb 濃度 [μg/g-溶解液]

質量  $w_{rNb}$ 、 $w_{diss}$  の項を定数と見なすと、式 3.2.2.1(1)-15 は次のように簡略化される。

$$S_{Nb} \propto \frac{C_{diss}(Nb)}{C_{rNb}(Nb)} \frac{1}{C(Nb)} \quad (3.2.2.1(1)-16)$$

となり、溶解した試験片の質量を  $w_{TP}$  [g] とすると、溶解した試験片に含まれる Nb 量は  $w_{diss} C_{diss}(Nb)$  [g] であるため、

$$C(Nb) = \frac{w_{diss}}{w_{TP}} C_{diss}(Nb) \quad (3.2.2.1(1)-17)$$

$C(Nb)$  : 試験片中の Nb 濃度 [ $\mu\text{g/g}$ -試験片]

$w_{diss}$  : 分離に供した溶解液の質量 [g]

$C_{diss}(Nb)$  : 溶解液中の Nb 濃度 [ $\mu\text{g/g}$ -溶解液]

$w_{TP}$  : 溶解した試験片の質量 [g]

となり、式 3.2.2.1(1)-17 を式 3.2.2.1(1)-16 に代入すると、

$$S_{Nb} \propto \frac{C_{diss}(Nb)}{C_{rNb}(Nb)} \frac{1}{\frac{w_{diss}}{w_{TP}} C_{diss}(Nb)} = \frac{w_{TP}}{w_{diss}} \frac{1}{C_{rNb}(Nb)} \quad (3.2.2.1(1)-18)$$

となる。質量の項  $w_{TP}/w_{diss}$  を定数と見なすと、 $S_{Nb} \propto 1/C_{rNb}(Nb)$  となる。これは Nb 起源  $^{93m}\text{Nb}$  比放射能  $S_{Nb}$  が試験片中の Nb 濃度  $C_{TP}(Nb)$  に依存しない、すなわち、試験片中の Nb 濃度  $C_{TP}(Nb)$  は C/M 乖離の原因ではないことを意味する。



表 3.2.2.1(1)-1 Nb 起源核種に係る測定値と解析値およびその比<sup>[3.2.2.1-1]</sup>

| 種類    | Nb 濃度<br>測定値<br>[μg/g-試験片] | Nb 起源 <sup>93m</sup> Nb<br>放射能濃度<br>測定値<br>[Bq/g-試験片] | <sup>93m</sup> Nb 比放射能          |                                 |                                |
|-------|----------------------------|-------------------------------------------------------|---------------------------------|---------------------------------|--------------------------------|
|       |                            |                                                       | 測定値 M <sub>1</sub><br>[Bq/g-Nb] | 解析値 C <sub>1</sub><br>[Bq/g-Nb] | C <sub>1</sub> /M <sub>1</sub> |
| カプセル  | 20.8                       | 13.6                                                  | 6.5E+05                         | 3E+05                           | 0.4                            |
|       | 20.7                       | 9.4                                                   | 4.5E+05                         | 3E+05                           | 0.6                            |
| バスケット | 2.53                       | 34                                                    | 1.3E+07                         | 3E+05                           | 0.02                           |
|       | 2.53                       | 33                                                    | 1.3E+07                         | 3E+05                           | 0.02                           |

表 3.2.2.1(1)-2 Mo 起源核種に係る測定値と解析値\*およびその比(その 1)<sup>[3.2.2.1-1]</sup>

| 種類    | Mo 濃度<br>測定値<br>[μg/g-試験片] | <sup>93</sup> Mo 放射能濃度および比放射能 |                                 |                                 |                                |
|-------|----------------------------|-------------------------------|---------------------------------|---------------------------------|--------------------------------|
|       |                            | 測定値<br>[Bq/g-試験片]             | 測定値 M <sub>1</sub><br>[Bq/g-Mo] | 解析値*C <sub>1</sub><br>[Bq/g-Mo] | C <sub>1</sub> /M <sub>1</sub> |
| カプセル  | 930                        | 0.5                           | 5.4E+02                         | 3E+02                           | 0.6                            |
|       | 920                        | 0.49                          | 5.3E+02                         | 3E+02                           | 0.6                            |
| バスケット | 21200                      | 7.4                           | 3.5E+02                         | 3E+02                           | 0.8                            |
|       | 21200                      | 7.8                           | 3.7E+02                         | 3E+02                           | 0.7                            |

\*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。

表 3.2.2.1(1)-3 Mo 起源核種に係る測定値と解析値\*およびその比(その 2)<sup>[3.2.2.1-1]</sup>

| 種類    | Mo 濃度<br>測定値<br>[μg/g-試験片] | Mo 起源 <sup>93m</sup> Nb 放射能濃度 |                                 |                                 |                                |
|-------|----------------------------|-------------------------------|---------------------------------|---------------------------------|--------------------------------|
|       |                            | 測定値<br>[Bq/g-試験片]             | 測定値 M <sub>2</sub><br>[Bq/g-Mo] | 解析値*C <sub>2</sub><br>[Bq/g-Mo] | C <sub>2</sub> /M <sub>2</sub> |
| カプセル  | 930                        | 0.27                          | 2.9E+02                         | 2E+02                           | 0.5                            |
|       | 920                        | 0.26                          | 2.8E+02                         | 2E+02                           | 0.6                            |
| バスケット | 21200                      | 3.9                           | 1.8E+02                         | 1E+02                           | 0.7                            |
|       | 21200                      | 4.2                           | 2.0E+02                         | 1E+02                           | 0.7                            |

\*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。

表 3.2.2.1(1)-4 カプセルとバスケットの分析実績の比較

(参考文献[3.2.2.1-1]を基に平均値を算出)

| 項目                            |                                     | カプセル    |                     | バスケット   |                  |
|-------------------------------|-------------------------------------|---------|---------------------|---------|------------------|
| ①                             | 試験片材質                               | SUS304L |                     | SUS316L |                  |
| ②                             | 供試量                                 | 6.2     | g                   | 17      | g                |
| ③                             | 試験片の元素濃度                            | Nb      | 21 $\mu\text{g/g}$  | 2.5     | $\mu\text{g/g}$  |
|                               |                                     | Mo      | 930 $\mu\text{g/g}$ | 21,000  | $\mu\text{g/g}$  |
| ④                             | 放射能分析に供した<br>試験片由来の元素量              | Nb      | 110 $\mu\text{g}$   | 38      | $\mu\text{g}$    |
|                               |                                     | Mo      | 5,100 $\mu\text{g}$ | 320,000 | $\mu\text{g}$    |
| ⑤                             | Nb トレーサ添加の有無                        | 無       |                     | 有       | 99 $\mu\text{g}$ |
| ⑥                             | 測定試料の放射能量                           | 22      | Bq                  | 180     | Bq               |
| ⑦                             | Nb 元素量                              | 42      | $\mu\text{g}$       | 50      | $\mu\text{g}$    |
|                               | (Nb 回収率)                            | (       | 38 %)               | (       | 36 %)            |
| ⑧                             | 試験片の $^{93\text{m}}\text{Nb}$ 放射能濃度 | 12      | Bq/g                | 38      | Bq/g             |
| 注)カプセル、バスケットともに 2 回測定の前平均値を記載 |                                     |         |                     |         |                  |

表 3.2.2.1(1)-5  $^{93m}\text{Nb}$  および  $^{93}\text{Mo}$  の核データ [3.2.2.1-1] [3.2.2.1-2]

| 核種                | 放射線の種類 | 半減期               | 放射線エネルギー<br>$E$ | 放出率<br>$I(E)$ | 相対放出率 |
|-------------------|--------|-------------------|-----------------|---------------|-------|
|                   |        | [y]               | [keV]           | [%]           | [-]   |
| $^{93m}\text{Nb}$ | X 線    | 16.13             | 16.52100        | 3.24          | 0.52  |
|                   |        |                   | 16.61510        | 6.2           | 1(基準) |
|                   |        |                   | 18.60           | 1.84          | 0.30  |
| $^{93}\text{Mo}$  | X 線    | $4.0 \times 10^3$ | 16.52100        | 21            | 0.53  |
|                   |        |                   | 16.61510        | 40            | 1(基準) |
|                   |        |                   | 18.60           | 12            | 0.30  |

表 3.2.2.1(1)-6  $^{93m}\text{Nb}$  放射能測定試料中への  $^{93}\text{Mo}$  混入量算定に関わる測定値 [3.2.2.1-1]

| 試料                                                                                                       | バスケット①                     | バスケット②                     |
|----------------------------------------------------------------------------------------------------------|----------------------------|----------------------------|
| 溶解した試験片の管理番号                                                                                             | S37C1CA03-1<br>S37C1CA03-2 | S37C1CA04-1<br>S37C1CA04-2 |
| $^{93}\text{Mo}$ 混入を無視した場合の<br>$^{93m}\text{Nb}$ 放射能測定試料中の<br>$^{93m}\text{Nb}$ 放射エネルギー $A_{Nb93m}$ [Bq] | 179.3                      | 178.0                      |
| 試験片中 $^{93}\text{Mo}$ 放射能濃度<br>$S_{Mo93}$ [Bq/g・試験片]                                                     | 7.4                        | 7.8                        |
| 試験片中 Mo 濃度<br>$C_{Mo}$ [ $\mu\text{g/g}$ ・試験片]                                                           | 21200                      | 21200                      |
| Nb 回収液中 Mo 量<br>$w_{Mo}$ [ $\mu\text{g}$ ]                                                               | 3332.0                     | 3541.6                     |
| ろ液中 Mo 量<br>$w'_{Mo}$ [ $\mu\text{g}$ ]                                                                  | 3417.1                     | 3541.2                     |
| 放射能測定試料中 Mo 量 ※<br>$w_{Mo} - w'_{Mo}$ [ $\mu\text{g}$ ]                                                  | 0                          | 0.4                        |

※マイナスの場合は 0 として表記

表 3.2.2.1(1)-7 Nb の物質収支<sup>[3.2.2.1-1]</sup>

| 試料     | 放射能測定に<br>供した溶解液* | トレーサ* | 放射能測定に<br>供した回収液 | ろ液   | 放射能測定<br>試料(沈殿) |
|--------|-------------------|-------|------------------|------|-----------------|
|        | [μg]              | [μg]  | [μg]             | [μg] | [μg]            |
| カプセル①  | 110.8             | 0     | 40.14            | 0.04 | 40.11           |
| カプセル②  | 118.6             | 0     | 36.59            | 0.02 | 36.58           |
| バスケット① | 37.7              | 99.3  | 43.87            | 0.06 | 43.08           |
| バスケット② | 37.5              | 99.5  | 44.39            | 0.09 | 44.30           |

\*参考文献[3.2.2.1-1]に基づき算出

表 3.2.2.1(1)-8 Nb 回収率に関わる物質質量(その 1)<sup>[3.2.2.1-1]</sup>

| 試料     | 分離前の溶液  | Nb 回収液  | Nb 回収率 |
|--------|---------|---------|--------|
|        | Nb [μg] | Nb [μg] | [%]    |
| カプセル①  | 110.8   | 38.6    | 38.6   |
| カプセル②  | 118.6   | 34.2    | 34.2   |
| バスケット① | 137.0   | 36.1    | 36.1   |
| バスケット② | 137.0   | 36.3    | 36.3   |

表 3.2.2.1(1)-9 Nb 回収率に関わる物質質量(その 2)<sup>[3.2.2.1-1]</sup>

| 試料     | 分離前の溶液  |         |        | Nb 回収液  |         |       |
|--------|---------|---------|--------|---------|---------|-------|
|        | Nb [μg] | Mo [μg] | Mo/Nb  | Nb [μg] | Mo [μg] | Mo/Nb |
| カプセル①  | 110.8   | 4969    | 44.8   | 38.6    | 4.5     | 0.1   |
| カプセル②  | 118.6   | 5283    | 44.5   | 34.2    | 24.3    | 0.7   |
| バスケット① | 137.0   | 317343  | 2316.4 | 36.1    | 3332.0  | 92.3  |
| バスケット② | 137.0   | 314547  | 2296.0 | 36.3    | 3514.6  | 96.8  |

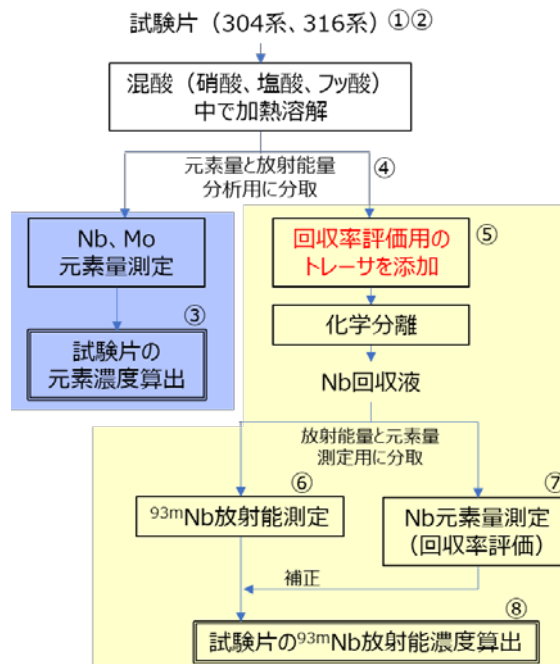


図 3.2.2.1(1)-1 分析フロー(参考文献[3.2.2.1(1)-1]を基に作成)

