

令和 2 年度原子力規制庁委託成果報告書

原子力施設等防災対策等委託費

(実機材料等を活用した経年劣化評価・検証

(実機材料を活用した健全性評価に係る研究))

一般財団法人電力中央研究所

令和 3 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

目次	i
表一覧	iv
図一覧	vii
添付資料一覧	xi
1. はじめに	1-1
2. 実施計画	2-1
2.1 事業の目的	
2.2 実施概要及び内容	2-1
2.2.1 実機材料を用いた安全研究マップの策定	2-1
2.2.2 靱性低下に係る研究	2-2
2.2.3 予防保全対策技術の保守性に係る研究	2-3
2.3 研究実施体制及び実施方法	2-5
3. 実施内容及び成果	3-1
3.1 実機材料を用いた安全研究マップの策定	3-1-1
3.1.1 実機材料を用いた安全研究マップの作成の基本方針	3-1.1(1)-1
(1) 安全研究マップの作成の方針	3-1.1(1)-1
(2) 研究課題整理表（安全研究マップのインプット）	3-1.1(2)-1
(3) 安全研究マップ	3-1.1(3)-1
3.1.2 実機材料を用いた材料健全性研究に関する最新知見の調査	3-1.2(1)-1
(1) 国際機関の取組み	3-1.2(1)-1
(2) 米国における取組み	3-2.1(2)-1
(3) 国際研究動向	3-1.2(3)-1
(4) 国内研究動向	3-1.2(4)-1
(5) その他の研究	3-1.2(5)-1
3.1.3 実機材料を用いた研究課題整理表	3-1.3(1)-1
(1) 研究課題整理表「カテゴリ 1：経年劣化評価」	3-1.3(1)-1
(2) 研究課題整理表「カテゴリ 2：日常保全」	3-1.3(2)-1
(3) 研究課題整理表「カテゴリ 3-1：その他」	3-1.3(3)-1
3.1.4 実機材料を用いた安全研究マップ	3-1.4(1)-1
(1) 安全研究マップ「カテゴリ 1：経年劣化評価」	3-1.4(1)-1
(2) 安全研究マップ「カテゴリ 2：日常保全」	3-1.4(2)-1

3.2	靱性低下に係る研究	3.2-1
3.2.1	技術知見（最新情報を含む）等の調査	3.2.1(1)-1
	(1) 照射ステンレス鋼の破壊靱性特性に関する調査	3.2.1(1)-1
	(2) 国内廃炉プラントの炉内構造物に関する調査	3.2.1(2)-1
	(3) 実機からの供試材採取に関する実績、 採取方法、課題等の調査	3.2.1(3)-1
	(4) 輸送、試験片加工等に関する実施方法、 実績、課題等の調査	3.2.1(4)-1
	(5) 試験研究施設に関する調査	3.2.1(5)-1
3.2.2	事業計画案の策定	3.2.2(1)-1
	(1) 課題とその解決施策	3.2.2(1)-1
	(2) 令和3年度以降の事業計画案	3.2.2(2)-1
3.3	予防保全対策技術の保守性に係る研究（ピーニング工法）	3.3-1
3.3.1	技術知見（最新情報を含む）等の調査	3.3.1(1)-1
	(1) 残留応力評価手法に関する調査	3.3.1(1)-1
	(2) 照射による応力緩和に関する調査	3.3.1(2)-1
	(3) 応力改善対策（ピーニング）の施工実績調査	3.3.1(3)-1
	(4) 廃炉プラントにおけるピーニング施工部位の中性子射量、形状、廃止 措置後の状態（化学除染の実施）等についての調査	3.3.1(4)-1
	(5) 応力改善施工部位に対する基本的な残留応力測定方法の検討	3.3.1(5)-1
3.3.2	実機材料からの試験片採取方法等（切断方法、手順、取出し方法） の検討	3.3.2(1)-1
	(1) 実機からの試験片採取方法（採取方法、手順等）の調査	3.3.2(1)-1
	(2) 試験片採取が残留応力分布に与える影響に関する調査・検討	3.3.2(2)-1
	(3) 残留応力測定に及ぼす、廃止措置後の保管状態や材料の 放射化の影響の調査・検討	3.3.2(3)-1
3.3.3	現場（発電所構内・放射線環境下）における実機材料を用いた残留応力 評価に関する検討	3.3.3(1)-1
	(1) 残留応力の現場（発電所構内、放射線環境下）における計測方法に関する 調査	3.3.3(1)-1
	(2) 想定される実機環境（放射線環境下、水中）への適用性、技術開発課題 等の調査	3.3.3(2)-1
3.3.4	事業計画案の策定	3.3.4(1)-1
	(1) 課題とその解決施策	3.3.4(1)-1
	(2) 事業計画の策定	3.3.4(2)-1

4.	実機材料を活用した安全研究検討委員会等の開催実績	4-1
4.1	実機材料を活用した安全研究検討委員会	4-1
4.1.1	検討委員会の設置	4-1
4.1.2	開催実績	4-3
4.2	原子力規制庁への進捗報告	4-4
5.	まとめ	5-1
5.1	実機材料を用いた安全研究マップの策定	5-1
5.2	靱性低下に係る研究	5-1
5.3	予防保全対策技術の保守性に係る研究	5-2
5.4	研究実施体制及び実施方法	5-3
6.	結言	6-1

表一覧

表 3.1.1(2)-1	実機材料を用いた研究課題整理表例 ……………	3.1.1(2)-8
表 3.1.1(3)-1	研究課題整理表から安全研究マップへの スクリーニング指標 ……………	3.1.1(3)-2
表 3.1.1(3)-2	実機材料を用いた安全研究マップ例 ……………	3.1.1(3)-3
表 3.1.2-1	鋼製機器を対象とした廃炉材活用研究リスト ……………	3.1.2(1)-3
表 3.1.2-2	NRC における実機材からの材料採取 ……………	3.1.2(2)-6
表 3.1.2-3	NRC の廃炉材採取候補と優先順位、研究目的 採取が期待される技術知見 ……………	3.1.2(2)-7
表 3.1.2-4	NRC の第 2 回廃炉材活用研究に関する国際ワークショップで 取り纏められた廃炉材活用研究の候補 ……………	3.1.2(2)-8
表 3.1.2-5	DOE が LWRS プロジェクトにおいて実施している 廃炉材（実機材）を用いた研究 ……………	3.1.2(2)-9
表 3.1.2-6	優先順位付けの例（電気ケーブル） ……………	3.1.2(2)-10
表 3.1.2-7	優先順位付けの例（ステンレス鋼鋳鋼、非照射環境） ……………	3.1.2(2)-11
表 3.1.2-8	優先順位付けの例（ステンレス鋼鋳鋼、照射環境） ……………	3.1.2(2)-12
表 3.1.2-9	優先順位付けの例（異種金属溶接部、温度<60℃） ……………	3.1.2(2)-13
表 3.1.2-10	優先順位付けの例（異種金属溶接部、温度>250℃） ……………	3.1.2(2)-14
表 3.1.2-11	優先順位付けの例（炉内構造物） ……………	3.1.2(2)-15
表 3.1.2-12	マスターカーブ破壊靱性試験結果 ……………	3.1.2(3)-8
表 3.1.2-13	採取材料の中性子照射量と試験炉追加照射後の 中性子照射量[Zorita1] ……………	3.1.2(3)-9
表 3.1.2-14	透過電子顕微鏡観察/分析結果 ……………	3.1.2(3)-10
表 3.1.2-15	OECD/NEA SMILE プロジェクトにおける 材料採取の対象プラント ……………	3.1.2(3)-11
表 3.1.3(1)-1	課題整理表（案）（経年劣化評価）（1） ……………	3.1.3(1)-2
表 3.1.3(1)-2	経年劣化評価に係る課題件数整理表 ……………	3.1.3(1)-10
表 3.1.3(2)-1	課題整理表（案）（日常保全） ……………	3.1.3(2)-2
表 3.1.3(2)-2	日常保全に係る課題件数整理表 ……………	3.1.3(2)-2
表 3.1.3(3)-1	課題整理表（案） （高サイクル熱疲労、シビアアクシデント） ……………	3.1.3(3)-2
表 3.1.3(3)-2	課題整理表（案）（スコーピング段階） ……………	3.1.3(3)-3
表 3.1.3(3)-3	スコーピング段階に係る課題件数整理表 ……………	3.1.3(3)-4
表 3.1.4-1	実機材料を用いた安全研究マップの 「カテゴリ 1：経年劣化評価」 ……………	3.1.4(1)-2

表 3.1.4-2	実機材料を用いた安全研究マップの 「カテゴリ 2：日常保全」 ……………	3.1.4(2)-2
表 3.2.1(1)-1	収集した BWR 環境での破壊靱性データ ……………	3.2.1(1)-10
表 3.2.1(1)-2	収集した PWR 環境での破壊靱性データ ……………	3.2.1(1)-12
表 3.2.1(2)-1	廃炉認可 BWR プラントの使用材料、運転実績、 中性子照射量等に関する調査 ……………	3.2.1(2)-6
表 3.2.1(2)-2	廃炉認可 PWR プラントの使用材料、運転実績、 中性子照射量等に関する調査 ……………	3.2.1(2)-8
表 3.2.1(2)-3	実機材採取ターゲットとその候補プラント有無 ……………	3.2.1(2)-10
表 3.2.1(3)-1	国内 BWR プラントの供試材採取に関する調査結果 ……………	3.2.1(3)-7
表 3.2.1(3)-2	国内 BWR プラントの供試材採取に関する事例詳細 (廃炉材を活用した研究) ……………	3.2.1(3)-11
表 3.2.1(3)-3	国内 BWR プラントの供試材採取に関する事例詳細 (制御棒駆動機構ハウジング貫通孔スタブチューブ) ……………	3.2.1(3)-12
表 3.2.1(3)-4	国内 BWR プラントの供試材採取に関する事例詳細 (炉心シュラウド) ……………	3.2.1(3)-13
表 3.2.1(3)-5	国内 BWR プラントの供試材採取に関する事例詳細 (シュラウドサポート) ……………	3.2.1(3)-14
表 3.2.1(3)-6	国内 BWR プラントの供試材採取に関する事例詳細 (PLR 配管) ……………	3.2.1(3)-15
表 3.2.1(3)-7	国内 BWR プラントの供試材採取に関する事例詳細 (PLR 配管) ……………	3.2.1(3)-16
表 3.2.1(3)-8	国内 BWR プラントの供試材採取に関する事例詳細 (PLR 配管) ……………	3.2.1(3)-17
表 3.2.1(3)-9	国内 PWR プラントの供試材採取に関する調査結果 ……………	3.2.1(3)-18
表 3.2.1(3)-10	国内 PWR プラントの供試材採取に関する事例詳細 (蒸気発生器管台) ……………	3.2.1(3)-20
表 3.2.1(4)-1	放射性物質の輸送に際しての申請書類 ……………	3.2.1(4)-5
表 3.2.1(4)-2	代表的な核種と A2 値 ……………	3.2.1(4)-6
表 3.2.1(4)-3	国内照射後試験実施可能機関の保有輸送容器の例 ……………	3.2.1(4)-7
表 3.2.1(4)-4	放射性物質を搭載した車両の線量率 ……………	3.2.1(4)-8
表 3.2.1(4)-5	輸送後加工実績の調査 ……………	3.2.1(4)-9
表 3.2.1(5)-1	照射材の引張特性データ取得実績に関する調査結果 ……………	3.2.1(5)-15
表 3.2.1(5)-2	照射材の破壊靱性・亀裂進展データ取得実績に関する 調査結果 ……………	3.2.1(5)-18

表 3.2.1(5)-3	HotLabo Conference (2010-2019) での 発表案件の調査結果 ……………	3.2.1(5)-21
表 3.2.1(5)-4	IAEA iNFCIS の PIE データベースに記載された 各国の PIE 施設 ……………	3.2.1(5)-22
表 3.2.2(1)-1	令和 3 年度以降の事業計画の検討項目 ……………	3.2.2(1)-3
表 3.3.1(1)-1	残留応力測定手法の種類 (破壊法) ……………	3.3.1(1)-8
表 3.3.1(1)-2	残留応力測定手法の種類 (非破壊法) ……………	3.3.1(1)-9
表 3.3.1(3)-1	各種ピーニングによる応力改善の施工実績の調査 ……………	3.3.1(3)-7
表 3.3.1(4)-1	廃炉プラントにおけるピーニング施工部位の中性子照射量、形状、 廃止措置後の状態 (化学除染の実施) 等についての調査 ……	3.3.1(4)-6
表 3.3.1(4)-2	化学除染処理による試験片の重量変化 ……………	3.3.1(4)-10
表 3.3.1(5)-1	応力改善対策 (ピーニング) の施工実績調査結果を踏まえた 「残留応力測定の基本工法」の絞り込み……………	3.3.1(5)-3
表 3.3.3(1)-1	残留応力の現場 (発電所構内・放射線環境下) の計測の 制約の想定 ……………	3.3.3(1)-5
表 3.3.3(2)-1	現場 (発電所構内・放射線環境下) の測定で想定される 技術課題等 ……………	3.3.3(2)-4
表 3.3.4-1	令和 2 年度調査検討項目と分類 ……………	3.3.4(1)-5
表 3.3.4(1)-1	令和 2 年度調査検討項目と分類 (分類 1) ……………	3.3.4(1)-6
表 3.3.4(1)-2	令和 2 年度調査検討項目と分類 (分類 2) ……………	3.3.4(1)-7
表 4.1.1-1	実機材料を活用した安全研究検討委員会 委員名簿 ……………	4-2

図一覧

図 3.1.1(1)-1	実機材料を用いた安全研究マップ作成の枠組み	3.1.1(1)-3
図 3.1.1(2)-1	本事業における成果の活用先	3.1.1(2)-9
図 3.1.1(2)-2	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	3.1.1(2)-10
図 3.1.1(3)-1	研究課題整理表と安全研究マップの関係	3.1.1(3)-4
図 3.1.2-1	PLIM の概念図	3.1.2(2)-16
図 3.1.2-2	圧力容器から採取したトレパンと分割の模式図	3.1.2(3)-12
図 3.1.2-3	マスターカーブ破壊靱性試験結果	3.1.2(3)-13
図 3.1.2-4	バップル板からの材料採取の模式図 1[Zorita1]	3.1.2(3)-14
図 3.1.2-5	バップル板からの材料採取の模式図 2[Zorita3]	3.1.2(3)-15
図 3.1.2-6	コアバレルからの材料採取の模式図 3[Zorita1]	3.1.2(3)-16
図 3.1.2-7	引張試験結果 (0.2%耐力) [Zorita FT]	3.1.2(3)-17
図 3.1.2-8	破壊靱性試験結果[Zorita FT]	3.1.2(3)-18
図 3.1.2-9	ボイドスウェリング分析結果[Zorita Swelling]	3.1.2(3)-19
図 3.1.2-10	Zorita1 号機からの板材の採取	3.1.2(3)-20
図 3.1.2-11	アーク溶断を用いた Zion1 号機からの板材採取の様子	3.1.2(3)-21
図 3.1.2-12	Zion1 号機から採取した板材	3.1.2(3)-22
図 3.1.2-13	供試材ブロックの採取位置	3.1.2(3)-23
図 3.1.2-14	供試材ブロックの採取図	3.1.2(3)-24
図 3.1.2-15	ワイヤーソーを用いた供試材ブロックの採取	3.1.2(3)-25
図 3.1.2-16	採取した供試材ブロックの例	3.1.2(3)-26
図 3.1.2-17	供試材ブロックからの試験片採取図の例	3.1.2(3)-27
図 3.1.2-18	Mini-C(T)MC 試験により取得した 参照温度 T_0 の板厚方向分布	3.1.2(3)-28
図 3.1.2-19	硬さの板厚方向分布	3.1.2(3)-29
図 3.1.2-20	アトムプローブ分析により得た溶質原子クラスタ体積率と 中性子照射量 (板厚方向分布) の関係	3.1.2(3)-30
図 3.1.2-21	(a)Chooz A 原子炉容器模式図と (b)コーナープレートからの供試材採取の模式図	3.1.2(3)-31
図 3.1.2-22	引張試験結果 (a),(b)試験温度 : 330°C、(c),(d)試験温度 : 室温	3.1.2(3)-32
図 3.1.2-23	破壊靱性試験結果	3.1.2(3)-33
図 3.1.2-24	アトムマップの例 (損傷量 : 31~32dpa、照射温度 300°C、 マップサイズ : $61 \times 61 \times 100 \text{ nm}^3$)	3.1.2(3)-34

図 3.1.2-25	溶質原子クラスタ解析結果 (a)クラスタ直径、(b)数密度、(c)体積率) ……………	3.1.2(3)-35
図 3.1.2-26	ふげんからの材料採取の模式図 ……………	3.1.2(4)-2
図 3.1.2-27	放射能評価用サンプル採取位置の概要 ……………	3.1.2(4)-3
図 3.1.2-28	原子炉圧力容器からのボートサンプル採取の模式図 ……………	3.1.2(4)-4
図 3.1.2-29	ボートサンプルの形状・寸法とボートサンプルからの ミニチュア CT 試験片採取の模式図 ……………	3.1.2(4)-5
図 3.2.1(1)-1	維持規格で定められた破壊靱性値 (BWR) ……………	3.2.1(1)-13
図 3.2.1(1)-2	維持規格で定められた破壊靱性値 (PWR) ……………	3.2.1(1)-14
図 3.2.1(1)-3	NRC、EPRI で提案された破壊靱性線図 ……………	3.2.1(1)-15
図 3.2.1(1)-4	ステンレス鋼の中性子照射量と破壊靱性値の関係 (BWR) ……………	3.2.1(1)-16
図 3.2.1(1)-5	ステンレス鋼の中性子照射量と破壊靱性値の関係 (PWR) ……………	3.2.1(1)-17
図 3.2.1(1)-6	硫黄(S)含有量による破壊靱性値の比較結果 ……………	3.2.1(1)-18
図 3.2.1(1)-7	試験片採取方向による破壊靱性値の比較結果 ……………	3.2.1(1)-19
図 3.2.1(1)-8	CT 試験片採取方向 ……………	3.2.1(1)-20
図 3.2.1(1)-9	試験片形状による破壊靱性値の比較結果 ……………	3.2.1(1)-21
図 3.2.1(1)-10	鋼種による破壊靱性値の比較結果 (全抽出データ) ……………	3.2.1(1)-22
図 3.2.1(1)-11	鋼種による破壊靱性値の比較結果 (S 含有量 0.01w%以下) ……………	3.2.1(1)-23
図 3.2.1(1)-12	加速照射材/実機プラント履歴材による 破壊靱性値の比較結果 ……………	3.2.1(1)-24
図 3.2.1(1)-13	国内外の実機プラント履歴材による破壊靱性値の比較結果 ……………	3.2.1(1)-25
図 3.2.1(1)-14	実機材採取におけるターゲット照射量案の検討結果 ……………	3.2.1(1)-26
図 3.2.1(2)-1	日本の原子力発電所の運転・廃止措置状況 ……………	3.2.1(2)-11
図 3.2.1(2)-2	廃止措置中の実用発電用原子炉一覧 ……………	3.2.1(2)-12
図 3.2.1(2)-3	廃止措置中の国内軽水炉プラントの廃炉工程 ……………	3.2.1(2)-13
図 3.2.1(2)-4	実機プラント履歴材の部位毎の破壊靱性値の比較結果 ……………	3.2.1(2)-14
図 3.2.1(2)-5	実機材採取ターゲット案 (照射量、部位) ……………	3.2.1(2)-15
図 3.2.1(2)-6	実機材採取ターゲットと実機プラント照射量 ……………	3.2.1(2)-16
図 3.2.1(3)-1	BWR の代表的な原子炉建屋と付帯設備 ……………	3.2.1(3)-21
図 3.2.1(3)-2	BWR 原子炉容器内部構造物 ……………	3.2.1(3)-22
図 3.2.1(4)-1	輸送物の放射エネルギー及び線量率による区分 ……………	3.2.1(4)-11
図 3.2.1(5)-1	国内外ホットラボ施設における照射データ取得実績文献数の比較 (引張特性、破壊靱性・亀裂進展データ取得実績) ……………	3.2.1(5)-24
図 3.2.1(5)-2	国内外ホットラボ施設における照射データ取得実績文献数の比較 (破壊靱性・亀裂進展データ取得実績) ……………	3.2.1(5)-25
図 3.2.2(1)-1	炉心シュラウド内部の中性子束等の分布 (イメージ図) ……………	3.2.2(2)-9

図 3.2.2(2)-2	対象機器からの供試体採取工法の適用時期の想定	3.2.2(2)-10
図 3.2.2(2)-3	靱性低下に係る研究 令和3年度以降の事業計画案	3.2.2(2)-11
図 3.3.1(1)-1	穿孔法に用いるロゼットひずみゲージ	3.3.1(1)-10
図 3.3.1(1)-2	ESPI法の測定原理概念図	3.3.1(1)-11
図 3.3.1(1)-3	DHD法の測定原理概念図	3.3.1(1)-12
図 3.3.1(1)-4	BWR実機建設サイトでの炉心シュラウドH7溶接部の測定例	3.3.1(1)-13
図 3.3.1(1)-5	BWR実機建設サイトでのWJP施工後の炉心シュラウドH7溶接部の残留応力測定例	3.3.1(1)-14
図 3.3.1(1)-6	cos α 法と従来の応力測定値の比較	3.3.1(1)-15
図 3.3.1(1)-7	H8溶接部を対象とした測定機器の設置例	3.3.1(1)-16
図 3.3.1(2)-1	応力比（付加応力と0.2%耐力の比）の照射量依存性	3.3.1(2)-6
図 3.3.1(2)-2	炉心シュラウドH4溶接線より8mm下側の位置における溶接残留応力の中性子照射量による応力緩和挙動の例 （中性子が板厚内で一様の場合の解析結果）	3.3.1(2)-7
図 3.3.1(3)-1	BWRプラントのピーニング代表施工部位	3.3.1(3)-16
図 3.3.1(3)-2	PWRプラントのピーニング代表施工部位	3.3.1(3)-17
図 3.3.1(3)-3	LP工法の概要	3.3.1(3)-18
図 3.3.1(3)-4	LP施工装置概念図	3.3.1(3)-19
図 3.3.1(3)-5	WJP工法の概要	3.3.1(3)-20
図 3.3.1(3)-6	WJP施工装置概念図	3.3.1(3)-21
図 3.3.1(3)-7	WJP施工装置の例（炉内狭隘部施工用）	3.3.1(3)-22
図 3.3.1(3)-8	SPの応力改善メカニズム	3.3.1(3)-23
図 3.3.1(3)-9	USP工法の概要	3.3.1(3)-24
図 3.3.1(3)-10	USP施工装置概念図	3.3.1(3)-25
図 3.3.1(3)-11	USP装置	3.3.1(3)-26
図 3.3.1(4)-1	炉心シュラウドおよびシュラウドサポートの構造	3.3.1(4)-11
図 3.3.1(4)-2	CRDハウジング構造図	3.3.1(4)-12
図 3.3.1(4)-3	PWRプラント蒸気発生器概形図	3.3.1(4)-13
図 3.3.1(4)-4	PWRプラント原子炉圧力容器概形図	3.3.1(4)-14
図 3.3.1(4)-5	WJP前後の残留応力分布（SUS304）	3.3.1(4)-15
図 3.3.1(5)-1	一般的な測定・検査の基本的な方法のケーススタディ	3.3.1(5)-4
図 3.3.2(1)-1	浜岡1号機CRDハウジングスタブチューブ	3.3.2(1)-6
図 3.3.2(1)-2	BWRの代表的な原子炉建屋と付帯設備	3.3.2(1)-7
図 3.3.2(1)-3	BWR原子炉容器内部構造物	3.3.2(1)-8

図 3.3.2(1)-4	浜岡 1 号機の CRD ハウジングスタブチューブの サンプル採取位置 ……………	3.3.2(1)-9
図 3.3.2(1)-5	CRD ハウジングスタブチューブのサンプル採取装置の 据付概念図 ……………	3.3.2(1)-10
図 3.3.2(1)-6	蒸気発生器管台からのサンプル採取部位とサンプル形状 ……	3.3.2(1)-11
図 3.3.2(1)-7	蒸気発生器管台のサンプル採取装置概要 ……………	3.3.2(1)-12
図 3.3.2(1)-8	放電加工の原理 ……………	3.3.2(1)-13
図 3.3.2(1)-9	サンプリング装置先端工具の概略図 ……………	3.3.2(1)-14
図 3.3.2(2)-1	PLR 配管 (300A) 溶接供試体についての残留応力測定手順と 切断概要 ……………	3.3.2(2)-4
図 3.3.2(2)-2	炉心シュラウド (H4 溶接部) 模擬供試体の残留応力測定手順と 切断概要 ……………	3.3.2(2)-5
図 3.3.2(2)-3	炉底部モックアップ供試体の切断手順 (中間値測定まで) ……	3.3.2(2)-6
図 3.3.2(2)-4	H8 及び H10 溶接部の切断手順 (中間値測定以降) ……………	3.3.2(2)-7
図 3.3.2(2)-5	H9 溶接部の切断手順 (中間値測定以降) ……………	3.3.2(2)-8
図 3.3.2(2)-6	H8 溶接部の切断過程での開放応力の変化 ……………	3.3.2(2)-9
図 3.3.2(2)-7	H9 溶接部の切断過程での開放応力の変化 ……………	3.3.2(2)-10
図 3.3.2(3)-1	HOP 法の概要 ……………	3.3.2(3)-6
図 3.3.2(3)-2	X 線応力測定法に及ぼすバックグラウンド線量の 影響評価試験における装置レイアウト ……………	3.3.2(3)-7
図 3.3.2(3)-3	X 線応力測定法に及ぼすバックグラウンド線量の 影響評価試験における S/N 比の比較 ……………	3.3.2(3)-8
図 3.3.2(3)-4	X 線応力測定法に及ぼすバックグラウンド線量の 影響評価試験におけるバックグラウンド試料有無に関する 残留応力測定値の比較 ……………	3.3.2(3)-9
図 3.3.4(2)-1	予防保全の保守性に係る研究 令和 3 年度以降の 事業計画案 ……………	3.3.4(2)-3

添付資料一覧

- ・ 添付資料 3.2.1(2)-1 国内廃炉軽水炉 BWR の炉内構造物の使用材料、運転実績、中性子照射量等に関する調査
- ・ 添付資料 3.2.1(2)-2 国内廃炉軽水炉 PWR の炉内構造物の使用材料、運転実績、中性子照射量等に関する調査
- ・ 添付資料 4.1.1-1 実機材料を活用した安全研究検討委員会運営要項
- ・ 添付資料 4.1.1-2 秘密保持誓約
- ・ 添付資料 4.1.2-1 実機材料を活用した安全研究検討委員会 議事録

1. はじめに

原子力規制庁では、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）が受託した、鋼製機器に対する研究課題を抽出した実機材料を用いた安全研究マップの策定と炉内構造物等ステンレス鋼機器に対する事業計画の立案を目的とした「実機廃炉材料等を有効活用する安全研究」の受託研究報告書である。

2. 実施計画

2.1 事業の目的

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

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

2.2 実施概要及び内容

2.2.1 実機材料を用いた安全研究マップの策定

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

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

なお、廃止措置中の原子力発電所から放射化された実機材料の採取については、発電所の建設された時期により材料仕様が異なるとともに、構造材料の経年劣化に係る運転履歴も異なる。また、実機材料の採取が可能となる時期は事業者の廃炉工程を勘案するとともに、その採取は原子力発電所の放射線環境下となる。更に目的を達成するための試験・分析・評価等の研究の実施は、発電所構外の試験研究施設に輸送する必要がある。

よって、これらの留意事項を考慮し事業を推進していくためには、実機材の有効な活用を念頭に、安全研究の実施の優先順位に基づき、個別の研究事業計画を策定する必要があり、この優先順位等を示す「実機材料を用いた安全研究マップ」を作

成する必要がある、令和 2 年度は以下を実施する。

(1) **実機材料を用いた材料健全性研究に関する最新知見の調査**

原子力発電所の構造物と考慮すべき材料の経年劣化事象の関係に基づき、国内外の実機材料を用いた材料健全性研究、学協会規格動向等の最新知見を調査する。

(2) **実機材料を用いた材料健全性研究の実施に関わる課題等の整理**

最新知見の調査結果に基づき、課題解決するために有効活用する実機材料採取の特徴や必要な要件を調査し、検討すべき課題や実施方法について取り纏めた「実機材料を用いた研究課題整理表」を策定する。

(3) **実機材料を用いた安全研究マップの策定**

上記(1)及び(2)の調査結果を基に研究課題、項目、重要度及び実施方法を取りまとめた「実機材料を用いた安全研究マップ」を作成する。

作成にあたり、様式及び記載内容等については、原子力規制庁と都度協議することとする。

2.2.2 靱性低下に係る研究

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

そこで、本研究では、実機から採取した材料に対する破壊靱性試験を行うことにより、実機条件における破壊靱性に関する知見を取得し、評価式の保守性を確認することを目的とし、個別研究の事業計画の策定のため、令和 2 年度は以下の項目を実施する。

(1) **技術知見（最新情報を含む）等の調査**

- ① 照射ステンレス鋼の破壊靱性特性に関する最新知見を調査・分析する。
- ② 国内廃炉プラントの炉内構造物の使用材料、運転実績、中性子照射量等について調査する。
- ③ 実機からの供試材採取について、実績、採取方法、課題等を調査する。
- ④ 試験研究施設への輸送、試験片加工等について、実施方法、実績、課題等を調査する。
- ⑤ 実機材料を対象とした照射ステンレス鋼の破壊靱性試験が実施可能な試験研究施設に関する調査を行う。

(2) 事業計画案の策定

上記の調査結果を基に、令和3年度以降の事業計画案を策定する。

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1906051号（令和元年6月5日原子力規制委員会決定）」（以下「亀裂の解釈」という。）において、維持規格の規定に基づく検査を実施することが要求されている。事業者はSCC発生を低減するための予防保全対策技術を施工しているが、維持規格における検査においては、予防保全対策を実施した場合には、「予防保全実施時期を供用開始時期」とすることができ、その結果として、予防保全対策技術施工部位は検査頻度が緩和されることになる。事業者が実施している予防保全対策の一つにピーニング等による応力改善工法がある。

本研究では応力改善工法施工部位に対する残留応力評価を行い、事業者が実施した予防保全対策技術施工箇所に対する亀裂の解釈の考え方の保守性を検証することを目的とし、個別研究の事業計画の策定のため、令和2年度は以下の項目について研究を実施する。

(1) 技術知見（最新情報を含む）等の調査

- ① ピーニング施工部位の残留応力評価手法に関する情報を調査する。
- ② 残留応力の照射による応力緩和に関する情報を調査する。
- ③ 各種ピーニングによる応力改善対策の施工実績について調査する。
- ④ 廃炉プラントにおけるピーニング施工部位の中性子照射量、形状、廃止措置後の状態（化学除染の実施）等について調査する。
- ⑤ 応力改善施工部位に対する残留応力測定の基本的な方法を検討する。

(2) 実機材料からの試験片採取方法等（切断方法、手順、取出し方法）の検討

応力改善対策施工部の残留応力評価を行う一つの方策として、改善対策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。そこで、本研究では以下について調査を行い、測定が可能となるための条件や課題について整理する。

- ① 実機からの試験片採取方法（採取方法、手順等）について調査を実施する。
- ② 試験採取が残留応力分布に与える影響について調査・検討する。
- ③ 残留応力測定に及ぼす、廃止措置後の保管状態や材料の放射化の影響について調査・検討する。

(3) 現場（発電所構内・放射線環境下）における実機材料を用いた残留応力評価に関する検討

実機材料を用いた現場（発電所構内・放射線環境下）における残留応力評価を実施するために以下の技術的知見について調査する。

- ① 残留応力測定の基本的方法に関する現場測定での制約の調査
- ② 残留応力測定の基本的方法について、想定される実機環境（放射線環境下、水中）への適用性、技術開発課題等を調査する。

(4) 事業計画案の策定

上記、(1)～(3)で収集した情報を総合的に検討し、令和3年度以降の予防保全対策技術の保守性に係る事業計画案（実施不可も含む）を策定する。

2.3 研究実施方法及び工程

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

【実施工程】

実施項目	4	6	7	9	10	12	1	3
実機材料を活用した安全研究検討委員会			▲			▲		▲
実機材料を用いた安全研究マップの策定								
(1) 実機材料を用いた材料健全性研究に関する最新知見の調査	■							
(2) 実機材料を用いた材料健全性研究の実施に関わる課題等の整理			■					
(3) 実機材料を用いた安全研究マップの策定					■			
靱性低下に係る研究								
(1) 技術知見（最新情報を含む）等の調査								
(2) 事業計画案の策定					■			
予防保全対策技術の保守性に係る研究								
(1) 技術知見（最新情報を含む）等の調査		■						
(2) 実機材料からの試験片採取方法等（切断方法、手順、取出し方法）の検討		■						
(3) 現場（発電所構内・放射線環境下）における実機材料を用いた残留応力評価に関する検討		■						
(4) 事業計画案の策定					■			
成果のまとめ							■	

3. 実施内容及び成果

本事業の令和2年度の研究実施内容を以下に示す。令和2年度は3項目の個別研究に大別される。

- **実機材料を用いた安全研究マップの策定**
 - (1) 実機材料を用いた材料健全性研究に関する最新知見の調査
 - (2) 実機材料を用いた材料健全性研究の実施に関わる課題等の整理
 - (3) 実機材料を用いた安全研究マップの策定

- **靱性低下に係る研究**
 - (1) 技術知見（最新情報を含む）等の調査
 - ① 照射ステンレス鋼の破壊靱性特性に関する最新知見の調査・分析
 - ② 国内廃炉プラントの炉内構造物の使用材料、運転実績、中性子照射量等の調査
 - ③ 実機からの供試材採取の実績、採取方法、課題等の調査
 - ④ 試験研究施設への輸送、試験片加工等の実施方法、実績、課題等の調査
 - ⑤ 実機材料を対象とした照射ステンレス鋼の破壊靱性試験が実施可能な試験研究施設に関する調査
 - (2) 事業計画案の策定

- **予防保全対策技術の保守性に係る研究**
 - (1) 技術知見（最新情報を含む）等の調査
 - ① ピーニング施工部位の残留応力評価手法に関する知見の調査
 - ② 残留応力の照射による応力緩和に関する知見の調査
 - ③ 各種ピーニングによる応力改善対策の施工実績の調査
 - ④ 廃炉プラントにおけるピーニング施工部位の中性子照射量、形状、廃止措置後の状態（化学除染の実施）等の調査
 - ⑤ 応力改善施工部位に対する残留応力測定の基本的方法の検討
 - (2) 実機材料からの試験片採取方法等（切断方法、手順、取出し方法）の検討
 - ① 実機からの試験片採取方法（採取方法、手順等）の調査
 - ② 試験採取が残留応力分布に与える影響の調査・検討
 - ③ 残留応力測定に及ぼす廃止措置後の保管状態や材料の放射化の影響についての調査・検討
 - (3) 現場（発電所構内・放射線環境下）における実機材料を用いた残留応力評価に関する検討
 - ① 残留応力測定の基本的方法に関する現場測定の制約等の調査
 - ② 残留応力測定の基本的方法に想定される実機環境（放射線環境下、水中）への適用性、技術開発課題等の調査
 - (4) 事業計画案の策定

以上の個別研究の成果を次節に示す。

3.1 実機材料を用いた安全研究マップの策定

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予定である。そのため、事業者が策定した廃炉工程を鑑みた上で、研究に供する実機材料を採取する原子力発電所についての検討が不可欠である。また、研究計画立案に当たっては、現状の研究課題や動向、廃炉材活用の有効性を整理した上で、拡充すべき材料特性データの選定と優先順位づけを実施する必要がある。

この目的に照らし、原子力発電所の構造物等を構成する材料の経年劣化事象に係る学協会規格の動向や技術的知見を網羅的に収集する。併せて、諸外国において計画・実施中の実機材料を用いた研究に関する最新の情報を収集する。収集した技術的知見は今後の実機材料を用いた安全研究の計画立案全般に反映できるように整理する。その上で、我が国の実機材料を用いた安全研究において必要な研究課題、項目及び実施の優先順位等を検討、抽出し、「実機材料を用いた安全研究マップ」（以下「安全研究マップ」という。）を作成する。当該マップには、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、諸外国の取り組み等も勘案した研究課題、項目及び重要度（又は優先度）を記載する。なお、廃止措置中の原子力発電所から放射化された実機材料の採取については、次のような特徴がある。

- 材料のスペックや運転履歴が発電所により異なる。
- 材料採取が可能となる時期が電気事業者の廃炉工程と関わってくる。
- 放射線環境下で材料採取を行い、試験研究施設まで輸送する必要がある。

これらの特徴を考慮して事業を推進していく必要があり、令和 2 年度は以下を実施した。

- ① 実機材料を用いた材料健全性研究に関する最新知見の調査
- ② 実機材料を用いた材料健全性研究の実施に関わる課題等の整理

更に上記①、②の調査結果を基に研究課題、項目、重要度及び実施方法（課題の解決策）を取りまとめ、

- ③ 安全研究マップの策定

を実施した。

3.1.1 項に安全研究マップの作成の基本方針を、その方針に基づく本年度の成果として、3.1.2 に上記①に関連し実機材料を活用した材料劣化研究動向の調査結果を、3.1.3 に上記②の課題等の整理として「廃炉材活用研究課題整理表」を、3.1.4 項に上記③として安全研究マップを示す。

3.1.1 実機材料を用いた安全研究マップの作成の基本方針

(1) 安全研究マップの作成の方針

実機材料を用いた安全研究は、研究分野が広範に及ぶため、本事業の目的を鑑み、まずは研究分野の絞り込みと課題の限定を行った。次に産官の視点から検討すべき課題を整理した課題整理表を作成した。そのうち、安全・規制の観点から検討すべき課題を抽出し、安全研究マップとして整理した。これにより、産官の視点が組み込まれた網羅的な内容となるとともに、それぞれの視点からの考え方等が共通の指標で共有可能となる。なお、課題整理表、安全研究マップは適宜更新していくものとする。以下に安全研究マップ作成の流れを示す。

- ① 研究対象分野の絞り込み
- ② 研究対象の課題の限定
- ③ 課題整理表の作成
- ④ 安全研究マップの作成

① 研究の対象分野

廃炉材活用研究の成果の活用先は、大別すると、

- ◇ 保全・運転管理の合理化
- ◇ 安全性の確保・向上
- ◇ 検査技術・補修技術の開発
- ◇ 新設炉・新型炉への反映
- ◇ 技術伝承・人材育成

の観点があるが、2.1 項に示した本事業の目的を鑑み、「安全性の確保・向上」を対象分野とした。

② 研究で対象とする課題

廃炉材活用研究では実機材料データの拡充が期待され、前述の「安全性の確保・向上」の分野で解決すべき課題は、

- ◇ 予測式・評価手法の開発・高度化
- ◇ 現行の予測・評価の検証（妥当性検証）

に大別される。ここで、本事業は、廃炉材を活用して試験・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おり、安全研究マップで実施の優先順位の検討に資する研究課題は「現行の予測・評価の検証（妥当性検証）」を対象とする。

以上の枠組みを図 3.1.1(1)-1 に示す。図 3.1.1(1)-1 に示すように、本事業での最終的な成果は「安全研究マップ」となるが、これを作成するためにまずは国内外の廃炉材活用研究に関する最新知見の調査、現状知見、実施に関わる課題等を整理し、このインプットの整理を「研究課題整理表」としてま

とめることとした。

なお、この整理結果に対し、安全性の確保・向上の観点で、現行の予測・評価の検証の観点から実施すべき研究について、優先順位を含めてスクリーニングすることで「安全研究マップ」を作成した。

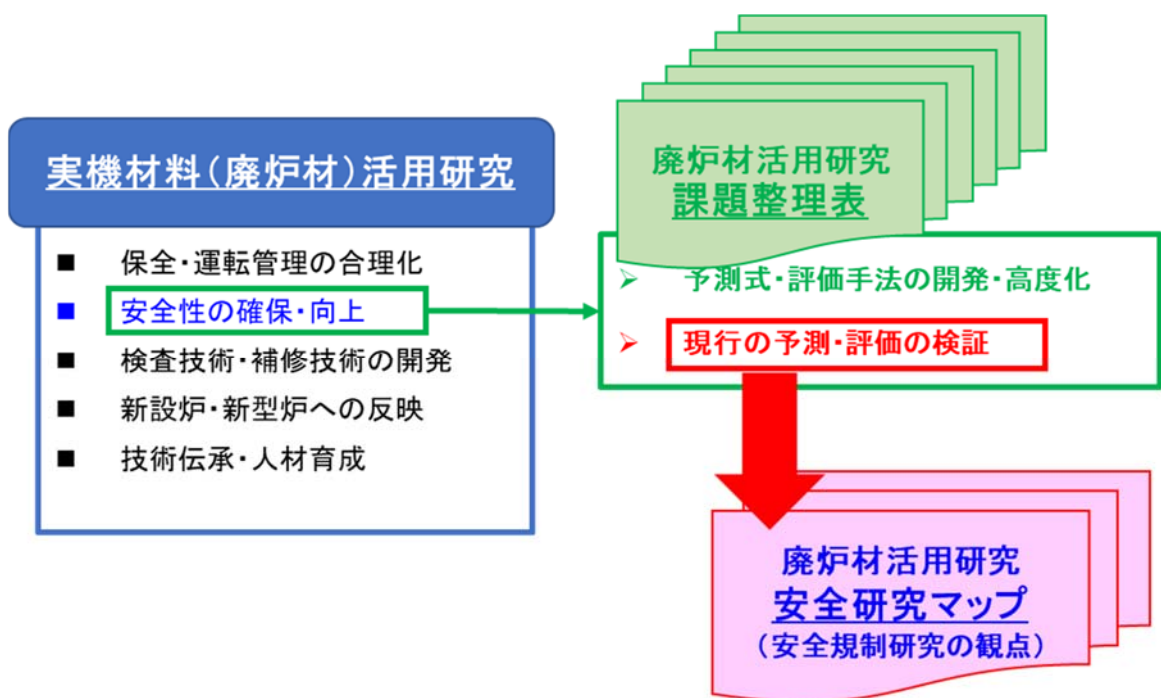


図 3.1.1(1)-1 実機材料を用いた安全研究マップ作成の枠組み

(2) 研究課題整理表（安全研究マップのインプット）

原子力発電所で使用されている材料には、金属材料、高分子材料、コンクリート等が挙げられる。このうち、金属材料では疲労、照射脆化、熱時効、応力腐食割れ、腐食等の劣化事象が想定される。また、高分子材料では熱劣化等、コンクリートでは強度低下等の劣化事象が想定される。これらの想定劣化事象について、高経年化技術評価と日常保全で対応している。ここで、高経年化技術評価の対応は、低サイクル疲労、中性子照射脆化、照射誘起型応力腐食割れ（以下「IASCC」という。）、ステンレス鋼鋳鋼の熱時効、電気・計装品の絶縁低下、コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下に係るものであり、日常保全ではそれ以外の対応がなされている。安全性の確保・向上の観点からは、技術評価で高経年化が対象となる劣化事象の方がより重要であるため、本事業における研究課題整理表では主として高経年化技術評価に係る劣化事象を対象とするが、日常保全で対象となる応力腐食割れ等の安全性確保・向上の観点から重要であると考えられる劣化事象も対象に加えた。高経年化技術評価で6事象が定められてから年数が経過していること、国内外で原子力発電所の運転年数が長くなってきていることから、新たな劣化事象（潜在劣化事象）の有無についても念のため調査した。この活用先を事業者実施の高経年化技術評価の流れを踏まえて示すと図3.1.1(2)-1となり、「研究課題整理表」にまとめる「安全研究マップ」のインプット情報は高経年化技術評価の流れを念頭に検討した。研究課題整理表にまとめる情報について次項に示す。

1) 対象とする機器と経年劣化事象の選定

対象とする機器と経年劣化事象は以下とした。

【対象機器：鋼製機器】

- 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、加圧器等の一次冷却系含む）

【経年劣化事象】

- 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
- その他重要な劣化事象で着眼すべき経年劣化事象
（応力腐食割れ、腐食、配管減肉等）

対象とする機器と経年劣化事象の選定の考え方を以下に示す。

経年化評価上着目すべき経年劣化事象は、高経年化実施ガイド^[3.1.1(2)-1] や高経年化対策実施基準^[3.1.1(1)-2]に以下の6事象が示されている。なお、各事象の名称は高経年化対策実施基準の表記に合せた。

- ◇ 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
- ◇ 電気・計装品の絶縁低下
- ◇ コンクリートの強度低下及び遮へい能力低下

原子力発電所の運転長期化に伴い、潜在劣化事象についても検討されている。米国連邦政府の独立行政機関である「原子力規制委員会」(NRC: Nuclear Regulatory Commission) で、運転期間を60年～80年まで延長する2回目の運転期間延長 (SLR: Subsequent License Renewal) に対する技術基盤の整備の一つとして80年までの運転期間を延長した場合に、現在の経年劣化対策では想定されていない新たな劣化事象 (潜在劣化事象) が生じる可能性に関する検討 (EMDA: Expanded Proactive Material Degradation Assessment) を行った。EMDA では以下の構築物、系統及び機器 (SSCs: Structures, Systems, and Components) に対して、各国の材料劣化研究の専門家を集めて80年までの運転で生じる可能性のある材料劣化について検討し、報告書として取り纏めた^[3.1.1(2)-3]。

- ◇ 原子炉内部構築物 (Core Internals)
- ◇ 配管系統システム (Piping Systems)
- ◇ 原子炉 (圧力) 容器 (Reactor Pressure Vessel)
- ◇ ケーブル及び電気計装品 (Electrical Cables)
- ◇ コンクリート及び土木構築物 (Concrete and Civil Structures)

この活動には日本からも3名の専門家が参加した。その結果、中性子照射量の増加や運転温度に曝される時間の増加により機構論的には発生する可能性のある材料劣化は想定されるものの、機器の健全性に影響を与える劣化現象はないと判断した。また、SLR申請に備えて更新された経年劣化管理に関するガイド (GALL-SLR) ^[3.1.1(2)-4]やSLRの標準審査指針 (SRP-SLR) ^[3.1.1(2)-5]には新たな経年劣化事象は追加されなかった。

以上より、経年劣化事象としては本事業においても、高経年化実施ガイドの前述6事象から選定するとともに、対象機器についても成果の活用先を踏まえて上記5区分から選定することとした。

① 対象機器の選定

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、経年変化が材料特性の変化に及ぼす影響評価に資する知見の拡充を図る」観点と、安全研究マップと作成の取り掛かりという観点から、まずは「構造物等」のうち「鋼製」のものとし、

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

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

② 経年劣化事象の選定

経年劣化事象は、上記の対象機器の範囲を踏まえ、以下を対象とした。

- 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

なお、上記に含まれないが、その他重要な劣化事象で着眼すべき経年劣化事象として、応力腐食割れ（粒界及び粒内含め）、腐食、配管減肉等も「鋼製機器」としては考慮すべき劣化事象であることから、これらの事象を

- その他重要な劣化事象で着眼すべき経年劣化事象（応力腐食割れ、腐食、配管減肉等）

とした。

2) 経年劣化事象の分類（研究課題整理表のカテゴリ）

対象とする経年劣化事象は前項に示す「高経年化評価上着目すべき経年劣化事象 4 事象」と「その他重要な劣化事象で着目すべき経年劣化事象（応力腐食割れ、腐食、配管減肉等）」とした。これら経年劣化事象に対する研究テーマ（題目）を整理すると、経年劣化評価の「予測」や「評価」といった異なるフェーズの課題が課題整理候補として挙げられた。そのため、経年劣化事象と研究テーマを対応させつつ、体系的に仕分けることし、経年劣化評価に対する PDCA 等に着目して分類することとした。

① 経年劣化評価に基づく劣化事象

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

② 日常保全により管理する経年劣化事象

日常保全で対象としている応力腐食割れ、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応力腐食割れについては、日本機械学会 維持規格で管理しているため、この体系を参考として、①検査、②評価及び③補修あるいは④予防保全といった「分類」で経年劣化事象に紐づけすることとした。

③ 「その他」のカテゴリ

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

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

る分類を図 3.1.1(1)-2 に示す。

3) 対象機器と経年劣化事象に関する最新知見と課題等の整理

安全研究マップを作成するためには、対象とする機器と経年劣化事象に対する安全・規制に関連する研究分類（テーマ、題目、研究項目等）、国内外の廃炉材活用研究に関する最新知見を含めた現状知見、実施に関わる現状の課題等を整理する。また、安全研究マップへのスクリーニングという観点では、その課題や解決案が実機材料を活用する場合に「開発研究」あるいは「妥当性確認の研究」のどちらの区分に該当するかの仕分けと、「課題の解決方法」を示すとともに、「研究の位置付け」と「廃炉材活用の有効性」を定義することとした。

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

【研究課題整理表に整理する情報】

1. 実機材料を用いた材料健全性研究に関する最新知見の調査

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

2. 同上課題等の整理

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

① 課題等の整理・仕分けにおける「研究の位置付け」（重要度）

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

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

となり、現状の知見に対しては「開発研究」あるいは「妥当性確認の研究」の両方の位置づけがあり、「新しい知見」は「開発研究」が中心となる。また、成果の活用先に「学協会規格の技術評価」があ

り、原子力規制委員会における民間規格の活用^{3.1.1(2)-6}では、許認可申請図書において引用される日本原子力学会、日本機械学会及び日本電気協会等の民間規格を審査基準に該当するものに引用しようとする場合には、その策定プロセス等によらず、規定内容が技術的に妥当であるかという観点から、原子力規制委員会として技術評価を行うとしている。「現行の予測法・評価式」は、「技術評価の対象でありエンドースされたか否か」によって研究の位置づけも変わってくる。そこで、「開発研究」あるいは「妥当性確認の研究」の「研究の位置づけ」を以下に示すように分類することとした。

【研究の位置付け】

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

備考：「課題整理表」では「1.①」などと略記

② 「廃炉材の有効活用」

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

【廃炉材の有効活用】

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

以上を踏まえ、策定した研究課題整理表例を表 3.1.1(2)-1 に示す。

<参考文献>

- [3.1.1(2)-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)-2] 一般社団法人 日本原子力学会, 日本原子力学会標準 原子力発電所の高経年化対策実施基準: 2015, AESJ-SC-P005:2015, 2016年3月.
- [3.1.1(2)-3] Expanded Materials Degradation Assessment (EMDA) Volume 1: Executive Summary of EMDA Process and Results, NUREG/CR-7153, Vol. 1~Vol. 5, ORNL/TM-2013/532, U.S.NRC, 2014.
- [3.1.1(2)-4] Generic Aging Lessons Learned for Subsequent License Renewal (GALL-SLR) Report, NUREG-2191, Vol. 1, Vol.2, U.S.NRC, 2017.
- [3.1.1(2)-5] Standard Review Plan for Review of Subsequent License Renewal Applications for Nuclear Power Plants, NUREG-2192, U.S.NRC, 2017.
- [3.1.1(2)-6] 「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, 原子力規制委員会

表 3.1.1(2)-1 研究課題整理表例

【カテゴリ】: 経年劣化評価 or 日常保全: 付表1参照 BWR / PWR	対象システム / 設備	機器名称	経年劣化事象	分類	課題区分		現状知見と課題	安全性の確保・向上の観点における分類							
					大区分	中区分		研究開発				妥当性確認			
								課題	解決案	研究の位置付	廃炉材活用の有効性	課題	解決案	研究の位置付	廃炉材活用の有効性
記載例 BWR	記載例 原子炉圧力容器 給水管台		記載例 I. 低サイクル疲労	記載例 ③評価	記載例 健全性評価	記載例 評価技術	<現状の知見> 最新知見をここに整理 <現状の課題> (1) 評価手法の妥当性検証 (2) 評価手法の高度化・合理化	(2)	解決策を記述	付表2参照	付表3参照	(1)	解決策を記述	付表2参照	付表3参照

付表 1 : 経年劣化事象と分類

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	
	II. 中性子照射脆化	
	III. IASCC	
	IV. ステンレス鋼鑄鋼の熱時効	
日常保全	V. SCC	
	VI. 腐食	
	VII. 配管減肉	
	VIII. 熱時効	

付表 2 : 研究の位置付け

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

付表 3 : 廃炉材活用の有効性

【廃炉材活用の有効性】	
◎	◆ 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要ではない

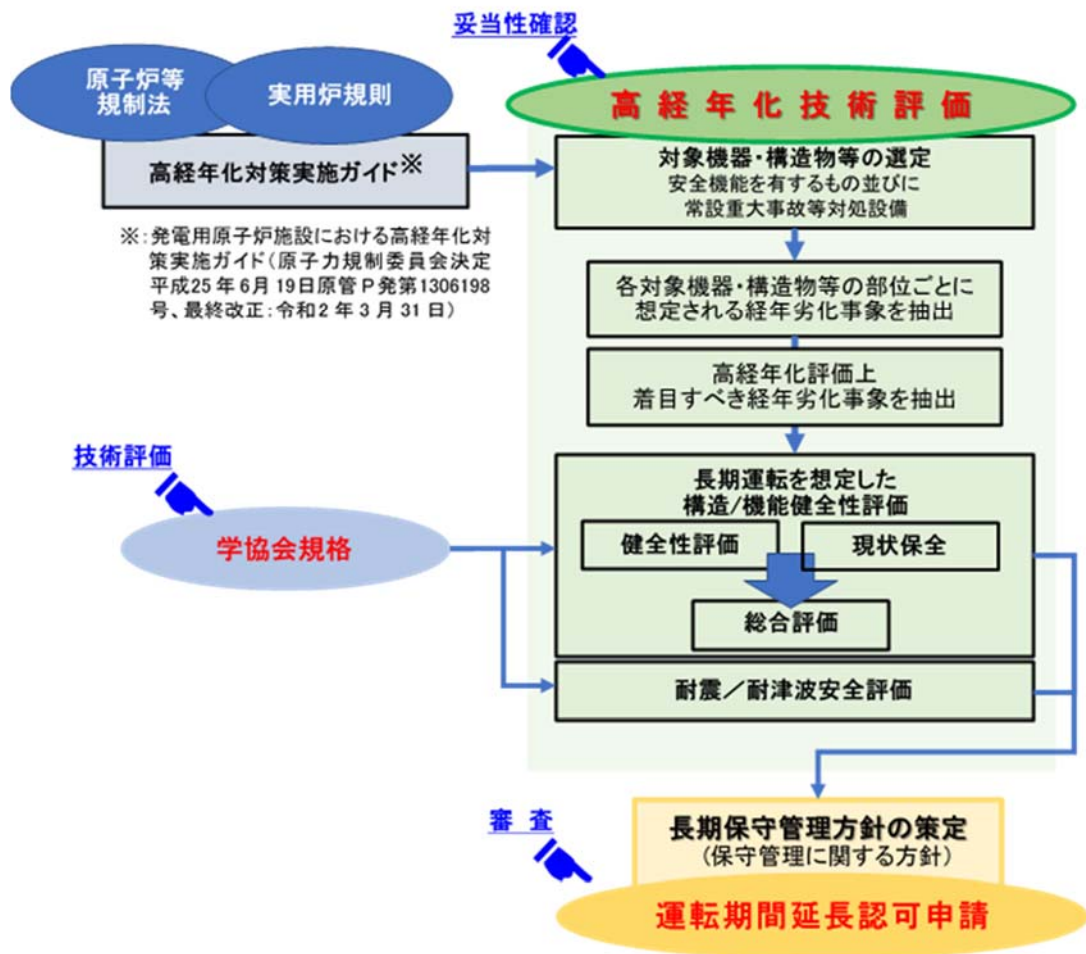


図 3.1.1(2)-1 本事業における成果の活用先

【研究課題整理表】

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

図 3.1.1(2)-2 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) 安全研究マップ

研究課題整理表と安全研究マップの関係を図 3.1.1(3)-1 に示す。「安全研究マップ」は、産業界・研究機関及び規制庁の視点を含め「研究課題整理表」に整理した対象システム・設備（機器）、経年劣化事象とその分類、課題区分（研究テーマ）と、その現状知見、課題と解決案、研究の位置付け、廃炉材活用の有効性等をもとに、安全・規制研究の観点でスクリーニングする。

どの課題を研究課題整理表からスクリーニングして安全研究マップとして残すかは、今後の継続的な研究課題整理表の整備に基づき引き続き検討するが、少なくとも以下を満足した項目は安全研究マップ記載案件となる。

- 「妥当性確認研究（現行の予測・評価の検証）」が対象（表 3.1.1(2)-1 付表 2 に示す「1①」「1②」「2③」に該当）

であり、かつ、

- 「廃炉材活用の有効性」は、課題の解決に廃炉材が決定的な役割を果たす（表 3.1.1(2)-1 付表 3 に示す「◎」）

となる。

ここで、表 3.1.1(2)-1 付表 2 研究の位置付けについて、安全研究マップでは上記の通り、妥当性確認（現行の予測・評価の検証）の安全研究において、必要な研究課題、項目及び実施の優先順位等を検討、抽出したものとなるが、実施主体を明確にする必要がある。実施主体とは産官という観点で「産業界・研究機関」と「原子力規制庁」に大別され、例えば、表 3.1.1(2)-1 付表 2 の「1.現行の予測式・評価手法（技術評価・エンドース関連）」で「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」の実施主体は「原子力規制庁」となる。1①の場合、「産業界・研究機関」の研究成果等に基づく予測法や評価手法は規格基準類に反映され、かつ技術評価を受けてエンドースされており、更なる「妥当性・保守性の確認」は不要ということとなる。付表 2 1 項「②技術評価要件への対応」の場合は、ステータスは原子力規制庁の技術評価の際に要件（適用にあたっての制限や追加説明要求、エンドース可否等）が示されたということであり、「産業界・研究機関」はこの要件への対応が必要であり、「原子力規制庁」は要件に対する「産業界・研究機関」の対応（要件に対する解決案等）を受けてその妥当性確認をする必要があり、実施主体は両者となる。

以上の「実施主体」を研究課題整理表から安全研究マップへのスクリーニング指標として表 3.1.1(3)-1 付表 2 に追加し表 3.1.1(3)-1 に示す。安全研究マップの項目案となる「妥当性・保守性の確認」の範囲をハッチングで示すとともに、安全研究マップ例を表 3.1.1(3)-2 にまとめた。

表 3.1.1(3)-1 研究課題整理表から安全研究マップへのスクリーニング指標

改題整理表「研究開発」と「妥当性確認」の課題 に対する「研究の位置付」		実施主体	
		産 業 界 研究機関	規 制 庁
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 価手法の妥当性確認	—	○
	②上記のうち、技術評価要件 への対応等	○	○
2. 現行の予測式・評価手法	③妥当性・保守性の確認	○	○
	④高度化	○	—
3. 新しい予測式・評価手法、 基礎的・基盤的知見の継 続的な拡充	⑤開発	○	—
	⑥基礎的・基盤的な知見の継 続的拡充	○	—

注記: 安全研究マップ項目案となる「妥当性・保守性の確認」の範囲

備考: 研究課題整理表(表 3.1.1(3)-1)の付表2を安全研究マップでは本表とした。

(表 3.1.1(3)-2 付表2参照)。

表 3.1.1(3)-2 実機材料を用いた安全研究マップ例

【カテゴリ】:経年劣化評価 or 日常保全:付表1参照 BWR / PWR	対象システム / 設備	機器名称	経年劣化事象	分類	課題区分		現状知見と課題	安全性の確保・向上の観点 妥当性確認		
					大区分	中区分		解決案	研究の位置付	廃炉材活用の有効性
記載例 BWR	記載例 原子炉圧力容器 給水管台		記載例 II. 低サイクル疲労	記載例 ③評価	記載例 健全性 評価	記載例 評価技術	<現状の知見> <i>最新知見をここに整理</i> <現状の課題> (1) 評価手法の妥当性検証 (2) 評価手法の高度化・合理化	(1)	解決策を記述	付表2 参照

3.1.1(3)-3

付表1:経年劣化事象と分類

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	
	II. 中性子照射脆化	
	III. IASCC	
	IV. ステンレス鋼鑄鋼の熱時効	
日常保全	V. SCC	
	VI. 腐食	
	VII. 配管減肉	
	VIII. 熱時効	

付表2:研究の位置付け

【研究の位置付】	実施主体		
	産業界 研究機関	規制庁	
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・評価手法の妥当性確認	-	○
2. 現行の予測式・評価手法	② 上記のうち、技術評価要件への対応等	○	○
	③ 妥当性・保守性の確認	○	○
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	④ 高度化	○	-
	⑤ 開発	○	-
	⑥ 基礎的・基盤的な知見の継続的拡充	○	-

付表3:廃炉材活用の有効性

【廃炉材活用の有効性】	
◎	◆ 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要ではない

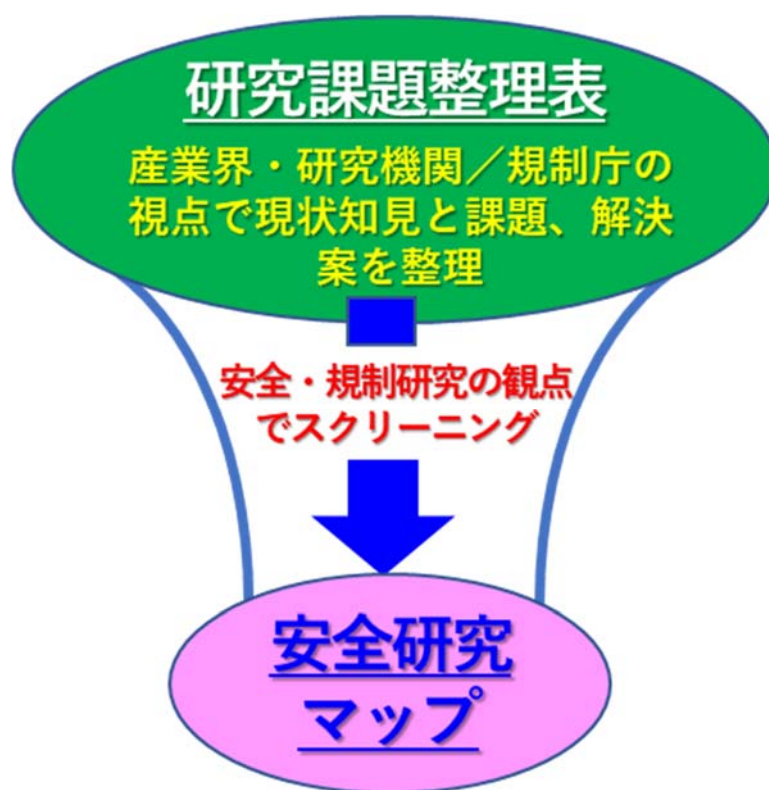


図 3.1.1(3)-1 研究課題整理表と安全研究マップの関係

3.1.2 実機材料を用いた材料健全性研究に関する最新知見の調査

国内外において計画・実施中の廃止措置プラントから採取した材料を用いた研究に関する最新の情報を調査した。調査結果を以下に示す。国内及び国外研究動向については本事業で対象とする鋼製材料を対象とした。調査結果を以下に示すと共に主要な廃炉材活用研究を表 3.1.2-1 にまとめた。

(1) 国際機関の取組み

1) 国際原子力機関 (IAEA) の取組み

IAEA の核安全・セキュリティ局 (Department of Nuclear Safety and Security)、原子力機器安全部門 (Division of Nuclear Installation Safety) は、長期間運転の原子炉機器・構造物の廃炉材を用いた国際共同研究コンサルタント会議 (Consultancy meeting to discuss planning and scope of the future Coordinated Research Project (CRP) on the evaluation of properties of structure and component materials utilizing actual aged materials removed from decommissioning reactors for Long Term Operation (LTO) Coordinated Research Projects) を 2 回開催した。第 1 回会議は 2014 年 6 月に IAEA 本部 (ウィーン) で開催された。12 か国から電力会社、研究機関、大学等 22 機関、2 国際機関 (OECD/NEA、EC JRC(European Commission Joint Research Centre)) が参加した。日本からは東京大学、原子力規制庁、関西電力、中部電力、電中研が参加した。東京大学の関村直人教授が議長に選出された。会議では、各国で実施中及び計画中の廃炉材活用研究についての情報を共有すると共に廃炉材活用研究の持つ意義、各国のニーズ、研究課題、国際協力の有用性や活用方法、対象機器/劣化事象などについて検討した。重要な対象機器として以下の項目を選定し、国際協力について継続的に模索していくこととなった。

- 原子炉圧力容器
- 炉内構造物
- コンクリート構造物
- ケーブル・電気計装品

第 2 回会議は、2015 年 1 月に鋼構造物研究所 (Instituto Eduardo Torroja de Ciencias de la Construcción (IETcc)) (マドリッド) で開催された。10 か国 21 機関の参加があり、日本からも第 1 回と同じ機関が参加した。会議においては廃炉材活用研究の知識基盤の整備、CRP の可能性について検討が行われた。日本から廃炉材ライブラリ (データベース) の構築について提案した。データベース作成の意義、活用方法、データベースに収録すべきデータ項目などについて、議論した。データベース構築の有効性について参加者の賛同が得られたが、各国、各機関からの情報の提供については、知的財産保護の観点から難しいという意見もあり、具体的なデータベースの構築の検討まで至らなかった。また、会議の時点で CRP の成立に必要な具体的な貢献ができる国が 5 か国以上という条件を満たすことができず CRP の実施について継続的に検討されることとなった。その後の検討

においても同条件を満足することができず、CRP は成立しなかった。本会議において廃炉材活用研究について各国の事業者、規制機関、研究機関等が集まって議論し、ニーズや研究課題を共有し、情報共有の重要性を認識したことが有意義であった。また、後述する **Zorita Internals Research Project(ZIRP)**の対象炉であり廃炉作業が進められている **Jose Cabrera** 原子力発電所を訪問し、原子炉圧力容器の切断・解体作業等を見学できたことは廃炉材活用研究を検討していく上で重要となる廃炉作業に対する理解を深める上で参加者にとって貴重な経験となった。

2) 経済協力開発機構/原子力機関 (OECD/NEA) の取組み

OECD/NEA では、原子力機器の安全性に関する委員会 CSNI (Committee on the Safety of Nuclear Installations) の下に経年劣化管理について検討する作業会 WGIAGE(Working Group on Integrity and Ageing of Components and Structures)を設置し、経年劣化管理に関する様々な問題について検討すると共に共同研究を実施している。後述の SMILE プロジェクトは WGIAGE の下で実施される研究プロジェクトである。

表 3.1.2-1 鋼製機器を対象とした主要な廃炉材活用研究リスト

国	プロジェクト名	実施機関	期間	使用プラント	炉型	対象機器/劣化事象
ドイツ	Gundremmingen Unit Aを用いた研究	NRC、AEA Technology, Harwell, MEA, MPA	2005年前後	Gundremmingen Unit A	BWR	原子炉容器/照射脆化
ドイツ	Greifswaldを用いた研究	Helmholtz-Zentrum Dresden-Rossendorf	2010年前後	Greifswald 1号機、2号機、4号機	VVER	原子炉容器/照射脆化
スペイン	Zorita	CSN/EPRI/NRC etc.	2007年～2019年	Jose Cabrera	PWR	炉内構造物/IASCC コンクリート劣化
米国	Zion	ORNL/DOE	2010年～2021年	Zion 1/2号機	PWR	原子炉容器/照射脆化
フランス	Chooz A	EDF/MAI	2017年～	Chooz A	PWR	炉内構造物/IASCC
日本	浜岡	中部電力	2015年～	浜岡 1/2号機	BWR	原子炉圧力容器/照射脆化 コンクリート劣化
	福井県における高経年化調査研究	JAEA他	2015年～2017年	ふげん	新型転換炉	配管/IGSCC ポンプ/熱時効 配管/減肉 コンクリート劣化
スウェーデン	SMILE	Studsvik OECD/NEA	2021年～2025年	Oskarshamn 1/2号機 Ringhals1号機 Ringhals2号機	BWR/ PWR	原子炉圧力容器/照射脆化 炉内構造物/IASCC ノズル・配管/SCC, 疲労
韓国	Kori 1	KHNP/KAERI etc.	2019年～2024年	Kori 1号機	PWR	炉内構造物/IASCC

(2) 米国における取組み

米国では運転期間を 60 年から 80 年に延長する 2 回目の運転期間延長 (SLR) の実現に必要な技術基盤を確立することを目的に、EPRI とエネルギー省 (DOE)、原子力規制委員会 (NRC) が連携しながら LWRs(Light Water Reactor Sustainability) プロジェクト^[3.1.2-1]、^[3.1.2-2]を始めとする研究を連携しながら進めてきた。この取組み中で廃炉材を活用する研究も精力的に実施されている。以下に各機関の取組みについて示す。

1) 米国原子力規制委員会 (NRC) の取組み

NRC は、長期運転時の材料健全性を確保するための技術基盤の整備に廃炉材 (実機材) を用いた研究は有効と考え、実機からの材料採取と研究に取り組んできた^[3.1.2-3]。NRC の実機からの材料採取を表 3.1.2-2 に示す。NRC は以下に示す廃炉材活用研究の特徴を考慮した場合、材料を採取できる機会を増やす、参加機関で費用を分担することにより対費用効果を向上させるという観点から国際協力により研究を進めることが有効であると考え、廃炉材活用研究に関するワークショップを 2 回に亘り開催した。

【廃炉材活用研究の特徴】

- ・ 採取できる材料及び運転条件が対象プラントに依存し、自由に選定できない。
- ・ 材料を採取できる時期が廃炉工程に依存する。
- ・ 材料採取に大きな費用を要するが多い。

第 1 回は 2017 年 5 月に NRC 本部で開催された^[3.1.2-4]。米国からは主催者である NRC の他に EPRI、DOE、NEI、オークリッジ国立研究所、アイダホ国立研究所、パシフィックノースウエスト国立研究所及び Energy Solutions、Dominion、Westinghouse、カナダから CNSC と AECL、欧州から GRS (ドイツ)、SCK-CEN、Bel V (ベルギー)、日本からは原子力規制庁、原子力研究開発機構、電中研が参加した。各機関から廃炉材活用研究に対する期待、実機材、廃炉材を用いた研究知見などの紹介がなされた。会議における検討で、廃炉材活用研究に対する期待について再確認すると共に、以下について整理した。

- ・ 廃炉材活用が有効と考えられる研究項目
- ・ 廃炉材活用研究を検討する上で必要な情報
 - 採取できる可能性あるデータの有用性
 - 採取の実現性 (費用、制約条件、廃炉工程)
- ・ 各国における廃炉材採取の可能性のあるプラント

情報共有を図りながら今後の廃炉材活用研究について模索していくこととなった。NRC は、この会議で得た情報を基に廃炉材活用研究の進め方等に関する検討をパシフィックノースウエスト国立研究所に委託した^[3.1.2-5]。同研究所の検討結果については 4) に示す。NRC はこの報告を基に NRC の廃炉材採取の優先順位を表 3.1.2-3 のようにまとめた。