※図中①～⑧は表 3.2.2.1(1)-4 中①～⑧に対応

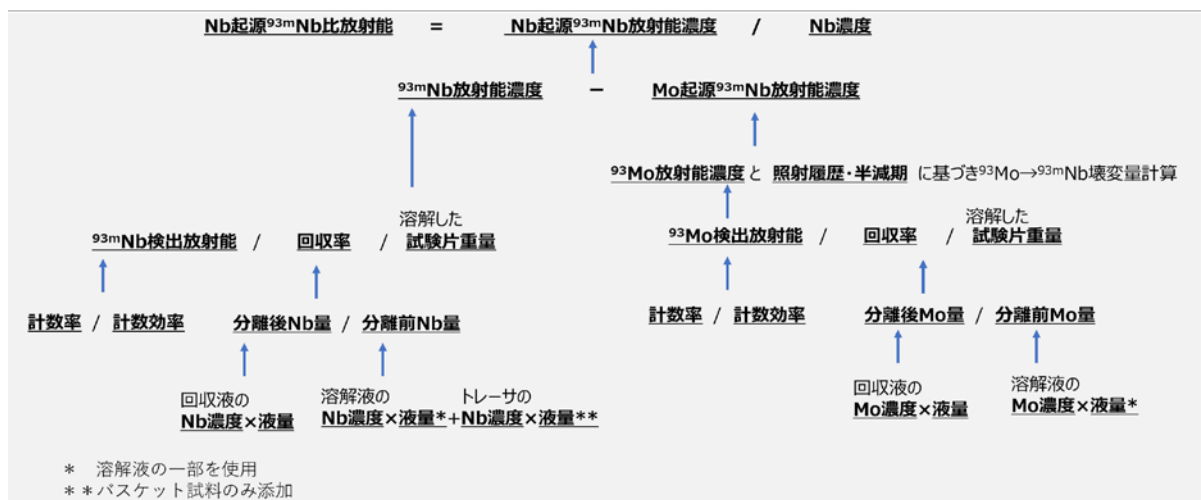


図 3.2.2.1(1)-2 Nb 起源  $^{93\text{m}}\text{Nb}$  比放射能評価方法

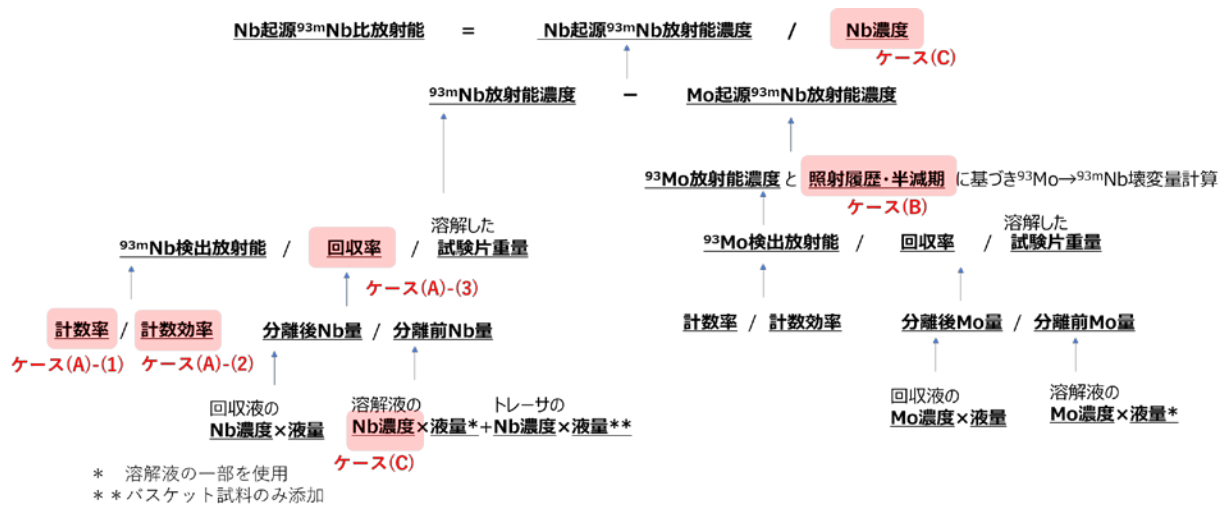


図 3.2.2.1(1)-3 Nb 起源  $^{93\text{m}}\text{Nb}$  比放射能評価における机上検討項目の位置づけ

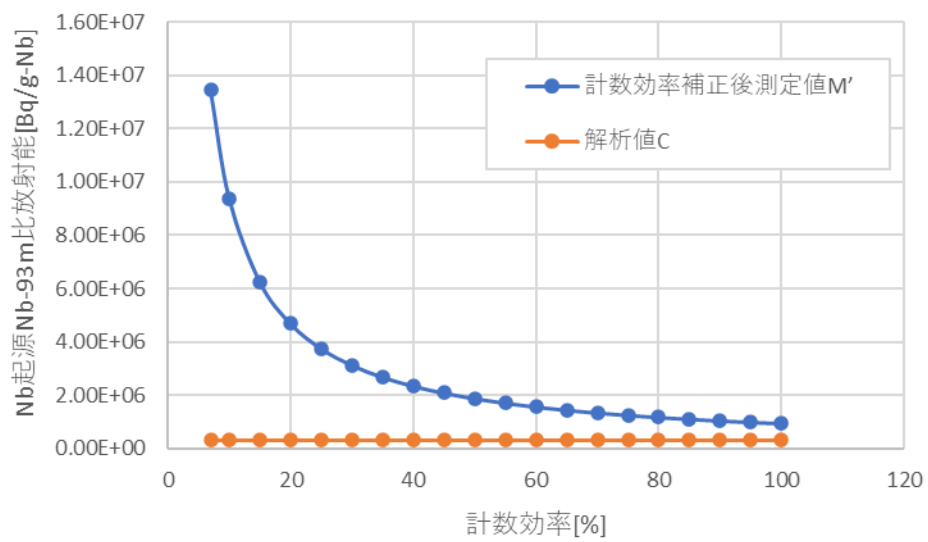


図 3.2.2.1(1)-4 計数効率に対する Nb 起源  $^{93m}\text{Nb}$  比放射能

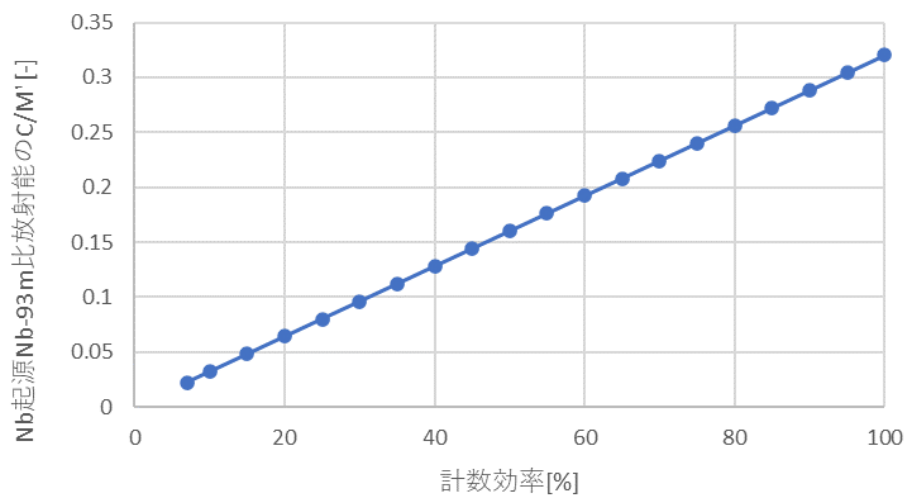


図 3.2.2.1(1)-5 計数効率に対する  $C/M'$  の変化

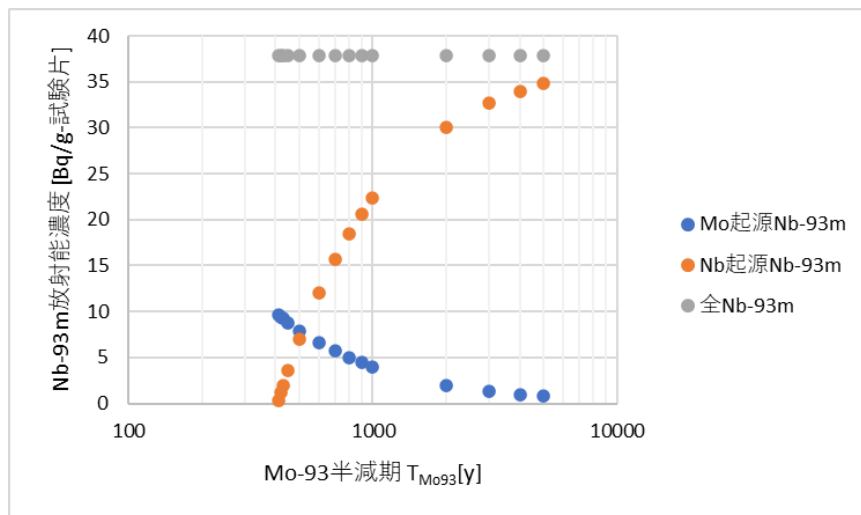


図 3.2.2.1(1)-6  $^{93}\text{Mo}$  半減期が異なっていた場合の起源元素ごとの  $^{93\text{m}}\text{Nb}$  放射能濃度

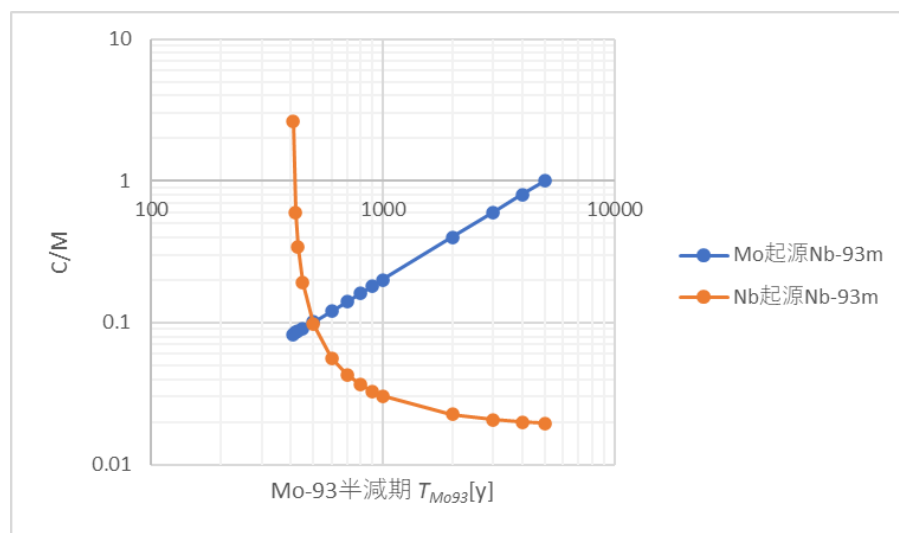


図 3.2.2.1(1)-7  $^{93}\text{Mo}$  半減期が異なっていた場合の起源元素ごとの  $C/M$



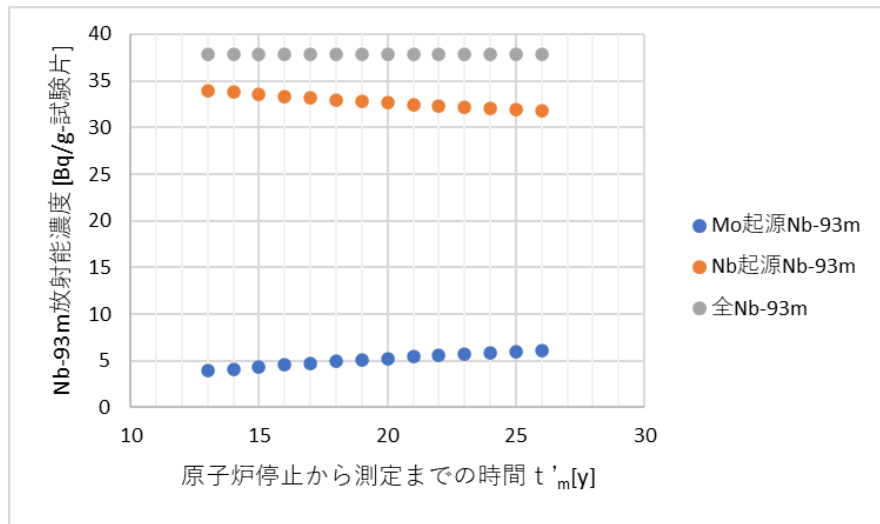


図 3.2.2.1(1)-8 原子炉停止から測定までの時間が異なっていた場合の  
起源元素ごとの  $^{93m}\text{Nb}$  放射能濃度

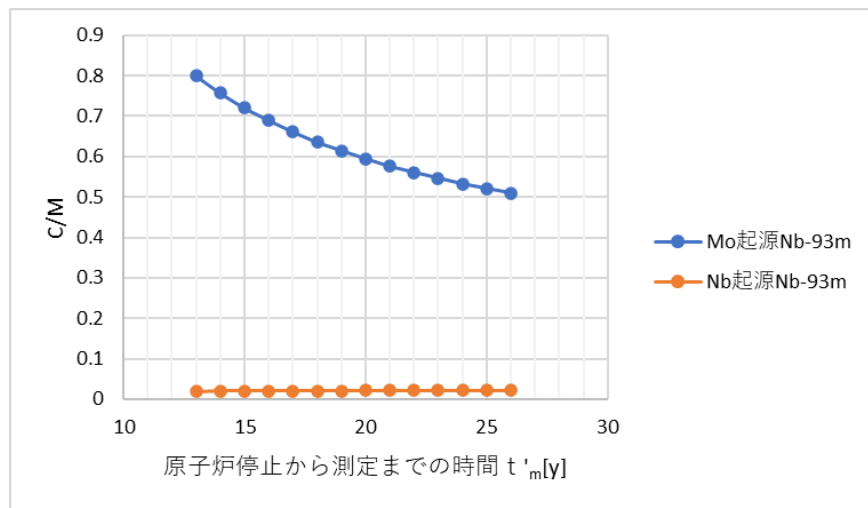


図 3.2.2.1(1)-9 原子炉停止から測定までの時間が異なっていた場合の  
起源元素ごとの C/M

## (2) 未同定ピークの影響

### 1) 各データ照会

図 3.2.2.1(2)-1 にバスケット試料①とカプセル試料①の  $^{93m}\text{Nb}$  放射能測定試料および  $^{93}\text{Mo}$  放射能測定試料の LEPS スペクトル(15~20keV)を示す。なお、各試料の計数率が異なるため、比較のために表示範囲内での最大計数率に対し規格化している。

表 3.2.2.1(1)-5 に示したように、16.5keV 付近および 18.6keV 付近にある 2 本のピークは  $^{93m}\text{Nb}$  もしくは  $^{93}\text{Mo}$  に由来するものである。一方、図 3.2.2.1(2)-1 中の赤色で示した部分(15.75keV 付近、17.5keV 付近の 2 本)のピークが特にバスケット試料で確認されている未知のピーク(以降、未同定ピーク)である。図 3.2.2.1(2)-1~図 3.2.2.1(2)-3 のように未同定ピークは  $^{93m}\text{Nb}$  測定試料の特にバスケット試料で顕著であるが、カプセル試料についても微弱ではあるがピークらしきものが確認された。当該エネルギーの X 線もしくは  $\gamma$  線を放出する核種をサーチした。

### 2) 候補核種の検索

IAEA が発行している核種検索アプリ Isotope Browser にて 15.25~15.75keV の X 線もしくは  $\gamma$  線を放出する核種を検索した。表 3.2.2.1(2)-1 に示す 42 核種がヒットした。

42 核種の内訳は Y の同位体 15 核種、Zr の同位体 3 核種、Nb 同位体が 13 核種、その他が 11 核種であった。このうち、その他に該当する核種はいずれも原子番号、質量数の大きなものである。分析した試料はステンレス材(主に Fe、Cr、Ni、Mo)であるため、中性子の照射によってそれら 11 核種が存在するとは考えにくいことから候補から除外した。

カプセル試料およびバスケット試料ともに  $^{93m}\text{Nb}$  測定のために Nb を精製した試料で未同定ピークの計数率が確認されていることから、Nb の同位体 13 核種が最も可能性が高いと考えた。なお、本絞り込みの妥当性検証のために、Y 同位体、Zr 同位体が分離操作により Nb 回収液に含まれていないことを評価する必要がある。

また、本研究で使用しているカプセル試料、バスケット試料ともに照射終了から分析までに 13 年経過後に測定しピークが得られていることから短半減期核種(1 年未満)である可能性は低いと考えた。

その結果、 $^{91}\text{Nb}$  および  $^{92}\text{Nb}$  が核種候補に残った。 $^{92}\text{Nb}$  は 561.1keV、934.5keV の  $\gamma$  線を放出するため、放射能測定用試料(沈殿)の  $\gamma$  線スペクトルを Ge 半導体検出器にて計測することで同定が可能である。当該の  $\gamma$  線ピークが検出された場合は  $^{91}\text{Nb}$  および  $^{92}\text{Nb}$  が存在する可能性があり、 $^{92}\text{Nb}$  のピークが検出されなかった場合は  $^{91}\text{Nb}$  のみが存在することとなる。

### 3) 高速中性子束評価への影響評価

未同定ピークが  $^{91}\text{Nb}$  もしくは  $^{92}\text{Nb}$  とした場合に  $^{93\text{m}}\text{Nb}$  の X 線ピークに干渉し、 $^{93\text{m}}\text{Nb}$  放射エネルギーの定量精度に影響しないかを評価した。 $^{91}\text{Nb}$  および  $^{92}\text{Nb}$  の核データを表 3.2.2.1(2)-2 に示す。 $^{93\text{m}}\text{Nb}$  と  $^{93}\text{Mo}$  のように、 $^{91}\text{Nb}$  と  $^{92}\text{Nb}$  では放出率は異なるものの、放出する X 線のエネルギーおよび相対放出率は同じであった。これは  $^{91}\text{Nb}$  および  $^{92}\text{Nb}$  がそれぞれ  $^{91}\text{Zr}$ 、 $^{92}\text{Zr}$  に壊変する過程で Zr の同じ励起状態から基底状態に遷移するためである。

図 3.2.2.1(2)-4、図 3.2.2.1(2)-5 にバスケット試料①、カプセル試料①の LEPS スペクトル波形分離結果を示す。ガウス関数で 4 つのピークに分離できた。波形分離結果を表 3.2.2.1(2)-3 に示す。ピーク面積比は  $^{91}\text{Nb}$  および  $^{93\text{m}}\text{Nb}$  の核データ(相対放出率)に概ね一致した。なお、表 3.2.2.1(2)-2 のように  $^{92}\text{Nb}$  も  $^{91}\text{Nb}$  と同じ相対放出率となっているため、 $^{91}\text{Nb}$  の核データと一致したということは  $^{92}\text{Nb}$  でも同様の判定結果となる。