第 2 回は 2020 年 1 月 21 日に OECD/NEA 本部 (パリ) で後述する

SMILE プロジェクト会議と併せて開催された。16 か国、42 機関及び 2 国際機関（IAEA 及びヨーロッパ連合）から 42 名の参加があった。日本からは原子力規制庁と電中研が参加した。各国の代表的な機関から、廃炉材活用研究に関する期待、廃炉材研究に対する取組み状況が報告された後、廃炉材活用研究として優先順位の高い実施項目、廃炉材活用研究に関する国際協力の枠組み、採取候補材データベースの整備等について検討が行われた。優先順位の高い実施項目の候補として表 3.1.2-4 に示す項目が抽出されたが、優先順位については継続的に検討することとなった。また、国際協力の枠組みについては、各機関共に国際連携の有効性については共通の認識を持つものの、共同研究の枠組み、採取した材料の法的な位置づけ（廃棄物）や予算確保の仕組みなどについて各機関や国において状況が異なることから、具体的な枠組みについての意見は纏まらなかった。採取の可能性のある材用に関するデータベース（Harvesting Opportunities Table）については、各機関が可能な範囲で情報を提供し、継続的に整備していくこととなった。

2) 米国エネルギー省（DOE）の取組み

DOE は LWRs の枠組みの中で以下に関する材料劣化研究を行っている [3.1.2-1]、[3.1.2-2]、[3.1.2-6]。

- ・ 原子炉材料
 - 原子炉圧力容器の中性子照射脆化
 - 炉内構造物の IASCC/スウェリング/相変換
 - 1 次系冷却材バウンダリ機器の応力腐食割れ
 - ステンレス鋼鋳鋼の熱時効
 - 環境疲労
- ・ ケーブル絶縁低下
- ・ コンクリート強度及び遮へい性能低下
- ・ 緩和技術

この中で原子炉圧力容器、炉内構造物、ケーブル及びコンクリートに関する廃炉材及び実機材を用いた研究を行っている（表 3.1.2-5）。このうち、原子炉圧力容器鋼及び炉内構造物の研究については、(3)国外研究動向で概要を示す。

3) EPRI の取組み

EPRI は材料経年劣化及び長期運転に関する各種の研究プロジェクトや DOE と NRC と連携する LWRs プロジェクトを実施している。廃炉材活用研究については、後述するスペインの廃炉 PWR を用いた炉内構造物の研究 Zorita Internals Research Project における国際共同研究グループの幹事機関として同プロジェクト牽引している。

また、EPRI で実施している経年劣化に関する研究プロジェクトである

MRP や VIP においても実機炉内構造物から採取した材料を用いて照射ステンレス鋼の破壊靱性特性や IASCC 進展速度評価に関する研究等を実施している[3.1.2-7]、[3.1.2-8]。

4) パシフィックノースウエスト国立研究所(PNNL)の検討

PNNL は、上記 1)で示した第 1 回の NRC のワークショップの内容を継続的に整理・検討し、NRC 向けの報告書を DOE の財政的な支援元に作成した[3.1.2-5]。報告の構成は以下である。

- 1.0 はじめに
- 2.0 材料採取の優先順位
 - 2.1 関連する文献情報
 - 2.2 材料採取の優先順位付けのクライテリア
 - 2.3 材料採取に対する評価例
 - 2.3.1 電気ケーブル
 - 2.3.2 ステンレス鋼鋳鋼
 - 2.3.3 異種金属溶接部
 - 2.3.4 原子炉圧力容器
- 3.0 材料採取計画
 - 3.1 材料採取実績のまとめ
 - 3.2 材料採取に関する一般的なガイドライン
- 4.0 材料採取計画立案に活用できる情報ツール
 - 4.1 プラント信頼性と健全性維持に関するライブラリー
 - 4.2 現状
- 5.0 まとめと今後の展開

2.2 では、材料採取の優先順位判断するクライテリアを以下のように整理した。

- ・ 採取できる材料が貴重な材料であるか否か。例えば、製造年代の古い材料で、入手が困難な材料など。
- ・ 採取する材料の材料条件を実験室的に容易に再現できるか否か。
- ・ 採取した材料が研究として有効に活用できるか否か。
- ・ 状態監視や非破壊検査技術の信頼性向上に活用できるか否か
- ・ 材料採取の可能性と採取に必要なコスト

さらに上記に加えて、個別の劣化事象に関する知識基盤の整備の程度や運転経験、各実施機関の具体的なニーズ等の観点からの評価も個別の計画の検討には関わってくるとしている。2.3 では、2.2 で整理したクライテリアを用いた評価例として以下の劣化事象について評価し、優先順位を付けた。

- ・ 電気ケーブル：高
- ・ ステンレス鋳鋼

- 非照射環境下：低～中
- 照射環境下：中
- ・ 異種金属溶接部
 - 温度 < 60°C：低
 - 温度 > 250°C：低
- ・ 炉内構造物：中～高

各劣化事象について整理した例を表 3.1.2-6～表 3.1.2-11 に示した。3.1 ではこれまでの廃炉材採取の実績と得られた教訓について整理した。

【廃炉材採取の実績】

- ・ 建設中止となったプラント
 - Shoreham, River Bend 2 号機、 Washington Public Power Supply System 1/3 号機
- ・ 運転後廃炉となったプラント
 - Zion 1/2 号機（米国、PWR）
 - Crystal River 3 号機（米国、PWR）
 - Jose Cabrera (Zorita)（スペイン、PWR）

これらの廃炉材活用研究の内、Zion 1/2 号機からの原子炉圧力容器や Zorita からの炉内構造物の採取については典型的な廃炉材採取の取組みであった、Zion や Crystal River Unit 3 号機からのケーブル採取は特定の調査ニーズに基づいて実施されたとしている。

また、建設中止となったプラントにおける圧力容器炉心領域溶接部の欠陥分布の調査結果は、代替加圧熱衝撃評価に関する連邦法 10CFR50.61 の開発に有効であったこと、材料採取時に余裕のある寸法の材料を採取したことにより、材料特性に関する研究も可能としたと記載されている。

一方で Zion 1/2 号機、Crystal River 3 号機、Zorita における材料採取から以下の教訓が得られていると整理した。

- ・ 大きな費用を要する。
 - 高線量材料においては、作業員の被ばく管理や採取した材料の輸送やホットセル施設での試験、研究後の材料の廃棄により費用が増大する。
- ・ 材料採取業者が廃炉作業にリソースを割り当てているために、計画立案や作業のための人的リソースを確保することが難しい。

さらに、解体作業時以外に廃炉プラントから材料を採取する場合には、対象機器や材料に対する文書が残っていない場合に適切な検査を行うことにより情報を得ることができなければ、適切な採取が行えない可能性があること、計画立案や作業のための人的リソースを確保することが難しい場合があることから、これらについての支援が必要であるとも指摘した。また、材料採取の時期によらない課題として、多くの場合には対象材料がある機器の運転時間や環境条件についての情報しか得ることができず、材料を採取する位置の局所的な条件についての情報が存在しないことも課題と

して指摘している。特にケーブルなど局所的なホットスポットが評価上の重要な部位となるような場合には重要な課題となると整理した。

3.2 では、材料採取計画を立案するためのガイドラインとして、計画立案に必要な情報が整理されている必要性として以下を示した。

- ・ 現状知見（運転経験、研究知見）と照らし合わせた上で、材料を収獲することの有効性を示す。
- ・ 採取内容と期待される成果を明確化する。
- ・ 必要な研究資源（予算、人員、現場のサポート）の確保、廃止措置計画に合わせた柔軟な採取計画の立案
- ・ スケジュールの作成
- ・ 材料採取後の輸送、保管計画及び必要な手続き
- ・ 材料の廃棄や長期保管計画及び必要な手続き

また、計画立案においては留意すべき要素として以下を示した。

- ・ 対象機器/材料の明確な識別
- ・ 対象機器/材料の周辺環境（温度、振動、放射線）の明確化
- ・ 対象機器/材料の劣化メカニズムや劣化状態に関する情報
- ・ 余裕を持った大きさや周辺部位を含む材料採取の必要性

具体的に文書化する必要のあるパラメータとして以下を整理した。

- ・ 対象機器の使用や寸法
- ・ 運転に関する情報（システム、機能、使用状況、保全計画、運転中に生じた劣化）
- ・ 機器の設置状況に関する情報（設置場所、接続されている機器など）
- ・ 機器の影響を与えているパラメータ（温度、湿度、照射量、圧力など）
- ・ 運転や保全に関する情報（試験履歴、検査結果など）

4.0 では、材料採取計画のための情報手段について整理し、4.1 では、機器の信頼性や健全性を確保するため必要な情報として以下を挙げ、これらの関係を示したコンセプトを **Reactor Reliability and Integrity Management Library (RRIM)** として整理した。RRIM の概念図を図 3.1.2-1 に示す。

- ・ 一般的なプラントの情報
- ・ 知識基盤の貯蔵庫 (Knowledge repository)
- ・ 材料採取のマネジメント

4.2 においては、整備している知識基盤の貯蔵庫の Website のデモンストラーション版を紹介し、現時点ではサンプルデータとして、運転経験のみが収納されており、その他の知識基盤については未だ収納されていないと報告した。

表 3.1.2-2 NRC における実機材からの材料採取

対象材料	原子炉	炉型	所在地	目的	機器	実際内容	研究実施時期	他機関との連携
炉内構造物構成材料	Zorita (Jose Cabrera)	PWR	スペイン	高照射量条件 (>50dpa) における材料特性の調査	バツフル板及びコアバレル	引張特性特性、破壊靱性特性、亀裂進展特性評価、スウェリング特性評価	2007年～2019年	EPRI、国際協カオンソーシウム、Studsvik, Haldenなど
中性子吸収材	Zion	PWR	米国	劣化メカニズムの解明と劣化速度評価、その場密度測定法の検証	使用済み燃料貯蔵プールの中性子吸収材 (Boral®) のパネル	ミクロ式観察、腐食試験	2014年～2016年	EPRI, Zion Solutions, SRNL
コンクリート	Zorita (Jose Cabrera)	PWR	スペイン	コンクリートの強度および遮蔽性能に及ぼす中性子照射、温度、湿度の影響解明	原子炉圧力容器近傍のコンクリート構造物	強度特性試験 (圧縮、引張、弾性係数) ミクロ組織調査	2014年～2018年	ENRESA、CSN
ケーブル	Zion および Crystal River	PWR	米国	劣化状況調査	低及び中圧ケーブル	状態監視技術を用いたケーブル特性評価	2013年～2017年	ORNL, Zion Solutions, NIST, EPRI, DOE

SRNL:Savannah River National Laboratory, ORNL:Oak Ridge National Laboratory, NIST: National Institute of Standards and Technology
 ENRESA:Empresa Nacional de Residuos Radiactivos S.A. , CSN: Spanish Nuclear Safety Council

表 3. 1. 2-3 NRC の廃炉材採取候補と優先順位、研究目的、取得が期待される技術知見

Priority	Interest Description	Purpose / Testing Planned	Technical Knowledge Gained
High	600 TT SG tubes with known shallow cracks/flaws (15-30%)	NDE and mechanical testing	NDE assessment / detection and structural integrity for shallow flaws
	Higher fluence SS welds (prefer >2 dpa)	Fracture toughness, IASCC, and microstructure	CGR and FT properties for irradiated SS weld and HAZ materials to inform inspection scope and interval and flaw evaluation
	BMI nozzles with known PWSCC indications	Residual stress measurements and crack initiation/growth testing	Confirm adequacy of current inspection requirements
	BMI nozzles with known PWSCC indications	Flaw characterization (including photos and surface condition) - at a minimum	Confirm NDE effectiveness and flaw distribution
	Thermally aged unirradiated CASS	Fracture toughness and microstructure	Fracture toughness data in real conditions to compare to accelerated aging data
	Very high fluence SS welds from CE plants (>10 dpa)	Fracture toughness, IASCC, and microstructure	CGR and FT properties for irradiated SS weld and HAZ materials to inform inspection scope and interval and flaw evaluation
Medium - High	Non-BMI Ni base alloy components with known PWSCC indications (e.g. upper head, piping, nozzles)	Flaw characterization (including photos and surface condition) - at a minimum	Confirm NDE effectiveness and flaw distribution
	Non-BMI Ni base alloy components with known PWSCC indications (e.g. upper head, piping, nozzles)	Residual stress measurements and crack initiation/growth testing	Confirm adequacy of current inspection requirements
	Mitigation effectiveness for BWR internals (H and NMCA) (BWR core shroud, jet pump, top guide, etc.)	Fractography, NDE and destructive examination, Pt loading for BWRs	Assess effectiveness of mitigation methods at preventing SCC at flawed (preferably) or unflawed locations; effectiveness of NDE at detection and sizing
	High fluence (>30 dpa), high temp (>330C) reactor internals	Void swelling, mechanical properties, IASCC	Likely extent of void swelling in PWRs during extended operation and impact on cracking
	SG tube sleeves (Alloy 800, 690)	Destructive examination of sleeve-tube sample	Confirm sleeve effectiveness and parent tube integrity
	Moderate fluence (1-2 dpa) CASS	Fracture toughness and microstructure	Fracture toughness data near limit requiring further evaluation
	Mitigation effectiveness for BWR piping/nozzles (H and NMCA)	Fractography, NDE and destructive examination, Pt loading for BWRs	Assess effectiveness of mitigation methods at preventing SCC at flawed (preferably) or unflawed locations; effectiveness of NDE at detection and sizing
Medium	Hot leg nozzle for cavity streaming effects	Fluence measurements (retrospective dosimetry) and FT	Confirm PWROG assessment
	Any peened alloy 600	Residual stress measurements and crack initiation testing	Peening effectiveness and coverage - opportunity for US plant - coverage would be most interesting
	Higher fluence CASS (5-10 dpa) for PWR lower support columns	Fracture toughness and microstructure	Combined thermal and irradiation effects on CASS toughness
	690 mechanical plugs in SGs	ET screen to identify for harvesting	Confirm mechanical plug integrity
	Irradiated (>10E-3 dpa) RPV supports	Fracture toughness and fluence measurements (retrospective dosimetry)	Assess embrittlement/NDT and fluence
	RPV - through thickness of high fluence (>4E19 n/cm2) & high shift (Cu, Ni/P) vessel with well-established unirradiated properties	Measure fluence, toughness, & chemistry as a function of through- thickness position	Through thickness section to validate fluence & attenuation models
	RPV underclad cracking in beltline (highest interest in single-pass clad vessels)	In situ NDE and boat sample for destructive exam	Confirm flaw distribution and validate growth over time
	690 SG tubes with known significant wear	Spot check significant wear - measure remaining thickness	Confirm wear behavior and sizing
	Metallic components with limiting fatigue life	NDE and destructive examination	Determine whether fatigue flaws are present in high usage locations
Low	Pressurizer thermal sleeve and weld	NDE and destructive examination	Determine whether flaws are present in high temperature location
	RPV - Samples from virtually any vessel for Charpy to FT correlation	Enable measurement of both the Charpy transition curve and master curve transition temperature T0	Provides data supporting evolution from the use of correlative (Charpy- based) to direct measurement (fracture toughness-based) approaches
	Piping with potential thermal fatigue without required inspection (MRP-146)	NDE and destructive examination	Assess effectiveness of thermal fatigue management (MRP-146) methodology
	Mitigation effectiveness for PWR piping/nozzles (H and Zn)	Fractography, NDE and destructive examination	Assess effectiveness of mitigation methods at preventing SCC at flawed (preferably) or unflawed locations; effectiveness of NDE at detection and sizing
	SG bowl / divider plate	Visual exam - target of opportunity	Confirm SG bowl degradation is minor
	Mitigation effectiveness for PWR internals (H and Zn) (PWR core barrel, etc.)	Fractography, NDE and destructive examination	Assess effectiveness of mitigation methods at preventing SCC at flawed (preferably) or unflawed locations; effectiveness of NDE at detection and sizing
	BMI nozzles (non- cracked)	NDE assessment, residual stress analysis	Confirm NDE effectiveness and flaw distribution

表 3.1.2-4 NRC の第 2 回廃炉材活用研究に関する国際ワークショップで取り纏められた廃炉材
活用研究の候補

Category	Specific Interest
Inspection and NDE Activities	NDE procedures and advances / developments
	BFB removal torque
	Thermal shield bolts / flexures
	Core barrel/shroud welds
	High usage fatigue locations (incl. environmental factors)
	Optimal (e.g., flawed) locations / components for harvesting
RPV LAS weld and base metal	Thermal aging
	Thermal aging with neutron embrittlement (also flux / spectrum effects)
	RPV nozzle – low flux effects
	Through-wall fracture toughness and fluence (validate calcs)
	Embrittlement trend curve validation
	Untested surveillance specimens
	Orientation effects and material variability
	Small specimen techniques (with broken Charpys)
High dose stainless steel (SS) vessel internal materials	IASCC initiation and growth
	Void swelling (>30 dpa, >330C)
	SS Welds (>2 dpa)
	Baffle bolts
CASS and SS Welds	Thermal aging of CASS and SS welds
	Thermal aging and irradiation of CASS and SS weld
PWSCC	DMW residual stress profiles
	Flawed components
	Mitigation effectiveness (water chemistry, peening, MSIP)
	690/52/152 – CGR testing?
	Long-range ordering in 690 (pressurizer nozzle welds)
	600/82/182 – CGR testing?
	SS DMWs
Steam generators	Shallow flaws in A600 for NDE
	Wear in A690
	Long-range ordering in A690
	Divider plate
Wear / Fretting	Guide cards
	CRDM thermal sleeves
	A690 SG tubes
Environmental Fatigue	Validations of models and design practices
	Irradiation effects
CANDU Topics	Pressure tubes
	Feeder tubes
	Calandria vessel – 304SS at lower temperatures w/ very little data
VVER Topics	Horizontal SGs

表 3.1.2-5 DOE が LWRS プロジェクトにおいて実施している廃炉材（実機材）を用いた研究

対象材料	原子炉	炉型	所在地	目的	機器
原子炉圧力容器鋼	Zion	PWR	米国	材料特性の板厚方向依存性の把握	原子炉圧力容器近傍のコンクリート構造物
炉内構造物構成材料	-	PWR	米国	IASCC損傷要因の解明	バッフルフォーマボルト
ケーブル	Zion および Crystal River	PWR	米国	劣化状況調査	ケーブル

表 3.1.2-6 優先順位付けの例（電気ケーブル） [3.1.2-5]

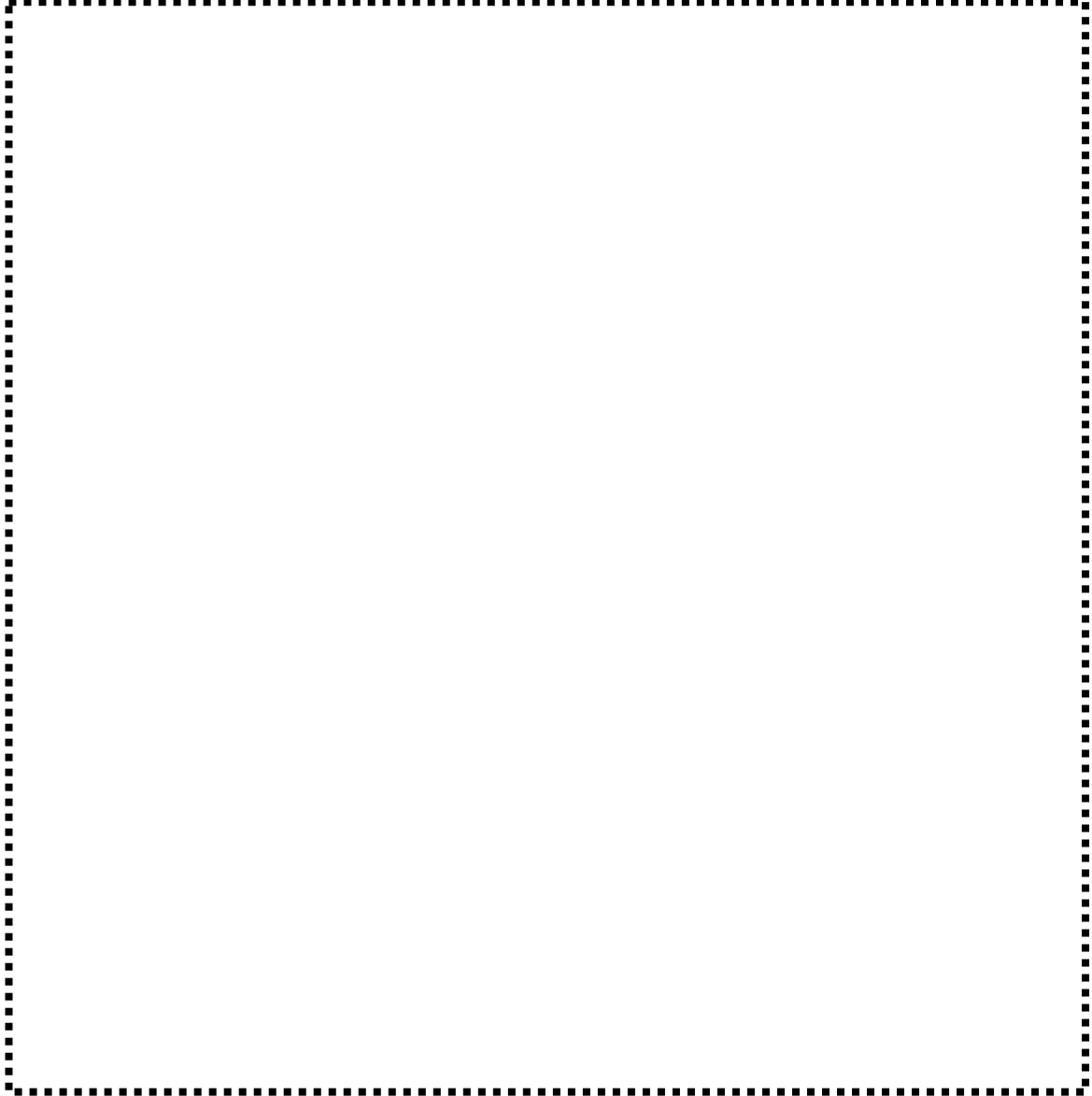


表 3.1.2-7 優先順位付けの例（ステンレス鋼鑄鋼、非照射環境）^[3.1.2-5]

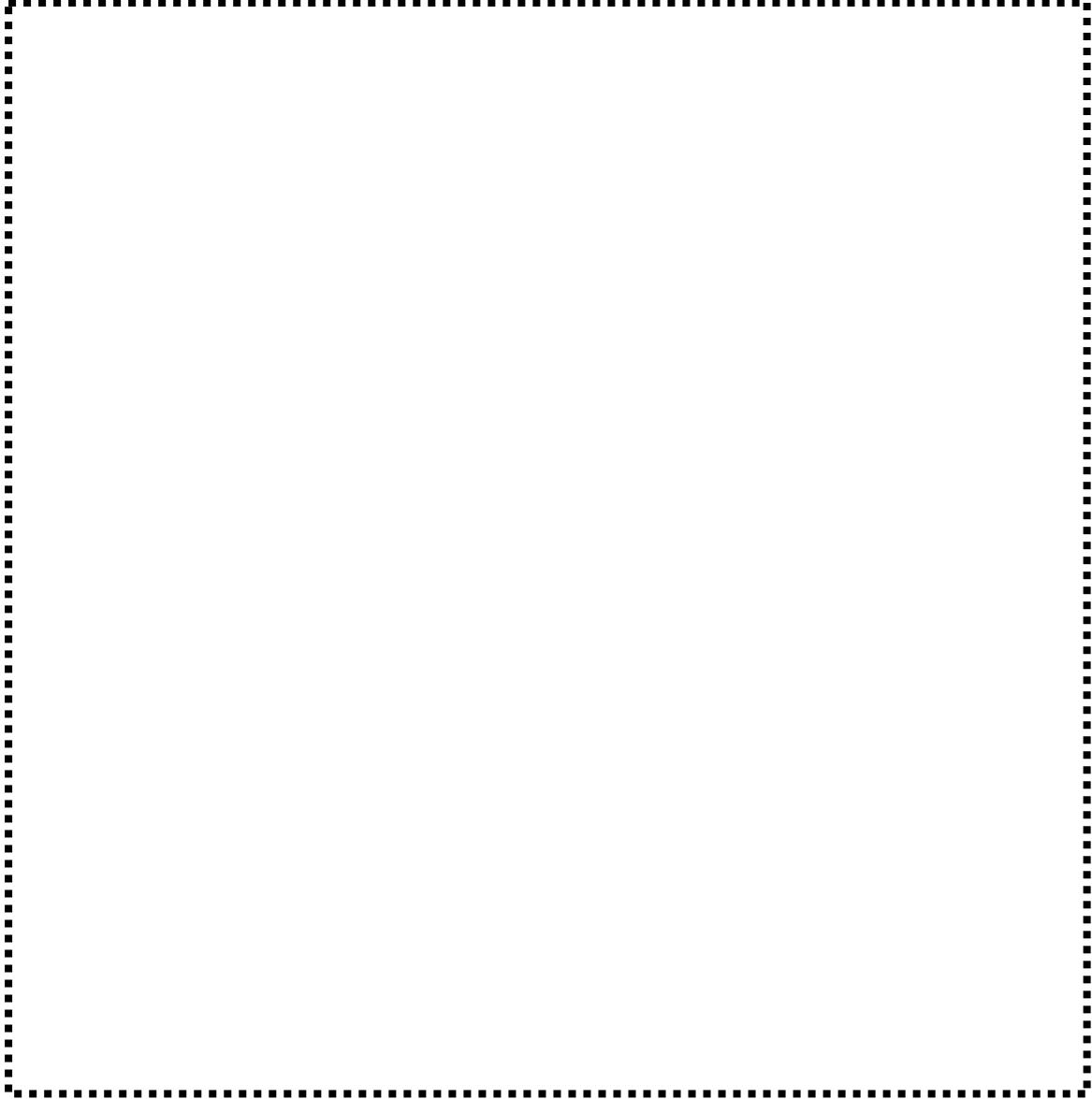


表 3.1.2-8 優先順位付けの例（ステンレス鋼鋳鋼、照射環境） [3.1.2-5]

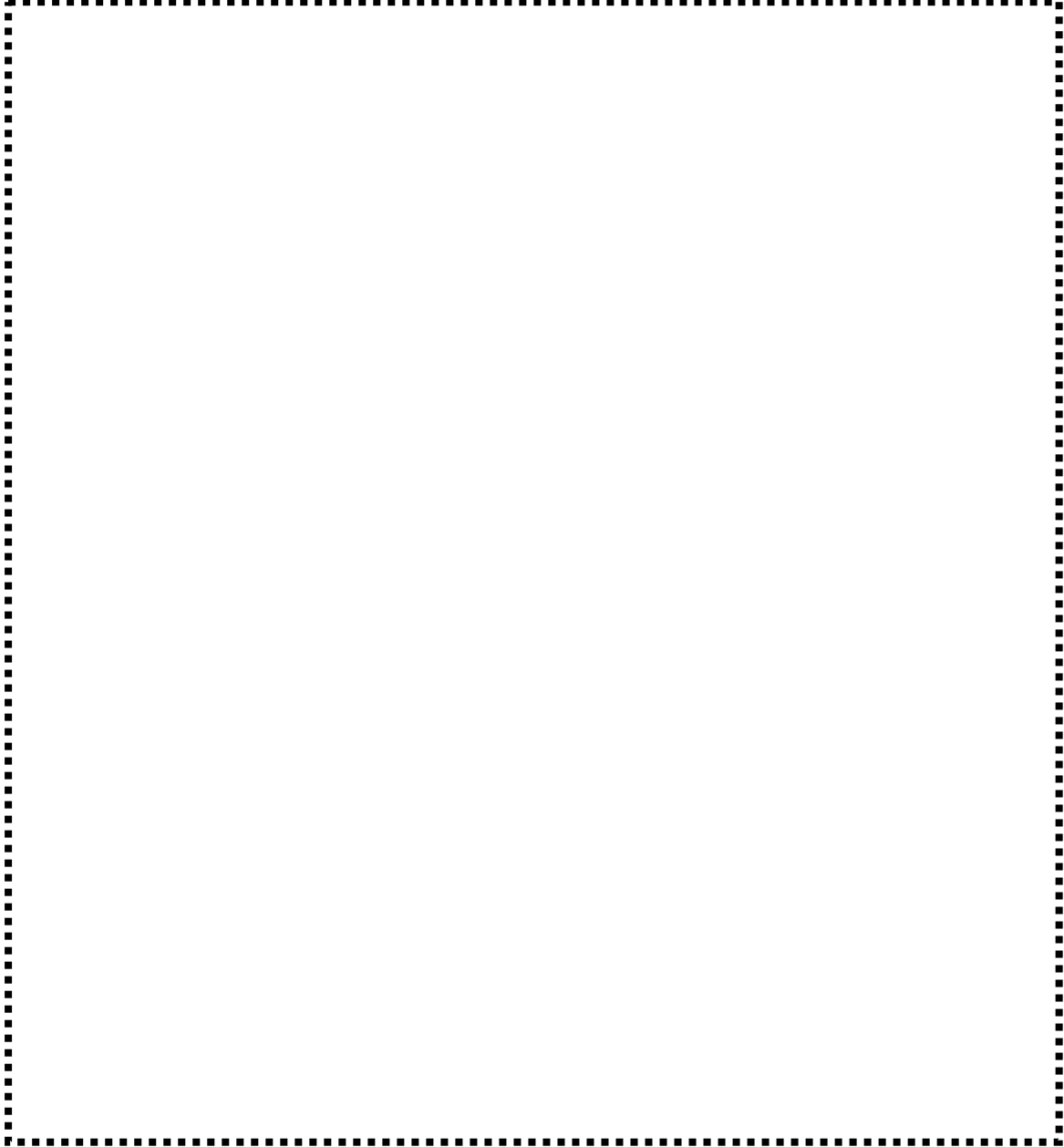


表 3.1.2-9 優先順位付けの例（異種金属溶接部、温度 < 60°C） [3.1.2-5]

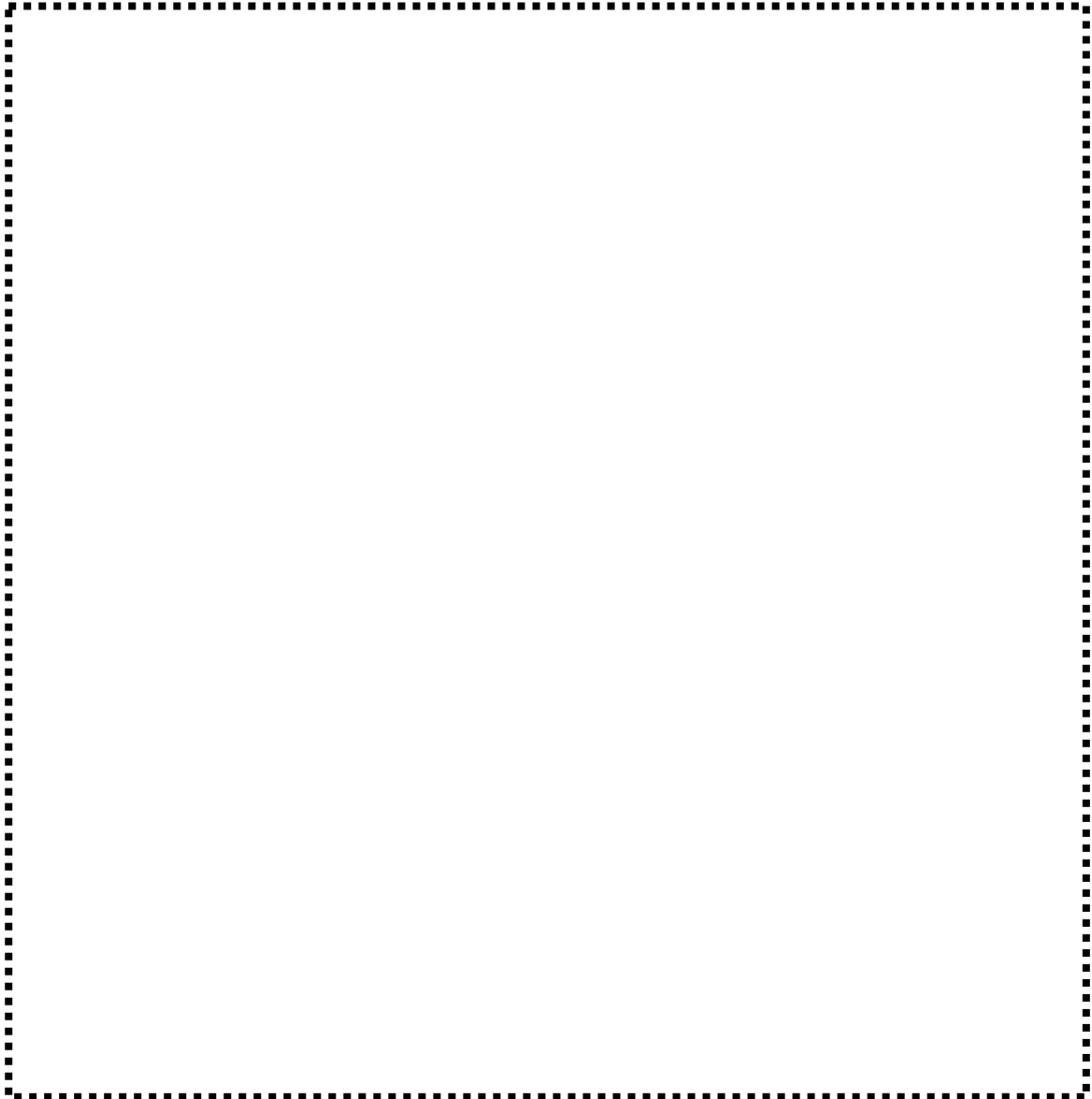


表 3.1.2-10 優先順位付けの例（異種金属溶接部、温度 > 250°C） [3.1.2-5]

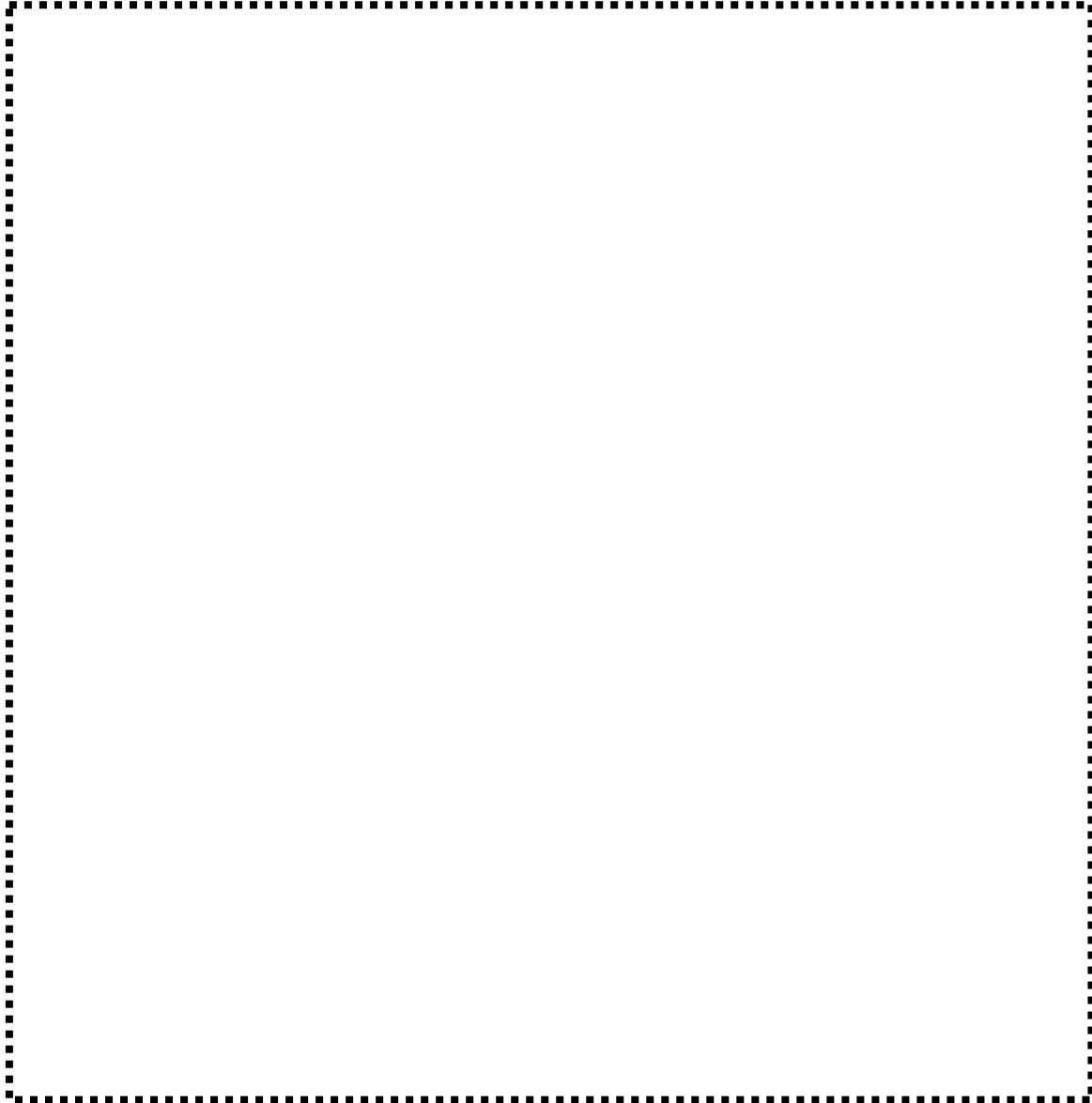


表 3.1.2-11 優先順位付けの例（炉内構造物）^[3.1.2-5]

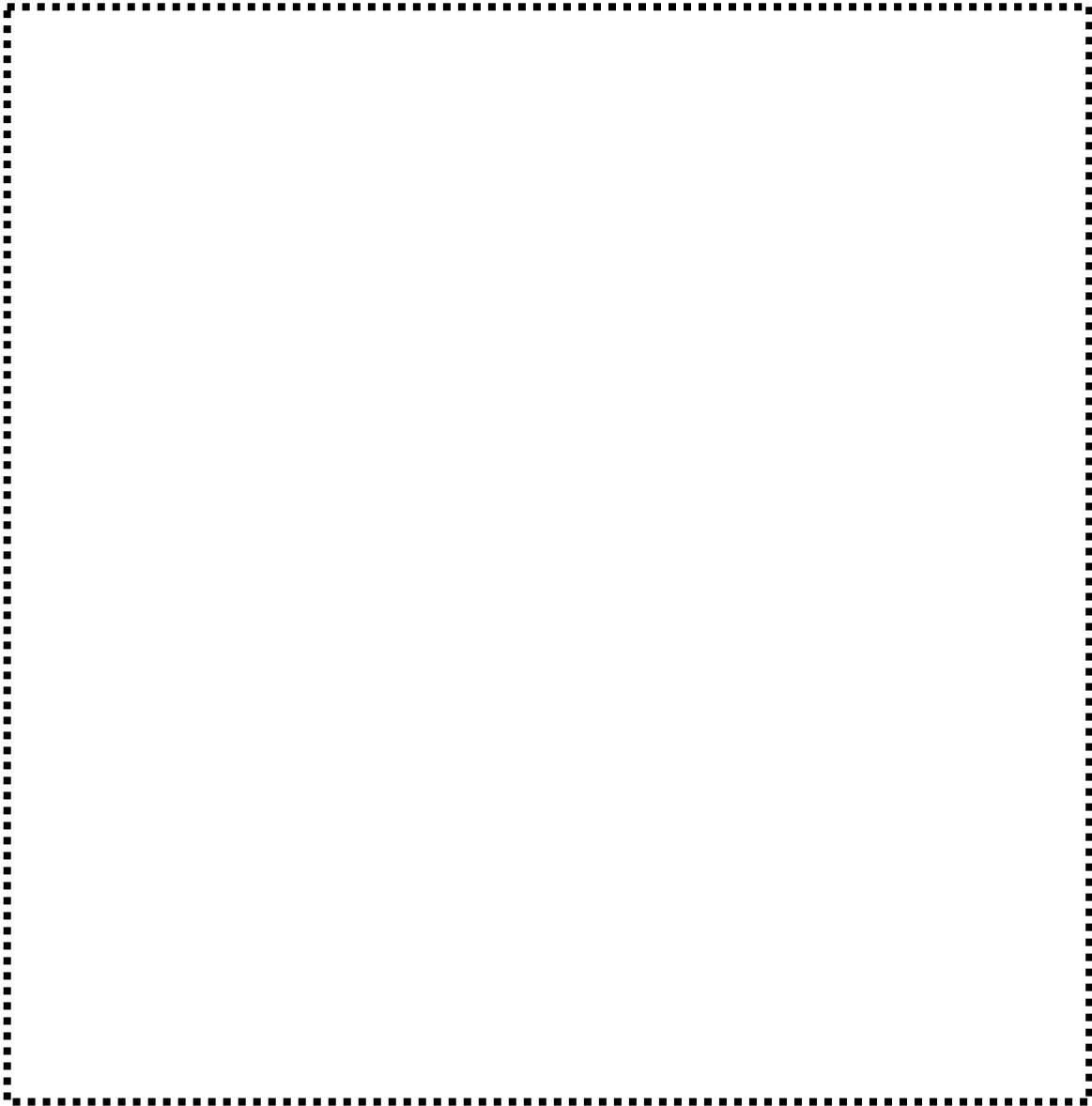




図 3.1.2-1 RRIM の概念図^[3.1.2-5]

(3) 国外研究動向

廃炉材を活用した国内外の材料劣化研究について調査した。

1) Gundremmingen Unit A を用いた研究

廃炉となったドイツの BWR Gundremmingen Unit A (KRB-A) の原子炉圧力容器を用いた中性子照射脆化に関する米国、英国、ドイツの国際共同研究として行われた^{[3.1.2-9]~[3.1.2-12]}。概要を以下に示す。

- ・ 対象プラント
 - Gundremmingen Unit A (KRB-A)、BWR、運転期間：1966年-1977年、出力：250MW
- ・ 研究目的
 - 実機圧力容器における照射脆化挙動を把握する。中性子照射速度の影響を評価する。
- ・ 参加機関
 - NRC、AEA Technology, Harwell, MEA(Material Engineering Associate)、MPA(Material Pruefungsanstalt)など
- ・ 対象機器・採取材料
 - 原子炉圧力容器
 - 採取材料：20NiMoCr26 (ASTM A336 相当) 鍛造材、炉心領域及びアーカイブ材
 - 中性子照射量：採取材 (トレパン) 約 $0.8\sim 2.6 \times 10^{22} \text{ n/m}^2$ (E> 1Mev)、試験炉 (PLUTO、DIDIO) 追加照射材 約 $2.6\sim 23.0 \times 10^{22} \text{ n/m}^2$ (E> 1Mev)
- ・ 実施内容
 - シャルピー衝撃試験、硬さ試験、透過電子顕微鏡観察、中性子小迎角散乱 (SANS)
 - ボイドスウェリング評価、マイクロ組織観察、硬さ試験、水素及びヘリウムガス分析

2) Greifswald を用いた研究

廃炉となった旧東ドイツの Greifswald (VVER 440/230)の原子炉圧力容器を用いた中性子照射脆化の研究が行われた。原子炉圧力容器の板厚を貫通する供試材 (トレパン) を採取して、板厚方向の材料特性や中性子照射量の評価が行われた^{[3.1.2-13]、[3.1.2-14]}。概要を以下に示す。

- ・ 対象プラント
 - Greifswald 1号機、2号機、4号機、VVER 440/230、運転期間：1号機 1974年-1990年、2号機 1975年-1990年、4号機 1979年-1990年出力：各号機共に 440MW
- ・ 研究目的
 - 実機圧力容器における照射脆化挙動を把握する。中性子照射速度の影響を評価する。

- ・ 参加機関
 - NRC など
 - ・ 対象機器・採取材料
 - 原子炉压力容器
 - 採取材料：15 Kh2MFA
 - 中性子照射量：原子炉压力容器内面 約 $5.4 \times 10^{23} \text{ n/m}^2$ ($E > 0.5 \text{ Mev}$)、原子炉压力容器外面：約 $1.3 \times 10^{23} \text{ n/m}^2$ ($E > 0.5 \text{ Mev}$)
 - ・ 実施内容
 - マスターカーブ破壊靱性試験、弾塑性破壊靱性試験、シャルピー衝撃試験、引張試験、硬さ試験、化学組成分析、金相観察
- トレパンの模式図を図 3.1.2-2 に示す。試験結果の例をしてマスターカーブ破壊靱性試験結果を表 3.1.2-12 と図 3.1.2-3 に示す。

3) Zorita Internals Research Project(ZIRP) (2007 年～2019 年)

スペインの廃炉 PWR Jose Cabrera (通称 Zorita)を用いた炉内構造物とコンクリートに関する研究が国際共同プロジェクトとして実施されている[3.1.2-15]～[3.1.2-20]。 Jose Cabrera の概要を以下に示す。

- ・ Jose Cabrera, PWR(1 ループ)、運転期間：1968 年～2006 年、定格負荷相当年数；26EFPY、出力:160MWe

このうち炉内構造物に関する研究は、Zorita Internals Research Project (ZIRP)と呼ばれている。ZIRP の概要を以下に示す。

- ・ 研究目的
 - 実機環境に曝された PWR 炉内構造物の材料特性を把握する。
- ・ 実施期間：2007 年～2019 年
- ・ 参加機関
 - EPRI, U.S. NRC, CSM, SSM, Tractebel, AXPO
 - 日本の PWR 電力と三菱重工業が in-kind contribution で参加。
- ・ 対象機器・採取材料
 - バッフル板 (304 ステンレス鋼、中性子照射量:7～50dpa 程度、一部の供試材は試験炉により 80dpa まで追加照射)
 - コアバレル (304 ステンレス鋼溶接金属、中性子照射量:0.1～0.2、1～2dpa 程度、一部の供試材は試験炉により 8dpa まで追加照射)
- ・ 試験項目
 - 引張試験、破壊靱性試験、IASCC 発生試験、IASCC 進展試験
 - ボイドスウェリング評価、マイクロ組織観察、硬さ試験、水素及びヘリウムガス分析

バッフル板からの材料採取の模式図を図 3.1.2-4、図 3.1.2-5 に、コアバレルからの材料採取の模式図を図 3.1.2-6 に示す[3.1.2-15] [3.1.3-17]。採取材の中性子照射量と試験炉による追加照射後の照射量を表 3.1.2-13 に示す[3.1.2-15]。

これまでに、引張試験及び破壊靱性試験結果^[3.1.2-18]やマイクロ組織観察結果^[3.1.2-19]、ボイドスウェリング分析結果^[3.1.2-20]などが報告されている。引張試験結果と破壊靱性試験結果を図 3.1.2-7 と図 3.1.2-8 にそれぞれ示した。

また、ボイドスウェリング分析結果を図 3.1.2-9 に示した。本プロジェクトは、大規模な国際共同プロジェクトとして実施された初めてのプロジェクトであり計画立案、資金分担や高放射線量の材料の採取工事、輸送などに関する貴重な教訓が得られた。

4) Zion プロジェクト (2010 年～2021 年)

本プロジェクトは、米国の廃炉 PWR Zion1/2 号機を用いた研究プロジェクトであり、80 年運転実現のために必要な技術基盤を整備するため DOE、NRC、EPRI の共同プロジェクト LWRs の中で実施されたものである^[3.1.2-1]、^[3.1.2-2]、^[3.1.2-6]。オークリッジ国立研究所が主体となって研究を実施している。実施内容は原子炉圧力容器の照射脆化とコンクリート劣化である。原子炉圧力容器の照射脆化の研究では、米国で廃炉となった PWR Zion 1 号機の原子炉圧力容器から材料を採取し、研究を行っている^[3.1.2-21]、^[3.1.2-22]。この研究には電中研が民生用原子力協力に関する日米二国間委員会の下のワーキンググループ (CNWG) ^[3.1.2-23]の枠組みの中で経済産業省資源エネルギー庁からの委託事業として本研究の一部を分担して実施した^[3.1.2-24]。原子炉圧力容器の照射脆化研究について概要を以下にまとめる。

(i) 研究目的

原子炉圧力容器の中性子照射量、材料特性等の板厚方向分布を明らかにする。

(ii) 実施内容

(a) 対象プラント・機器

- ・ Zion 1 号機
- ・ Westinghouse 社製、4 ループ PWR、出力 1040 MWe,
- ・ 運転期間：1973 年～1998 年

(b) 対象機器

- ・ 原子炉圧力容器：板厚約 216mm+4.8mm 程度の内張り、内径約 4400mm
- ・ 材料：低合金鋼母材 A533B、溶接金属 WF-70、フラックス Linde80
- ・ ベルトライン部の中性子照射量： $0.7 \times 10^{21} \text{n/m}^2 (\text{E} > 1 \text{Mev})$

(c) 採取位置・採取方法

- ・ 炉心領域、軸方向、周方向溶接部を含むように全板厚を貫通する板 (400 x 185.2 x 22.4 cm) をアーク溶断により 2 枚採取。
- ・ 採取した板からワイヤソーを用いて供試材採取用の F1～4、C1、C2、CF 小型ブロックに加工、F：144.8 x 50.8 x 223.5 mm、C：193.0 x 76.2 x 223.5mm、CF：285.8 x 76.2 x 223.5 mm
- ・ 小型ブロックから各種試験に用いる試験片を採取

原子炉圧力容器からの板材の採取図を図 3.1.2-10 に示した。アーク溶断による板材の採取と採取した板材の例を図 3.1.2-11 と図 3.1.2-12 に示した。採取した板材からの供試材ブロックの採取位置と採取図及びワイヤソーを用いた供試材採取の様子をそれぞれ図 3.1.2-13 と図 3.1.2-14 及び図 3.1.2-15 に示した。供試材ブロック供試材ブロックからの試験片採取図の例を図 3.1.2-16 と図 3.1.2-17 に示した。

(d) 実施項目

材料試験実施項目を以下に示す。

- ・化学組成分析
- ・引張試験
- ・シャルピー衝撃試験
- ・破壊靱性試験
- ・ミニチュアコンパクトテンション試験片を用いたマスターカーブ (Mini-C(T)MC) 試験
- ・マイクロ組織評価
 - 透過型電子顕微鏡観察/分析
 - マクロ組織観察
 - アトムプローブトモグラフィー (APT) 分析
 - 中性子小迎角散乱(SANS)
 - 陽電子消滅 (PA)
 - 電子プローブマイクロアナライザー (EPMA)分析
 - 硬さ測定

上記の内、電中研は Mini-C(T)MC 試験、マクロ組織観察、APT 分析、EPMA、硬さ測定を分担した。

(iii) 現時点での成果

現時点で公開されている試験結果の例を図 3.1.2-18～図 3.1.2-20 に示す [3.1.2-25]～[3.1.2-28]。いずれも電中研において実施された結果である。これらの結果は長期間の運転を経た実機の圧力容器の材料特性の板厚方向の分布を得た初めての例である。図 3.1.2-18 に示されるように、実機の破壊靱性の分布は製造時の初期分布を反映した分布となっており、1/4T (T; 板厚) 位置における特性を代表値として板厚方向に均一な初期特性を持つ材料として評価する現行評価手法が保守的となっている可能性が高いことを示す結果となっている。

5) Chooz A の炉内構造物の研究

フランス電力公社 (EDF) /材料劣化研究所 (MAI) は、VIP(Vessel Internal Project) [3.1.2-29]の中でフランス廃炉 PWR Chooz A の炉内構造物を用いた研究を実施している [3.1.2-30]～[3.1.2-33]。日本からは電中研と原子力安全システム研究所が MAI の枠組みの中で参加しマイクロ組織分析を行った。研究概要を以下に示す。

- ・研究目的
 - 実機環境で中性子照射を受けた炉内構造物の材料特性を把握する。
- ・対象プラント
 - Chooz A、PWR、出力：305MW、運転期間：1967年～1991年
- ・対象機器・材料：
 - 対象機器：コーナープレート
 - 材料：304 ステンレス鋼
 - 中性子照射量：3～34 dpa(Westinghouse の計算)、8～38dpa(CEA の計算)
- ・実施内容
 - 破壊靱性試験、引張試験、硬さ試験、
 - 透過電子顕微鏡観察、アトムプローブトモグラフィー(APT)分析、走査型電子顕微鏡による破面観察
 - 密度測定、熱起電力測定

コーナープレートからの供試材採取の模式図を図 3.1.2-21 に示した。引張試験結果、破壊靱性試験結果を図 3.1.2-22 と図 3.1.2-23 にそれぞれ示した。また、APT 分析で得られたアトムマップの例を図 3.1.2-24 に、溶質原子クラスタ寸法、数密度、体積率と損傷量の関係を図 3.1.2-25 にそれぞれ示した。透過電子顕微鏡観察/分析結果を表 3.1.2-14 に示す。

6) スウェーデン SMILE プロジェクト (2021年～2025年)

Studsvik は OECD/NEA にスウェーデンの廃炉プラント 4 基を活用した材料劣化に関する研究プロジェクト (SMILE: Studsvik Material Integrity Life Extension Project) を 2019 年に提案した。OECD/NEA はこの提案を承認し、同プロジェクトは OECD/NEA のプロジェクトとして実施することとなった。OECD/NEA と Studsvik は同プロジェクトへ参加の可能性がある各国の機関にプロジェクト提案書を送付し、実施項目に対する各機関の優先順位付けを依頼すると共に 2020 年 1 月に国際ワークショップ (WS) を開催し、同プロジェクトへの参加を参加機関に呼び掛けた。Studsvik は参加候補機関と実施内容に関する調整を続け、最終提案書を 2020 年 11 月に参加機関に提示した。この提案を基に 2021 年 2 月にキックオフミーティングを開催した。同プロジェクトの概要を以下に示す。

- ・研究目的
 - 実機で長期間使用された材料を調査することにより、軽水炉の 60 年超運転を視野に入れた長期運転に資する材料劣化に関する知見を取得する。
- ・対象プラント
 - BWR : Oskarshamn 1 号機、Oskarshamn 2 号機、

Ringhals 1 号機

PWR : Ringhals 2 号機

➤ 各プラントの概要を表 3.1.2-15 に示す。

・実施期間：2021 年～2025 年

・実施内容

➤ 原子炉圧力容器の照射脆化

➤ 炉内構造物の IASCC

➤ 1 次系バウンダリ機器の SCC 等

参加機関は、米国の EPRI、NRC を始めとする 8 か国、17 機関（米国 2、ベルギー1、中国 4、チェコ 1、独国 1、日本 2、スイス 1、スウェーデン 5）であり、原子力規制庁と産業界（電力 11 社と原子力プラントメーカ 3 社）を代表して電中研が参加する予定である。

7) 韓国 Kori1 プロジェクト (2019 年～2024 年)

韓国電力公社（KEPCO: Korea Electric Power Corporation）の子会社である KHNP(Korea Hydro & Nuclear Power)の所有する廃炉 PWR Kori 1 号機を用いた廃炉材研究が開始された^[3.1.2-34]。プロジェクトの概要を以下に示す。

- ・ Westinghouse 社製、2 ループ加圧水型原子炉、出力 600 MWe
- ・ 運転期間：1978 年～2017 年(定格負荷相当年数 30.16 EFPY)

研究目的は IASCC により損傷したバッフルフォーマボルトの原因究明であり、以下の実施項目から構成されている。

- ・ IASCC に係わる照射後試験技術の確立
- ・ 上記試験を行うホットセルの設計と開発
- ・ 損傷したバッフルフォーマボルトの損傷原因の究明
- ・ 構造健全性評価
- ・ 照射量評価

8) その他の研究

炉内構造物の IASCC に関する研究としては、DOE は LWRs プロジェクトの中で損傷した PWR のバッフルフォーマボルトの調査を行っている^[3.1.2-35]。電中研は、資源エネルギー庁からの受託研究の中でオークリッジ国立研究所から LWRs プロジェクトの材料の提供を受けアトムプローブ分析を実施した^[3.1.2-24]。

また、米国の EPRI や Westinghouse Electric Company でも損傷バッフルフォーマボルトの調査が行われている^[3.1.2-36]、^[3.1.2-37]。フランスでも EDF が実機から採取したバッフルフォーマボルトのマイクロ組織評価等を実施している^[3.1.2-38]～^[3.1.2-40]。炉内構造物から採取した材料を用いた IASCC 進展特性評価も行われている^[3.1.2-41]、^[3.1.2-42]。破壊靱性特性についても BWR、PWR から採取した材料を用いた研究実績がある^[3.1.2-43]、^[3.1.2-44]。蒸気発生

器(SG)については、EDF/MAIがSHERLOCKプロジェクトにおいて、SG取替えを実施した Cruas unit 4 と Paluel unit 2 の SG を用いた研究を実施している^[3.1.2-45]。

表 3.1.2-12 マスターカーブ破壊靱性試験結果^[3.1.2-13]



表 3.1.2-13 採取材料の中性子照射量と試験炉追加照射後の中性子照射量^[3.1.2-15]



表 3.1.2-14 透過電子顯微鏡觀察/分析結果^[3.1.2-33]



表 3.1.2-15 OECD/NEA SMILE プロジェクトにおける材料採取の対象プラント

プラント名	炉型	運転期間	定格負荷相当年数 (EFPY)	出力 (Mwe)
Oskarshamn 1号機	BWR	1972年～2017年	28.2	440 → 473
Oskarshamn 2号機	BWR	1974年～2013年	31.7	570 → 638
Ringhals 1号機	BWR	1976年～2020年	31.7	750 → 860
Ringhals 2号機	PWR	1975年～2019年	29.7	800 → 875



図 3.1.2-2 圧力容器から採取したトレパンと分割の模式図^[3.1.2-13]

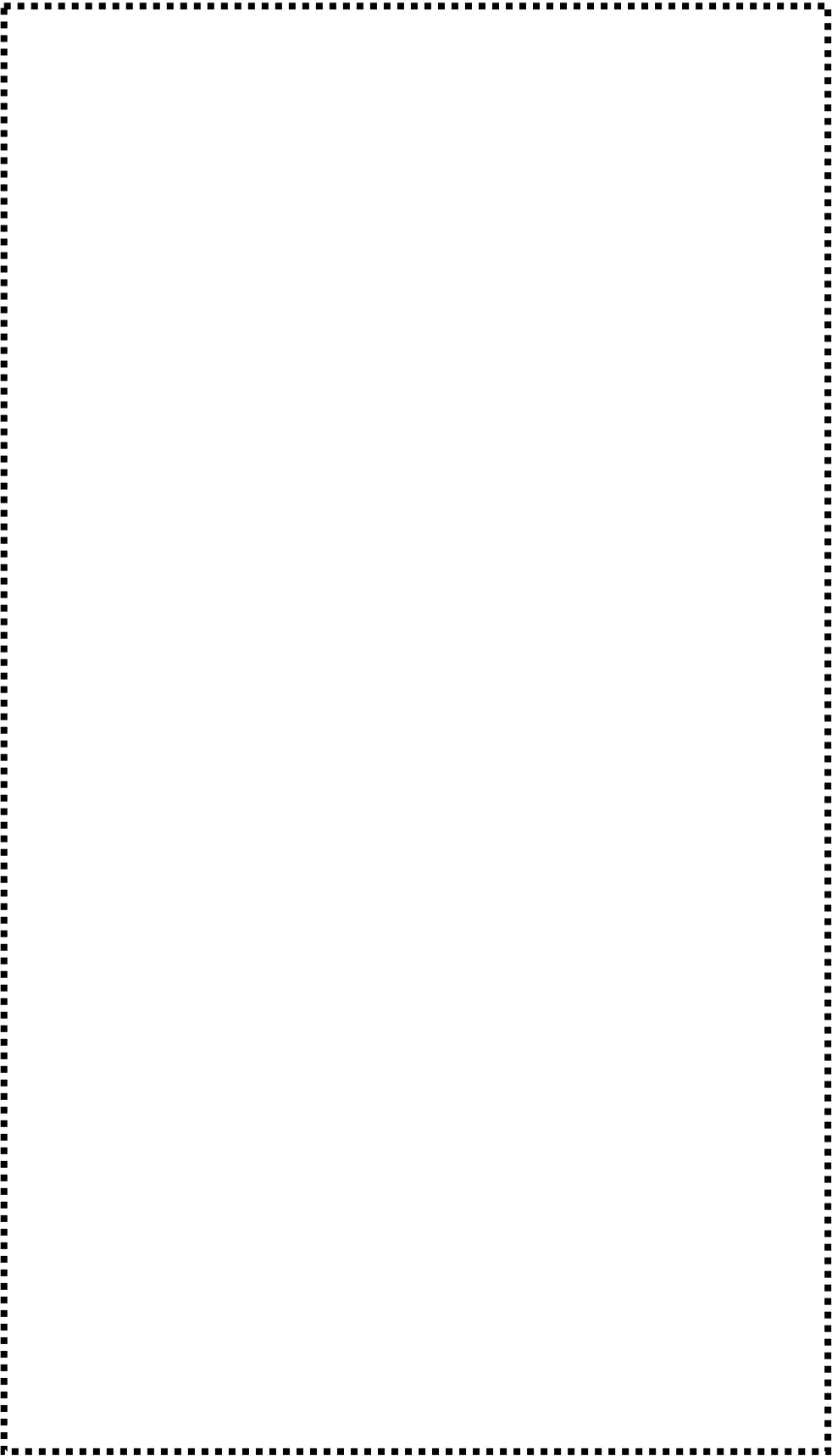


図 3.1.2-3 マスターカーブ破壊靱性試験結果^[3.1.2-13]



図 3.1.2-4 バッフル板からの材料採取の模式図 1 [3.1.2-15]

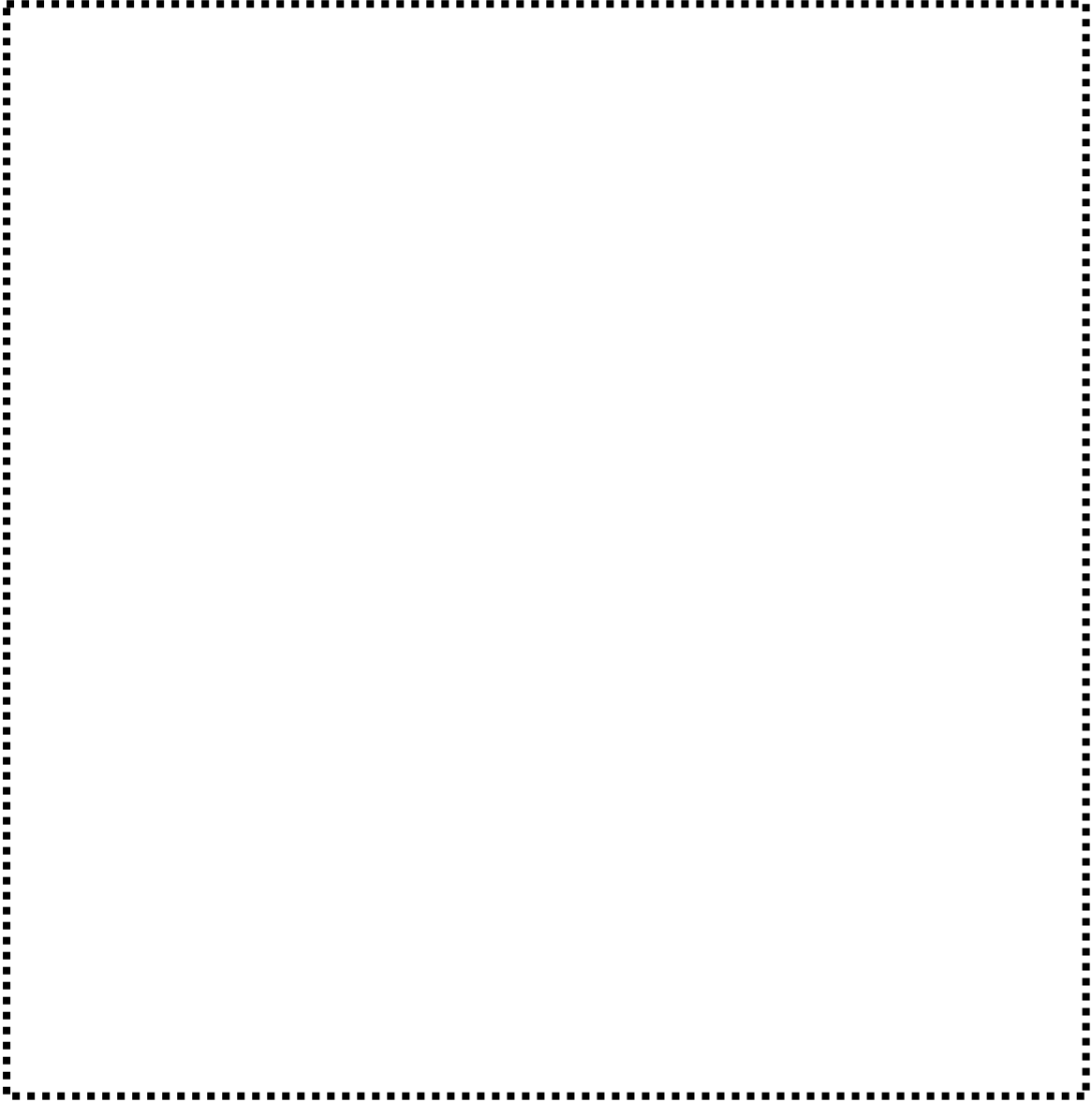


図 3.1.2-5 バッフル板からの材料採取の模式図 2^[3.1.2-17]



図 3.1.2-6 コアバレルからの材料採取の模式図^[3.1.2-15]



図 3.1.2-7 引張試験結果 (0.2%耐力) (左図 : 溶接金属、右図 : 母材) ^[3.1.2-18]



图 3.1.2-8 破壞韌性試驗結果（左圖：溶接金屬、右圖：母材）^[3.1.2-18]



(a) スウェリング率と照射温度の関係



(b) スウェリング率と中性子照射量の関係

図 3.1.2-9 ボイドスウェリング分析結果^[3.1.2-20]

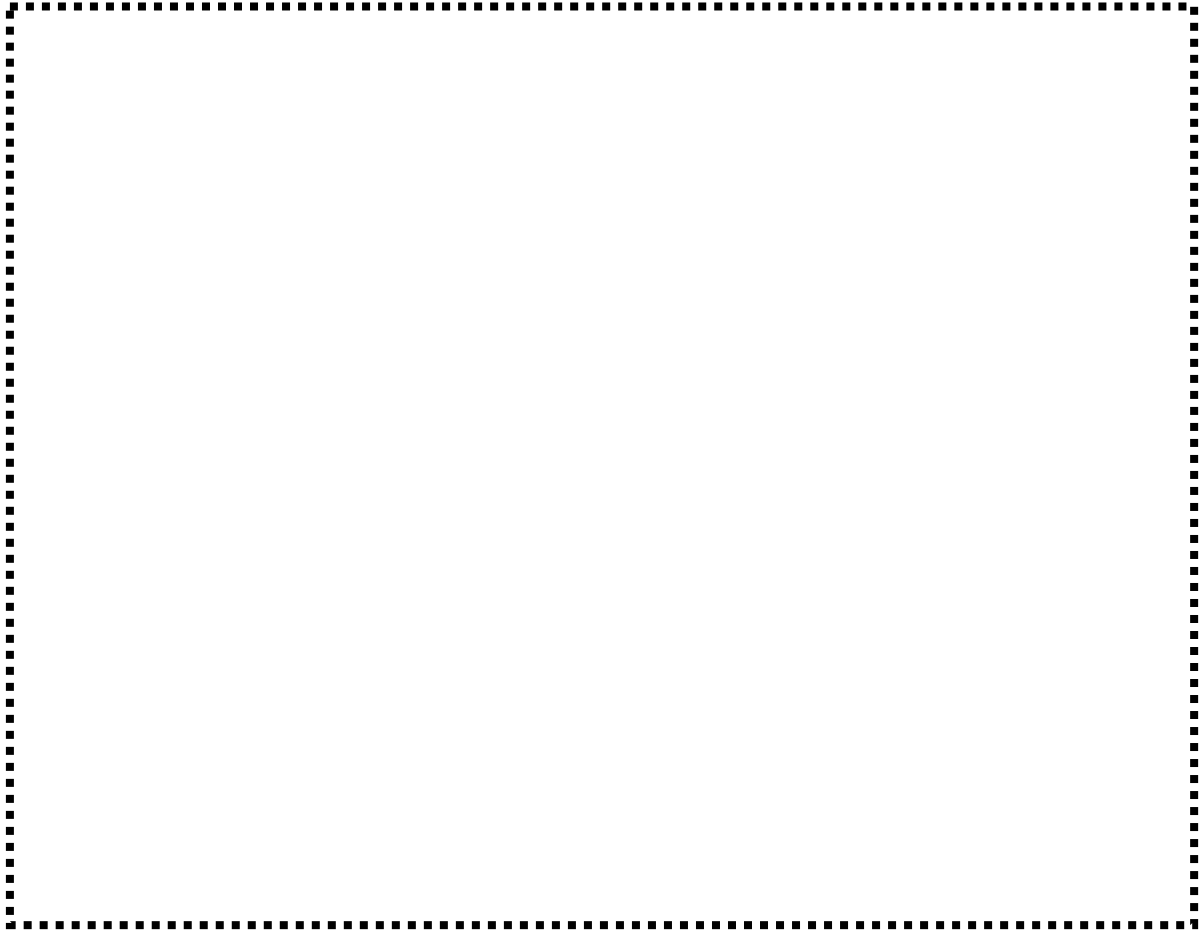


図 3.1.2-10 Zion1 号機からの板材の採取^[3.1.2-22]



図 3. 1. 2-11 アーク溶断を用いた Zion 1 号機からの板材採取の様子^[3.1.2-22]



図 3.1.2-12 Zion 1号機から採取した板材^[3.1.2-22]