以上から、未同定ピークは  $^{91}\text{Nb}$  または  $^{92}\text{Nb}$  である可能性が高く、当該核種である場合、図 3.2.2.1(2)-4、図 3.2.2.1(2)-5 に示すように  $^{91}\text{Nb}$  または  $^{92}\text{Nb}$  による  $^{93\text{m}}\text{Nb}$  ピークへの干渉は無視できるレベルである。なお、表 3.2.2.1(2)-3 より未同定ピークを除いた  $^{93\text{m}}\text{Nb}$  のピーク比が核データから求めた X 線相対放出率に一致することも確認できた。

陽子、中性子のバランスから  $^{91}\text{Nb}$ 、 $^{92}\text{Nb}$  の生成反応としては表 3.2.2.1(2)-4 に示すものなどが想定される。 $^{91}\text{Nb}$  または  $^{92}\text{Nb}$  の生成量の妥当性は解析により検証する必要がある。

表 3.2.2.1(2)-1 未同定ピークに関わる核種検索結果

| 核種     | 半減期    | 核種     | 半減期         | 核種           | 半減期             | 核種      | 半減期    |
|--------|--------|--------|-------------|--------------|-----------------|---------|--------|
| Y-90   | 64.05h | Zr-87m | 14.0s       | Nb-82        | 50ms            | Rn-225  | 4.66m  |
| Y-91   | 58.51d | Zr-89m | 4.161m      | Nb-84        | 9.8s            | Ra-225  | 14.9d  |
| Y-92   | 3.54h  | Zr-98m | 1.9 $\mu$ s | Nb-87        | 3.7m            | Ra-227  | 42.2m  |
| Y-93   | 10.18h |        |             | Nb-87m       | 2.6m            | Ra-228  | 5.75y  |
| Y-94   | 18.7m  |        |             | Nb-88        | 14.50m          | Ra-230  | 93m    |
| Y-96   | 5.34s  |        |             | Nb-88m       | 7.7m            | Ac-217m | 740ns  |
| Y-96m  | 9.6s   |        |             | Nb-89        | 2.03h           | Th-229  | 7880y  |
| Y-97   | 3.75s  |        |             | Nb-89m       | 66m             | Pa-224  | 0.846s |
| Y-97m  | 1.17s  |        |             | Nb-90        | 14.60h          | Pa-227  | 38.3m  |
| Y-98   | 0.548s |        |             | <b>Nb-91</b> | <b>6.8E+2y</b>  | Pa-228  | 22h    |
| Y-98m  | 2.32s  |        |             | Nb-91m       | 60.86d          | Pa-231  | 32570y |
| Y-99   | 1.484s |        |             | <b>Nb-92</b> | <b>3.47E+7y</b> |         |        |
| Y-100  | 732ms  |        |             | Nb-92m       | 10.15d          |         |        |
| Y-100m | 0.94s  |        |             |              |                 |         |        |
| Y-101  | 0.45s  |        |             |              |                 |         |        |

表 3.2.2.1(2)-2  $^{91}\text{Nb}$  および  $^{92}\text{Nb}$  の核データ<sup>[3.2.2.1-2]</sup>

| 核種               | 放射線の種類 | 半減期               | 放射線エネルギー $E$ | 放出率 $I(E)$ | 相対放出率 |
|------------------|--------|-------------------|--------------|------------|-------|
|                  |        | [y]               | [keV]        | [%]        | [-]   |
| $^{91}\text{Nb}$ | X 線    | $6.8\times 10^2$  | 15.69090     | 18.3923    | 0.52  |
|                  |        |                   | 15.77510     | 35.1991    | 1(基準) |
|                  |        |                   | 17.70        | 10.279     | 0.29  |
| $^{92}\text{Nb}$ | X 線    | $3.47\times 10^7$ | 15.69090     | 17.718     | 0.52  |
|                  |        |                   | 15.77510     | 33.908     | 1(基準) |
|                  |        |                   | 17.70        | 9.902      | 0.29  |
|                  | Y 線    |                   | 561.1        | 134        | —     |
|                  |        |                   | 934.5        | 100        | —     |

表 3. 2. 2. 1 (2) -3 LEPS スペクトル波形分離結果

| 核データ              |              |                       | バスケット試料①     |               | カプセル試料①      |                |
|-------------------|--------------|-----------------------|--------------|---------------|--------------|----------------|
| 核種                | エネルギー<br>$E$ | 放出率 $I(E)$<br>(相対放出率) | ピーク<br>エネルギー | 計数率           | ピーク<br>エネルギー | 計数率            |
| [-]               | [keV]        | [%]                   | [keV]        | [cps]         | [keV]        | [cps]          |
| $^{93m}\text{Nb}$ | 16.5~16.6    | 9.44<br>(5.1)         | 16.6         | 1.2<br>(4.8)  | 16.6         | 0.18<br>(4.7)  |
|                   | 18.6         | 1.84<br>(基準)          | 18.7         | 0.24<br>(基準)  | 18.7         | 0.039<br>(基準)  |
| $^{91}\text{Nb}$  | 15.69~15.78  | 53.6<br>(5.2)         | 15.8         | 0.28<br>(4.3) | 15.7         | 0.019<br>(3.0) |
|                   | 17.70        | 10.3<br>(基準)          | 17.7         | 0.066<br>(基準) | 17.7         | 0.0063<br>(基準) |

表 3. 2. 2. 1 (2) -4  $^{91}\text{Nb}$  および  $^{92}\text{Nb}$  の生成反応

| 生成核種             | 生成核種半減期                      | 生成反応の例                                              | 備考                            |
|------------------|------------------------------|-----------------------------------------------------|-------------------------------|
| $^{91}\text{Nb}$ | $6.8 \times 10^2 \text{ y}$  | $^{93}\text{Nb}(n,3n)^{91}\text{Nb}$                | $^{93}\text{Nb}$ は天然存在比 100%  |
|                  |                              | $^{92}\text{Mo}(n,2n)^{91}\text{Mo}/^{91}\text{Nb}$ | $^{91}\text{Mo}$ の半減期は 15.49m |
| $^{92}\text{Nb}$ | $3.47 \times 10^7 \text{ y}$ | $^{93}\text{Nb}(n,2n)^{92}\text{Mo}$                | $^{93}\text{Nb}$ は天然存在比 100%  |

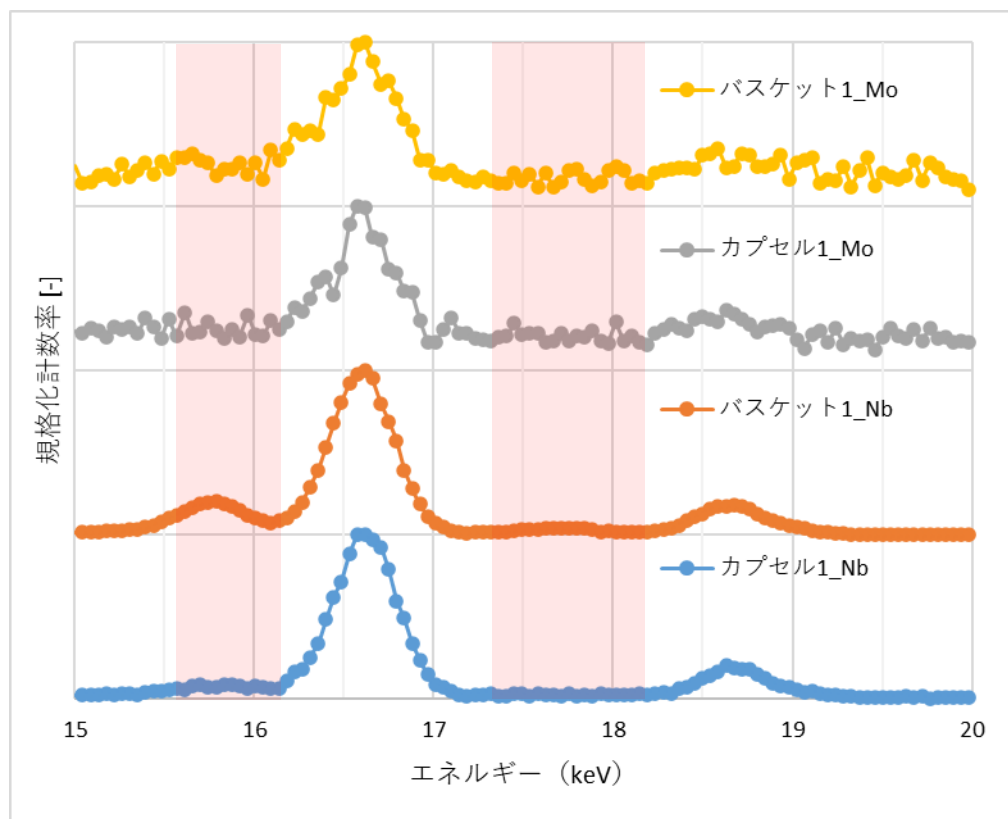


図 3.2.2.1(2)-1 LEPS スペクトル比較

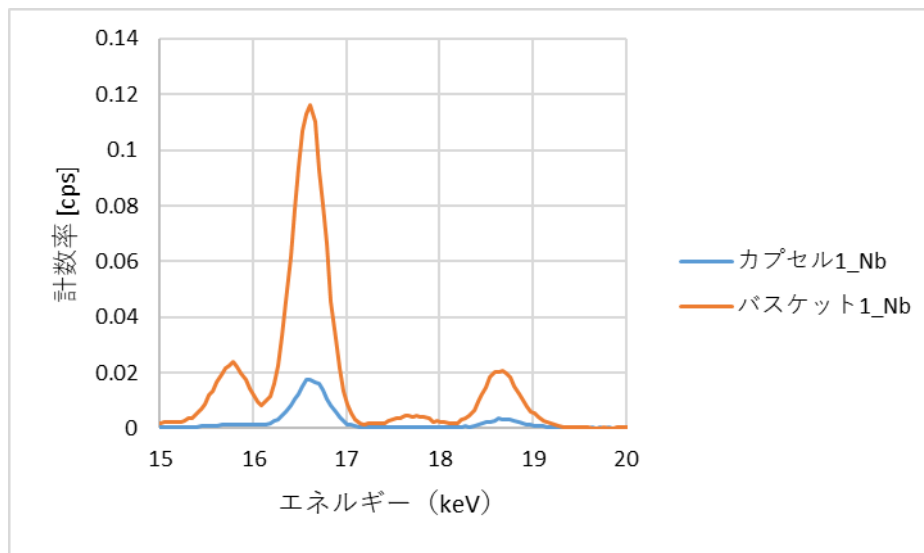


図 3. 2. 2. 1 (2) -2  $^{93m}\text{Nb}$  測定用 LEPS スペクトル比較

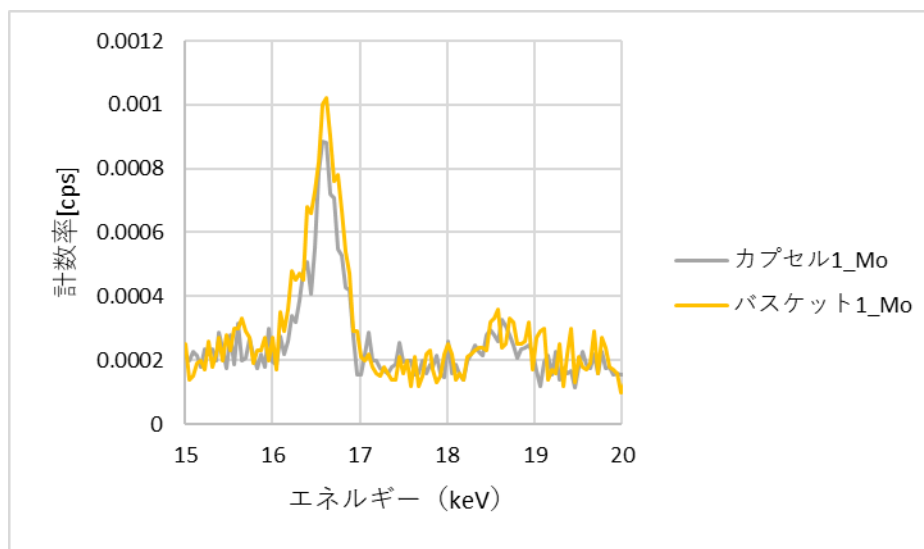


図 3. 2. 2. 1 (2) -3  $^{93}\text{Mo}$  測定用 LEPS スペクトル比較

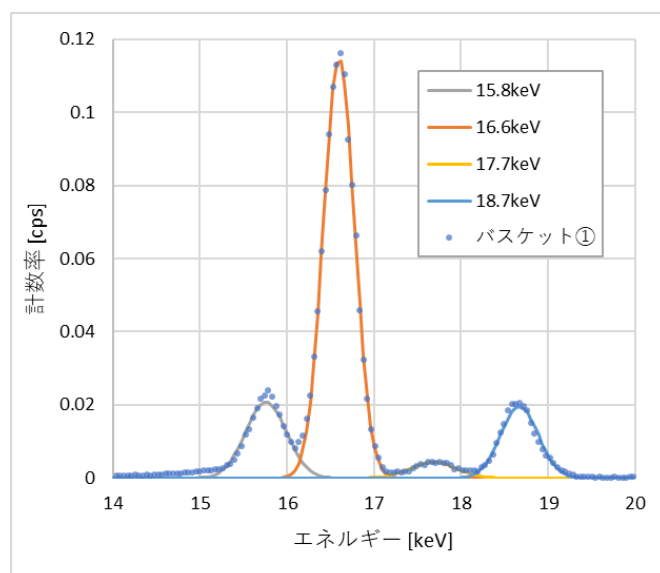


図 3. 2. 2. 1 (2) -4 バスケット試料①<sup>93m</sup>Nb 測定試料の LEPS スペクトル波形分離結果

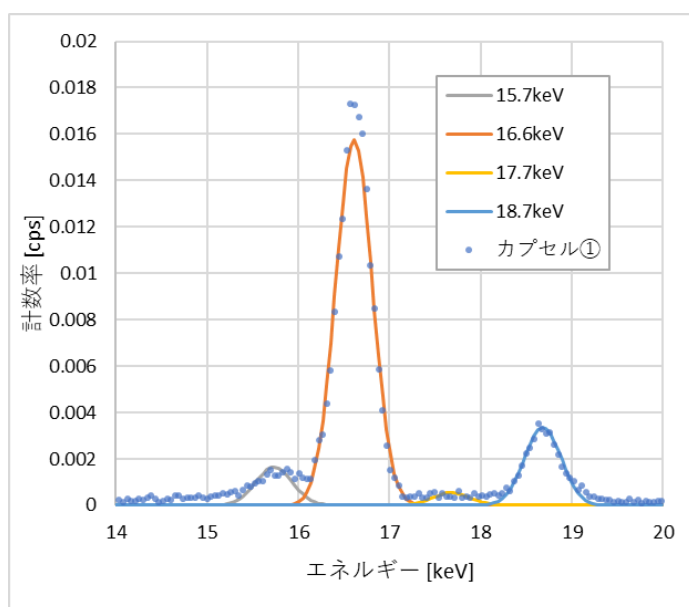


図 3. 2. 2. 1 (2) -5 カプセル試料①<sup>93m</sup>Nb 測定試料の LEPS スペクトル波形分離結果



### (3) まとめ

令和5年度に実施した照射済み試料を用いた放射化分析による照射量評価の結果、

- ・ 高速中性子照射量のバスケット試料の解析値と測定値が0.02とカプセルに比べ1桁低かった
- ・ バスケット試料の放射能測定で未同定ピークが検出された

という2つの問題について令和5年度分析結果を再整理し、「解析値と測定値の乖離の要因」およびバスケットの $^{93m}\text{Nb}$ 放射能量測定試料で観測された「未同定ピークの影響」を調査した。

解析値と測定値の乖離の要因調査については、評価式を整理するとともに、評価式から解析値との乖離が改善(C/Mが0.02から0.2程度に増大)に向かう以下のケーススタディを実施した。

#### (ケースA) $^{93m}\text{Nb}$ 放射能濃度を過大評価

##### a) $^{93m}\text{Nb}$ 検出放射能(計数)を過大評価

放射能測定試料に $^{93}\text{Mo}$ が混入することによる影響を評価した。 $^{93}\text{Mo}$ 混入率が多いほど解析値Cとの乖離は改善に向かうが、現評価では混入率が1%以下という評価に対し混入率100%として保守的な場合においてもC/Mが0.02のままであったことから、本ケースが解析値との乖離の原因である可能性は低いと考えた。

##### b) $^{93m}\text{Nb}$ 検出放射能(計数効率)を過少評価

試料中の非放射性Nbの励起により発生したX線が放射能測定時の計数効率に変化をもたらした場合を仮定し、計数効率が変わった場合の $^{93m}\text{Nb}$ 放射能量を評価した。計数効率が現評価の6.97%から約60%まで底上げされていたとするとC/Mは約0.2まで改善することが分かった。ただし、試料中のNb励起による計数効率変化の有無については別途検証が必要となる。

##### c) Nb回収率を過少評価

分離前後のNb濃度測定値が実態と異なっていたことでNb回収率を過少評価していた可能性を考え、Nb回収率が現状の36%から100%まで変化したときの影響を評価した。Nb回収率が100%のとき解析値Cとの乖離は最も小さくなり、その時のC/Mは0.06(2.77倍)であった。そのことから、本ケースが解析値との乖離の原因である可能性は低いと考えた。

#### (ケースB) Mo起源 $^{93m}\text{Nb}$ 放射能を過少評価

##### a) $^{93}\text{Mo}$ 半減期が実態と異なっていた場合

Mo起源 $^{93m}\text{Nb}$ 放射能量が増大するとNb起源 $^{93}\text{Nb}$ 比放射能のC/Mが改善する。Mo起源 $^{93m}\text{Nb}$ 放射能量は $^{93}\text{Mo}$ の減衰計算により評価している。 $^{93}\text{Mo}$ 減衰量は $^{93}\text{Mo}$ 放射能量といった計測値に加え、 $^{93}\text{Mo}$ 半減期、 $^{93m}\text{Nb}$ 半減期、原子炉停止から測定までの時間といった外部インプットから計算により求められる。外部インプットのうち、 $^{93}\text{Mo}$ の半減期が実態と異なっていた場合について評価した。

昨年度評価では  $^{93}\text{Mo}$  の半減期を  $4.0 \times 10^3$  [y]として評価していたが、C/M が 0.2 程度となるには  $^{93}\text{Mo}$  の半減期が  $4.5 \times 10^2$  [y]でなくてはならない。これは文献値の  $3.5 \times 10^3 \sim 4.0 \times 10^3$  [y]に比べ明らかに小さいため、 $^{93}\text{Mo}$  の半減期の不確かさが解析値との乖離の原因では無いと考えた。

b) 試料保管期間が実態と異なっていた場合

外部インプットのうち、原子炉停止から測定までの時間が実態と異なっていた場合について評価した。昨年度評価では原子炉停止から測定までの時間が 13 年として評価していたが、当該時間が 2 倍の 26 年となったとしても C/M が 0.021 であったことから、本ケースが解析値との乖離の原因では無いと考えた。

(ケース C) 試験片中 Nb 濃度を過少評価

計測値は天秤による重量測定、LEPS による放射能測定、ICP-MS による Nb または Mo 濃度測定値から成り立っている。このうち、不確かさを多く含むものは LEPS による放射能測定、ICP-MS による Nb または Mo 濃度測定値であるが、放射能測定については(ケース A)a)～b)で、回収液中 Nb 濃度測定については(ケース A)c)でそれぞれ調査したため、残る試験片中 Nb 濃度測定値の不確かさについて調査した。評価式を整理したところ、試験片中 Nb 濃度は回収率(=回収液 Nb 濃度/試験片中 Nb 濃度)項と Nb 濃度による規格化項の積により試験片中 Nb 濃度項はキャンセルされる。すなわち、Nb 起源  $^{93\text{m}}\text{Nb}$  比放射能は試験片中 Nb 濃度に依存しないことから、本ケースは解析値との乖離の原因では無いと考えた。

以上から、本調査範囲においては解析値と測定値の乖離を合理的に説明可能な仮説は見いだせなかった。本調査結果の妥当性検証のために、カプセル試料とバスケット試料の操作の違いである Nb トレーサの添加有無などの条件を揃えた分析を実施する必要がある。

また、未同定ピークは核種サーチおよび半減期、元素分離の観点から  $^{91}\text{Nb}$  または  $^{92}\text{Nb}$  である可能性が示唆された。 $^{92}\text{Nb}$  が含まれる可能性については  $^{93\text{m}}\text{Nb}$  放射能測定用試料の  $\gamma$  線スペクトルを測定することで検証可能である。なお、未同定ピーク核種が  $^{91}\text{Nb}$  または  $^{92}\text{Nb}$  のいずれの核種であったとしても、放出する X 線エネルギーは  $^{93\text{m}}\text{Nb}$  の X 線エネルギーと異なるため、未同定ピークの由来核種が  $^{91}\text{Nb}$  または  $^{92}\text{Nb}$  であったとすると  $^{93\text{m}}\text{Nb}$  放射能測定結果を用いた高速中性子束評価結果には影響しない。

<参考文献>

- [3.2.2.1-1] 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5年度原子力規制庁委託成果報告書、2024年4月.
- [3.2.2.1-2] 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://www.ndc.jaea.go.jp/NuC/index\\_J.html](https://www.ndc.jaea.go.jp/NuC/index_J.html).
- [3.2.2.1-3] C. Michael *et al.*, “Table of isotopes SEVENTH EDITION”, A Wiley-Interscience Publication, p93 (1978).
- [3.2.2.1-4] IAEA, “Isotope Browser”, Ver 3.56.86.  
<https://apps.apple.com/us/app/isotope-browser/id943890538>

### 3.2.2.2 $^{60}\text{Co}$ を用いた高速中性子照射量評価

#### (1) $^{60}\text{Co}$ 放射能測定

##### 1) 測定対象

2023 年度に浜岡原子力発電所 3 号機（以下、「H-3」という）の監視試験片カプセル及びバスケットから採取した試験片を酸で溶解して得られた溶解液を対象とする。2023 年度には、図 3.2.2.2(1)-1 に示すように、本溶解液を用いて Nb 及び Mo の元素濃度、並びに、 $^{93\text{m}}\text{Nb}$  及び  $^{93}\text{Mo}$  の放射能濃度測定を実施した。その際に、Nb や Mo の元素濃度を再測定する必要がある場合に備えて溶解液の一部を残しており（最終的に使用せず）、2024 年度はこの残しておいた溶解液を測定試料として使用する。

表 3.2.2.2(1)-1 に 2023 年度に溶解した試験片の質量、溶解して得られた（作成した）溶解液の質量、元素濃度及び放射能濃度測定のために使用した溶解液の質量を示す。表 3.2.2.2(1)-1 の一番右の列が 2023 年度に残しておいた溶解液の質量であり、2024 年度に使用する溶解液の質量である。

カプセル、バスケットともに表 3.2.2.2(1)-1 に示す通り、2 個ずつ溶解液を作成しており、2024 年度は計 4 個の溶解液の残液を対象に元素濃度及び放射能濃度を測定する。

##### 2) 放射能測定要領

試験片の元素濃度及び放射能濃度の測定フローを図 3.2.2.2(1)-1 に示す。試験片の溶解液を対象に、元素濃度及び放射能濃度の測定を実施する。測定操作は「元素濃度の測定」、「放射能濃度の測定」の 2 つから成る。

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。元素濃度の測定対象は、 $^{60}\text{Co}$  の起源である Fe、Co、Ni、Cu とする。

Fe、Co、Ni、Cu 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 3.2.2.2(1)-2 に Fe、Co、Ni、Cu の天然同位体比（原子数比）を示す。表には Fe、Co、Ni、Cu 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。

Co は  $^{59}\text{Co}$  のみが存在し、他の同位体は存在しないため、 $^{59}\text{Co}$ （質量数 59）を対象とする。

Fe、Ni、Cu は複数の同位体を持つため、①同じ質量数の元素（同重体）が存在しない同位体のうち最も天然存在比が大きい同位体（表 3.2.2.2(1)-2 参照）、かつ、②照射後の同位体比が照射前（天然同位体比）と等しい同位体として、Fe は  $^{56}\text{Fe}$ （質量数 56）、Ni は  $^{60}\text{Ni}$ （質量数 60）、Cu は  $^{63}\text{Cu}$ （質量数 63）をそれぞれ対象とする。なお、照射後の試験片には、質量数 60 に放射能濃度測定の対象である  $^{60}\text{Co}$  が存在するが、その存在量（質量）は、 $^{60}\text{Ni}$  に対して十分小さく無視できる量である。

#### a) 元素濃度測定

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 3.2.2.2(1)-2）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る、検量線用標準液の調製時には標準液の密度測定を行う。

手順を以下に示す。なお、以下の手順で使用する電子天秤には、「電子天秤 1」と「電子天秤 2」があるが、管理区域内の電子天秤を「電子天秤 1」、管理区域外の電子天秤を「電子天秤 2」と称する。各電子天秤の型式等は 4)項の使用機器・装置に記載する。また質量測定は、いずれも 0.1 mg の桁まで測定する。

##### ① 標準液の密度測定

- i) 10 mL メスフラスコ（空）の質量と標準液を 10 mL メスフラスコの標線まで入れた後の質量を電子天秤 2 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) 標準液又は標準液の希釈液を 0.1 mL 以上分取し、2%硝酸（希釈溶媒）で希釈して、検量線用標準液を調製する。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。調製時には、「空の容器（風袋）」、「希釈溶媒を添加した後の容器」、「標準液等を添加した後の容器」の質量を電子天秤 2 でそれぞれ測定する。
- 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 元素濃度測定試料の調製

溶解液を 2%硝酸（希釈溶媒）で希釈し、「元素濃度測定試料」を調製する。調製時には、「空の容器（風袋）」、「希釈溶媒を添加した後の容器」、「溶解液等を添加した後の容器」の質量を電子天秤 1 でそれぞれ測定する。

##### 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。

### 3) 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 3.2.2.2(1)-1 式及び 3.2.2.2(1)-2 式より算出する。

(溶解液の元素濃度)

$$C_{1-i}=c_i \times D \quad (3.2.2.2(1)-1)$$

$C_{1-i}$  : 溶解液の元素 i の濃度 (g/g－溶解液)

$c_i$  : 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)

$$C_i = \frac{M \times C_{1-i}}{m} \quad (3.2.2.2(1)-2)$$

$C_i$  : 試験片の元素 i の濃度 (g/g－試験片)

$M$  : 溶解液の質量 (g) (2023 年度のデータ)

$m$  : 溶解に供した試験片の質量 (g) (2023 年度のデータ)

$C_{1-i}$  : 溶解液の元素 i の濃度 (g/g－溶解液)

### ⑤ 試験片の元素濃度の不確かさの算出

測定により得られた試験片の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する。検量線から求めた濃度の不確かさを式 3.2.2.2(1)-3 及び式 3.2.2.2(1)-4 から算出する<sup>[3.2.2.2(1)-2]</sup>。

$$s_{x0} = \frac{s_{y/x}}{b} \left\{ 1 + \frac{1}{n} + \frac{(y_0 - \bar{y})^2}{b^2 \sum (x_i - \bar{x})^2} \right\}^{1/2} \quad (3.2.2.2(1)-3)$$

$$s_{y/x} = \left[ \frac{\sum \{y_i - (bx_i + a)\}^2}{n-2} \right]^{1/2} \quad (3.2.2.2(1)-4)$$

$s_{x0}$  : 検量線から求めた濃度の不確かさ

$s_{y/x}$  : 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
- $y_0$  : 測定試料の測定値
- $y_i$  : 検量線用標準液の各測定値
- $\bar{y}$  : 検量線用標準液の測定値の平均値
- $x_i$  : 検量線用標準液の各濃度
- $\bar{x}$  : 検量線用標準液の各濃度の平均値

なお、試験片の元素濃度を測定する際の他の要因（溶解に供した試験片の質量、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、無視できる。

## b) 放射能量測定

### ① 放射能量測定試料の調製

溶解液の一部を分取して「放射能量測定試料」を調製する。調製した「放射能量測定試料」について Ge 半導体検出器で  $^{60}\text{Co}$  の放射能量を測定し、本測定結果を基に試験片の放射能濃度を算出する。

測定対象の  $^{60}\text{Co}$  の核データ（半減期と主な放出放射線）を表 3.2.2.2(1)-3 に示す。 $^{60}\text{Co}$  は  $\gamma$  線を放出する核種であり、放出する  $\gamma$  線を Ge 半導体検出器で測定することで放射能を定量する。

Ge 半導体検出器の測定では図 3.2.2.2(1)-3 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。

本研究の測定対象である試験片では  $^{60}\text{Co}$  の放射能濃度は比較的高く、 $^{60}\text{Co}$  が放出する  $\gamma$  線エネルギーは高いことから、 $^{93\text{m}}\text{Nb}$  や  $^{93}\text{Mo}$  と異なり測定時に他の核種の影響を受けにくく、化学分離操作無しに検出・定量が可能である。したがって、溶解液をそのまま用いて測定する。手順を以下に示す。

- i) 溶解液を所定の測定用容器（20 mL ポリエチレン容器）に分取し、「放射能量測定試料」を調製する。この際、Ge 半導体検出器校正時の標準試料（液体試料）の液量（20 mL）となるように、あらかじめ測定用容器に純水を添加しておき、純水と溶解液の合計液量が 20 mL となるようにする。本試験では純水の量を 18 mL、溶解液の量を 2 mL とする。
- ii) 調製時には、「空の容器（風袋）」、「純水を添加した後の容器」、「溶解液を添加した後の容器」の質量を電子天秤 1 でそれぞれ測定する。

### ② 放射能量の測定

放射エネルギー測定試料を Ge 半導体検出器で測定し、 $^{60}\text{Co}$  の放射エネルギーを定量する。 $^{60}\text{Co}$  の定量は、 $^{60}\text{Co}$  が放出する 2 本の  $\gamma$  線のうち 1173 keV を対象に行う。 $^{60}\text{Co}$  が放出する 2 本の  $\gamma$  線 (1173 keV と 1332 keV) に対して各エネルギーの「 $\gamma$  線の放出率」と「Ge 半導体検出器での計数効率」を考慮すると、1173 keV の方が計数値は高くなる (計数誤差が小さくなる) ため、1173 keV で  $^{60}\text{Co}$  の放射エネルギーを定量することとした。

なお、Ge 半導体検出器での測定時には dead time が 5%を超えていないことを確認し、5%を超える場合には、溶解液の分取量を減らして「放射エネルギー測定試料」を再調製する。

### ③ 放射能濃度の算出

「放射エネルギー測定試料」の測定結果より、試験片の放射エネルギー及び放射能濃度を式 3.2.2.2(1)-5 及び式 3.2.2.2(1)-6 により算出する。

(試験片の放射エネルギー)

$$A = \frac{A_m}{M_1} \times M \quad (3.2.2.2(1)-5)$$

$A$  : 試験片の  $^{60}\text{Co}$  の放射エネルギー (Bq)

$M$  : 溶解液の質量 (g) (2023 年度のデータ)

$M_1$  : 放射エネルギー測定試料調製時に分取した溶解液の質量 (g)

$A_m$  : 放射エネルギー測定試料の  $^{60}\text{Co}$  の放射エネルギー (Bq)

(試験片の放射能濃度)

$$S = \frac{A}{m} \quad (3.2.2.2(1)-6)$$

$S$  : 試験片の  $^{60}\text{Co}$  の放射能濃度 (Bq/g—試験片)

$A$  : 試験片の  $^{60}\text{Co}$  の放射エネルギー (Bq)

$m$  : 溶解に供した試験片の質量 (g) (2023 年度のデータ)

### ④ 放射能濃度の不確かさの算出

測定により得られた試験片の放射能濃度の主な不確かさの要因は  $\gamma$  線測定時の計数誤差であり、これを放射能濃度の不確かさとする。なお、計数誤差は  $\gamma$  線のピーク面積の解析時 (解析ソフト: セイコー・イージーアンドジー社製 Gamma Station) に自動的に算出される。

## 4) 使用機器・装置

表 3.2.2.2(1)-4 に使用した機器・装置のメーカー、型式等を示す。また、元素濃度測定



に使用する誘導結合プラズマ質量分析装置（ICP-MS）及び放射能濃度測定に使用する Ge 半導体検出器の外観を図 3.2.2.2(1)-4 及び図 3.2.2.2(1)-5 に示す。

#### 5) 元素濃度及び放射能濃度の実施及び測定結果

元素濃度の測定結果を表 3.2.2.2(1)-5 および表 3.2.2.2(1)-6 に示す。放射能濃度の測定結果を表 3.2.2.2(1)-7 に示す。

#### 6) $^{60}\text{Co}$ 放射能濃度の算出

$^{60}\text{Co}$  の放射能濃度および起源元素である Co 1g あたりの  $^{60}\text{Co}$  放射エネルギーを表 3.2.2.2(1)-8 に示す。

#### <参考文献>

- [3.2.2.2(1)-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://www.ndc.jaea.go.jp/NuC/index\\_J.html](https://www.ndc.jaea.go.jp/NuC/index_J.html).
- [3.2.2.2(1)-2] 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.