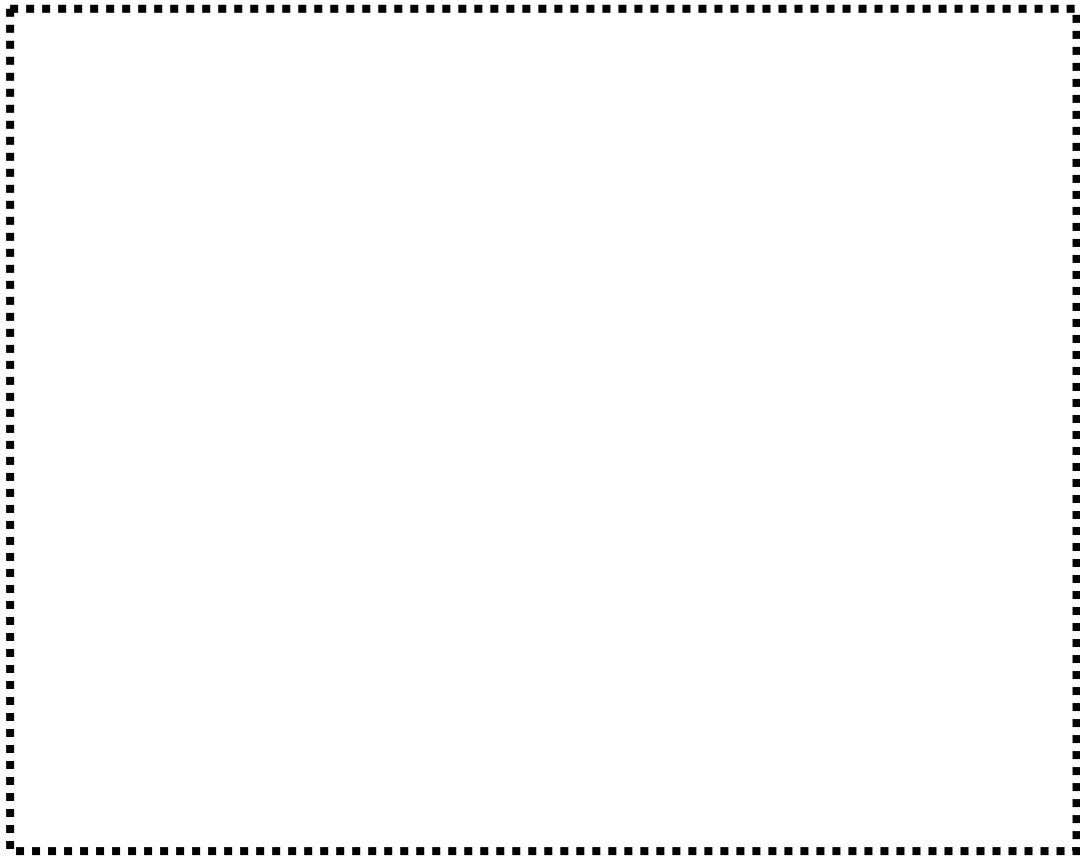


図 3. 1. 2-13 供試材ブロックの採取位置^[3.1.2-22]



図 3.1.2-14 供試材ブロックの採取図^[3.1.2-22]



図 3. 1. 2-15 ワイヤソーを用いた供試材ブロックの採取^[3.1.2-22]



図 3.1.2-16 採取した供試材ブロックの例^[3.1.2-22]

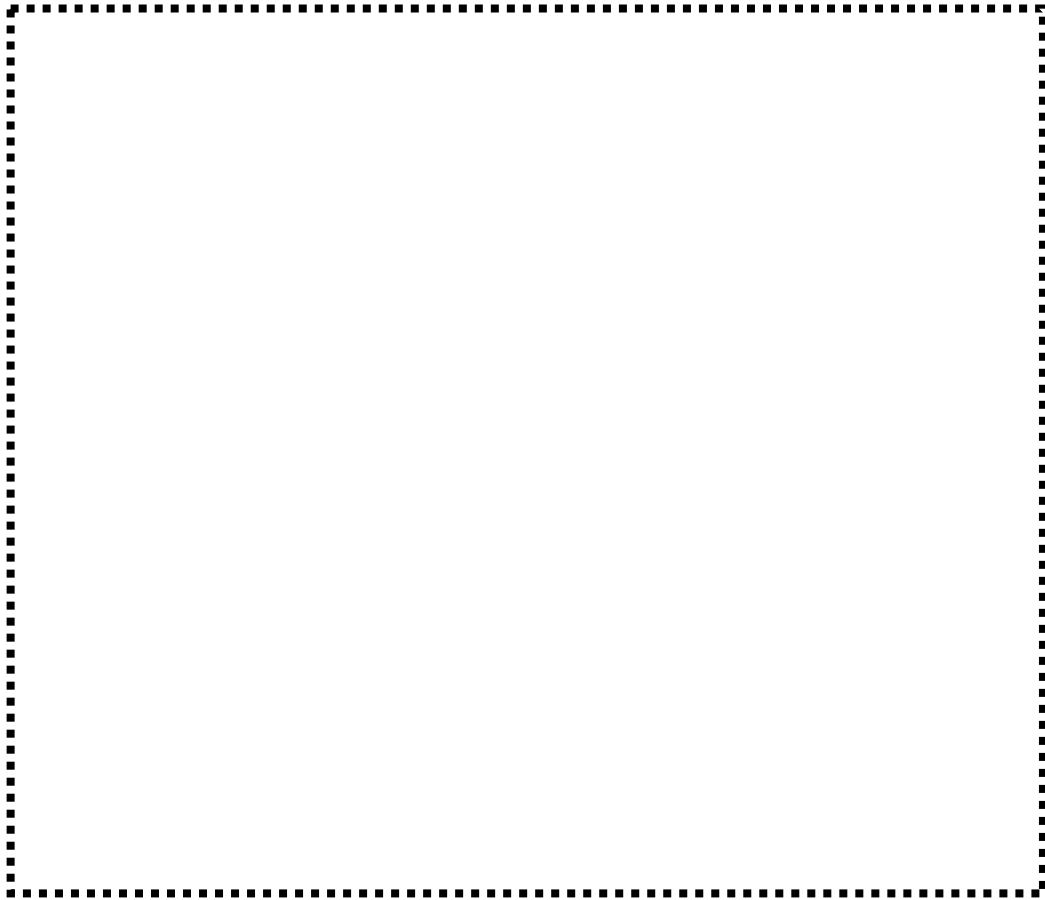


図 3.1.2-17 供試材ブロックからの試験片採取図の例^[3.1.2-22]



図 3.1.2-18 Mini-C(T)MC 試験により取得した参照温度 T_0 の板厚方向分布^[3.1.2-26]



図 3.1.2-19 硬さの板厚方向分布^[3.1.2-27]



図 3.1.2-20 アトムプローブ分析により得た溶質原子クラスター体積率と中性子照射量（板厚方向分布）の関係^[3.1.2-28]



図 3.1.2-21 (a) Chooz A 原子炉圧力容器模式図と (b) コーナープレートからの供試
材採取の模式図^[3.1.2-30]



图 3.1.2-22 引張試験結果((a), (b) 試験温度 : 330°C、(c), (d) 試験温度 : 室温) [3.1.2-30]

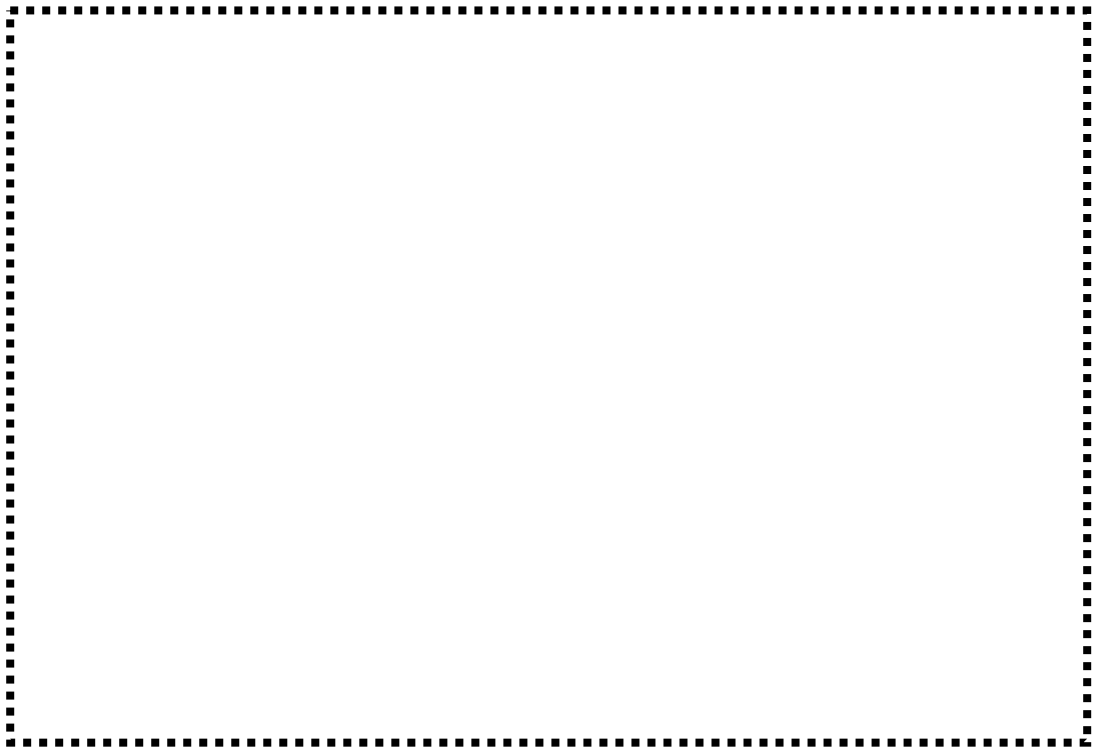


图 3.1.2-23 破坏韧性试验结果 [3.1.2-30]



図 3.1.2-24 アトムマップの例（損傷量：31~32 dpa、照射温度：300°C、マップサイズ：61 x 61 x 100 nm³）^[3.1.2-31]

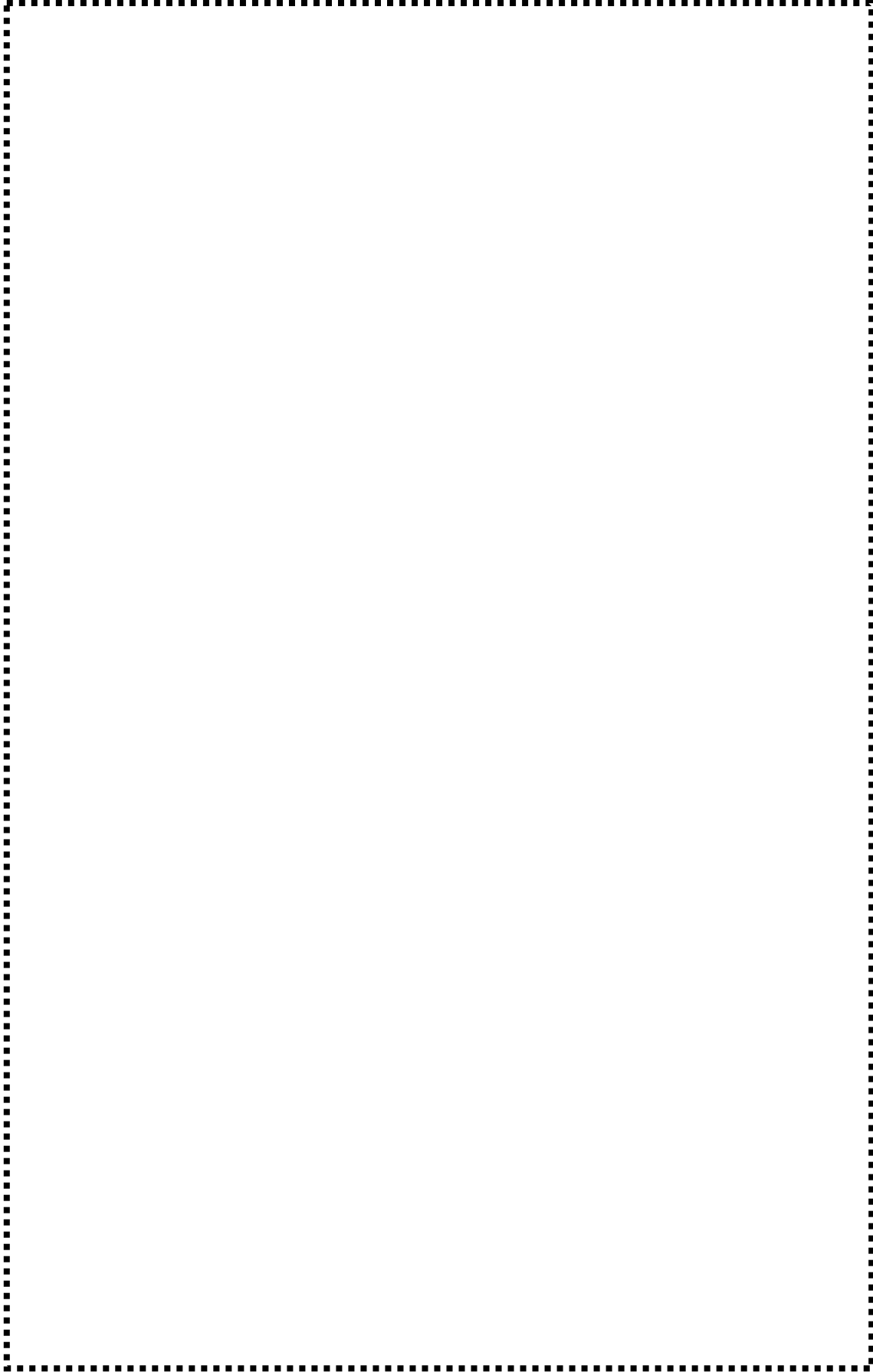


図 3. 1. 2-25 溶質原子クラスター解析結果 ((a) クラスター直径、(b) 数密度、(c) 体積率) ^[3.1.2-31]

(4) 国内研究動向

1) 福井県における高経年化調査研究（2015年～2017年）

（独）日本原子力研究開発機構(JAEA)は、（独）原子力安全基盤機構（JNES）の委託事業として廃止措置中の新型転換炉ふげんの廃炉材を用いた経年劣化研究を平成 17 年度～平成 25 年度にかけて実施した^{[3.1.2-46]～[3.1.2-48]}。実施項目を以下に示す。

- ・ 配管減肉：配管減肉挙動の調査
- ・ ステンレス鋼鋳鋼熱時効：熱時効挙動の把握
- ・ 応力腐食割れ：SCC 対策の有効性の検証

これらの研究では、図 3.1.2-26 に模式的に示すように各部位から材料を採取し、各種調査・試験を実施した。

2) 浜岡 1/2 号機プロジェクト（2015年～）

中部電力は、廃炉となった浜岡 1 号機/2 号機を用いた廃炉材活用研究を行っている。浜岡 1/2 号機の概要を以下に示す。

- ・ 浜岡 1 号機：BWR 540MeW、運転期間：1976 年 3 月～2009 年 1 月
 - ・ 浜岡 2 号機：BWR 840MeW、運転期間：1978 年 11 月～2009 年 1 月
- 実施項目は、原子炉压力容器の中性子照射脆化とコンクリートの強度及び遮へい性能低下に関するものであり、資源エネルギー庁の補助事業として実施している。

原子炉压力容器の中性子照射脆化の研究では、廃炉計画を立案するために実施した放射能調査用のサンプル採取を有効に活用し、原子炉压力容器解体前に供試材を採取し、原子炉压力容器内面近傍の破壊靱性特性、シャルピー衝撃試験、硬さ、金属組織に関する評価を行っている^{[3.1.2-49]、[3.1.2-50]}。放射能評価用サンプル採取位置の概要を図 3.1.2-27 に示す。原子炉压力容器からのボートサンプル採取位置の概要とボートサンプルの形状、寸法、ボートサンプルからの試験片採取の例を図 3.1.2-28 と図 3.1.2-29 に示す。試験結果については、日本原子力学会で発表されている^[3.1.2-51]。

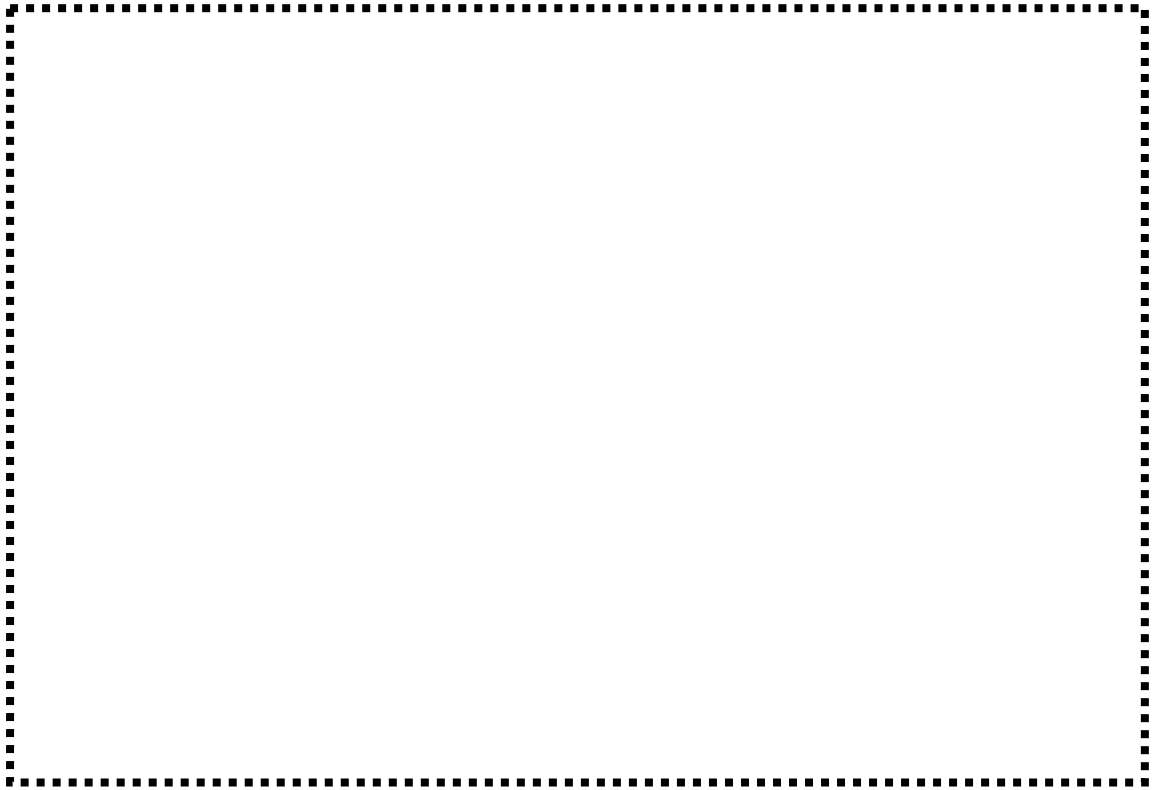


図 3.1.2-26 ふげんからの材料採取の模式図 [3.1.2-47]



図 3.1.2-27 放射能評価用サンプル採取位置の概要 [3.1.2-49]



図 3. 1. 2-28 原子炉圧力容器からのポートサンプル採取の模式図^[3.1.2-50]



図 3.1.2-29 ボートサンプルの形状・寸法とボートサンプルからのミニチュア CT 試験片採取の
模式図^[3.1.2-50]

(5) その他の研究

照射ステンレス鋼の破壊靱性特性の把握については、実機材から採取した材料を用いた評価が発電設備技術検査協会のプロジェクトで行われた^{[3.1.2-52]・[3.1.2-53]}。また、電力各社とプラントメーカーの共同研究である電共研においても実機から採取した材料を用いた炉内構造物の破壊靱性特性や IASCC 進展特性評価研究が実施された^{[3.1.2-54]~[3.1.2-56]}。また、PWR のフラックスシンプルチューブ材に対するマイクロ組織評価が原子力システム研究所で行われている^{[3.1.2-57]・[3.1.2-60]}。

参考文献

- [3.1.2-1] Department of Energy ホームページ
(<https://www.energy.gov/ne/nuclear-reactor-technologies/light-water-reactor-sustainability-lwrs-program>) (閲覧日 : 2021/3/15)
- [3.1.2-2] Idaho National Laboratory ホームページ
(<https://lwrs.inl.gov/SitePages/Home.aspx>) (閲覧日 : 2021/3/15)
- [3.1-2-3] Matthew Hiser, Amy Hull, “Strategic Approach for Obtaining Material and Component Aging Information”, Industry/NRC Materials Programs Technical Information Exchange Meeting Nuclear Regulatory Commission Headquarters, June 2 - 4, 2015, NRC ADAMS accession No.:ML15155B442
- [3.1.2-4] Ex-Plant Materials Harvesting Workshop, March 7-8, 2017, NRC ADAMS accession No.: ML19319B309
- [3.1.2-5] P Ramuhalli, SW Glass, R Devanathan, K Knobbs, RM Meyer, “Criteria and Planning Guidance for Ex-Plant Harvesting to Support Subsequent License Renewal”, PNNL-27120 Rev. 1, Pacific Northwest National Laboratory, March, 2019
- [3.1.2-6] Xiang (Frank) Chen, Thomas M. Rosseel, Keith J. Leonard, “Xiang (Frank) Chen, Thomas M. Rosseel, Keith J. Leonard, & MRP Metals Research Team Overview of Metal Research in the LWRS Program Materials Research Pathway”, U.S. NRC International Workshop on Age-Related Degradation of Reactor Vessels and Internals, May 23-24, 2019 Rockville, MD, NRC ADAMS accession No.: ML19150A188
- [3.1.2-7] A. Demma, R. Carter, A. Jenssen, T. Torimaru, R. Gamble: “Fracture toughness of highly irradiated stainless steels in boiling water reactors”, Proc. 13th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System - Water Reactors, NACE (2007).
- [3.1.2-8] Anders Jenssen, Raj Pathania, Robert Carter, “Crack Growth in Irradiated Austenitic Stainless Steels in BWR Environments”, Fontevraud 8 - Contribution of Materials Investigations and Operating Experience to LWRs’ Safety, Performance and Reliability, 15 to 18 September, Avignon, 2014
- [3.1.2-9] J.R. Hawthorne, A.L. Hiser, “Experimental Assessments of Gundremmingen RPV Archive Material for Fluence Rate Effects Studies”, NUREG/CR-5201 MEA-2286, 1988, NRC ADAMS accession No. ML111310052
- [3.1.2-10] Russell Hawthorne and Allen L. Hiser, “Experimental Assessments of Gundremmingen RPV Archival Material for Fluence Rate Effects Studies”, Effects of Radiation on Materials: 14th International

- Symposium (Volume II), ASTM STP 1046, American Society for Testing and Materials, 1990, pp. 55-79.
- [3.1.2-11] Karl Kussmaul, Jurgen Fohl, and Thomas Weissenberg, “Investigation of Materials from a Decommissioned Reactor Pressure Vessel—A Contribution to the Understanding of Irradiation Embrittlement”, Effects of Radiation on Materials: 14th International Symposium (Volume II), ASTM STP 1046, American Society for Testing and Materials, 1990, pp. 80-104.
- [3.1.2-12] Colin A. EGLISH, Will J. Phythian, John T. Buswell, J. Russell Hawthorne and Philip H.N. Ray, “Investigations of Gundremmingen RPV Archive Material Irradiated in Light-Water and Heavy-Water Reactors”, Effect of Radiation on Materials: 15th International Symposium, ASTM STP 1125, American Society for Testing and Materials, pp.93-116., 1992.
- [3.1.2-13] Udo Rindelhardt, Hans-Werner Viehrig, Jörg Konheiser, Klaus Noack, “RPV MATERIAL INVESTIGATIONS OF THE FORMER VVER-440 GREIFSWALD NPP”, 15th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE15-10335, JSME, April 22-26, Nagoya, 2007
- [3.1.2-14] Hans-Werner Viehrig, Mario Houska, Eberhard Altstadt and Roland Kuechler, “Fracture Mechanics Characterisation of Forged Base Metal Ring of the Decommissioned Reactor Pressure Vessel of NPP Greifswald WWER-440 Unit 4”, Effects of Radiation on Nuclear Materials: 25th Volume STP 1547, American Society for Testing and Materials ,2012
- [3.1.2-15] John Burke, “Characterization of Irradiation-Assisted Degradation of Reactor Internal Materials”, IAEA CRP Coordinated Research Meeting, June 11 – 13, Vienna, 2014, NRC ADAMS accession No. ML14153A403
- [3.1.2-16] Matthew Hiser, Appajosula Rao, Robert Tregoning, “NRC Zorita Materials Research”, NRC ADAMS accession No. ML15034A202.
- [3.1.2-17] Jean Smith, “Zorita Internals Research Project”, 2019 NRC-Industry Technical Exchange Meeting, NRC, May 21-22, Rockville, 2019, NRC ADAMS accession No. ML19134A176.
- [3.1.2-18] Anders Jenssen, Johan Stjärnsäter, Kwadwo Kese, Robert Carter, Jean Smith, Anne Demma, Matthew Hiser, “Fracture Toughness Testing of an Irradiated PWR Core Barrel Weld”, FONTEVRAUD 9 Contribution of Materials Investigations and Operating Experience to Light Water NPPs’ Safety, Performance and Reliability, Avignon, France, 17 – 20 September ,2018

- [3.1.2-19] Martin Bjurman, Kristina Lindgren, Mattias Thuvander, Peter Ekström and Pål Efsing, “Microstructural Evolution of Welded Stainless Steels on Integrated Effect of Thermal Aging and Low Flux Irradiation”, Proceedings of the 18th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems – Water Reactors, TMS, August 13–17, Portland, 2017
- [3.1.2-20] Yuichi Mogami, Toru Matsubara, Seiji Yaguchi, Tomohiro Tsuda, Koji Fujimoto, “SWELLING CHARACTERISTICS OF A TYPE 304SS BAFFLE PLATE IRRADIATED UP TO 50 DPA IN PWR AND VALIDATION OF A SWELLING EQUATION”, Proceedings of the ASME 2017 Pressure Vessels and Piping Conference PVP2017, PVP2017-66248, ASME, July 16-20, Waikoloa, 2017
- [3.1.2-21] T. M. Rosseel, M. A. Sokolov, X. Chen, and R. K. Nanstad, “Light Water Reactor Sustainability Program: Zion Unit 1 Reactor Pressure Vessel Sample Acquisition: Phase 2 and Phase 3 Status Report”, ORNL/TM-2016/561, Oak Ridge National Laboratory, 2016.
- [3.1.2-22] Mikhail A. Sokolov, Xiang Chen, Randy K. Nanstad, “CURRENT STATUS OF THE CHARACTERIZATION OF RPV MATERIALS HARVESTED FROM THE DECOMMISSIONED ZION UNIT 1 NUCLEAR POWER PLANT”, Proceedings of the ASME 2017 Pressure Vessels and Piping Conference PVP2017, PVP2017-65090, ASME, July 16-20, 2017, Waikoloa, Hawaii, USA
- [3.1.2-23] 文部科学省ホームページ
(https://www.mext.go.jp/a_menu/kaihatu/gensi/1386661.htm)
(閲覧日 : 2021/3/15)
- [3.1.2-24] 平成 30 年度委託成果報告書 平成 30 年度原子力の安全性向上に資する共通基盤整備のための技術開発事業（原子炉压力容器及び炉内構造物の照射影響評価手法の高度化）、経済産業省、 2019 年 3 月
- [3.1.2-25] Masato Yamamoto, Tomohiro Kobayashi, “Through-wall fracture toughness evaluation of decommissioned Zion reactor pressure vessel steel using miniature C(T) specimens”, FONTEVRAUD 9 Contribution of Materials Investigations and Operating Experience to Light Water NPPs’ Safety, Performance and Reliability, Avignon, 17 – 20 September 2018.
- [3.1.2-26] 山本 真人、小林 知裕、「平成30年度原子炉压力容器及び炉内構造物の照射影響評価手法の高度化（1） Zion発電所1号機压力容器廃炉材の板厚方向破壊靱性分布」、日本原子力学会2019年秋の大会、2H01、日本原子力学会、2019年
- [3.1.2-27] 西田 憲二、小林 知裕、「平成30 年度原子炉压力容器及び炉内構造物の照射影響評価手法の高度化（2） Zion 発電所1 号機压力容器廃炉材の

- 板厚方向金属組織および硬さ分布評価」、日本原子力学会2019年秋の大会、2H02、日本原子力学会、2019年
- [3.1.2-28] 小林知裕、西田憲二、山本真人、「平成30年度原子炉压力容器及び炉内構造物の照射影響評価手法の高度化 (3) Zion発電所1号機压力容器廃炉材の板厚方向各部におけるミクロ組織変化」、日本原子力学会2019年秋の大会、2H03、日本原子力学会、2019年
- [3.1.2-29] VESSEL INTERNAL PROJECT: Ageing of Lower Core Internals Components, MAI (https://thema.org/wp-content/uploads/2020/01/PO_180314_Vessel-Internal_J.-Stodolna.pdf) (閲覧日 : 2021/3/19)
- [3.1.2-30] J. Hure¹, B. Tanguy, C. Ritter, S. Bourganel, F. Sefta, “Extensive investigation of the mechanical properties of a Chooz A internal component”, FONTEVRAUD 9, Contribution of Materials Investigations and Operating Experience to Light Water NPPs’ Safety, Performance and Reliability, 17 – 20 September, Avignon, 2018
- [3.1.2-31] Yuichi Miyahara, Kenji Nishida, Siwei Chen, Akiyoshi Nomoto, Faiza Sefta, Allouch Badre, “Microstructure and Hardness of Irradiated Stainless Steels Retrieved from the Decommissioned Chooz A Plant”, FONTEVRAUD 9, Contribution of Materials Investigations and Operating Experience to Light Water NPPs’ Safety, Performance and Reliability, 17 – 20 September, Avignon, 2018
- [3.1.2-32] Koji Fukuya, Katsuhiko Fujii, Faiza Sefta, Badre Allouch and Cedric Pokor, “Atom Probe Tomography and Transmission Electron Microscopy Analyses for French CPO Baffle Bolt and CHOOZ A Corner”, FONTEVRAUD 9, Contribution of Materials Investigations and Operating Experience to Light Water NPPs’ Safety, Performance and Reliability, 17 – 20 September, Avignon, 2018
- [3.1.2-33] Alexandra Renault-Laborne, Joël Malaplate, Pierre Gavaille, Faiza Sefta, Daniel Brimbal, “Characterization of a CHOOZ A corner specimen by transmission electron microscopy, immersion density and thermoelectric power measurements”, FONTEVRAUD 9, Contribution of Materials Investigations and Operating Experience to Light Water NPPs’ Safety, Performance and Reliability, 17 – 20 September, Avignon, 2018
- [3.1.2-34] Seong Sik Hwang, Sung Woo Kim, Min Jae Choi, Sung Hwan Cho, Jong Yeon Lee, Hong Pyo Kim, Yun Soo Lim a, Dong Jin Kim, “Materials harvesting of reactor internals from a decommissioned plant”, Transactions of the Korean Nuclear Society Virtual Spring Meeting, July 9-10, 2020.

- [3.1.2-35] X. Chen, T. Chen, C.M. Parish, T. Graening, M.A. Sokolov¹, K.J. Leonard, “Post-Irradiation Examination of High Fluence Baffle-Former Bolts Retrieved from a Westinghouse Two-Loop Downflow Type PWR”, ORNL/TM-2019/1251, Oak Ridge National Laboratory, 2019.
- [3.1.2-36] Michael R. Ickes, Michael A. Burke, Andrew M. Ruminski, Steven Petro, “Hot Cell Testing of Cold-worked Type 316 Stainless Steel Replacement Baffle-to-Former Bolts Removed from a U.S. PWR”, FONTEVRAUD 9, Contribution of Materials Investigations and Operating Experience to Light Water NPPs’ Safety, Performance and Reliability, 17 – 20 September, Avignon, 2018
- [3.1.2-37] Jean M. Smith, Michael R. Ickes, Michael A. Burke, Andrew M. Ruminski, Kyle J. Amberge, “Hot Cell Testing of Type 347 Stainless Steel Baffle-to-Former Bolts Removed from U.S. PWRs”, FONTEVRAUD 9, Contribution of Materials Investigations and Operating Experience to Light Water NPPs’ Safety, Performance and Reliability, 17 – 20 September, Avignon, 2018
- [3.1.2-38] C. Panait, E. Fargeas, M. Tommy-Martin, S. Miloudi, P. Moulart, N. Monteil, C. Pokor, “Metallurgical examinations update of baffle bolts removed from operating French PWR Microstructural investigations of a baffle to former bolt located on a high level of the internal structures”, Fontevraud 8 - Contribution of Materials Investigations and Operating Experience to LWRs’ Safety, Performance and Reliability, September 15-18, Avignon, 2014
- [3.1.2-39] Elodie Fargeas, Priscille Cuvillier, Rémi Mercier, Laurent Legras, Yannick Thebault, Isabelle Rupp, Michel Tommy-Martin, Jinane Tarabay, Roch Menand, Christophe Dal Bianco, “Microstructural investigations of a French PWR baffle former bolt irradiated up to 48 dpa”, FONTEVRAUD 9, Contribution of Materials Investigations and Operating Experience to Light Water NPPs’ Safety, Performance and Reliability, 17 – 20 September, Avignon, 2018
- [3.1.2-40] Legras Laurent, Boisson Marylou, Fargeas Elodie, Cuvillier Priscille, Mercier Rémi, Miloudi Salem, Tarabay Jinane, Roch Menand, “TEM investigations of the microstructure and oxides at the tip of intergranular cracks of a baffle former bolt irradiated up to 10 dpa”, FONTEVRAUD 9, Contribution of Materials Investigations and Operating Experience to Light Water NPPs’ Safety, Performance and Reliability, 17 – 20 September, Avignon, 2018
- [3.1.2-41] T.M. Karlsen, P. Bennett, N.W. Høgberg, “In-Core Crack Growth Rate Studies on Irradiated Austenitic Stainless Steels in BWR and PWR

- Conditions in the Halden Reactor”, Proceedings of the 12th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System – Water Reactors –, TMS, 2005
- [3.1.2-42] Anders Jenssen, Johan Stjärnsäter, Raj Pathania, “Crack Growth Rates of Irradiated Commercial Stainless Steels in BWR and PWR Environments”, 15th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, TMS, 2011
- [3.1.2-43] U. Ehrnstén, K Wallin, S. van Dyck, P. Ould: “Fracture toughness of stainless steels irradiated up to ~9 dpa in commercial BWRs”, Proc. 6th Int. Symp. Contribution of Materials Investigations to Improve the Safety and Performance of LWRs (Fontevraud 6), FNES (2006)
- [3.1.2-44] A. Jenssen, V. Grigoriev, R. Jakobsson, P. Efsing: “Fracture resistance evaluation of a flux thimble irradiated to 65dpa in a PWR”, Proc. 6th Int. Symp. Contribution of Materials Investigations to Improve the Safety and Performance of LWRs(Fontevraud 6), FNES (2006).
- [3.1.2-45] B. Allouch, J. Lorthios, M. Praud, M. Boccanfuso, Y. Thébault, “Sherlock Project – Investigate to Mitigate”, Fontevraud 8 - Contribution of Materials Investigations and Operating Experience to LWRs’ Safety, Performance and Reliability, September 15-18, Avignon, 2014
- [3.1.2-46] 平成25年度 福井県における高経年化調査研究報告書、日本原子力研究開発機構、平成26年3月
- [3.1.2-47] 平成 25 年度福井県における高経年化調査研究、福井県における高経年化調査研究会、日本原子力研究開発機構、平成 26 年 3 月 4 日
- [3.1.2-48] Kimihiro Nogiwa, Takashi Onitsuka , Teruyoshi Abe, Yasuhide Sakakibara, Kaoru Horie & Takahisa Nakamura, “Influence of thermal aging on cast stainless steels used in JAEA's nuclear reactor Fugen”, Journal of Nuclear Science and Technology, Vol. 50, No. 9, 883–890, 2013
- [3.1.2-49] N. Sekimura, International Experts Meeting on Strengthening Research and Development Effectiveness in the Light of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant IAEA Headquarters Vienna, Austria, 16–20 February 2015, Conference ID: 48908 (CN-235)
- [3.1.2-50] 熊野, “廃止措置中のプラントを活用した材料長期健全性に関する研究”, 電気評論 2015. 10
- [3.1.2-51] 熊野秀樹、西田憲二、木村晃彦、「今後 10 年に向けた国内照射施設を活用した原子力施設の技術高度化のための研究と開発方向性 (3) 国内廃炉プラント材料を活用した照射材研究 シャルピー衝撃試験」、日本原子