表 3.2.2.2(1)-1 カプセル及びバスケットから採取した溶解液情報

| 採取部位  | 溶解した試験片<br>(NFD 管理番号)      | 2023 年度に<br>溶解した<br>試験片質量<br>(g) | 2023 年度に<br>作成した<br>溶解液質量<br>[A]<br>(g) | 2023 年度に<br>使用した<br>溶解液質量 <sup>注 1</sup><br>[B]<br>(g) | 2024 年度に<br>使用する<br>溶解液質量 <sup>注 2</sup><br>[C = A - B]<br>(g) |
|-------|----------------------------|----------------------------------|-----------------------------------------|--------------------------------------------------------|----------------------------------------------------------------|
| カプセル  | S37C1CA01-1                | 5.9219                           | 117.061                                 | 105.2<br>(B1 : 0.2)<br>(B2 : 105)                      | 12                                                             |
|       | S37C1CA02-1                | 6.4045                           | 111.500                                 | 100.2<br>(B1 : 0.2)<br>(B2 : 100)                      | 11                                                             |
| バスケット | S37C1CA03-1<br>S37C1CA03-2 | 16.6991                          | 216.351                                 | 194.2<br>(B1 : 0.2)<br>(B2 : 194)                      | 22                                                             |
|       | S37C1CA04-1<br>S37C1CA04-2 | 16.3378                          | 216.266                                 | 197.2<br>(B1 : 0.2)<br>(B2 : 197)                      | 19                                                             |

注 1 : B1、B2 は 2023 年度にそれぞれ元素濃度測定及び放射能濃度測定のために使用した量

注 2 : 2023 年度に作成した溶解液の残りの質量（値は、およその値）

元素濃度及び放射能濃度の測定対象

元素濃度及び放射能濃度の測定対象は以下とする。

元素濃度 : Fe、Co、Ni、Cu（<sup>60</sup>Co の起源となる元素）

放射能濃度 : <sup>60</sup>Co

表 3.2.2.2(1)-2 Fe、Co、Ni、Cu の天然同位体比（原子数比）

| 元素（原子番号）<br>質量数 | Cr (24)<br>(%) | Mn(25)<br>(%) | Fe (26)<br>(%) | Co (27)<br>(%) | Ni (28)<br>(%) | Cu (29)<br>(%) | Zn (30)<br>(%) |
|-----------------|----------------|---------------|----------------|----------------|----------------|----------------|----------------|
| 50              | 4.345          |               |                |                |                |                |                |
| 51              |                |               |                |                |                |                |                |
| 52              | 83.789         |               |                |                |                |                |                |
| 53              | 9.501          |               |                |                |                |                |                |
| 54              | 2.365          |               | 5.845          |                |                |                |                |
| 55              |                | 100           |                |                |                |                |                |
| 56              |                |               | 91.754         |                |                |                |                |
| 57              |                |               | 2.119          |                |                |                |                |
| 58              |                |               | 0.282          |                | 68.077         |                |                |
| 59              |                |               |                | 100            |                |                |                |
| 60              |                |               |                |                | 26.223         |                |                |
| 61              |                |               |                |                | 1.1399         |                |                |
| 62              |                |               |                |                | 3.6346         |                |                |
| 63              |                |               |                |                |                | 69.15          |                |
| 64              |                |               |                |                | 0.9255         |                | 49.17          |
| 65              |                |               |                |                |                | 30.85          |                |
| 66              |                |               |                |                |                |                | 27.73          |
| 67              |                |               |                |                |                |                | 4.04           |
| 68              |                |               |                |                |                |                | 18.45          |
| 69              |                |               |                |                |                |                |                |
| 70              |                |               |                |                |                |                | 0.61           |

注 1：Fe、Co、Ni、Cu 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構 核データ研究グループ<sup>[3.2.2.2(1)-1]</sup>」

表 3.2.2.2(1)-3  $^{60}\text{Co}$  の核データ（半減期と主な放出放射線）<sup>[3.2.2.2(1)-1]</sup>

| 核種               | 半減期（日）  | 放射線の種類     | 放射線エネルギー（keV） | 放出率（%） |
|------------------|---------|------------|---------------|--------|
| $^{60}\text{Co}$ | 1925.28 | $\gamma$ 線 | 1173.23       | 99.85  |
|                  |         |            | 1332.49       | 99.98  |

表 3.2.2.2(1)-4 使用機器・装置

| 機器・装置                   | メーカー、型式等                                                   | 用途                              | 校正方法                  |
|-------------------------|------------------------------------------------------------|---------------------------------|-----------------------|
| 電子天秤 1                  | ザルトリウス社製<br>CP124S<br>(仕様)<br>最大計量値 120 g<br>最小表示 0.1 mg   | 質量測定                            | 校正証明書付きの分銅を用いて校正      |
| 電子天秤 2                  | メトラートレド社製<br>XS105DU<br>(仕様)<br>最大計量値 120 g<br>最小表示 0.1 mg | 質量測定<br>(ICP-MS の検量線用標準液の調製に使用) | 校正証明書付きの分銅を用いて校正      |
| 誘導結合プラズマ質量分析装置 (ICP-MS) | Thermo Fisher Scientifics 社製<br>iCAP RQ                    | 元素濃度の測定                         | 検査成績書付きの元素標準液を用いて校正   |
| Ge 半導体検出器               | ORTEC 製<br>GEM30P4-70                                      | 放射能濃度の測定                        | 校正証明書付きの放射能標準試料を用いて校正 |

注：電子天秤 1 は管理区域内、電子天秤 2 は管理区域外に設置。電子天秤 1 は管理区域内での元素濃度測定試料や放射エネルギー測定試料を調製する際に使用する。電子天秤 2 は管理区域外での ICP-MS の検量線用標準液を調製する際に使用する。

。

表 3. 2. 2. 2 (1) -5 元素濃度測定結果

| 種類    | 溶解した試験片<br>(NFD 管理番号)      | 試験片の<br>質量<br>(g) | Fe 濃度<br>(g/g-試験片) | Co 濃度<br>(g/g-試験片) | Ni 濃度<br>(g/g-試験片) | Cu 濃度<br>(g/g-試験片) |
|-------|----------------------------|-------------------|--------------------|--------------------|--------------------|--------------------|
| カプセル  | S37C1CA01-1                | 5.9219            | 0.66 ± 0.02        | 0.00198 ± 0.00008  | 0.099 ± 0.003      | 0.00098 ± 0.00002  |
|       | S37C1CA02-1                | 6.4045            | 0.67 ± 0.01        | 0.00186 ± 0.00007  | 0.100 ± 0.003      | 0.00095 ± 0.00002  |
| バスケット | S37C1CA03-1<br>S37C1CA03-2 | 16.6991           | 0.66 ± 0.01        | 0.00307 ± 0.00005  | 0.125 ± 0.002      | 0.00046 ± 0.00001  |
|       | S37C1CA04-1<br>S37C1CA04-2 | 16.3378           | 0.68 ± 0.01        | 0.00308 ± 0.00005  | 0.128 ± 0.002      | 0.00046 ± 0.00001  |

表 3.2.2.2(1)-6 元素濃度測定結果（％表記）

| 種類    | 溶解した試験片<br>(NFD 管理番号)      | 試験片の質量<br>(g) | Fe 濃度<br>(%) | Co 濃度<br>(%)  | Ni 濃度<br>(%) | Cu 濃度<br>(%)  |
|-------|----------------------------|---------------|--------------|---------------|--------------|---------------|
| カプセル  | S37C1CA01-1                | 5.9219        | 66 ± 2       | 0.198 ± 0.008 | 9.9 ± 0.3    | 0.098 ± 0.002 |
|       | S37C1CA02-1                | 6.4045        | 67 ± 1       | 0.186 ± 0.007 | 10.0 ± 0.3   | 0.095 ± 0.002 |
| バスケット | S37C1CA03-1<br>S37C1CA03-2 | 16.6991       | 66 ± 1       | 0.307 ± 0.005 | 12.5 ± 0.2   | 0.046 ± 0.001 |
|       | S37C1CA04-1<br>S37C1CA04-2 | 16.3378       | 68 ± 1       | 0.308 ± 0.005 | 12.8 ± 0.2   | 0.046 ± 0.001 |

表 3.2.2.2(1)-7 放射能濃度の測定結果

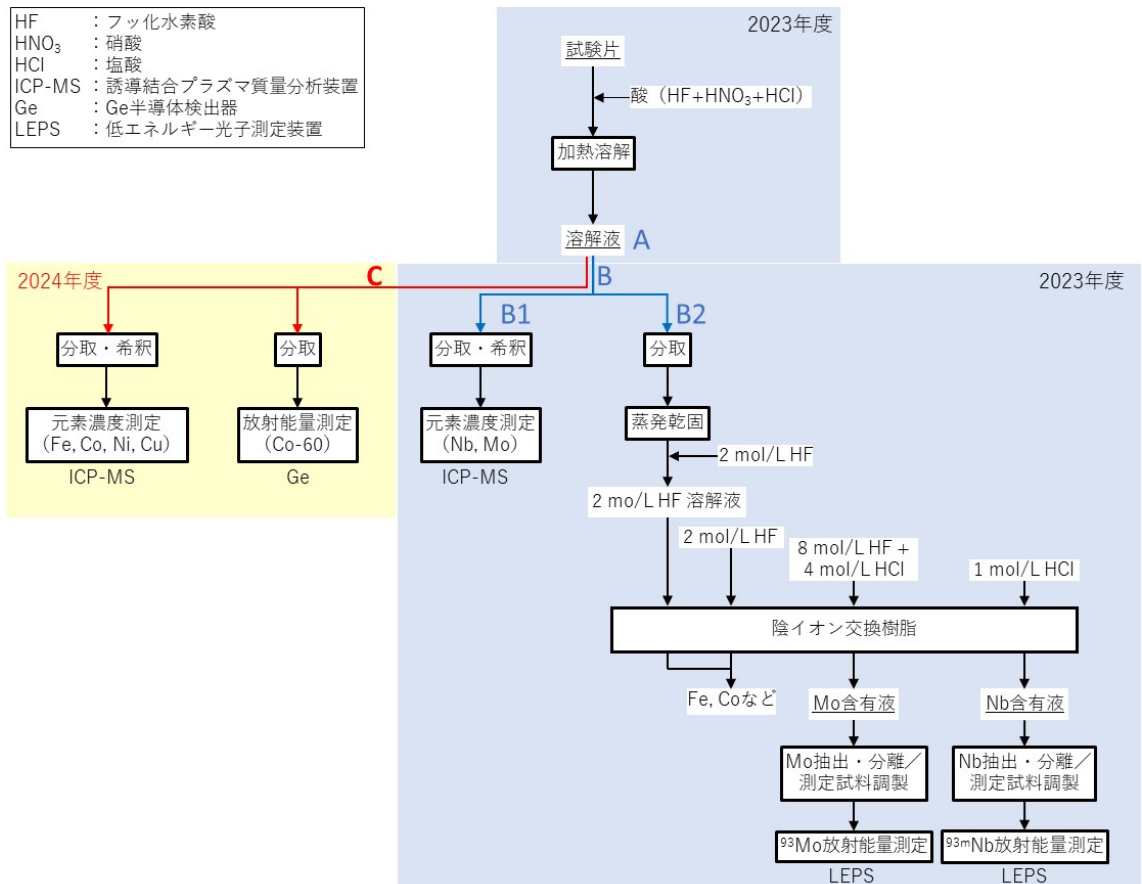
| 種類    | 溶解した試験片<br>(NFD 管理番号)      | 試験片の質量<br>(g) | <sup>60</sup> Co 放射能濃度<br>(Bq/g-試験片) |
|-------|----------------------------|---------------|--------------------------------------|
| カプセル  | S37C1CA01-1                | 5.9219        | 110000 ± 3000 (2024/11/5 23:27)      |
|       | S37C1CA02-1                | 6.4045        | 102000 ± 3000 (2024/11/7 16:12)      |
| バスケット | S37C1CA03-1<br>S37C1CA03-2 | 16.6991       | 149000 ± 4000 (2024/11/6 16:36)      |
|       | S37C1CA04-1<br>S37C1CA04-2 | 16.3378       | 152000 ± 4000 (2024/11/8 16:25)      |

注：放射能濃度は測定日時点の値を示す。測定日時（測定の間時刻）を括弧内に示す。

表 3.2.2.2(1)-8  $^{60}\text{Co}$  の放射能濃度および Co 元素 1g あたりの  $^{60}\text{Co}$  放射エネルギー

| 種類    | 溶解した試験片<br>(NFD 管理番号)      | Co 濃度<br>(g/g-試験片) | $^{60}\text{Co}$ 放射能濃度<br>(Bg/g-試験片) | Co 元素 1g あたりの $^{60}\text{Co}$ 放射エネルギー<br>(Bg/g-Co) |
|-------|----------------------------|--------------------|--------------------------------------|-----------------------------------------------------|
| カプセル  | S37C1CA01-1                | 0.080198           | 1.10E+05                             | 5.56E+07                                            |
|       | S37C1CA02-1                | 0.00186            | 1.02E+05                             | 5.48E+07                                            |
| バスケット | S37C1CA03-1<br>S37C1CA03-2 | 0.00307            | 1.49E+05                             | 4.85E+07                                            |
|       | S37C1CA04-1<br>S37C1CA04-2 | 0.00308            | 1.52E+05                             | 4.94E+07                                            |





(図中の (A、B、C、B1、B2) は表 3.2.2.2(1)-1 に記載の記号と対応)

図 3.2.2.2(1)-1 元素濃度及び放射能濃度の測定フローと年度ごとの実施範囲

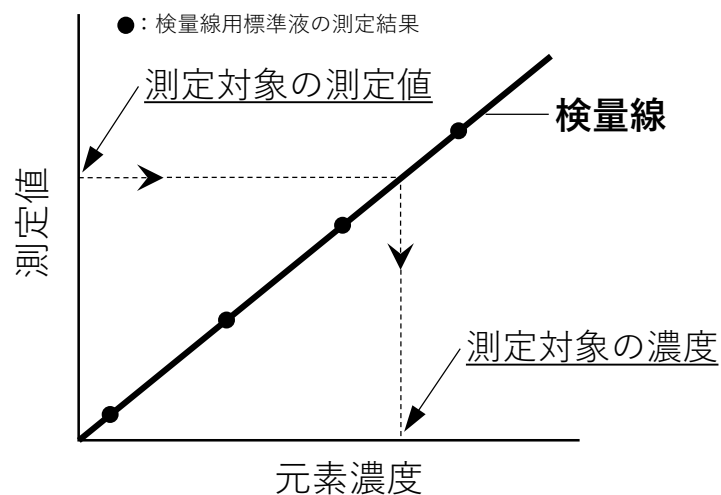


図 3.2.2.2(1)-2 検量線による元素濃度の定量

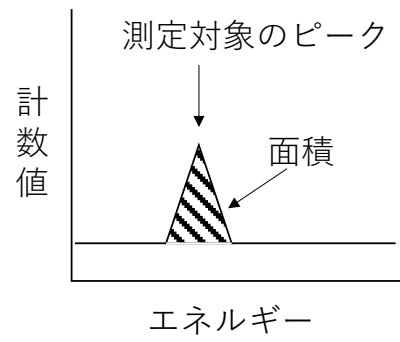


図 3.2.2.2(1)-3 Ge 半導体検出器による核種の同定と放射エネルギーの定量



図 3. 2. 2. 2(1)-4 ICP-MS の外観

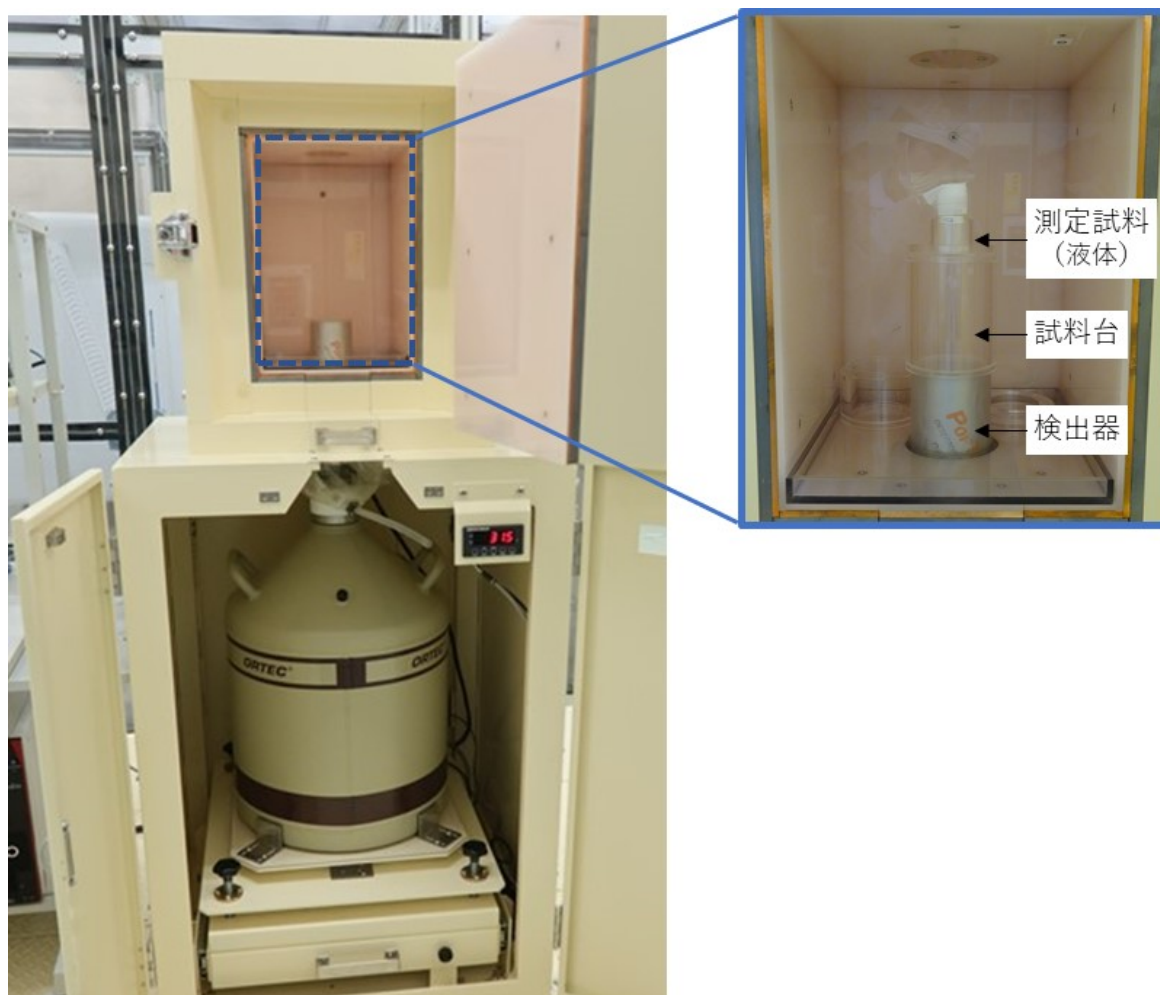


図 3. 2. 2. 2(1)-5 Ge 半導体検出器の外観

## (2) $^{60}\text{Co}$ の放射能濃度評価と高速中性子照射量評価

熱中性子を含む中性子束解析（以下では熱中性子束解析）の適切性を確認するため、主に熱中性子の反応である  $^{59}\text{Co}(n, \gamma)^{60}\text{Co}$  で生成する  $^{60}\text{Co}$  の放射能濃度の測定値と解析値を比較する。中性子束解析値を用いて ORIGEN-S(SCALE5.1)で  $^{60}\text{Co}$  放射能濃度を評価する。

ステンレス鋼における  $^{60}\text{Co}$  は、表 3.2.2.2(2)-1 に示す反応により Co、Ni、Cu、Fe から生成するため、各起源元素から生成する放射能濃度を確認し、高速中性子の反応である Ni や Cu 起源の  $^{60}\text{Co}$  放射能濃度より高速中性子照射量の評価が可能であるか検討する。また、Co 起源の  $^{60}\text{Co}$  放射能濃度より熱中性子束を評価し、解析上の熱中性子と高速中性子の比率をもとに高速中性子照射量を推定する。

### 1) $^{60}\text{Co}$ を用いた熱中性子束解析

#### a) 解析条件

中性子束解析は H-3 を対象プラントとし、基本的には令和 5 年度に実施した中性子束分布解析と同様の解析手法を用いる。令和 5 年度と同様に解析コードは二次元 SN 法輸送計算コード DORT<sup>[3.2.2.2(2)-1]</sup>とし、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<sup>[3.2.2.2(2)-2]</sup>より作成された輸送計算用断面積ライブラリー MATXSLLIB-J40<sup>[3.2.2.2(2)-3]</sup>を用い、エネルギー群数は 199 群とするが、評価条件のうち解析対象となる中性子のエネルギー帯が令和 5 年度と異なる。

令和 5 年度は、Mo については高速中性子解析結果に基づく評価を行ったが、令和 6 年度は、放射能濃度評価において  $^{92}\text{Mo}(n, \gamma)^{93}\text{Mo}$  について、熱中性子を含む 199 群すべてのエネルギー帯の中性子スペクトル  $\phi_n$  および角度補正係数を求める。なお、熱中性子のエネルギー領域における上方散乱および熱散乱則も考慮する。199 群の群構造を表 3.2.2.2(2)-2 に示す。

解析により算出した中性子束を用いて ORIGEN-S(SCALE5.1)により Co 元素 1g あたりの  $^{60}\text{Co}$  放射能濃度を評価し、 $^{60}\text{Co}$  放射能濃度の測定値と解析値を比較して、熱中性子束の評価結果が適切であるかを確認する。照射期間は令和 5 年度の  $^{93m}\text{Nb}$  等と同様とし、冷却期間は放射能濃度測定日である 2024 年 11 月 5 日までを考慮する。なお、測定日は 11 月 5 日～11 月 8 日にわたるが、測定核種の半減期(5.2712 年)に対して十分短く影響ないと考えられる。

#### b) 解析結果

Co 起源の  $^{60}\text{Co}$  の放射能濃度の解析結果および測定値との比較結果を表 3.2.2.2(2)-3 に示す。

$^{60}\text{Co}$  の C/M は 3 であり、測定値が過小であるもしくは解析値が過大である可能性がある。ここでは解析値が過大である可能性について検討し、 $^{93}\text{Mo}$  及び Mo 起源の  $^{93m}\text{Nb}$

の放射能濃度評価への影響について検討する。

## 2) $^{60}\text{Co}$ を用いた高速中性子照射量評価

### a) 起源元素

表 3.2.2.2(2)-1 の通り、 $^{60}\text{Co}$  は Fe、Co、Ni、Cu から生成し、高速中性子の反応は起源元素が Ni および Cu の場合であるから、監視試験片解析と同様の手法で高速中性子照射量評価するためには Ni または Cu 起源分の  $^{60}\text{Co}$  放射能濃度を用いる必要がある。

$^{60}\text{Co}$  放射能濃度の測定値はすべての起源元素からの生成量の合計値となっているため、各起源分からの生成量を振り分ける必要がある。 $^{60}\text{Co}$  放射能濃度の測定値が Co 起源の  $^{60}\text{Co}$  放射能濃度解析値よりも大きい場合は、差分から振り分ける方法があるが、表 3.2.2.2(2)-3 より  $^{60}\text{Co}$  放射能濃度の測定値は Co 起源の  $^{60}\text{Co}$  放射能濃度解析値よりも小さいことから、差分による振り分けは困難である。この場合、代替手段として解析的値の比率を用いた振り分け（解析的振分）とする方法が考えられる。解析的振分はまず Fe、Co、Ni、Cu の単位重量当たりの  $^{60}\text{Co}$  放射能濃度解析値を算出し、元素濃度の測定値を考慮して試験片における起源元素毎の  $^{60}\text{Co}$  放射能濃度解析値を算出する。

各元素起源の $^{60}\text{Co}$ 放射能濃度解析値

$$= \text{各元素濃度測定値} \times \text{各単位元素あたりの}^{60}\text{Co放射能濃度解析値} \quad (3.2.2.2(2)-1)$$

次に  $^{60}\text{Co}$  放射能濃度の測定値に解析値の合計値と起源元素毎の放射能濃度解析値を乗じて解析的に振り分ける。

振分後の各元素起源の $^{60}\text{Co}$ 放射能濃度

$$= {}^{60}\text{Co放射能濃度測定値} \times \frac{\text{各元素起源の}^{60}\text{Co放射能濃度解析値}}{\text{合計の}^{60}\text{Co放射能濃度解析値}} \quad (3.2.2.2(2)-2)$$

振り分け後の各元素起源の C/M は各元素起源の  $^{60}\text{Co}$  放射能濃度解析値と振分け後の各起源元素起源の  $^{60}\text{Co}$  放射能濃度の比となるが、(3.2.2.2(2)-2)を考慮すると合計の  $^{60}\text{Co}$  放射能濃度解析値と  $^{60}\text{Co}$  放射能濃度測定値の比となり、起源元素によらない値となる。

$$\begin{aligned} & \text{振分後の各元素起源の} \left( \frac{C}{M} \right) \\ &= \frac{\text{各元素起源の}^{60}\text{Co放射能濃度解析値}}{\text{振分後の各元素起源の}^{60}\text{Co放射能濃度}} \\ &= \text{各元素起源の}^{60}\text{Co放射能濃度解析値} \\ & \quad \times \frac{\text{合計の}^{60}\text{Co放射能濃度解析値}}{{}^{60}\text{Co放射能濃度測定値} \times \text{各元素起源の}^{60}\text{Co放射能濃度解析値}} \end{aligned}$$

$$= \frac{\text{合計の}^{60}\text{Co放射能濃度解析値}}{^{60}\text{Co放射能濃度測定値}} \quad (3.2.2.2(2)-3)$$

ここで、Ni または Cu 起源の  $^{60}\text{Co}$  放射能濃度に基づく高速中性子束評価と Co 起源の  $^{60}\text{Co}$  放射能濃度に基づく熱中性子束から推定する高速中性子束評価を比較する。Ni または Cu 起源の放射能濃度に基づく高速中性子束は、振分後の Ni または Cu 起源分の M/C を高速中性子束解析値に乗じて算出する。

$$\begin{aligned} & \text{高速中性子束(Ni, Cu起源)} \\ &= \text{振分後のNi(Cu)起源のM/C} \times \text{高速中性子束解析値} \end{aligned} \quad (3.2.2.2(2)-4)$$

一方、Co 起源の  $^{60}\text{Co}$  放射能濃度に基づく熱中性子束から推定する高速中性子束は Co 起源分の M/C を熱中性子束解析値に乗じて算出した熱中性子束に高速中性子束解析値と熱中性子束解析値の比を乗じて算出する。

$$\begin{aligned} & \text{高速中性子束(Coからの推定)} \\ &= \text{熱中性子束解析値} \times \frac{\text{Co起源の}^{60}\text{CoのM}}{C} \times \frac{\text{高速中性子束解析値}}{\text{熱中性子束解析値}} \\ &= \text{Co 起源の}^{60}\text{Coの M/C} \times \text{高速中性子束解析値} \end{aligned} \quad (3.2.2.2(2)-5)$$

式 3.2.2.2(2)-3 より各元素起源の M/C は等しいことから式 3.2.2.2(2)-4 と式 3.2.2.2(2)-5 は等しく、Ni または Cu 起源の  $^{60}\text{Co}$  放射能濃度に基づく高速中性子束評価と Co 起源の  $^{60}\text{Co}$  放射能濃度に基づく熱中性子束から推定する高速中性子束評価は実質的に等しい評価となる。

各起源元素の元素濃度を考慮した  $^{60}\text{Co}$  放射能濃度の解析値を表 3.2.2.2(2)-4 に示す。表 3.2.2.2(2)-4 より Co 起源の  $^{60}\text{Co}$  放射能濃度がその他の起源元素の  $^{60}\text{Co}$  放射能濃度よりも 3 桁以上高く、99.9%を占めるため合計の  $^{60}\text{Co}$  放射能濃度解析値は Co 起源によって決まり、M/C も Co 起源の  $^{60}\text{Co}$  放射能濃度の解析値で決まることとなる。Co 起源の  $^{60}\text{Co}$  放射能濃度は熱中性子反応で主に生成することから、Ni や Cu 起源  $^{60}\text{Co}$  放射能濃度に基づく高速中性子束評価も実質的には熱中性子束からの推定と同様となる。よって、Ni や Cu 起源  $^{60}\text{Co}$  放射能濃度に基づく監視試験片解析と同様の手法による高速中性子束評価は困難である。

以下では Co 起源の  $^{60}\text{Co}$  放射能濃度測定値から高速中性子照射量を評価する方法を検討する。

#### b) 熱中性子束による高速中性子照射量の推定方法

Co 起源の  $^{60}\text{Co}$  放射能濃度に基づく高速中性子照射量は、式 3.2.2.2(2)-5 に示した算

出方法で高速中性子束を推定し、令和5年度と同様の EFPY を乗じることで高速中性子照射量を推定する。

### c) 熱中性子束による高速中性子照射量の推定結果

Co 起源の  $^{60}\text{Co}$  放射能濃度から推定した高速中性子照射量はカプセル、バスケットハンドルともに  $1\text{E}+17 \text{ n/cm}^2$  と、カプセルとバスケットで同程度であった。今回の熱中性子束解析は二次元モデルのコードを用いていることから、監視試験バスケット等の局所的な構造物を模擬していない。一方で、放射能濃度測定はカプセルやバスケットの表面以外も含めて測定している。 $^{60}\text{Co}$  の生成に主に寄与する熱中性子はステンレス鋼による減衰が高速中性子に比べて大きいことから、カプセル付近のバスケットやハンドル等のように数 mm 程度のステンレス鋼でも熱中性子束の減衰が大きくなる可能性がある。二次元モデルでは監視試験カプセルやバスケットの構造を模擬しておらず局所的な減衰を考慮できないため、熱中性子は過大評価になっている可能性がある。これが  $^{60}\text{Co}$  放射能濃度において C/M が 3 であることの一因と考えられる。