- 力学会 2020 秋の大会、日本原子力学会、2020 年
- [3.1.2-52] (財)発電設備技術検査協会,プラント長寿命化技術開発に関する調査報告書(平成 3 年度),平成 4 年 3 月
- [3.1.2-53] (財)発電設備技術検査協会報告書 プラント長寿命化技術開発「ステンレス鋼照射 SCC 試験(PWR)」,平成 9 年 3 月
- [3.1.2-54] S. Ooki, Y. Tanaka, K. Takamori, and S. Suzuki, S. Tanaka, Y. Saito, T. Nakamura, T. Kato, K. Chatani, M. Kodama, “STUDY ON SCC GROWTH BEHAVIOR OF BWR CORE SHROUD”, Proceedings of the 12th International Conference on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System – Water Reactors –,TMS, 2005
- [3.1.2-55] T. Torimaru, M. Kodama, S. Tanaka, T. Nakamura, K. Kumagai, K. Asano: “Fracture Toughness of Austenitic Stainless Steels after BWR Irradiation”, Proc. 7th Int. Symp. Contribution of Materials Investigations to Improve the Safety and Performance of LWRs (Fontevraud 7), A060 T02, FNES (2010)
- [3.1.2-56] T. Hayashi, S. Tanaka, T. Abe, S. Sakuraya, S. Ooki, T. Kaminaga, “Fracture Toughness Criteria of Irradiated Austenitic Stainless Steels for Structural Integrity Evaluation of BWR Internal Components”, Proceedings of the ASME 2019 Pressure Vessels & Piping Conference, ASME (2019)
- [3.1.2-57] K. Fukuya, M. Nakano, K. Fujii and T. Torimaru, J. Nucl. Sci. Tech., 41, 673 (2004).
- [3.1.2-58] K. Fukuya, K. Fujii, H. Nishioka and Y. Kitsunai, J. Nucl. Sci. Tech., 43, 159 (2006).
- [3.1.2-59] H. Nishioka, K. Fukuya, K. Fujii and Y. Kitsunai, J. Nucl. Sci. Tech., 45, 274 (2008).
- [3.1.2-60] Katsuhiko Fujii and Koji Fukuya, “Atom Probe Tomography Analysis of Cold-Worked 316 Stainless Steels Irradiated in PWR”, FONTEVRAUD 9, Contribution of Materials Investigations and Operating Experience to Light Water NPPs’ Safety, Performance and Reliability, 17 – 20 September, Avignon, 2018

3.1.3 実機材料を用いた研究課題整理表

3.1.1 項に示す実機材料を用いた研究課題整理表の作成方針に従って、原子力発電所の構造物等を構成する材料の経年劣化事象に係る知見を網羅的に収集するとともに、諸外国において計画・実施中の実機材料を用いた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を今後の実機材料を用いた安全研究の計画立案全般に反映できるように知見と課題、解決案等を整理した。

研究課題整理表の項目は、基本的には構造健全性に影響を及ぼすような課題が認められているものではないが、さらなる知見の拡充が望まれるものである。研究課題整理表は図 3.1.1(2)-2 に示す研究課題整理表のカテゴリとした以下についてそれぞれまとめた。

- 経年劣化評価
- 日常保全
- その他
 - 高サイクル熱疲労及びシビアアクシデント
 - スコーピング段階

(1) 研究課題整理表「カテゴリ 1：経年劣化評価」

経年劣化評価に係る課題整理表を表 3.1.3(1)-1 に示す。経年劣化評価に係る課題は、33 件挙げられた。各機器、経年劣化事象、分類毎に課題件数を整理した結果を表 3.1.3(1)-2 に示す。原子炉(圧力)容器に関する課題は 18 件であり、このうち、Ⅰ．低サイクル疲労に係る課題が 1 件、Ⅱ．中性子照射脆化に係る課題が 17 件であった。炉内構造物に関する課題は 13 件であり、このうち、Ⅲ．IASCC に係る課題が 12 件、Ⅳ．ステンレス鋼鋳鋼の熱時効に係る課題が 1 件であった。また、一次冷却系に関する課題は 2 件あり、いずれもⅣ．ステンレス鋼鋳鋼の熱時効に係る課題であった。

表 3.1.3(1)-1 課題整理表（経年劣化評価）(1)

No.	BWR/PWR	対象システム /設備	機器名称	経年劣化事象	分類	課題区分		現状知見と課題	安全性の確保・向上の観点における分類							
						大区分	中区分		研究開発				妥当性確認/検証			
									課題	解決案	研究の位置付	廃炉材活用の有効性	課題	解決案	研究の位置付	廃炉材活用の有効性
1	BWR/PWR	原子炉圧力容器 /原子炉容器	給水管台 /原子炉容器 加圧器 蒸気発生器	I. 低サイクル疲労	③評価	健全性評価	評価技術の高度化	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・JSME規格(環境疲労評価手法)で環境を考慮した疲労評価手法が規定されている。 ・PLM評価で評価が求められており、評価を実施しているが、UFが1を超えた例はない。 ・運転期間延長申請を行ったプラントに対しては、特別点検において疲労損傷係数が高い部位に対する検査が求められており、これを実施している。 ・検査の結果、亀裂等が見つかった事例はない。 ・環境疲労評価手法の継続的な高度化が期待されている。 <p><現状の課題></p> <p>(1) 評価手法の妥当性検証 (2) 評価手法の高度化・合理化</p>	(2)	環境疲労評価手法の高度化	2④	—	(1)	・実機プラント履歴を受けた材料の疲労割れ有無を確認することで、評価手法の妥当性を検証	1①	○
2	BWR/PWR	原子炉圧力容器	炉心領域・胴板	II. 中性子照射脆化	①監視	破壊靱性評価	マスターカーブ法の適用	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・マスターカーブ法は、破壊靱性の不確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。 ・ASME 2013年版 Sec. XI GC 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、米国では承認されている。 ・ASME Code Case N830 Rev1において破壊靱性評価法の改定が進められており、認識論的不確実さとして2σ Toを考慮することが提案されている。 ・JEAC4206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。 ・JEAC4206-2016では、マスターカーブ法を取り入れて破壊靱性遷移曲線の式を改訂(T41JあるいはToを指標としたマスターカーブ法破壊確率5%下限曲線に基づく破壊靱性遷移曲線)。 ・JEAC4206-2016は技術評価が行われたが、エンドースは見送られた。 <p><現状の課題></p> <p>構造健全性及び及ぼすような課題が認められているものではないが、以下の知見の拡充が望まれる。</p> <p>(1) 5%信頼下限を用いて To 式及び Tr30式を設定したことに対する論理的な説明。 (2) To 式の適用性に関する圧延材及び溶接金属等のデータの拡充。 (3) KIC式と Tr30式の破壊確率: 鋼材種類依存性に対する検討。 (4) Tr30 式に使用する補正温度 ΔTt の決定に関する照射量依存性(鍛鋼品及び溶接金属)に対する説明。</p>	(1)(2)(3)(4)	要件対応のためのバックデータの拡充 ・国内の材料規格と同等の国外の材料を用いた試験データや国産材の試験炉照射データ等を用いた検討 ・廃炉材の活用 等	1②	○	左記対応結果の検証	(学協会規格の技術評価の計画に基づく評価の実施)	1②	○
3	BWR	原子炉圧力容器	炉心領域・胴板	II. 中性子照射脆化	①監視	監視試験片の不足	代替試験法の整備(試験片再生、小型シャルピー試験片、ミニチュアCT試験片)	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・監視試験計画は長期監視試験計画も含めJEAC4201-2007[2013年追補版]に規定がある。 ・運転期間延長の場合には、追加監視試験の実施が規制要求として求められている。 ・監視試験が不足する場合は、使用済監視試験片からの再生がJEAC4201-2007[2013年追補版]に規定されている。 ・JEAC4201-2007[2013年追補版]の改定で、HAZに対する母材の代表性を確認できない場合には、代替試験として、監視試験片から小型破壊靱性試験片を取得し評価する規定の追加されている。 ・代替試験法の整備が産業界で進められている。 <p><現状の課題></p> <p>(1) 代替試験法の整備</p>	(1)	代替試験法の整備	2③	○	(1)	代替試験法の妥当性確認	2③	○
4	BWR	原子炉圧力容器	炉心領域・胴板	II. 中性子照射脆化	①監視	監視試験片の不足	母材代表性	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・監視試験計画は長期監視試験計画も含めJEAC4201-2007[2013年追補版]に規定がある。 ・運転期間延長の場合には、追加監視試験の実施が規制要求として求められている。 ・監視試験が不足する場合は、使用済監視試験片からの再生がJEAC4201-2007[2013年追補版]に規定されている。 ・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[2013年追補版]に規定されている。 ・同上の改定で、長期監視試験計画における溶接金属とHAZ試験片の除外要項が規定に追加されている。 <p><現状の課題></p> <p>(1) 母材代表性に関する知見の拡充</p> <p>(参考知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・HAZの監視試験は母材で代表できるという観点から、設計建設規格では容器のHAZ監視試験は規定されていない。 ・高経年化対策強化基盤整備事業においてHAZの監視試験の要否に係る研究が実施。 	(1)	母材代表性に関する知見の拡充	2③	○	(1)	母材代表性の妥当性確認	2③	○

表 3.1.3(1)-1 課題整理表（経年劣化評価）(2)

No.	BWR/PWR	対象システム /設備	機器名称	経年劣化事象	分類	課題区分		現状知見と課題	安全性の確保・向上の観点における分類							
						大区分	中区分		研究開発				妥当性確認/検証			
									課題	解決案	研究の位置付	廃炉材活用の有効性	課題	解決案	研究の位置付	廃炉材活用の有効性
5	BWR/PWR	原子炉圧力容器 /原子炉容器	炉心領域・胴板	II. 中性子照射脆化	②予測/③評価	劣化メカニ ズム	劣化メカニ ズムに対する理 解の深化	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・JEA4201-2007[2013追補]に規定の脆化予測法の見直しに関連した研究が電力中央研究所で実施。 ・脆化予測法御見直案は、(一社)日本溶接協会の「原子炉圧力容器の中性子照射脆化予測法検討(略称 IET)小委員会」(2017 年度~2019 年度)にて、照射脆化メカニズムの専門家との意見交換を実施。 ・IET小委員会では、見直案の考え方は現状知見に照らせば概ね妥当との結論が得られると共に、照射脆化メカニズムに関する今後の研究課題が取りまとめられた。 ・産業界では、IET小委員会の成果を踏まえ、脆化予測法見直案をベースにJEA4201-2007[2013追補]の改定における導入を図り、ユーザの利便性向上の観点で式の簡素化等を実施し、「遷移温度移行量評価式」が同JEA4201に導入。 <p><現状の課題></p> <ul style="list-style-type: none"> ・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。 (1) 照射欠陥の形成に関する研究課題 ・マトリックス損傷やクラスターとの複合体に関する知見の拡充 ・マトリックス損傷やクラスターに至る前の照射欠陥の形成過程の解明 等 (2) 照射欠陥の照射脆化(硬化)への寄与の解明 ・クラスターの組成や欠陥集合体との複合体形成の有無等に応じた硬化への寄与(転位の運動への障害強度)の検討) <p>その他、高照射量領域における新たな脆化メカニズムの顕在化の有無の継続的確認。</p> <ul style="list-style-type: none"> (3) 脆化モデル式を構成する微細組織変化の個々の脆化寄与度の確認 (4) 脆化モデル式に考慮されていない因子の影響の確認 (5)母材部とHAZ等、初期強度や初期金属組織が照射脆化感受性に及ぼす影響 等 <p>(参考知見)</p> <ul style="list-style-type: none"> ・欧州PWR監視試験片のミクロ組織分析の結果、高照射量領域で転位ループによる硬化が一定程度寄与する可能性が示唆されている。 ・国内廃炉プラントから直接採取した試験片の脆化量が、JEA4201-2007[2013年追補版]の予測曲線の範囲であることを確認している(原子力規制庁委託成果報告書「軽水炉照射材料健全性評価研究」)。 	(1)(2)(3)(4)(5)	<ul style="list-style-type: none"> ・国内外の最新研究動向の調査 ・上記調査を踏まえた中長期的な研究の実施 	3⑥	○	—	—	—	—
6	BWR/PWR	原子炉圧力容器 /原子炉容器	炉心領域・胴板	II. 中性子照射脆化	②予測/③評価	予測式	脆化予測式の 高度化	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・JEA4201-2007[2013追補]に規定の脆化予測法の見直しに関連した研究を電力中央研究所で実施。 ・脆化予測法御見直案は、(一社)日本溶接協会の「原子炉圧力容器の中性子照射脆化予測法検討(略称 IET)小委員会」(2017 年度~2019 年度)にて、照射脆化メカニズムの専門家との意見交換を実施。 ・IET小委員会では、見直案の考え方は現状知見に照らせば概ね妥当との結論が得られると共に、照射脆化メカニズムに関する今後の研究課題が取りまとめられた。 ・産業界では、IET小委員会の成果を踏まえ、脆化予測法見直案をベースにJEA4201-2007[2013追補]の改定における導入を図り、ユーザの利便性向上の観点で式の簡素化等を実施し、「遷移温度移行量評価式」が同JEA4201改訂案に反映された。 ・監視試験結果を基に継続的に予測式の改訂、高度化を図っていく必要がある。 <p><現状の課題></p> <ul style="list-style-type: none"> (1) 脆化予測式の妥当性の確認 (2) 脆化予測式の高度化 	(2)	脆化予測式の継続的な高度化	2④	○	(1)	脆化予測式の妥当性確認	1①	◎
7	BWR	原子炉圧力容器	炉心領域・胴板	II. 中性子照射脆化	③評価	破壊靱性評価	クラッド下HAZ	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・原子炉圧力容器の内張り(クラッド)の照射脆化、クラッド下HAZの脆化挙動については、耐圧部材ではないこともあり、これまであまり考慮(評価)が行われていない。 ・Zionを用いた実機廃炉材研究において、1/4T位置に比べて欠陥想定位置の靱性が良いことが示されている。 ・中部電力浜岡1,2号機の廃炉材活用研究の中で、実機材のクラッド下の材料特性の調査が行われている。 ・クラッド、クラッド下HAZの特性に対する試験が不足している。 <p><現状の課題></p> <ul style="list-style-type: none"> (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	○	—	—	—	—

表 3.1.3(1)-1 課題整理表（経年劣化評価）(3)

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

表 3.1.3(1)-1 課題整理表（経年劣化評価）（4）

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

表 3.1.3(1)-1 課題整理表（経年劣化評価）(5)

No.	BWR/PWR	対象システム /設備	機器名称	経年劣化事象	分類	課題区分		現状知見と課題	安全性の確保・向上の観点における分類							
						大区分	中区分		研究開発				妥当性確認/検証			
									課題	解決案	研究の位置付	廃炉材活用の有効性	課題	解決案	研究の位置付	廃炉材活用の有効性
16	PWR	原子炉容器	炉心領域・胴板	II. 中性子照射脆化	③評価	確率論的評価の導入	評価ガイドの整備	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・JEACでは、機器の破損確率を基にした安全裕度の定量評価、リスク情報を参考にした安全評価への活用（耐圧機能喪失（=亀裂貫通）まで評価） <p><現状の課題></p> <ul style="list-style-type: none"> ・評価手法の標準化に向けた確率分布モデル等の標準的入力データの整備等を踏まえた評価ガイドの体系的整備 (1)耐圧機能喪失等に対する詳細評価手順、解析コードの信頼性確認方法 (2)モデルプラントに対する解析 (3)PTS評価の評価条件、標準的入力データに対する確率変数の整備 【確率論的評価の導入（確率変数の整備）を参照】 (4)現行手法における安全裕度の確認 (5)許容基準の設定 	(1)(2)(3)	<ul style="list-style-type: none"> ・評価手法の標準化に向けた確率分布モデル等の標準的入力データの整備 ・耐圧機能喪失等に対する詳細評価手順、解析コードの信頼性確認方法 ・モデルプラントに対する解析 	2④	—	—	—	—	—
17	PWR	原子炉容器	RVサポート	II. 中性子照射脆化	③評価	健全性評価	評価技術の高度化	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・高経年化技術評価では、文献データ等を基に評価を行っている。 ・同評価においては健全性の確認の観点で問題は生じていない。 ・RVサポートに関する材料試験の知見は十分とは言えない。 ・上記に基づく評価の高度化 <p><現状の課題></p> <ul style="list-style-type: none"> ・構造健全性に及ぼすような課題が認められているものではないが、以下の知見の拡充が望まれる。 (1)RVサポートの材料特性の知見の拡充。 (2)高経年化技術評価の妥当性確認。 (3)高経年化技術評価の高度化 	(1)(3)	<ul style="list-style-type: none"> ・RVサポートの材料特性知見の拡充 ・高経年化技術評価の高度化 	2③	○	(2)	<ul style="list-style-type: none"> ・実機RVサポートの材料特性の確認 	2③	○
18	PWR	原子炉容器	管台・炉底貫通孔	II. 中性子照射脆化	②予測/③評価	低Flux部位の照射脆化評価	照射量評価/中性子束効果	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・監視試験片の中性子束は、監視試験片カプセル内のフルエンスモニタによる実測と解析により評価。 ・炉心から離れた位置での評価精度は十分に検証されていない。 ・炉心から離れた位置では、炉心領域に比べて中性子束及び中性子照射量が大幅に小さい。このような領域での中性子照射脆化挙動は十分に説明されていない。 <p><現状の課題></p> <ul style="list-style-type: none"> ・中性子照射量が低く、構造健全性に及ぼすような課題が認められているものではないが、以下の知見の拡充が望まれる。 (1)中性子照射量評価の妥当性確認 (2)低中性子束条件における脆化挙動の知見の拡充 (3)現行評価の妥当性の確認 	(1)(2)	<ul style="list-style-type: none"> ・中性子照射量評価の妥当性確認 ・低中性子束条件における脆化挙動の知見の拡充 	2③	○	(3)	<ul style="list-style-type: none"> ・現行評価の妥当性の確認 	2③	○

表 3.1.3(1)-1 課題整理表（経年劣化評価）(6)

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

表 3.1.3(1)-1 課題整理表（経年劣化評価）(7)

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

表 3.1.3(1)-1 課題整理表（経年劣化評価）(8)

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

表 3.1.3(1)-2 経年劣化評価に係る課題件数整理表

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

(2) 研究課題整理表「カテゴリ 2：日常保全」

日常保全に係る課題整理表を表 3.1.3(2)-1 に示す。日常保全に係る課題は、13 件挙げられた。各機器、経年劣化事象、分類毎に課題件数を整理した結果を表 3.1.3(2)-2 に示す。原子炉（圧力）容器に関する課題は 4 件であり、このうち、V. SCC に係る課題が 2 件、VI. 腐食に係る課題が 1 件、VIII. 熱時効に係る課題が 1 件であった。炉内構造物に関する課題は 1 件であり、VI. 腐食に係る課題であった。また、一次冷却系に関する課題は 8 件であり、このうち、V. SCC に係る課題が 2 件、VII. 配管減肉に係る課題が 3 件、VIII. 熱時効に係る課題が 3 件であった。

表 3.1.3(2)-1 課題整理表（日常保全）(1)

No.	BWR/PWR	対象システム/設備	機器名称	経年劣化事象	分類	課題区分		現状知見と課題	安全性の確保・向上の観点における分類							
						大区分	中区分		研究開発				妥当性確認/検証			
									課題	解決案	研究の位置付	廃炉材活用の有効性	課題	解決案	研究の位置付	廃炉材活用の有効性
1	BWR	原子炉圧力容器	シュラウドサポート溶接部	V. SCC	②評価	健全性評価	評価技術の高度化	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・実機炉底部のNi基合金溶接金属(182合金)においてSCCが確認されている。 ・日本機械学会維持規格の事例規格として、182合金のSCC進展速度線図が採用されている。 ・現行プラントでは182合金に加え、より耐SCC性に優れた82合金が溶接金属として使用されている。 <p><現状の課題></p> <ul style="list-style-type: none"> (1)SCC進展線図の高度化(82合金のSCCの進展速度線図の整備等) (2)シュラウドサポート溶接部の残留応力分布評価の精緻化 (3)SCC発生寿命評価手法の開発 	(1)(2)(3)	・82合金のSCCの進展速度線図を整備する。 ・溶接部の残留応力の詳細評価の実施	3⑤	—	—	—	—	—
2	BWR/PWR	原子炉圧力容器/原子炉容器	管台・炉底貫通孔	V. SCC	④予防保全	長期健全性	予防保全効果の持続性の検証	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・予防保全対策を実施した場合、「予防保全実施時期を供用開始時期」とすることができ、結果として、予防保全対策施工部位は検査頻度が緩和される(機械学会維持規格検査要求より) ・照射下におけるピーニング施工部の圧縮応力の持続が確認された実績がある(電共研)。 ・熱時効及び繰り返し荷重条件下におけるピーニング施工部の圧縮応力の持続が確認された実績がある(米国共研)。 ・ピーニングによる圧縮残留応力が長期運転により低減される(圧縮残留応力は維持されるものの、その値が小さくなる)との知見や、圧縮残留応力がほぼ維持されるという知見もあり、必ずしも影響は明確ではない。 <p><現状の課題></p> <ul style="list-style-type: none"> (1)実機プラントでピーニング効果が維持されていることを検証する必要がある。 (2)予防保全を実施しても、効果の持続性等が実証できない。 (3)持続性等の実証できないため、点検方法、周期の合理化に結びついておらず、予防保全のメリットが十分に得られていない。 	—	—	—	—	(1)(2)(3)	実機材で予防保全技術の効果の持続性を検証	1①	◎
3	PWR	一次冷却系	蒸気発生器伝熱管、下部計装筒	VI. 腐食	④予防保全	水化学技術と皮膜構造の相関の明確化	—	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・PWR一次系では、600合金に一次冷却材応力腐食割れ(PWSCC)が生じることが知られており、690合金への材料変更が進められている。但し、一部のプラントでは蒸気発生器や下部計装筒に600合金が使用されているため、環境緩和技術(一次系溶存水素濃度の最適化・高濃度亜鉛注入の検討・天然カリウムの適用性検討)の開発・実証が期待され、材料/環境界面での酸化物特性などについての知見拡充が求められている。 ・線源低減を目的とした亜鉛注入の副次効果として、SCC抑制効果が提唱されており、その有効性を確認する必要がある。また、線源低減を目的とした水化学技術による皮膜性状の影響を評価し、材料健全性への影響を確認する必要がある。 <p><現状の課題></p> <ul style="list-style-type: none"> (1)廃炉材活用研究等により、これまで適用してきた水化学技術と皮膜構造の相関を明らかにする。 	(1)	・実機プラント履歴を受けた材料の皮膜組成データの取得	3⑥	◎	—	—	—	—
4	PWR	一次冷却系	加圧器 蒸気発生器等等	VIII. 熱時効	②評価	予測式	実機材による検証	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・I-GALLに低合金鋼の熱時効評価について記載されている。 ・産業界の研究が実施され、加速熱時効材(国内鋼種)で問題がないことを確認している。 ・熱時効に係る海外プロジェクト(MAI)が立ち上がりつつある。 <p><現状の課題></p> <ul style="list-style-type: none"> (1)実機条件で長期にわたり運転温度に曝された材料の熱時効特性の把握 	(1)	・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	○	—	—	—	—
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	—	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> ・一部のプラントではSCC環境緩和策として、水素注入が行われているが、その効果は部位によって異なると言われている。このため、BWRの維持規格にはHWC環境下での亀裂進展線図があるが、HWCの効果の判断クライテリアが基準化されていない。また、水素注入による主蒸気配管の線量率上昇の緩和を目的として貴金属処理(NMCA)が併用され実機に適用される場合もあり、その有効性の範囲を検証する必要がある。 ・亜鉛注入など線源低減を目的とした水化学技術による皮膜性状の影響を評価し、材料健全性への影響を確認する必要がある。 <p><現状の課題></p> <ul style="list-style-type: none"> (1)廃炉材活用研究等により、これまで適用してきた水化学技術と皮膜構造の相関を明らかにする。 	(1)	・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 3.1.3(2)-1 課題整理表（日常保安）(2)

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

表 3.1.3(2)-1 課題整理表（日常保全）(3)

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

表 3.1.3(2)-2 日常保全に係る課題件数整理表

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

(3) 研究課題整理表「カテゴリ 3：その他」

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

1) 高サイクル熱疲労及びシビアアクシデント

高サイクル熱疲労及びシビアアクシデントに係る課題整理表を表 3.1.3(3)-1 に示す。高サイクル熱疲労及びシビアアクシデントに関する課題は 5 件であり、このうち、高サイクル熱疲労に係る課題が 3 件、シビアアクシデントに係る課題が 2 件であった。

2) スコーピング段階

スコーピング段階に係る課題整理表を表 3.1.3(3)-2 に示す。スコーピング段階の課題は、18 件挙げられた。各機器、経年劣化事象、分類毎に課題件数を整理した結果を表 3.1.3(3)-3 に示す。原子炉（圧力）容器に関する課題は 3 件であり、II. 中性子照射脆化に係る課題が 1 件、V. SCC に係る課題が 1 件、VI. 腐食に係る課題が 1 件であった。炉内構造物に関する課題は 1 件であり、III. IASCC に係る課題であった。また、一次冷却系等に関する課題は 14 件であり、このうち、V. SCC に係る課題が 4 件、VI. 腐食に係る課題が 8 件、VIII. 熱時効に係る課題が 1 件、ケミカルアンカーの劣化に係る課題が 1 件であった。

表 3.1.3(3)-1 課題整理表（高サイクル熱疲労、シビアアクシデント）

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

表 3.1.3(3)-2 課題整理表（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	
					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
3	PWR	一次冷却系	原子炉容器、加圧器、蒸気発生器等 等の管台・貫通孔	Ⅴ. SCC	PWSCC	690 系合金(溶接金属)の PWSCC 健全性 確認
4	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 SUS630、SUS431
5	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	—
6	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	—
7	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	—
8	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	—
9	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	—
10	PWR	原子炉冷却系	配管等(炭素鋼)	Ⅵ. 腐食	外面腐食の確認	—
11	PWR	原子炉冷却系	配管(炭素鋼)	Ⅵ. 腐食	内面腐食の確認	—
12	PWR	原子炉冷却系	炭素鋼使用部位(タンク、配管、ポン プ等)	Ⅵ. 腐食	炭素鋼使用部位(タンク、配管、ポン プ等) の腐食評価	—
13	PWR	原子炉冷却系/一次冷却系	ノズル部等	Ⅷ. 熱時効	690 合金のロングレンジオーダリング	—
14	PWR	一次冷却系	加圧器	Ⅴ. SCC	計測用管台の O ₂ SCC健全性検証	—
15	PWR	一次冷却系	加圧器	Ⅴ. SCC	ヒータスリーブの O ₂ SCC 健全性検証	—
16	PWR	一次冷却系	蒸気発生器 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	—
17	PWR	埋設構造物	埋設配管 埋設タンク	Ⅵ. 腐食	埋設配管等の腐食状況評価	—
18	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	—

表 3.1.3(3)-3 スコーピング段階に係る課題件数整理表

対象システム/設備	経年劣化事象	課題数
原子炉（圧力）容器	II. 中性子照射脆化	1
	V. SCC	1
	VI. 腐食	1
炉内構造物	III. IASCC	1
一次冷却系等	V. SCC	4
	VI. 腐食	8
	VIII. 熱時効	1
	ケミカルアンカーの劣化	1

3.1.4 実機材料を用いた安全研究マップ

3.1.3 項で作成した研究課題整理表に整理した原子力発電所の構造物等を構成する材料の経年劣化事象に係る知見と課題、解決案等を整理した結果から、3.1.1 項(3)に示す安全研究マップの策定方針に従ってスクリーニングして作成した安全研究マップの項目案を表 3.1.4-1 に示す。安全研究マップは図 3.1.1(2)-2 に示す研究課題整理表のカテゴリのうち、「カテゴリ 1：経年劣化評価」と「カテゴリ 2：日常保全」についてまとめた。

安全研究マップは、表 3.1.1(3)-1 実機材料を用いた安全研究マップの「付表 3 廃炉材活用の有効性」が「◎：課題の解決に廃炉材が決定的な役割を果たす」案件でスクリーニングした。

(1) 安全研究マップ「カテゴリ 1：経年劣化評価」

実機材料を用いた安全研究マップの「カテゴリ 1：経年劣化評価」を表 3.1.4-1 に示す。安全研究マップの候補には、

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

が重要度（又は優先度）の高い課題として挙げられた。一方で、本年度の安全研究マップの項目にはないが、3.1.2 項に示した通り、海外では PWR のバップルフォーマボルトの損傷事例が報告されており、炉内構造物から採取した材料を用いた IASCC の進展特性評価も行われている。このように国内では損傷が報告されていなくとも海外で検討されている事例については、国内規格基準に取り入れていくことは重要である。そのため、こうした海外の動向も注視しつつ、継続して安全研究マップを改訂していく必要がある。

表 3.1.4-1 (1/2) 実機材料を用いた安全研究マップの「カテゴリ1：経年劣化評価」

No.	BWR/PWR	対象システム/ 設備	機器 名称	経年劣 化事象	分類	課題区分		現状知見と課題	安全性確保・向上の観点における分類			
						大区分	中区分		妥当性確認/検証			
									課題	解決案	研究の 位置付	廃炉材活用の 有効性
1 (6)	BWR/PWR	原子炉圧力容 器 /原子炉容器	炉心領域・ 胴板	Ⅱ. 中性子照 射脆化	②予測	予測式	脆化予測式 の高度化	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> JEAC4201-2007[2013 追補]に規定の脆化予測法の見直しに関連した研究を電力中央研究所で実施。 脆化予測法御見直案は、(一社)日本溶接協会の「原子炉圧力容器の中性子照射脆化予測法検討(略称 IET)小委員会」(2017 年度~2019 年度)にて、照射脆化メカニズムの専門家との意見交換を実施。 IET 小委員会では、見直案の考え方は現状知見に照らせば概ね妥当との結論が得られると共に、照射脆化メカニズムに関する今後の研究課題が取りまとめられた。 産業界では、IET 小委員会の成果を踏まえ、脆化予測法見直案をベースに JEAC 4201-2007[2013 追補]の改定における導入を図り、ユーザの利便性向上の観点で式の簡素化等を実施し、「遷移温度移行量評価式」が同 JEAC 改訂案に反映された。 監視試験結果を基に継続的に予測式の改訂、高度化を図っていく必要がある。 <p><現状の課題></p> <p>(1) 脆化予測式の妥当性の確認 (2) 脆化予測式の高度化</p>	(1)	脆化予測式の妥当 性確認	1①	◎
2 (19)	BWR	炉内構造物	炉心シュラ ウド等	Ⅲ. IASCC	②予測/③ 評価	発生評価	-	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> 現行評価では評価対象機器・部位の中性子照射量が、IASCC 発生感受性のしきい照射量を超えた場合、IASCC が発生・進展するものとして評価を行っている。 しきい照射量は、主に加速照射された材料に対する低ひずみ速度引張試験(SSRT)結果に基づいて設定されている。 低ひずみ速度で材料が破断するまで引張る SSRT 試験は材料が IASCC 感受性を有するか否かを評価する試験である。 <p>実機における IASCC の発生には、材料の IASCC 感受性だけでなく、負荷応力も条件となると考えられるが、現行の IASCC 発生条件には、負荷応力の因子が取り込まれていない。</p> <p><現状の課題></p> <p>構造健全性に及ぼすような課題が認められているものではないが、以下の知見の拡充が望まれる。</p> <p>(1) 現行の IASCC 発生評価におけるしきい照射量の妥当性を実機材により検証する。 (2) IASCC 発生しきい応力を取り込んだ IASCC 発生評価手法を開発する。</p>	(1)	実機材を用いて現 行評価手法の発生 しきい照射量の妥当 性を確認する。	1①	◎
3 (24)	BWR	炉内構造物	炉心シュラ ウド等	Ⅲ. IASCC	③評価	破壊評価	破壊靱性評 価の高度化	<p><現状の知見></p> <ul style="list-style-type: none"> オーステナイト系ステンレス鋼が中性子照射された場合の破壊靱性値は維持規格により定められており、高経年化技術評価に使用されている。 維持規格に規定されている式では、破壊靱性値の中性子照射量依存性がステップ状に規定されており、ある値を超えると破壊靱性値が急激に小さくなり、以降一定値を示す形で与えられている。 産業界研究において中性子照射量依存性をより実験データの傾向に合う形に改良した評価式(産業界提案式)が提案されている。 産業界提案式は東海第 2 発電所の 40 年の高経年化技術評価で使用された実績がある。 <p><現状の課題></p> <p>(1) 現行維持規格の評価式の実機材による検証 (2) 産業界提案式の実機材による検証</p>	(1) (2)	・加速照射データを含 むデータ群で策定 された線図に対し、 実機プラントの照射 履歴を受けた材料 データで検証。 ・データ拡充及び実 機プラント照射履歴 を受けた材料データ による検証。現行維 持規格線図の検証 と同時に検証可。	1① 2③	◎

備考:No.下段()番号は 3.1.3 項 研究課題整理表の番号を併記

表 3.1.4-1 (2/2) 実機材料を用いた安全研究マップの「カテゴリ1：経年劣化評価」

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

備考:No.下段()番号は 3.1.3 項 研究課題整理表の番号を併記

(2) 安全研究マップ「カテゴリ 2：日常保全」

実機材料を用いた安全研究マップの「カテゴリ 1：日常保全」を表 3.1.4-2 に示す。安全研究マップの候補には、

- 6) BWR/PWR プラントの SCC：分類「④予防保全」で課題区分「長期健全性／予防保全効果の持続性の検証」【令和 2 年度より開始の個別研究】が重要度（又は優先度）の高い課題として挙げられた。

以上のカテゴリ 1：経年劣化事象の研究課題 3)及び 4)及びカテゴリ 2：日常保全の研究課題 6)（カテゴリ 1：経年劣化評価の課題 4)と同じ課題）は、令和 2 年度より個別研究が進められている。その他の課題については、実機材料を取得可能な廃炉プラント候補からの採取について電気事業者との調整も踏まえ、今後実施時期を検討する。また、安全研究マップも研究課題整理表の更新に伴い定期的な更新を行う。

表 3.1.4-2 実機材料を用いた安全研究マップの「カテゴリ 2：日常保全」

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

備考:No.下段()番号は 3.1.3 項 研究課題整理表の番号を併記

3.2 靱性低下に係る研究

炉内構造物にはオーステナイト系ステンレス鋼が使用されているが、同鋼は中性子の照射を受けると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。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 2 年度は以下について研究を実施し、調査結果を基に、令和 3 年度以降の事業計画案を策定した。

➤ 技術知見（最新情報を含む）等の調査

- ① 照射ステンレス鋼の破壊靱性特性に関する調査
- ② 国内廃炉プラントの炉内構造物に関する調査
- ③ 実機からの供試材採取に関する調査
- ④ 輸送、試験片加工等に関する調査
- ⑤ 試験研究施設に関する調査