$^{60}\text{Co}$  および  $^{93}\text{Mo}$  はどちらも主に  $(n, \gamma)$  反応によって生じるが、断面積の違いがあるため全反応における熱中性子の寄与率は異なる。 $^{59}\text{Co}(n, \gamma)^{60}\text{Co}$  および  $^{92}\text{Mo}(n, \gamma)^{93}\text{Mo}$  における反応断面積を図 3.2.2.2(2)-1<sup>1)</sup> 3.2.2.2(2)-6<sup>1)</sup> に示す。 $^{60}\text{Co}$  は  $^{93}\text{Mo}$  に比べて低エネルギー側の反応断面積が大きく、高速中性子 ( $E \geq 1\text{MeV}$ ) では低下することが分かる。熱中性子が大きめの値となることの放射能濃度への影響を確認するため、今回解析した  $^{59}\text{Co}(n, \gamma)^{60}\text{Co}$  および  $^{92}\text{Mo}(n, \gamma)^{93}\text{Mo}$  における熱中性子、熱外中性子、高速中性子の寄与率を表 3.2.2.2(2)-5 に示す。 $^{59}\text{Co}(n, \gamma)^{60}\text{Co}$  においては熱中性子の寄与率が 96% であることから、熱中性子が大きめに評価されることの影響が直接的に表れ、C/M の増大につながった可能性があると考えられる。

二次元解析モデルにおいて監視試験カプセルやバスケットの構造は考慮されていないが、本事業での試験体採取対象である炉心シュラウドや上部格子板の構造はモデル化されている。そのため、将来実機より採取した試験体の放射能濃度を評価する際は採取位置に応じた減衰を考慮することが望ましいと考えられる。

H-3 監視試験ホルダより採取したカプセル及びバスケット材の C/M が比較的大きい値となった理由について、熱中性子は高速中性子と比較して金属材料による減衰が大きいが、今回使用した照射量解析モデルでは局所的な構造を考慮しておらず、監視試験ホルダによる減衰が解析に反映されていないことを原因の一つとして推定した。放射能測定結果を中性子束に反映する場合には、評価対象部の構造と解析モデルを比較し、その際と解析結果への影響を考慮する必要があることが分かった。

一方で、本手法の評価対象として想定しているのは、炉心シュラウド及び上部格子板である。これらの炉内機器については、構造をモデルに直接、あるいは冷却剤と鋼材を均質化する等の手法により解析に反映している。炉内構造物の高速中性子照射量評



価にあたっては、このような解析モデルと炉内機器の構造との差異を把握するとともに、測定対象である核種の核反応に係わる中性子スペクトルの影響も考慮して評価を行う必要があると考えられる。

<参考文献>

- [3.2.2.2(2)-1] 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).
- [3.2.2.2(2)-2] 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).
- [3.2.2.2(2)-3] 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).
- [3.2.2.2(2)-4] Gauld, I. C., Hermann, O. W., Westfall, R. M., ORIGEN-S: Scale system module to calculate fuel depletion, actinide transmutation, fission product buildup and decay, and associated radiation source terms, ORNL/TM-2005/39, Version 5.1, Vol. II, Book 1, Sect. F7, 2006, 102p.
- [3.2.2.2(2)-5] Bowman, S. M. et al., SCALE: A modular code system for performing standardized computer analyses for licensing evaluations, ORNL/TM-2005/39, Version 5.1, Vols. I-III, 2009.
- [3.2.2.2(2)-6] "Evaluated Nuclear Data File (ENDF)", the National Nuclear Data Center, Brookhaven National Laboratory website (2025/2/5 時点) : <https://www.nndc.bnl.gov/endl/advanced.html>
- [3.2.2.2(2)-7] J. E. White, et al., "Production and Testing of the Revised VITAMIN-B6 Fine-Group and the BUGLE-96 Broad-Group Neutron/Photon Cross-Section Libraries Derived from ENDF/B-VI.3 Nuclear Data," NUREG/CR-6214, Rev. 1, U.S. Nuclear Regulatory Commission (2000).

表 3. 2. 2. 2 (2)-1  $^{60}\text{Co}$  の主な起源元素と生成過程

| 核反応                                                                                                                                                             | 有感エネルギー(MeV)                     |
|-----------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------------|----------------------------------|
| $^{59}\text{Co} (n, \gamma) ^{60}\text{Co}$                                                                                                                     | $\sim 10^{-4}$                   |
| $^{60}\text{Ni} (n, p) ^{60}\text{Co}$                                                                                                                          | 4.72 — 10.8                      |
| $^{63}\text{Cu} (n, \alpha) ^{60}\text{Co}$                                                                                                                     | 4.53 — 11.0                      |
| $^{58}\text{Fe}(n, \gamma) ^{59}\text{Fe}$<br>$^{59}\text{Fe} \rightarrow (\beta^-) \rightarrow ^{59}\text{Co}$<br>$^{59}\text{Co}(n, \gamma) ^{60}\text{Co}^*$ | $\sim 10^{-3}$<br>$\sim 10^{-4}$ |

表 3. 2. 2. 2 (2)-2 エネルギー群構造 (199 群) \*

|    | Upper Energy<br>[eV] | Lower Energy<br>[eV] |     | Upper Energy<br>[eV] | Lower Energy<br>[eV] |     | Upper Energy<br>[eV] | Lower Energy<br>[eV] |     | Upper Energy<br>[eV] | Lower Energy<br>[eV] |
|----|----------------------|----------------------|-----|----------------------|----------------------|-----|----------------------|----------------------|-----|----------------------|----------------------|
| 1  | 1.96400E+07          | 1.73320E+07          | 51  | 1.92050E+06          | 1.82680E+06          | 101 | 1.35690E+05          | 1.29070E+05          | 151 | 1.30070E+02          | 1.01300E+02          |
| 2  | 1.73320E+07          | 1.69050E+07          | 52  | 1.82680E+06          | 1.73770E+06          | 102 | 1.29070E+05          | 1.22770E+05          | 152 | 1.01300E+02          | 7.88930E+01          |
| 3  | 1.69050E+07          | 1.64870E+07          | 53  | 1.73770E+06          | 1.65300E+06          | 103 | 1.22770E+05          | 1.16790E+05          | 153 | 7.88930E+01          | 6.14420E+01          |
| 4  | 1.64870E+07          | 1.56830E+07          | 54  | 1.65300E+06          | 1.57240E+06          | 104 | 1.16790E+05          | 1.11090E+05          | 154 | 6.14420E+01          | 4.78510E+01          |
| 5  | 1.56830E+07          | 1.49180E+07          | 55  | 1.57240E+06          | 1.49570E+06          | 105 | 1.11090E+05          | 9.80370E+04          | 155 | 4.78510E+01          | 3.72660E+01          |
| 6  | 1.49180E+07          | 1.45500E+07          | 56  | 1.49570E+06          | 1.42270E+06          | 106 | 9.80370E+04          | 8.65170E+04          | 156 | 3.72660E+01          | 2.90230E+01          |
| 7  | 1.45500E+07          | 1.41910E+07          | 57  | 1.42270E+06          | 1.35340E+06          | 107 | 8.65170E+04          | 8.25030E+04          | 157 | 2.90230E+01          | 2.26030E+01          |
| 8  | 1.41910E+07          | 1.38400E+07          | 58  | 1.35340E+06          | 1.28740E+06          | 108 | 8.25030E+04          | 7.94990E+04          | 158 | 2.26030E+01          | 1.76040E+01          |
| 9  | 1.38400E+07          | 1.34990E+07          | 59  | 1.28740E+06          | 1.22460E+06          | 109 | 7.94990E+04          | 7.19980E+04          | 159 | 1.76040E+01          | 1.37100E+01          |
| 10 | 1.34990E+07          | 1.28400E+07          | 60  | 1.22460E+06          | 1.16480E+06          | 110 | 7.19980E+04          | 6.73790E+04          | 160 | 1.37100E+01          | 1.06770E+01          |
| 11 | 1.28400E+07          | 1.25230E+07          | 61  | 1.16480E+06          | 1.10800E+06          | 111 | 6.73790E+04          | 5.65620E+04          | 161 | 1.06770E+01          | 8.31530E+00          |
| 12 | 1.25230E+07          | 1.22140E+07          | 62  | 1.10800E+06          | 1.00260E+06          | 112 | 5.65620E+04          | 5.24750E+04          | 162 | 8.31530E+00          | 6.47600E+00          |
| 13 | 1.22140E+07          | 1.16180E+07          | 63  | 1.00260E+06          | 9.61640E+05          | 113 | 5.24750E+04          | 4.63090E+04          | 163 | 6.47600E+00          | 5.04350E+00          |
| 14 | 1.16180E+07          | 1.10520E+07          | 64  | 9.61640E+05          | 9.07180E+05          | 114 | 4.63090E+04          | 4.08680E+04          | 164 | 5.04350E+00          | 3.92790E+00          |
| 15 | 1.10520E+07          | 1.05130E+07          | 65  | 9.07180E+05          | 8.62940E+05          | 115 | 4.08680E+04          | 3.43070E+04          | 165 | 3.92790E+00          | 3.05900E+00          |
| 16 | 1.05130E+07          | 1.00000E+07          | 66  | 8.62940E+05          | 8.20850E+05          | 116 | 3.43070E+04          | 3.18280E+04          | 166 | 3.05900E+00          | 2.38240E+00          |
| 17 | 1.00000E+07          | 9.51230E+06          | 67  | 8.20850E+05          | 7.80820E+05          | 117 | 3.18280E+04          | 2.85010E+04          | 167 | 2.38240E+00          | 1.85540E+00          |
| 18 | 9.51230E+06          | 9.04840E+06          | 68  | 7.80820E+05          | 7.42740E+05          | 118 | 2.85010E+04          | 2.70000E+04          | 168 | 1.85540E+00          | 1.44500E+00          |
| 19 | 9.04840E+06          | 8.60710E+06          | 69  | 7.42740E+05          | 7.06510E+05          | 119 | 2.70000E+04          | 2.60580E+04          | 169 | 1.44500E+00          | 1.30000E+00          |
| 20 | 8.60710E+06          | 8.18730E+06          | 70  | 7.06510E+05          | 6.72060E+05          | 120 | 2.60580E+04          | 2.47880E+04          | 170 | 1.30000E+00          | 1.12530E+00          |
| 21 | 8.18730E+06          | 7.78800E+06          | 71  | 6.72060E+05          | 6.39280E+05          | 121 | 2.47880E+04          | 2.41760E+04          | 171 | 1.12530E+00          | 1.08000E+00          |
| 22 | 7.78800E+06          | 7.40820E+06          | 72  | 6.39280E+05          | 6.08100E+05          | 122 | 2.41760E+04          | 2.35790E+04          | 172 | 1.08000E+00          | 1.04000E+00          |
| 23 | 7.40820E+06          | 7.04690E+06          | 73  | 6.08100E+05          | 5.78440E+05          | 123 | 2.35790E+04          | 2.18750E+04          | 173 | 1.04000E+00          | 1.00000E+00          |
| 24 | 7.04690E+06          | 6.70320E+06          | 74  | 5.78440E+05          | 5.50230E+05          | 124 | 2.18750E+04          | 1.93050E+04          | 174 | 1.00000E+00          | 8.76430E-01          |
| 25 | 6.70320E+06          | 6.59240E+06          | 75  | 5.50230E+05          | 5.23400E+05          | 125 | 1.93050E+04          | 1.50340E+04          | 175 | 8.76430E-01          | 8.00000E-01          |
| 26 | 6.59240E+06          | 6.37630E+06          | 76  | 5.23400E+05          | 4.97870E+05          | 126 | 1.50340E+04          | 1.17090E+04          | 176 | 8.00000E-01          | 6.82560E-01          |
| 27 | 6.37630E+06          | 6.06530E+06          | 77  | 4.97870E+05          | 4.50490E+05          | 127 | 1.17090E+04          | 1.05950E+04          | 177 | 6.82560E-01          | 6.25060E-01          |
| 28 | 6.06530E+06          | 5.76950E+06          | 78  | 4.50490E+05          | 4.07620E+05          | 128 | 1.05950E+04          | 9.11880E+03          | 178 | 6.25060E-01          | 5.31580E-01          |
| 29 | 5.76950E+06          | 5.48810E+06          | 79  | 4.07620E+05          | 3.87740E+05          | 129 | 9.11880E+03          | 7.10170E+03          | 179 | 5.31580E-01          | 5.00000E-01          |
| 30 | 5.48810E+06          | 5.22050E+06          | 80  | 3.87740E+05          | 3.68830E+05          | 130 | 7.10170E+03          | 5.53080E+03          | 180 | 5.00000E-01          | 4.13990E-01          |
| 31 | 5.22050E+06          | 4.96590E+06          | 81  | 3.68830E+05          | 3.33730E+05          | 131 | 5.53080E+03          | 4.30740E+03          | 181 | 4.13990E-01          | 3.66800E-01          |
| 32 | 4.96590E+06          | 4.72370E+06          | 82  | 3.33730E+05          | 3.01970E+05          | 132 | 4.30740E+03          | 3.70740E+03          | 182 | 3.66800E-01          | 3.25000E-01          |
| 33 | 4.72370E+06          | 4.49330E+06          | 83  | 3.01970E+05          | 2.98490E+05          | 133 | 3.70740E+03          | 3.35460E+03          | 183 | 3.25000E-01          | 2.75000E-01          |
| 34 | 4.49330E+06          | 4.06570E+06          | 84  | 2.98490E+05          | 2.97210E+05          | 134 | 3.35460E+03          | 3.03540E+03          | 184 | 2.75000E-01          | 2.25000E-01          |
| 35 | 4.06570E+06          | 3.67880E+06          | 85  | 2.97210E+05          | 2.94520E+05          | 135 | 3.03540E+03          | 2.74650E+03          | 185 | 2.25000E-01          | 1.84000E-01          |
| 36 | 3.67880E+06          | 3.32870E+06          | 86  | 2.94520E+05          | 2.87250E+05          | 136 | 2.74650E+03          | 2.61260E+03          | 186 | 1.84000E-01          | 1.50000E-01          |
| 37 | 3.32870E+06          | 3.16640E+06          | 87  | 2.87250E+05          | 2.73240E+05          | 137 | 2.61260E+03          | 2.48520E+03          | 187 | 1.50000E-01          | 1.25000E-01          |
| 38 | 3.16640E+06          | 3.01190E+06          | 88  | 2.73240E+05          | 2.47240E+05          | 138 | 2.48520E+03          | 2.24870E+03          | 188 | 1.25000E-01          | 1.00000E-01          |
| 39 | 3.01190E+06          | 2.86510E+06          | 89  | 2.47240E+05          | 2.35180E+05          | 139 | 2.24870E+03          | 2.03470E+03          | 189 | 1.00000E-01          | 7.00000E-02          |
| 40 | 2.86510E+06          | 2.72530E+06          | 90  | 2.35180E+05          | 2.23710E+05          | 140 | 2.03470E+03          | 1.58460E+03          | 190 | 7.00000E-02          | 5.00000E-02          |
| 41 | 2.72530E+06          | 2.59240E+06          | 91  | 2.23710E+05          | 2.12800E+05          | 141 | 1.58460E+03          | 1.23410E+03          | 191 | 5.00000E-02          | 4.00000E-02          |
| 42 | 2.59240E+06          | 2.46600E+06          | 92  | 2.12800E+05          | 2.02420E+05          | 142 | 1.23410E+03          | 9.61120E+02          | 192 | 4.00000E-02          | 3.00000E-02          |
| 43 | 2.46600E+06          | 2.38520E+06          | 93  | 2.02420E+05          | 1.92550E+05          | 143 | 9.61120E+02          | 7.48520E+02          | 193 | 3.00000E-02          | 2.10000E-02          |
| 44 | 2.38520E+06          | 2.36530E+06          | 94  | 1.92550E+05          | 1.83160E+05          | 144 | 7.48520E+02          | 5.82950E+02          | 194 | 2.10000E-02          | 1.45000E-02          |
| 45 | 2.36530E+06          | 2.34570E+06          | 95  | 1.83160E+05          | 1.74220E+05          | 145 | 5.82950E+02          | 4.54000E+02          | 195 | 1.45000E-02          | 1.00000E-02          |
| 46 | 2.34570E+06          | 2.30690E+06          | 96  | 1.74220E+05          | 1.65730E+05          | 146 | 4.54000E+02          | 3.53570E+02          | 196 | 1.00000E-02          | 5.00000E-03          |
| 47 | 2.30690E+06          | 2.23130E+06          | 97  | 1.65730E+05          | 1.57640E+05          | 147 | 3.53570E+02          | 2.75360E+02          | 197 | 5.00000E-03          | 2.00000E-03          |
| 48 | 2.23130E+06          | 2.12250E+06          | 98  | 1.57640E+05          | 1.49960E+05          | 148 | 2.75360E+02          | 2.14450E+02          | 198 | 2.00000E-03          | 5.00000E-04          |
| 49 | 2.12250E+06          | 2.01900E+06          | 99  | 1.49960E+05          | 1.42640E+05          | 149 | 2.14450E+02          | 1.67020E+02          | 199 | 5.00000E-04          | 1.00000E-05          |
| 50 | 2.01900E+06          | 1.92050E+06          | 100 | 1.42640E+05          | 1.35690E+05          | 150 | 1.67020E+02          | 1.30070E+02          |     |                      |                      |