本年度の成果詳細を次項に示す。

3.2.1 技術知見（最新情報を含む）等の調査

(1) 照射ステンレス鋼の破壊靱性特性に関する調査

1) 照射ステンレス鋼の破壊靱性データに関する知見の概要

構造物の健全性評価において重要なパラメータである破壊靱性値については、国内では維持規格^[3.2.1(1)-1]において、評価対象部位の中性子照射量が $3 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ ($E > 1 \text{ MeV}$) ($7.5 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ ($E > 0.1 \text{ MeV}$)) を超えた場合には、線形破壊力学評価法による評価を行うことが定められている。具体的には、BWR 環境では、中性子照射量が $8 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ までは破壊靱性値の許容基準値として $165 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ 、 $8 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ 以上では $43.2 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ を採用しており、図示すると図 3.2.1(1)-1 に示すとおりである。また、PWR 環境では、中性子照射量によらず破壊靱性値の許容基準値として $52.4 \text{ MPa}\sqrt{\text{m}}$ を採用しており、図示すると図 3.2.1(1)-2 に示すとおりである。ここで示す線図は、線形破壊力学評価法を適用する $3 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ ($E > 1 \text{ MeV}$) ($7.5 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ ($E > 0.1 \text{ MeV}$)) 以上の領域とした。これらは、過去に(財)発電設備技術検査協会で実施した国プロ^[3.2.1(1)-2]で取得されたデータ等を根拠とし、策定されたものである。一方海外においても照射ステンレス鋼の破壊靱性データを基に破壊靱性線図が検討されており、例えば米国では、米国原子力規制委員会 (Nuclear Regulatory Commission : NRC) や米国電力研究所 (Electric Power Research Institute : EPRI) から、図 3.2.1(1)-3 に示す線図が提案されている^[3.2.1(1)-3]。

照射ステンレス鋼の破壊靱性値は、図 3.2.1(1)-3 に示したように、照射量が大きくなるにつれて、低下していく傾向がある。その他にもいくつかの因子が破壊靱性値に影響を及ぼす可能性が報告されており、例えば、材料中の硫黄 (S) 含有量^[3.2.1(1)-4]や試験片の採取方向^[3.2.1(1)-5]が、破壊靱性値に影響を及ぼす可能性が報告されている。

2) 照射ステンレス鋼の破壊靱性データの収集及び整理

維持規格に示す破壊靱性線図が策定された後、国内外で多くの照射ステンレス鋼を用いた破壊靱性データが取得されていることから、最新知見を含め照射ステンレス鋼の破壊靱性データを収集、整理、分析することとした。照射ステンレス鋼の破壊靱性特性に関する調査にあたり、公開文献を基にデータ収集、及び整理を行った。データ収集にあたっては、既存知見を基に破壊靱性データが体系的に整理された JAEA Review^[3.2.1(1)-6, 7]を参照するとともに、最新知見のデータも参照して整理した。なお、収集対象データは、国内軽水炉の炉内構造物における破壊評価に用いる評価式を対象としていることから、軽水炉の炉水温度に近い条件（BWR は約 288°C、PWR は約 300°C～350°C）で破壊靱性試験を実施した 304 系及び 316 系ステンレス鋼のデータとし、0.1dpa 未満のデータは除外した。また、1) 項で示した知見等、破壊靱性値を整理する上で、線形破壊力学パラメータである平面ひずみ破壊靱性 K_{Ic} 、延性亀裂進展開始点における弾塑性破壊靱性である J_{Ic} 、寸法依存性を持つ延性亀裂進展開始点における弾塑性破壊靱性である J_Q が混在していた。これらについて、試験での破壊挙動は脆性破壊ではなく、J 積分によって支配される延性亀裂進展であることを考慮すると、 K_{Ic} による整理は実態に即していないと判断される。また、既往知見の個別の試験データを確認すると、試験規格において J_Q が J_{Ic} と判定されるための基準のうち、一部試験で満足していない条件は、主に試験前後の亀裂形状の基準のみであり、取得可能な J 積分の上限値 J_{max} を満たしていた。これらの結果から、本項では文献中で J_{Ic} 表記としているか、 J_{Ic} とする判断が可能と考えられるデータ、あるいは分析する上で J_{Ic} データと同等の取り扱いをしているデータを抽出し、それらをすべて $J_{Ic}[\text{kJ}/\text{m}^2]$ として扱って整理することとした。また、必要に応じて試験片板厚とリガメントの判定基準を示した ASTM 規格（E-1820-09 以降の版）も参照し、データを抽出した。なお、参考文献内に特記の無い場合には、[dpa]と[n/m²]の換算、及び、 K_{Ic} と J_{Ic} の換算には次の式を用いた。

$$1[\text{dpa}] = 7 \times 10^{24}[\text{n}/\text{m}^2](E > 1\text{MeV}) (\text{BWR の場合})$$

又は

$$1[\text{dpa}] = 1.5 \times 10^{25}[\text{n}/\text{m}^2](E > 0.1\text{MeV}) (\text{PWR の場合})$$

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

$$E = 176[\text{GPa}], \quad \nu = 0.3$$

E : ヤング率, ν : ポアソン比

収集した BWR 環境のデータ及び引用文献^[3.2.1(1)-2, 4, 5, 8~13]を表 3.2.1(1)-1 に、PWR 環境のデータ及び引用文献^[3.2.1(1)-14~19]を表 3.2.1(1)-2 に示す。また、それらのデータを基に中性子照射量と破壊靱性値の関係を示した図をそれぞれ図 3.2.1(1)-4 及び 3.2.1(1)-5 に示す。ここで、維持規格^[3.2.1(1)-1]で規定される線図も併せて記載した。

収集した BWR の破壊靱性試験データは、加速照射炉による照射材を用いたデータと実機プラント履歴を受けた材料によるデータであり、照射量も 1dpa 未満の領域から 10dpa 程度の領域まで幅広い照射領域のデータが収集された。また、収集した PWR の破壊靱性データは、いずれも海外実機プラント履歴を受けた材料によるデータであり、数十 dpa 程度までのデータが収集された。

なお、国内 PWR プランツの照射誘起応力腐食割れに関する PLM 評価では、中性子照射量、環境温度、応力レベルの観点から最も厳しい条件と考えられるバッフルフォーマボルトを対象に健全性評価がなされているが、取替により照射誘起応力腐食割れが発生しない、もしくは発生した場合でも PWR 炉内構造物点検評価ガイドライン[バッフルフォーマボルト] ^[3.2.1(1)-20] で定められている損傷本数が全体の 20%を超えないと評価されるため、維持規格で定める破壊靱性線図を用いた評価は実施されていない。そのため、3)、4) 項では、BWR 環境の試験データを活用し、分析、検討した。

3) 照射ステンレス鋼の破壊靱性データの分析

2)項にて収集したデータを項目毎に整理、分析を行った。整理項目としては、既往知見にて破壊靱性値に影響を及ぼす可能性が報告されている、①硫黄(S)含有量、②試験片採取方向に加え、実機からのサンプル採取計画時にも検討が必要になると考えられる、③試験片形状、④鋼種、⑤加速照射材/実機プラント履歴材による影響を選定し、データ比較、分析を実施した。

① 硫黄(S)含有量による比較

ステンレス鋼の破壊靱性値に及ぼす影響として、介在物が寄与する可能性が知られており^[3.2.1(1)-5]、材料中のS含有量が高い場合、金属組織中に含まれるMnSを主とした硫黄系介在物の割合が増え、破壊靱性値が低下する原因となる可能性があることが報告されている^[3.2.1(1)-4]。また、S含有量を0.01wt.%以下とした条件とそれ以外の条件で破壊靱性値を比較した例^[3.2.1(1)-4,21]や、その結果を受け、S含有量0.01wt.%以下の材料の試験データのみを用いて破壊靱性評価式を検討した例^[3.2.1(1)-4]も報告されている。本研究においてもS含有量が0.01wt.%以下の場合とそれ以外の場合で破壊靱性値を比較した結果を図3.2.1(1)-6示す。両者のデータが比較できる約2dpa以上の領域においては、S含有量が低い場合は、それ以外の場合に比べて破壊靱性値が高い傾向であった。このことから、実機からの試験片採取計画時には、採取する材料の化学成分も把握しておく必要があると考えられる。

② 試験片採取方向による比較

図3.2.1(1)-7に各試験片採取方向で破壊靱性値を比較した結果を示す。また、供試材からの試験片採取方向とその記号との関係を図3.2.1(1)-8^[3.2.1(1)-22]に示す。ここで、T-L方向試験片は、亀裂の進展方向を板材の圧延方向と一致させた試験片、L-T方向試験片は、亀裂の進展方向を板材の圧延方向と直交方向とした試験片である。図3.2.1(1)-7において、T-L方向とL-T方向の破壊靱性値を比較すると、L-T方向の方が高い傾向であった。亀裂の進展方向の違いによる破壊靱性値への影響は、A. Demma^[3.2.1(1)-5]らによっても報告されており、その理由として、圧延面上にある介在物などが影響している可能性が報告されている。以上のことから、実機からの試験片採取計画時には、実機で想定される亀裂進展方向に加え、材料の加工履歴を踏まえた試験片採取方向にも留意し、計画する必要があると考えられる。

③ 試験片形状による比較

図 3.2.1(1)-9 に各試験片における破壊靱性値の比較結果を示す。CT 試験片によるデータが最も多く、広範囲の照射量において破壊靱性データが取得されている。同程度の照射量で比較した場合、ショートロッド試験片のデータがそれ以外の試験片のデータと比べて破壊靱性値が低い傾向であった。ただし、これらのショートロッド試験片は、いずれも S 含有量が 0.01wt% を超える材料から採取されたものであり、①項で示したように S 含有量の影響が寄与している可能性も考えられる。一方、ASTM E1820-15a「Standard Test Method for Measurement of Fracture Toughness」では、破壊靱性値試験に CT 試験片、三点曲げ試験片、ディスク試験片を用いることが記載されている。ショートロッド試験片を用いた破壊靱性試験方法は、ASTM E1304-97「Standard Test Method for Plane-Strain (Chevron-Notch) Fracture Toughness of Metallic Materials」にて規定されているが、本試験法で求まる平面ひずみ破壊靱性は K_{Ivj} 又は K_{IVM} であり、 K_{Ic} とは異なるものであるとされている。また、NUREG/CR-7027^[3.2.1(1)-3] で提案されている破壊靱性評価式では、ショートロッド試験片を除外して評価式を求めている例もある。以上のことから、実機からの試験片採取計画時には、試験片形状にも留意して計画する必要があると考えられる。

④ 鋼種の違いによる比較

図 3.2.1(1)-10 に各鋼種の破壊靱性値を比較した結果を示す。抽出した全てのデータを用いて比較した場合、SUS304 鋼の破壊靱性値は他の鋼種に比べて低い傾向であった。ただし、SUS304 鋼のデータの多くは、S 含有量が 0.01wt% を超えるもの、又は不明なものであるため、他の鋼種の破壊靱性値との差異は、①項に示したように S 含有量が影響している可能性も考えられる。そのため、S 含有量が 0.01wt% 以下のデータのみを使用した場合についても整理した。整理した結果を図 3.2.1(1)-11 に示す。S 含有量を 0.01wt% 以下のデータに絞った条件で比較した場合、全データで比較した場合と比べて、鋼種の違いによる破壊靱性値の差異は小さく、明瞭な違いは認められなかった。このことから、鋼種の違い自体による破壊靱性値への影響は大きくはないものと考えられるが、国内実機プラントの炉内構造物には、304 系及び 316 系の材料が使用されていることから、実機からの試験片採取計画時には、採取する材料の鋼種も把握しておく必要があると考えられる。

⑤ 加速照射材/実機プラント履歴材による比較

図 3.2.1(1)-12 に加速照射材/実機プラント履歴材による破壊靱性値の比較結果を示す。両者のデータがある 2dpa 程度までの照射量領域においては、加速照射材と実機プラント履歴材で破壊靱性値に大きな差異はないようにも見える。一方で、2dpa を超える照射量領域において、実機プラント履歴材の一部で、低い破壊靱性値となっているデータも見られた。また、図 3.2.1(1)-13 に国内プラント履歴材と海外プラント履歴材の比較結果を示すが、低い破壊靱性値となっているデータの多くも海外プラント材のデータである。実機プラント履歴材によるデータはある程度の数のデータが取得されているものの、その多くは海外プラント材のデータであり、国内プラント材のデータは必ずしも十分な数が取得されていない。特に現行維持規格に対して試験データの裕度が小さい領域においては、データ拡充による現行維持規格の保守性検証が必要であると考えられ、実機からの試験片採取計画時にも留意して計画する必要がある。

4) 実機材採取におけるターゲット照射量案の検討

現行維持規格の保守性の検証のため、実機材からデータを取得する上で特に有効と考えられるターゲット照射量案を検討した。本研究の目的の一つである、現行維持規格の保守性検証の観点からは、特に取得されたデータと比較して維持規格に対する試験データの裕度が小さい照射領域のデータによる検証が必要であると考えられる。また、国内実機材データ数が少ない照射領域でのデータ拡充も有効であると考えられる。以上を踏まえて、実機材を活用した現行維持規格の保守性の検証において、特に有効と考えられるターゲット照射量案を以下に示すとともに、図 3.2.1(1)-14 に図示する。

<ターゲット照射量案>

①中性子照射量：約 0.4～1.0dpa

：現行維持規格に対して試験データの裕度が小さい領域

②中性子照射量：約 1.0～2.0dpa

：現行維持規格に対して試験データの裕度はあるが、取得された実機材データの照射量に偏りがある領域

③中性子照射量：約 2.0dpa～

：現行維持規格に対して試験データの裕度が小さい領域
また、国内実機材データ数が少ない領域

<参考文献>

- [3.2.1(1)-1] 日本機械学会, 発電用原子力設備規格 維持規格(2012年版), JSME S NA1 -2012, (2008)
- [3.2.1(1)-2] (財)発電設備技術検査協会, プラント長寿命化技術開発に関する調査報告書(平成3年度), 平成4年3月.
- [3.2.1(1)-3] O. K. Chopra, “Degradation of LWR Core Internal Materials due to Neutron Irradiation,” NUREG/CR-7027, ANL-10/11 (2010)
- [3.2.1(1)-4] T. Hayashi, S. Tanaka, T. Abe, S. Sakuraya, S. Ooki, T. Kaminaga, “Fracture Toughness Criteria of Irradiated Austenitic Stainless Steels for Structural Integrity Evaluation of BWR Internal Components”, Proceedings of the ASME 2019 Pressure Vessels & Piping Conference, ASME (2019).
- [3.2.1(1)-5] A. Demma, R. Carter, A. Jenssen, T. Torimaru, R. Gamble: “Fracture toughness of highly irradiated stainless steels in boiling water reactors”, Proc. 13th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System - Water Reactors, NACE (2007).
- [3.2.1(1)-6] 笠原茂樹, 福谷耕司, 越石正人, 藤井克彦, 知見康弘, 沸騰水型軽水炉炉内構造物用オーステナイト系ステンレス鋼の照射データに関する文献調査とデータ集の作成 (受託研究), JAEA Review 2018-012, 2018年11月
- [3.2.1(1)-7] 笠原茂樹, 福谷耕司, 藤本浩二, 藤井克彦, 知見康弘, 加圧水型軽水炉炉内構造物用オーステナイト系ステンレス鋼の照射データに関する文献調査とデータ集の作成 (受託研究), JAEA Review 2018-013, 2018年11月
- [3.2.1(1)-8] 独立行政法人 原子力安全基盤機構「平成20年度照射誘起応力腐食割れ(IASCC)評価技術に関する報告書 (09 原高報-0012)」(平成21年9月).
- [3.2.1(1)-9] T. Torimaru, M. Kodama, S. Tanaka, T. Nakamura, K. Kumagai, K. Asano: “Fracture Toughness of Austenitic Stainless Steels after BWR Irradiation”, Proc. 7th Int. Symp. Contribution of Materials Investigations to Improve the Safety and Performance of LWRs (Fontevraud 7), A060 T02, FNES (2010).
- [3.2.1(1)-10] U. Ehrnstén, K Wallin, S. van Dyck, P. Ould: “Fracture toughness of stainless steels irradiated up to ~9 dpa in commercial BWRs”, Proc. 6th Int. Symp. Contribution of Materials Investigations to Improve the Safety and Performance of LWRs (Fontevraud 6), FNES (2006).

- [3.2.1(1)-11] O. K. Chopra, E. E. Gruber, W. J. Shack: “Fracture toughness of irradiated wrought and cast austenitic stainless steels in BWR environment”, Proc. 13th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System - Water Reactors, NACE (2007).
- [3.2.1(1)-12] O. K. Chopra, E. E. Gruber, W. J. Shack: “Fracture Toughness and Crack Growth Rates of Irradiated Austenitic Stainless Steels”, NUREG/CR-6826, ANL-03/22, (2003).
- [3.2.1(1)-13] Y. Chen, O. K. Chopra, Y. Yang, W. J. Shack, B. Alexandreanu, E. E. Gruber, A. S. Rao: “Crack growth rates and fracture toughness of neutron irradiated grainboundary engineered austenitic stainless steels”, Proc. 14th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System - Water Reactors, ANS (2009) pp.1219 - 1227.
- [3.2.1(1)-14] 発電設備技術検査協会報告書 プラント長寿命化技術開発「ステンレス鋼照射 SCC 試験(PWR)」, 平成 9 年 3 月.
- [3.2.1(1)-15] EPRI Report 1003069 (MRP-51): “Materials Reliability Program: Hot Cell Testing of Baffle/Former Bolts Removed from Two Lead PWR Plants” (2001).
- [3.2.1(1)-16] EPRI Report 1008204: “A Review of Radiation Embrittlement for Stainless Steels for PWRs (MRP-79) - Revision 1” (2004).
- [3.2.1(1)-17] A. Jenssen, V. Grigoriev, R. Jakobsson, P. Efsing: “Fracture resistance evaluation of a flux thimble irradiated to 65dpa in a PWR”, Proc. 6th Int. Symp. Contribution of Materials Investigations to Improve the Safety and Performance of LWRs(Fontevraud 6), FNES (2006).
- [3.2.1(1)-18] EPRI Report 1012079: “Materials Reliability Program: Fracture Toughness Testing of Decommissioned PWR Core Internals Material Samples (MRP-160)” (2005).
- [3.2.1(1)-19] J. Hure, B. Tanguy, C. Ritter, S. Bourganel, F. Sefta, “Extensive Investigation of The Mechanical Properties of a Chooz A Internal Component”, Proc. Inter. Symp. Fontevraud 9 (2018).
- [3.2.1(1)-20] 一般社団法人 原子力安全推進協会, PWR 炉内構造物点検評価ガイドライン[バッフルフォーマボルト], JANSI-VIP-23-第 3 版, 平成 30 年 3 月.
- [3.2.1(1)-21] 日本原子力発電(株), 東海第二発電所 劣化状況評価 (照射誘起応力腐食割れ) 補足説明資料 平成 30 年 11 月 5 日
- [3.2.1(1)-22] ASTM E399-12, Standard Test Method for Linear-Elastic Plane-Strain Fracture Toughness K_{Ic} of Metallic Materials (2013)

表 3.2.1(1)-1 収集した BWR 環境での破壊靱性データ (1/2)

No.	照射炉	採取部位	鋼種	S量 (wt%)	照射量 (dpa)	試験片形状	破壊靱性値 J_{Ic} (kJ/m ²)	文献
1	JMTR	—	316L	0.001	1.47	CT試験片	158	JNES IASCC [3.2.1(1)-8]
2	JMTR	—	316L	0.001	10.03	CT試験片	336	
3	JMTR	—	316L	0.001	1.27	CT試験片	278	
4	JMTR	—	316L	0.001	3.61	CT試験片	350	
5	JMTR	—	316(NG)	0.005	1.36	CT試験片	132	
6	JMTR	—	316(NG)	0.005	1.59	CT試験片	355	
7	JMTR	—	304L	0.001	0.75	CT試験片	342	
8	JMTR	—	304L	0.001	1.49	CT試験片	238	
9	JMTR	—	304L	0.001	0.94	CT試験片	440	
10	JMTR	—	304	0.004	0.53	CT試験片	196	
11	JMTR	—	304	0.004	0.61	CT試験片	245	
12	JMTR	—	304	0.004	3.71	CT試験片	276	
13	JMTR	—	304	0.004	3.14	CT試験片	350	
14	海外BWR	ドライユーブブランジャ	304	—	6.9-8.4	ショット試験片	16.0	発電技研 [3.2.1(1)-2]
15	海外BWR	ドライユーブブランジャ	304	—	6.9-8.4	ショット試験片	23.4	
16	海外BWR	ドライユーブブランジャ	304	—	2.3-3.3	ショット試験片	17.9	
17	海外BWR	ドライユーブブランジャ	304	—	2.3-3.3	ショット試験片	14.3	
18	海外BWR	ドライユーブブランジャ	304	—	2.3-3.3	ショット試験片	18.6	
19	海外BWR	ドライユーブブランジャ	304	—	2.1-2.8	ショット試験片	17.9	
20	海外BWR	ドライユーブブランジャ	304	—	2.3-3.3	ショット試験片	9.6	
21	海外BWR	制御棒	304	—	4.5	3点曲げ試験片	93	
22	海外BWR	制御棒	304	—	4.5	3点曲げ試験片	97	
23	海外BWR	制御棒	304	—	4.5	3点曲げ試験片	109	
24	海外BWR	制御棒	304	—	5.25	3点曲げ試験片	101	
25	海外BWR	制御棒	304	—	5.25	3点曲げ試験片	93	
26	海外BWR	制御棒	304	—	5.25	3点曲げ試験片	130	
27	海外BWR	制御棒	304	0.015	4.5	CT試験片	23.6	
28	海外BWR	制御棒	304	0.015	4.5	CT試験片	18.4	
29	海外BWR	制御棒	304	0.015	4.5	CT試験片	14.3	
30	海外BWR	制御棒	304	0.015	4.5	CT試験片	20.3	
31	海外BWR	制御棒	304	0.015	4.5	CT試験片	21.0	
32	海外BWR	制御棒	304	0.015	4.5	CT試験片	110.7	
33	海外BWR	制御棒	304	—	4.1	CT試験片	17.9	
34	海外BWR	制御棒	304	—	4.1	CT試験片	19.4	
35	海外BWR	制御棒	304	—	4.1	CT試験片	11.9	
36	国内BWR	上部格子版	316	0.006	2.43	CT試験片	268	T.Torimaru Fontevraud 7 [3.2.1(1)-9]
37	国内BWR	上部格子版	316	0.006	2.43	CT試験片	245	
38	国内BWR	上部格子版	316	0.006	1.2	CT試験片	404	
39	国内BWR	上部格子版	316	0.006	1.2	CT試験片	410	
40	国内BWR	炉心シュラウド	304	0.003	0.2	CT試験片	440	
41	国内BWR	炉心シュラウド	304	0.005	0.54	CT試験片	146	
42	国内BWR	炉心シュラウド	304	0.003	0.2	CT試験片	362	
43	国内BWR	炉心シュラウド	304	0.006	0.64	CT試験片	142	
44	国内BWR	炉心シュラウド	304	0.005	0.84	CT試験片	164	
45	国内BWR	炉心シュラウド	304	0.006	0.74	CT試験片	163	
46	国内BWR	炉心シュラウド	304	0.006	0.74	CT試験片	178	

JMTR : Japan Materials Testing Reactor

表 3.2.1(1)-1 収集したBWR環境での破壊靱性データ (2/2)

No.	照射炉	採取部位	鋼種	S量 (wt%)	照射量 (dpa)	試験片形状	破壊靱性値 J_{Ic} (kJ/m ²)	文献	
47	国内BWR	制御棒	304	0.03	7.4	CT試験片	8	A.Demma 13th EDM [3.2.1(1)-5]	
48	国内BWR	制御棒	304	0.028	8.4	CT試験片	7		
49	海外BWR	上部格子版	304	0.013	4.7	CT試験片	85		
50	海外BWR	上部格子版	304	0.013	4.7	CT試験片	55		
51	海外BWR	上部格子版	304	0.013	5.5	CT試験片	40		
52	海外BWR	上部格子版	304	0.013	5.5	CT試験片	42		
53	国内BWR	制御棒	304	0.03	7.4	CT試験片	41		
54	国内BWR	制御棒	304	0.028	8.4	CT試験片	39		
55	海外BWR	上部格子版	304	0.013	4.7	CT試験片	198		
56	海外BWR	上部格子版	304	0.013	4.7	CT試験片	115		
57	海外BWR	上部格子版	304	0.013	5.5	CT試験片	130		
58	海外BWR	上部格子版	304	0.013	5.5	CT試験片	105		
59	海外BWR	制御棒	304L	0.004	12	CT試験片	88		
60	海外BWR	制御棒	304L	0.003	12	CT試験片	66		
61	海外BWR	制御棒	304L	0.003	12	CT試験片	145		
62	海外BWR	制御棒	304L	0.007	12	CT試験片	145		
63	海外BWR	制御棒	304L	0.001	3	3点曲げ試験片	339		U.Ehrnstén Fontevraud 6 [3.2.1(1)-10]
64	海外BWR	制御棒	304L	0.001	8.3	3点曲げ試験片	335		
65	海外BWR	制御棒	304L	0.001	8.3	3点曲げ試験片	290		
66	海外BWR	制御棒	316L	0.006	2.7	3点曲げ試験片	288		
67	海外BWR	制御棒	316L	0.01	3.5	3点曲げ試験片	215		
68	海外BWR	制御棒	316L	0.005	8.7	3点曲げ試験片	200		
69	海外BWR	制御棒	316L	0.005	8.7	3点曲げ試験片	235		
70	HBWR	-	304	0.007	2.16	CT試験片	176	O.K.Chopra 13th EDM [3.2.1(1)-11]	
71	HBWR	-	304	0.007	2.16	CT試験片	238		
72	HBWR	-	304	0.007	2.16	CT試験片	128		
73	HBWR	-	304L	0.016	2.16	CT試験片	121		
74	HBWR	-	304L	0.016	2.16	CT試験片	125		
75	HBWR	-	316	0.003	1.29	CT試験片	378	NUREG/CR-6826 [3.2.1(1)-12]	
76	HBWR	-	304	0.008	0.43	CT試験片	599		
77	HBWR	-	304	0.008	1.29	CT試験片	368		
78	HBWR	-	304	0.008	2.86	CT試験片	188		
79	HBWR	-	304	0.014	2	CT試験片	85	Y.Chen 14th EDM [3.2.1(1)-13]	
80	HBWR	-	316	0.014	2	CT試験片	89		
81	ATR	-	304	0.001	1.35	CT試験片	332	Hayashi PVP2019 [3.2.1(1)-4]	
82	ATR	-	304	0.001	1.35	CT試験片	320		
83	ATR	-	304	0.001	1.35	CT試験片	278		
84	ATR	-	304	0.001	1.35	CT試験片	310		
85	ATR	-	304	0.001	2.80	CT試験片	383		
86	ATR	-	304	0.001	2.80	CT試験片	343		
87	ATR	-	304	0.001	2.80	CT試験片	341		
88	ATR	-	304	0.001	2.80	CT試験片	404		
89	ATR	-	316L	0.004	1.32	CT試験片	349		
90	ATR	-	316L	0.004	1.32	CT試験片	360		
91	ATR	-	316L	0.004	1.32	CT試験片	192		
92	ATR	-	316L	0.004	1.32	CT試験片	180		
93	国内BWR	上部格子版	316	0.006	1.43	CT試験片	399		
94	国内BWR	上部格子版	316	0.006	1.43	CT試験片	432		
95	国内BWR	上部格子版	316	0.006	1.43	CT試験片	220		
96	国内BWR	上部格子版	316	0.006	1.43	CT試験片	253		

HBWR : Halden Boiling Water Reactor

ATR : Advanced Test Reactor

表 3.2.1(1)-2 収集した PWR 環境での破壊靱性データ

No.	照射炉	採取部位	鋼種	S量 (wt%)	照射量 (dpa)	試験片形状	破壊靱性値 J_{Ic} (kJ/m ²)	文献
1	海外PWR	シブ ルチューブ	316	0.008	2	円管試験片	45	発電技研 [3.2.1(1)-14]
2	海外PWR	シブ ルチューブ	316	0.008	2	円管試験片	72	
3	海外PWR	シブ ルチューブ	316	0.008	2	円管試験片	162	
4	海外PWR	シブ ルチューブ	316	0.01	19	円管試験片	41	
5	海外PWR	シブ ルチューブ	316	0.01	19	円管試験片	89	
6	海外PWR	シブ ルチューブ	316	0.01	33	円管試験片	128	
7	海外PWR	シブ ルチューブ	316	0.008	2	円管試験片	78	
8	海外PWR	シブ ルチューブ	316	0.008	2	円管試験片	67	
9	海外PWR	シブ ルチューブ	316	0.008	2	円管試験片	81	
10	海外PWR	シブ ルチューブ	316	0.01	33	円管試験片	46	
11	海外PWR	シブ ルチューブ	316	0.01	33	円管試験片	105	
12	海外PWR	シブ ルチューブ	316	0.01	19	円管試験片	120	
13	海外PWR	熱遮へい体ボルト	316	0.039	1	R-CT試験片	14	
14	海外PWR	燃料ノズル	304	0.001	1.5	棒型試験片	80	
15	海外PWR	燃料ノズル	304	0.001	1.5	棒型試験片	122	
16	海外PWR	燃料ノズル	304	0.001	1.5	棒型試験片	127	
17	海外PWR	燃料ノズル	304	0.001	1.5	棒型試験片	93	
18	海外PWR	バ ッフルフォーマボルト	316	-	15~18	ボルト試験片	18.8	MRP-51
19	海外PWR	バ ッフルフォーマボルト	316	-	15~18	ボルト試験片	18.4	[3.2.1(1)-15]
20	海外PWR	バ ッフルフォーマボルト	316	0.0362	6~9	ボルト試験片	35	MRP-79
21	海外PWR	バ ッフルフォーマボルト	316	0.0375	15~18	ボルト試験片	18.7	
22	海外PWR	バ ッフルフォーマボルト	316	-	15~18	ボルト試験片	18.4	[3.2.1(1)-16]
23	海外PWR	シブ ルチューブ	316	0.01	37	円管試験片	22	A. Jenssen Fontevraud 6
24	海外PWR	シブ ルチューブ	316	0.01	65	円管試験片	19	[3.2.1(1)-17]
25	海外PWR	Barrel	304	0.01	0.457	CT試験片	381	MRP-160 [3.2.1(1)-18]
26	海外PWR	Baffle	304	0.007	5.9	CT試験片	109	
27	海外PWR	Former	304	0.011	7.98	CT試験片	23.1	
28	海外PWR	Baffle	304	0.007	13.2	CT試験片	64.8	
29	海外PWR	バ ッフル板	304	0.003	15	CT試験片	38	J. Hure Fontevraud 9 [3.2.1(1)-19]
30	海外PWR	バ ッフル板	304	0.003	15	CT試験片	37	
31	海外PWR	バ ッフル板	304	0.003	15	CT試験片	37	
32	海外PWR	バ ッフル板	304	0.003	32	CT試験片	38	
33	海外PWR	バ ッフル板	304	0.003	32	CT試験片	24	

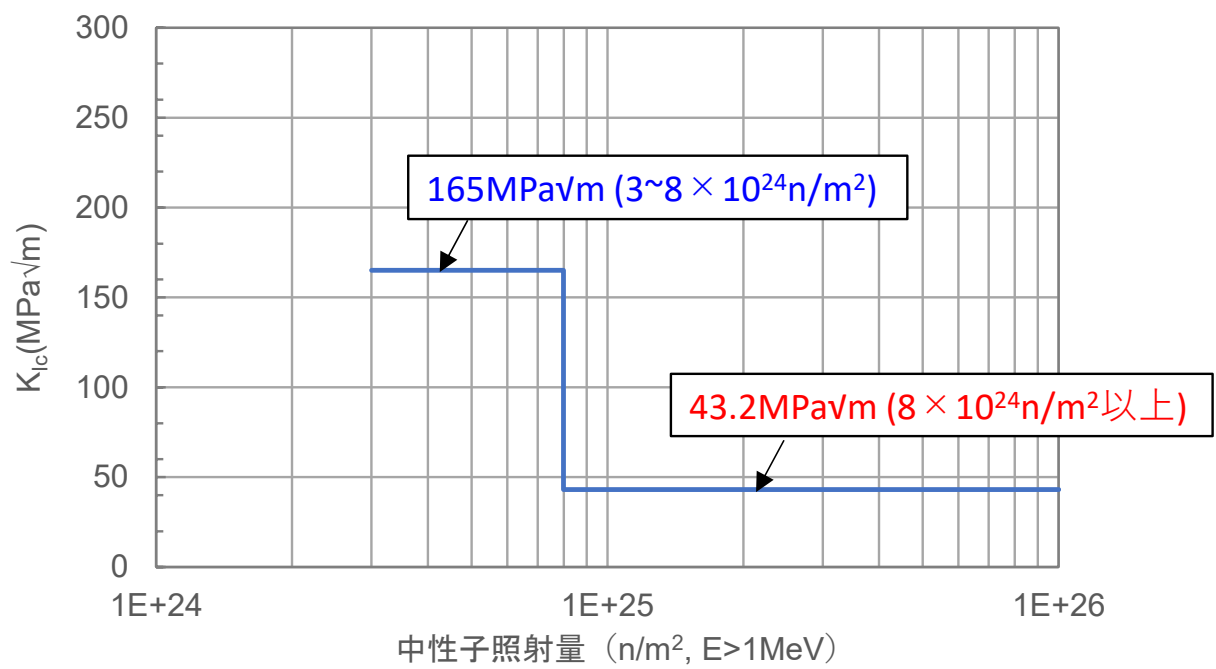


図 3.2.1(1)-1 維持規格で定められた破壊靱性値 (BWR)

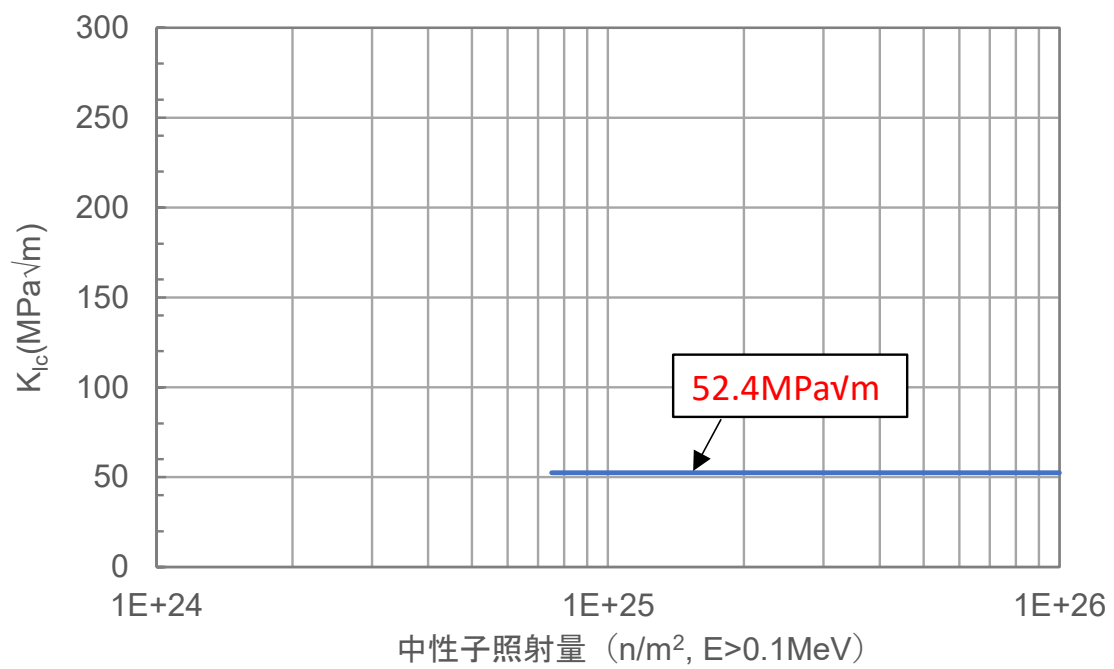


図 3. 2. 1 (1)-2 維持規格で定められた破壊靱性値 (PWR)