\*群構造は VITAMIN-B6<sup>[3.2.2.2(2)-7]</sup>に基づく。

表 3.2.2.2(2)-3 Co 起源の  $^{60}\text{Co}$  の放射能濃度の解析結果および測定値との比較結果

| 種類            | 溶解した試験片<br>(NFD 管理番号)      | Co 濃度<br>測定値<br>[g/g-試験片] | $^{60}\text{Co}$<br>放射能濃度 |                           |                             |           |
|---------------|----------------------------|---------------------------|---------------------------|---------------------------|-----------------------------|-----------|
|               |                            |                           | 測定値<br>[Bq/g-試験片]         | 測定値<br>$M_1$<br>[Bq/g-Co] | 解析値<br>$^*C_1$<br>[Bq/g-Co] | $C_1/M_1$ |
| カプセル          | S37C1CA01-1                | 0.00198                   | 1.10E+05                  | 5.6E+07                   | 2E+08                       | 3         |
|               | S37C1CA02-1                | 0.00186                   | 1.02E+05                  | 5.5E+07                   | 2E+08                       | 3         |
| バスケット<br>ハンドル | S37C1CA03-1<br>S37C1CA03-2 | 0.00307                   | 1.49E+05                  | 4.9E+07                   | 1E+08                       | 3         |
|               | S37C1CA04-1<br>S37C1CA04-2 | 0.00308                   | 1.52E+05                  | 4.9E+07                   | 1E+08                       | 3         |

表 3. 2. 2. 2(2)-4 元素濃度を考慮した  $^{60}\text{Co}$  の放射能濃度の解析結果

| 種類    | 溶解した試験片<br>(NFD 管理番号)      | 試験片<br>の質量<br>(g) | 元素濃度測定値(g/g) |         |       |         | 元素濃度を考慮した起源元素毎の<br>$^{60}\text{Co}$ 放射能濃度解析値<br>(Bq/g 試験片) |       |       |       |       |
|-------|----------------------------|-------------------|--------------|---------|-------|---------|------------------------------------------------------------|-------|-------|-------|-------|
|       |                            |                   | Fe           | Co      | Ni    | Cu      | Fe                                                         | Co    | Ni    | Cu    | 合計    |
| カプセル  | S37C1CA01-1                | 5.9219            | 0.66         | 0.00198 | 0.099 | 0.00098 | 4E-01                                                      | 3E+05 | 8E+01 | 4E-01 | 3E+05 |
|       | S37C1CA02-1                | 6.4045            | 0.67         | 0.00186 | 0.100 | 0.00095 | 4E-01                                                      | 3E+05 | 8E+01 | 3E-01 | 3E+05 |
| バスケット | S37C1CA03-1<br>S37C1CA03-2 | 16.6991           | 0.66         | 0.00307 | 0.125 | 0.00046 | 3E-01                                                      | 5E+05 | 9E+01 | 2E-01 | 5E+05 |
|       | S37C1CA04-1<br>S37C1CA04-2 | 16.3378           | 0.68         | 0.00308 | 0.128 | 0.00046 | 3E-01                                                      | 5E+05 | 1E+02 | 2E-01 | 5E+05 |

表 3. 2. 2. 2(2)-5 カプセルおよびバスケットにおける熱中性子、熱外中性子、高速中性子の寄与率

| 反応                                               | 寄与率  |       |       |
|--------------------------------------------------|------|-------|-------|
|                                                  | 熱中性子 | 熱外中性子 | 高速中性子 |
| $^{92}\text{Mo}(\text{n}, \gamma)^{93}\text{Mo}$ | 39%  | 51%   | 11%   |
| $^{59}\text{Co}(\text{n}, \gamma)^{60}\text{Co}$ | 96%  | 4%    | 0%    |

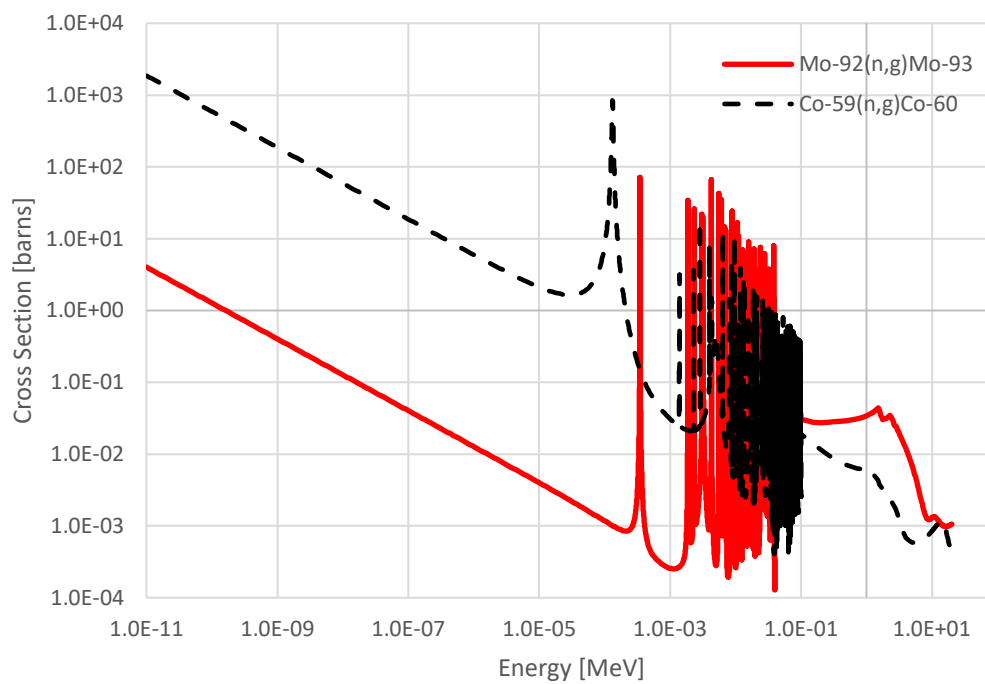


図 3.2.2.2(2)-1  $^{59}\text{Co}(n, \gamma)^{60}\text{Co}$  および  $^{92}\text{Mo}(n, \gamma)^{93}\text{Mo}$  の反応断面積  
(ENDF/B-VIII.0) [3.2.2.2(2)-6]

### 3.2.3 今後の事業計画について

3.2.1 項及び 3.2.2 項に示す成果を総合的に検討し、靱性低下に係る研究の今後の事業計画について検討した。令和 6 年度の事業実施計画の実施項目と検討概要を以下に示す。

(1) H-1 上部格子板 廃炉工事開始前の事前サンプリング工法

2026 年度の現地工事を計画しており、最優先で対応するため変更しない。

(2) H-2 炉心シュラウド 廃炉工事に同調したサンプリング工法

廃止措置第三段階の炉心領域解体工事に同調し、最速 2027 年度の想定で、事業者より試験体を確保するサンプリング材の貸与を予定しているが、サンプリング材からの試験体採取と、A 型輸送による発電所構外の試験機関への輸送を 2029 年度以降に見直した。

(3) 輸送 (A 型)

H-1 上部格子板の試験体輸送時期は現状のままとし、H-2 炉心シュラウドのその時期を 2029 年度以降に見直した。(4)項は、令和 6 年度内の実施項目の前倒し等を反映した

(4) 試験・評価 (照射量評価手法の検討)

令和 6 年度の実施項目の前倒し等を反映した

以上を反映した令和 6 年度見直した事業計画案を図 3.2.3-1 に示す。

(1) 炉内機器の撤去工事前の事前サンプリング工法

本工法は H-1 の上部格子板をターゲットに検討を進めてきた。令和 5 年 3 月に、中部電力株式会社より、H-1 および H-2 の廃止措置計画の変更認可申請についてプレスリリース<sup>[3.2.1-1]</sup>がなされ、H-2 の解体を H-1 に先行して実施する計画とし、第 3 段階の工程を現状の 6 年から 12 年に変更することとなった。H-1 は炉内機器の撤去工事開始前の状態が維持されることから、撤去工事と本事業の実機採取作業が干渉する可能性が低くなる。このため、計画通り 2026 年に実機サンプリング行うロードマップに従い準備を進め、事業計画で最優先に実施すべき実施項目とした。

事業計画に変更はない。

(2) 廃炉工事に同調したサンプリング

本工法は H-1 の炉心シュラウドをターゲットに検討を進めてきたが、H-2 の解体が先行となったことから、H-2 の炉心シュラウドに変更した。H-1 は 50 万 kW 級 BWR に対し、H-2 は 80 万 kW 級 BWR であるが、炉心の大きさや炉内機器の構造、原子炉建屋オペフロレイアウトなどはほぼ同じであることから、これまで進めてきた工法のコンセプト等の大幅な見直しはない。

H-2 炉心シュラウドの解体時期は未定であるが、その解体作業と同調が必須となる事業者からのサンプリング材の貸与には遅延なく備える必要がある。令和 6 年度以降も、詳細工程が公表されるまで、2027 年度を最速のサンプリング材の貸与時期として



ロードマップに従って準備を進める。

なお、H-1 事前サンプリングを優先することから、事業計画の想定通りに、サンプリング材貸与直後に A 型輸送する試験体を採取すると想定した場合に課題があったため、H-1 優先を踏まえ事業計画に反映した。具体的には、試験体をサンプリング材から現場で切断採取し、予定の試験設備に輸送した場合に、試験設備では優先する H-1 試験体の受け入れ、試験片製作及び試験が先行し、H-2 試験体は一時保管となることから、試験設備の隔年炉湯廃棄物受入容量を圧迫する可能性がある。また、研究事業の予算の平準化も必要である。そのため、3.2.1.2(4)の通り、解体工事との同調が必須のサンプリング貸与に備えるための準備範囲と、それ以降で後送りのできる範囲検討し、後者を 2029 年度以降とすることとした。計画通り準備ロードマップに沿って準備する範囲は、炉心シュラウドの試験体採取位置のマーキング作業と、事業者より貸与を受けるサンプル材の仮置きと保管準備となり、A 型輸送用試験体の切断作業と A 型輸送の実施が後ろ倒しとなる。なお、2029 年以降の実施とした場合でも、現地廃炉工事との調整は、廃炉工程詳細が分かり次第必要なことから、机上検討を中心とした準備は次年度以降継続し、検証試験、デモンストレーション機の製作等は、都度、実施時期を最適化する。

また、前述の通り、対象が H-2 に変更となったことから、炉心シュラウドの試験体採取位置を検討することが必要となり、令和 6 年度の期中に、令和 7 年度実施予定とした H-2 炉内照射量解析（3.2.1.3 項）を先行して実施した。

### **(3) 実機より採取した試験体の A 型輸送**

A 型輸送は、2026 年度に計画している H-1 上部格子板より採取した試験体の輸送を実施する計画に変更はない。なお、試験体の輸送は 1 度では完了しないことから、2027 年度以降の試験体からの試験片製作、試験の実施状況を踏まえ、適切な時期に数回の輸送を計画する。

### **(4) 放射能測定による試験体照射量評価手法の検証**

令和 5 年度に、H-3 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及びバスケットより試験片を採取し、放射能測定による試験体照射量評価手法の検証を進めてきた。令和 6 年度は、期中に有識者による安全研究委員会のレビュー及びコメントを踏まえ、事業計画は適宜見直している。具体的には令和 6 年度に予定していた化学成分分析による放射能測定の再測定の前に、熱中性子が係る核反応の評価等を実施し、課題に対するアプローチを検証することとし、前述の再測定を令和 7 年度に後送りした。なお、この期中変更による事業計画の大幅な見直しはなく、2027 年度に実施予定の H-1 上部格子板の実機材による放射能測定による試験体照射量評価に向けて検討を継続する。

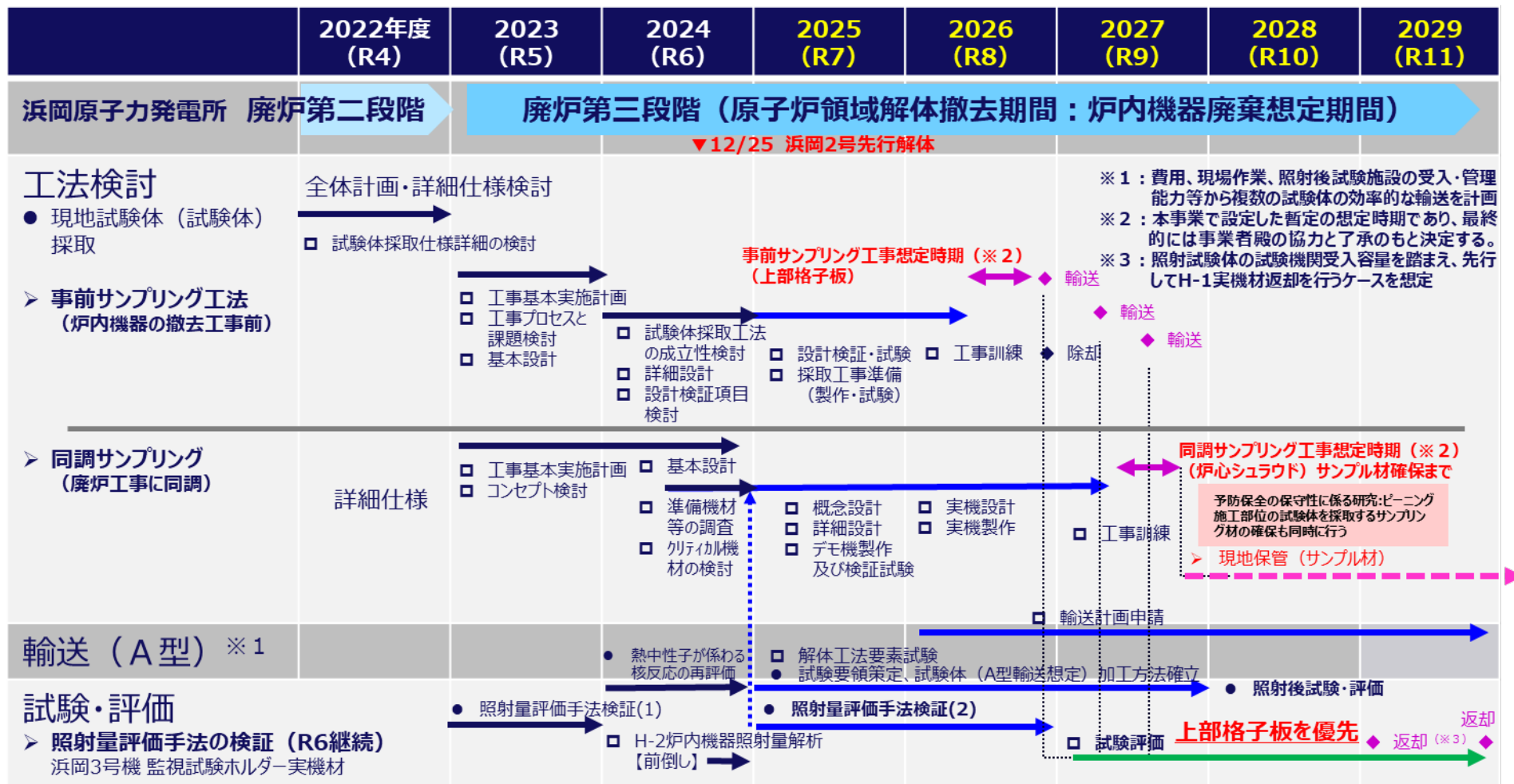


図 3.2.3-1 靱性低下に係る研究 事業計画(令和6年度版(案))