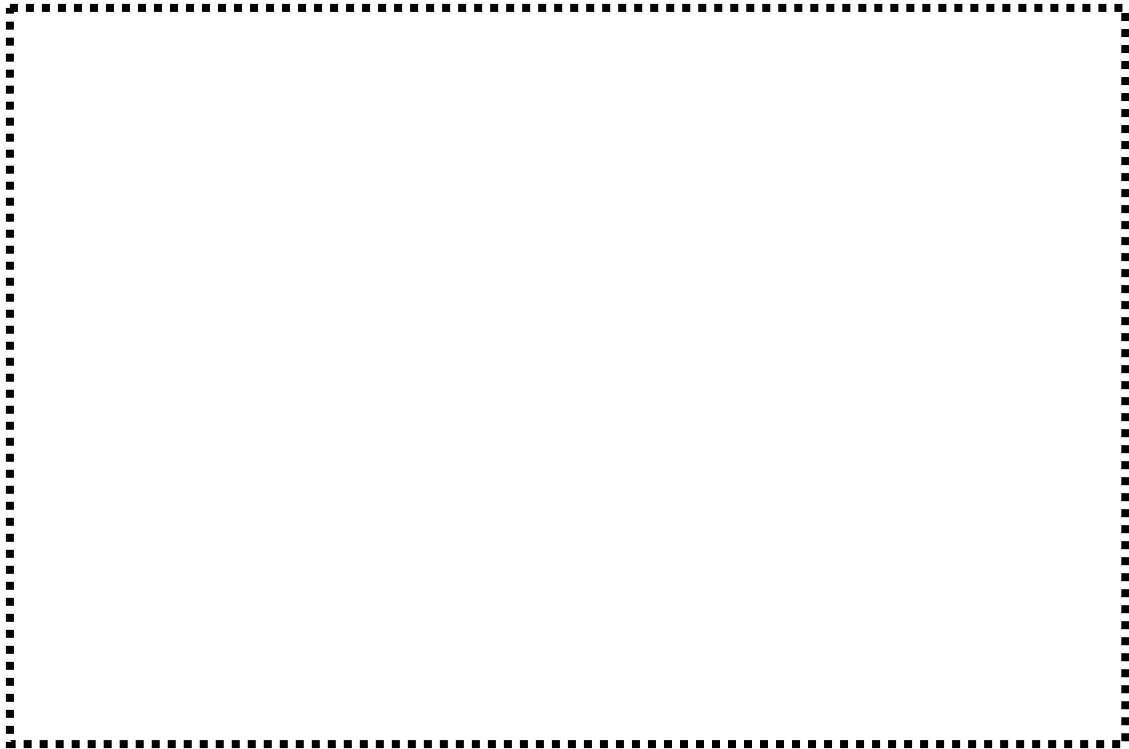


図 3.2.1(1)-3 NRC、EPRI で提案された破壊靱性線図^[3.2.1(1)-3]

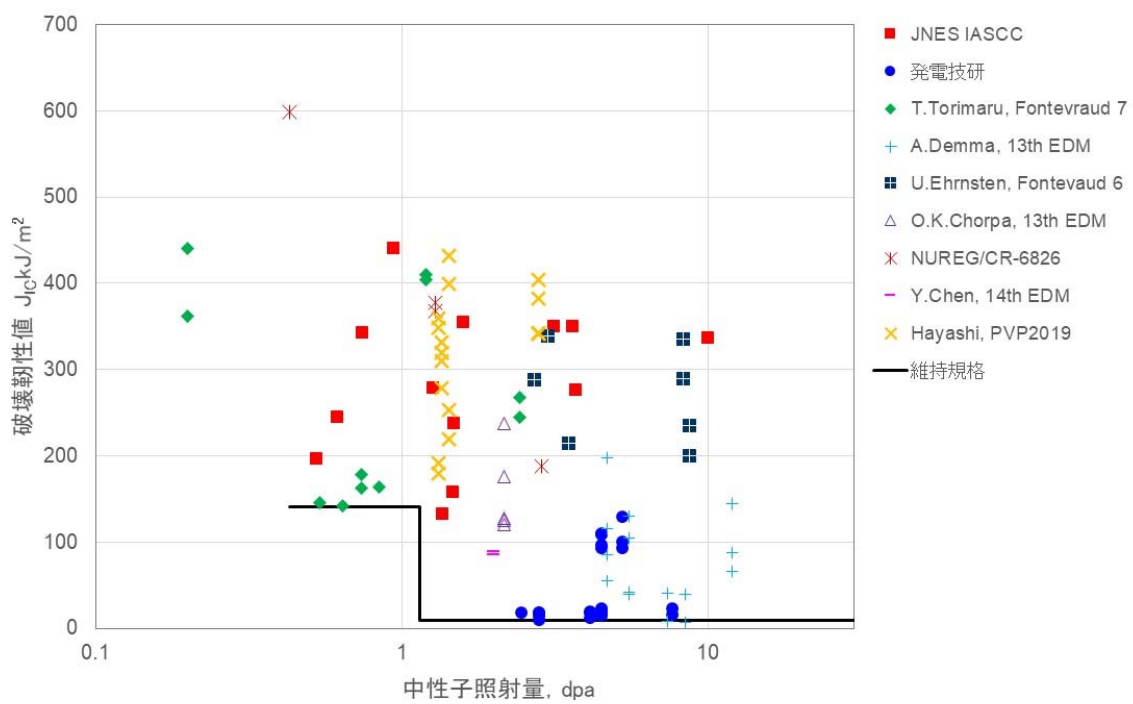


図 3.2.1(1)-4 ステンレス鋼の中性子照射量と破壊靱性値の関係 (BWR)

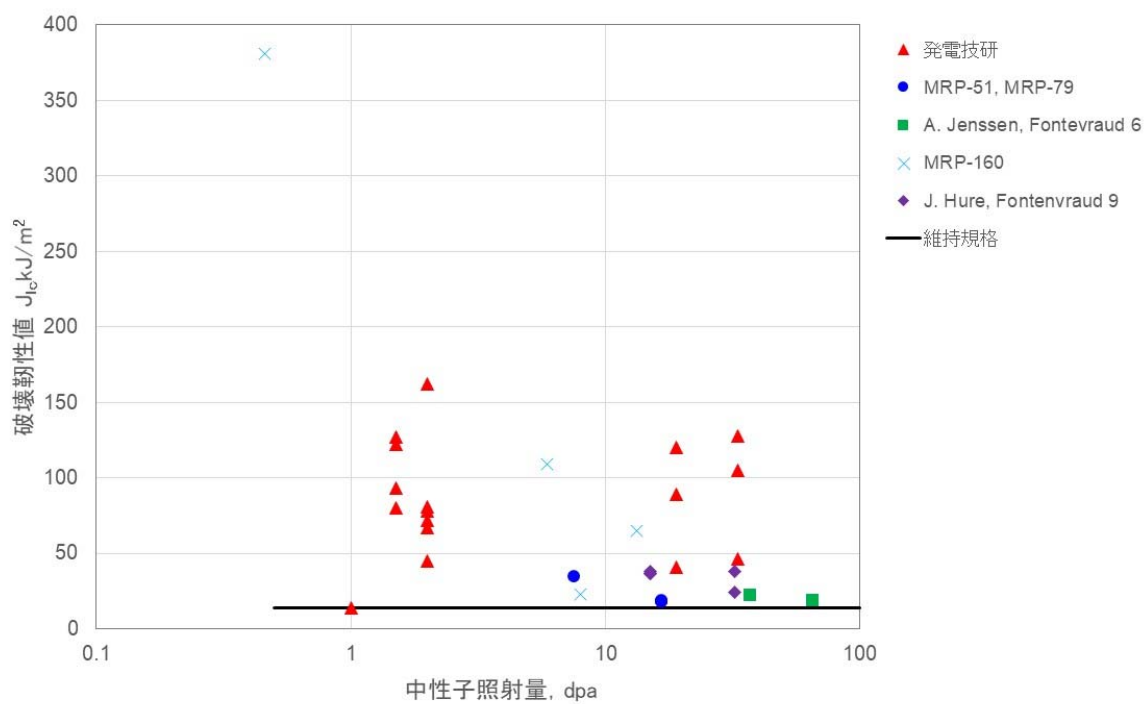


図 3.2.1(1)-5 ステンレス鋼の中性子照射量と破壊靱性値の関係 (PWR)

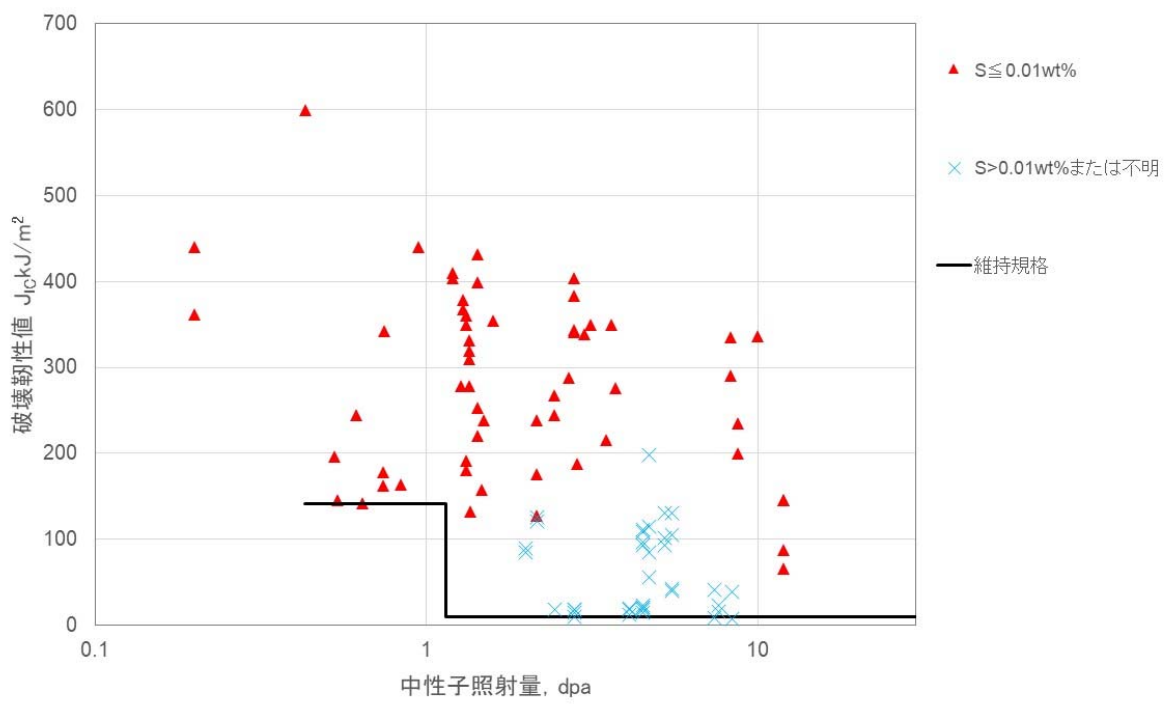


図 3.2.1(1)-6 硫黄 (S) 含有量による破壊靱性値の比較結果

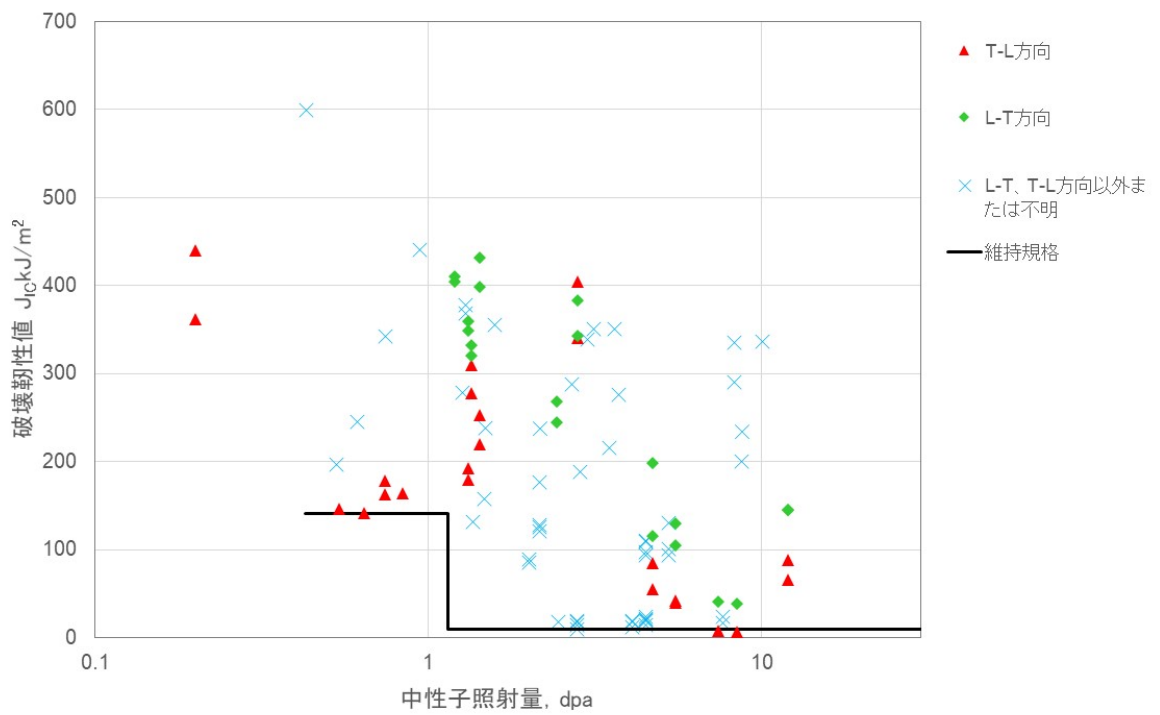


図 3.2.1(1)-7 試験片採取方向による破壊靱性値の比較結果



图 3.2.1(1)-8 CT 试验片采取方向^[3.2.1(1)-22]

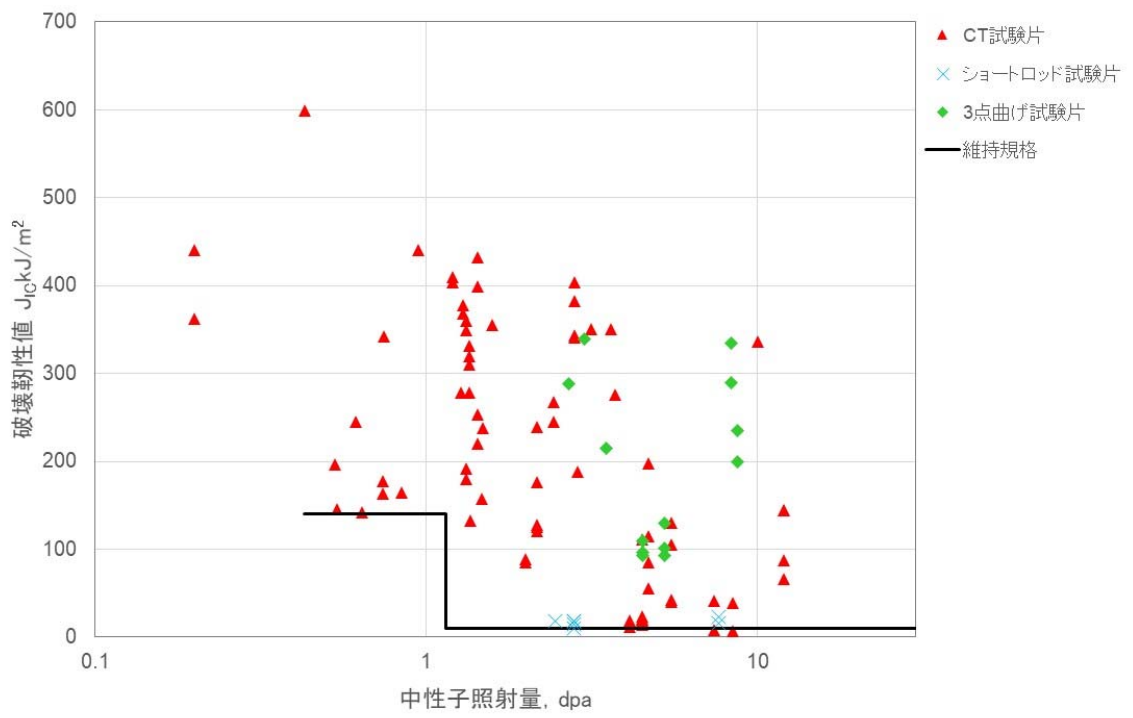


図 3.2.1(1)-9 試験片形状による破壊靱性値の比較結果

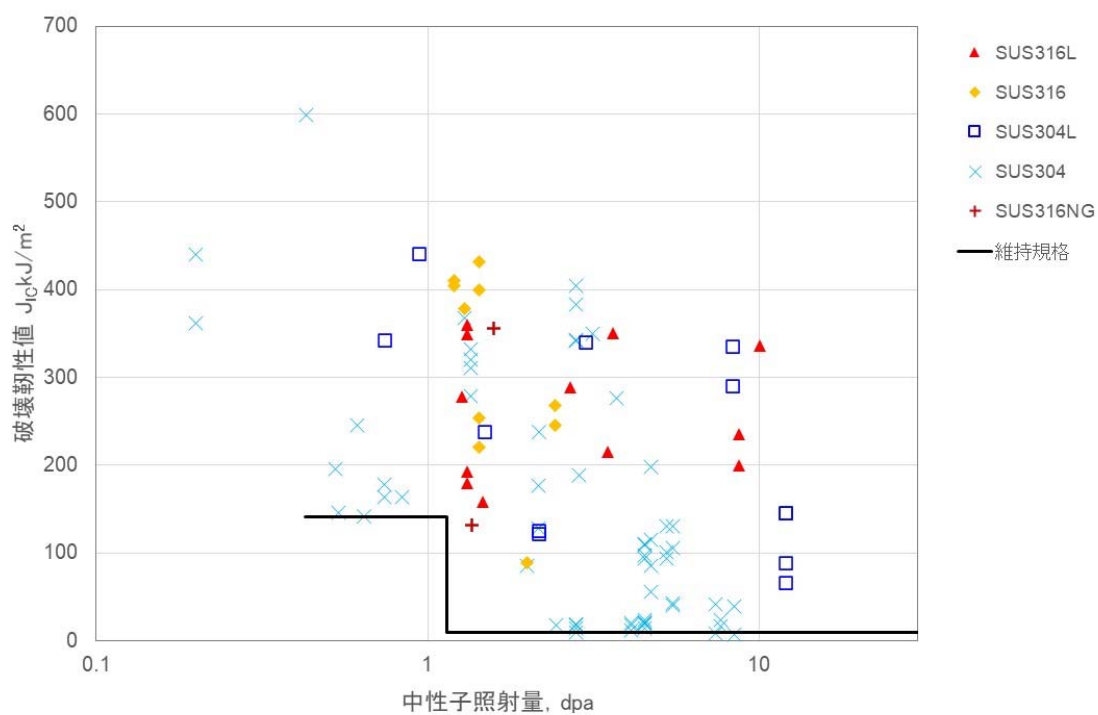


図 3.2.1(1)-10 鋼種による破壊靱性値の比較結果 (全抽出データ)

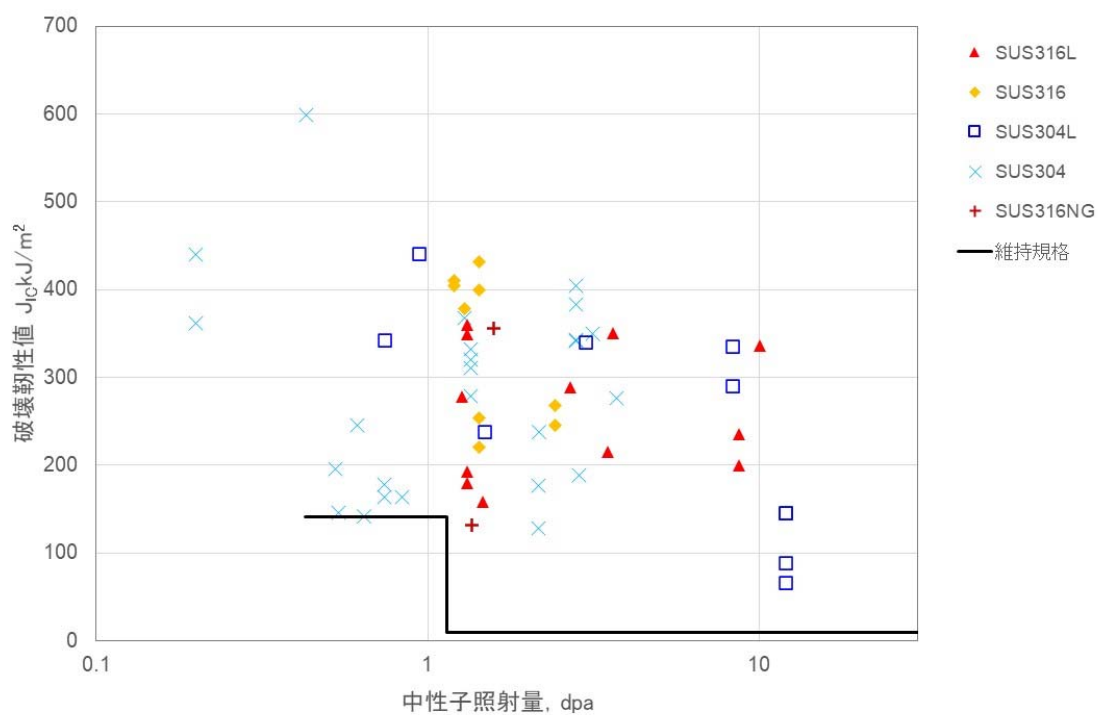


図 3.2.1(1)-11 鋼種による破壊靱性値の比較結果 (S 含有量 0.01wt%以下)

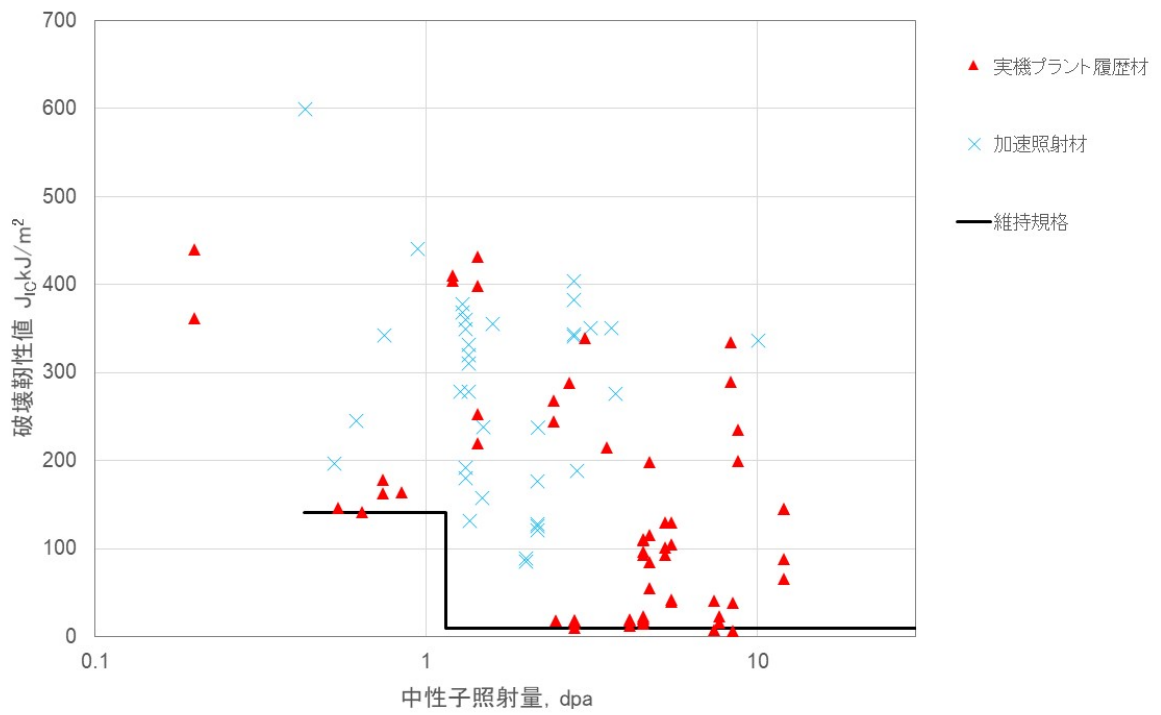


図 3.2.1(1)-12 加速照射材/実機プラント履歴材による破壊靱性値の比較結果

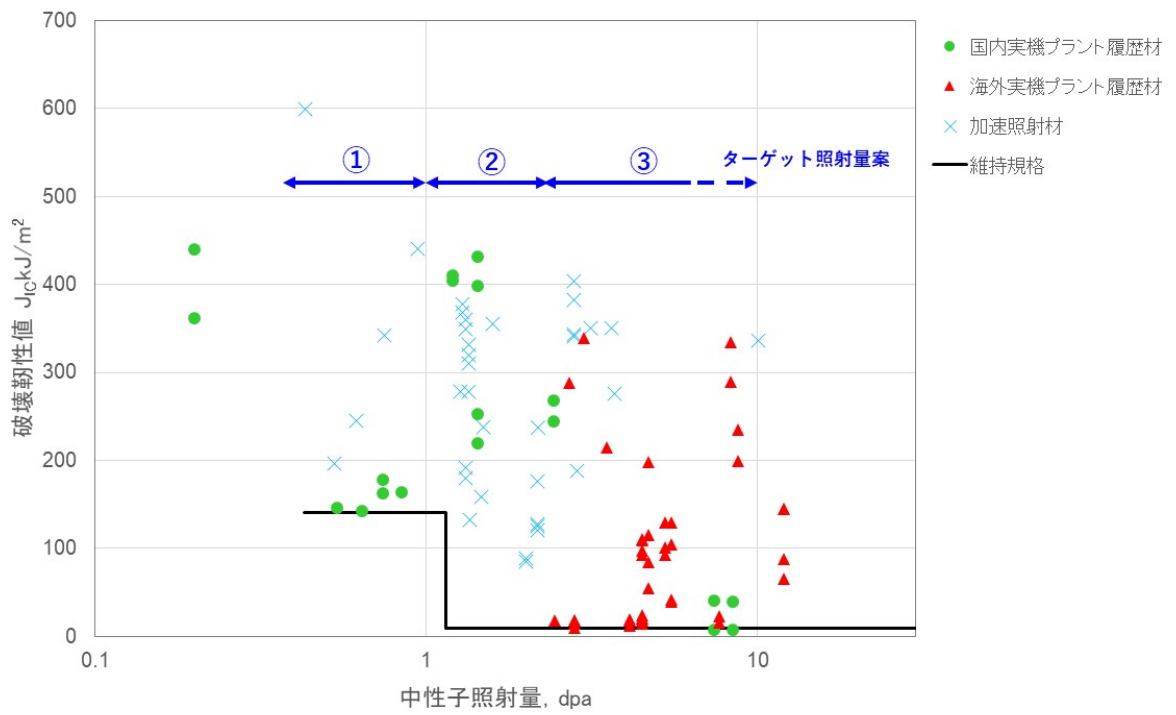


図 3.2.1(1)-14 実機材採取におけるターゲット照射量案の検討結果

(2) 国内廃炉プラントの炉内構造物に関する調査

実機材の取得対象候補となる国内廃炉プラントの炉内機器に対し、使用材料、運転実績、中性子照射量等について調査した。

1) 廃炉プラントの炉内構造物に関する調査

① 調査対象とした国内廃炉プラント

国内の原子力発電所の運転・廃止状況を図 3.2.1(2)-1 及び図 3.2.1(2)-2 に示す。3.2.1(2)-2 に示すように、2021 年 1 月時点で 14 基の原子炉にて廃止措置計画認可を受けており、炭酸ガス炉冷却型 GCR が 1 プラント、沸騰水型 BWR が 5 プラント、加圧水型 PWR が 8 プラントである。本項の調査対象とするプラントは、軽水炉プラントとし、BWR の 5 プラントと PWR の 8 プラントとした。調査対象とした BWR と PWR プラントについて、各事業者が HP 等で公開している廃炉工程関連の情報を基に廃炉工程をまとめ図 3.2.1(2)-3 に示す。図 3.2.1(2)-3 に示す廃炉工程の廃炉第一段から第四段階の各期間^[3.2.1(2)-1~4]の廃炉内容は以下である。

- 廃炉第一段階：解体工事準備期間
使用済み燃料プール等に保管されている燃料の搬出を実施。周辺施設や放射線業務従事者への被ばく低減と、解体方法の策定や解体で発生する廃棄物の物量評価等のための機器、配管等の汚染状況調査、及び原子炉周りの比較的多くの汚染が想定される機器や配管の除染作業を実施する期間。
- 廃炉第二段階：原子炉領域周辺設備解体撤去期間
タービン、復水器等の比較的汚染が比較的低い区画に設置されている機器の解体撤去を実施する期間。
- 廃炉第三段階：原子炉領域設備等解体撤去期間
原子炉本体や PWR プラントの蒸気発生器等の解体撤去を実施する期間。
- 廃炉第四段階：建物等解体撤去期間
建物の解体撤去を実施する期間。

② 炉内構造物の使用材料、運転実績、中性子照射量等の調査

図 3.2.1(2)-3 に示す廃炉が認可された BWR の 5 プラントと PWR の 8 プラントについて、運転実績、炉内構造物の使用材料、中性子照射量等の調査を実施した。調査は、事業者ホームページや原子力施設運転管理年報、原子力施設情報公開ライブラリー（NUCIA）、高経年化技術評価報告書等を対象にした。調査項目は以下とした。

- 運転時期、停止時期、運転実績
- 運転温度
- 使用材料

● 中性子照射量

BWR の調査結果を表 3.2.1(2)-1 に、PWR の調査結果を表 3.2.1(2)-2 に示す。表 3.2.1(2)-1 及び 2 には中性子照射量の情報を得ることができた炉内機器について掲載しており、その他の機器を含め調査結果は添付 3.2.1(1)-1 及び 2 に示した。

2) 実機材採取におけるターゲット案（照射量、部位）の検討

(1)項で示したように国内 PWR プラントの炉内構造物の PLM 評価では、維持規格で定める破壊靱性線図を用いた評価は実施されていない。そのため、本項では、BWR プラントを対象に検討することとした。

図 3.2.1(2)-4 に実機プラント履歴材の部位毎の破壊靱性値の比較結果を示す。炉心シュラウド材のデータは中性子照射量が 1dpa 未満の領域、上部格子板材のデータは 1～6dpa 程度の領域、ドライチューブプランジャ材のデータは 2～8dpa 程度の領域、制御棒材のデータは 3～12dpa 程度の領域に分布していた。炉内構造物が受ける中性子照射量は、プラント毎に異なるが、例えば、東海第二原子力発電所の場合、60 年運転を想定すると、炉心シュラウドが約 $2.0 \times 10^{21} \text{n/cm}^2$ 、上部格子板が約 $2.9 \times 10^{21} \text{n/cm}^2$ であると報告^[3.2.1(2)-15]されている。これは、 $1 \text{dpa} = 7 \times 10^{20} \text{n/cm}^2$ ($E > 1 \text{MeV}$) と換算した場合、それぞれ約 2.9dpa、約 4.1dpa に相当し、炉心シュラウドや上部格子板は、高い中性子照射量を受ける部位であると同時に取替が困難な部位でもありと考えられる。一方、制御棒については、中性子照射量に応じた核的寿命に対して保守的に定めた取替基準に基づき取替が実施されている^[3.2.1(2)-15]。そのため、現行維持規格を活用し、炉心シュラウドや上部格子板そのものの評価が可能という観点からは、これらの部位から採取した材料によるデータは、より有益なデータになると考えられる。また、公開情報による廃炉プラントの調査結果を踏まえると、(1)項で検討した実機材採取におけるターゲット照射量域内にある機器は炉心シュラウドと上部格子版が実機材料を採取する機器として対象となり、採取部位によっては追加照射の可能性はあるものの、そのターゲット照射量を到達していると想定される国内廃炉プラント候補もあることを確認した。以上を踏まえて、現行維持規格線図の保守性を検証する上で、特に有益と考えられるターゲット案（照射量、部位）を図 3.2.1(2)-5 に図示した。

国内プラント調査結果を基に、各プラントの上部格子板、炉心シュラウドの推定照射量を追記した結果を図 3.2.1(2)-6 に示す。国内プラント調査結果で示した中性子照射量は、最も照射量が高くなると想定される位置での推定照射量であるため、その位置から離れた箇所では照射量は下がる。そのため、適切な位置を選定することで図に示した各プラントの照射量以下の範囲も含めることができる。

したがって、①～④のターゲット案のうち、①については、各プラントの炉心シュラウド材もしくは上部格子板の照射量範囲内であり、②については、

各プラントの上部格子板の照射量範囲内であると考えられる。③については、一部プラントの上部格子板材の照射量範囲内にあるが、ターゲット照射量のうちの低い側のわずかな領域であること、今後の詳細調査によっては必ずしも最大照射量位置から試験片を採取できない可能性もあることから、追加照射等が必要な可能性もある。また、④については、ターゲット材を炉心シュラウド材としており、一部のプラントの炉心シュラウド材の照射量範囲内にあるが、同様に追加照射等が必要な可能性もある。以上を踏まえ、実機材採取をする場合のターゲットとその候補プラント有無を表 3.2.1(2)-3 に示す。ただし、これらは公開情報をベースとした調査結果を基に概略検討したものであり、照射量等の情報は概算値となっている。そのため、最終的なターゲット選定のためには、照射分布等の詳細調査が必要である。

また、本項では、現行維持規格を活用し、炉心シュラウドや上部格子板そのものの評価が可能という観点から、まずはターゲット部位を炉心シュラウド及び上部格子板として検討したが、今後詳細計画を検討していく中で、ターゲット部位からの材料採取が困難となる場合や、目標照射量に届かず加速照射等も難しい場合には、例えば制御棒材等、他の部位から採取した材料での検討も選択肢の一つとして考えられる。さらに、本項では国内廃炉プラントを対象に検討したが、海外廃炉プラント材を活用した研究としては、例えば SMILE プロジェクトが進められており、照射ステンレス鋼の破壊靱性値も取得される計画となっている。ただし、現状、照射量等の詳細情報は不明である。また、SMILE プロジェクトの現状計画では、BWR プラント材は炉心シュラウド溶接部を対象としており、今後、本国内廃炉プラント活用研究の参考にできるとともに、差別化も図れるものと考えられる。

なお、本調査にて硫黄 (S) を含む化学成分調査を実施したが、いずれのプラントにおいても公開情報がなく不明であることから、材料の化学成分を確認する必要がある場合は、電気事業者もしくはプラント製造メーカーへの情報開示依頼が必要となる。

<参考文献>

- [3.2.1(2)-1] 経済産業省エネルギー資源庁ホームページ
<https://www.enecho.meti.go.jp/about/special/johoteikyo/hairo.html> (閲覧日：2021/3/15)
- [3.2.1(2)-2] 経済産業省エネルギー資源庁ホームページ「原子力発電所の解体（一般廃炉）の現状と課題について」
https://www.meti.go.jp/shingikai/enecho/denryoku_gas/genshiryoku/pdf/020_06_00.pdf (閲覧日：2021/3/15)
- [3.2.1(2)-3] 東北電力株式会社ホームページ
<https://www.tohoku-epco.co.jp/electr/genshi/safety/haishi/info.html> (閲覧日：2021/3/15)
- [3.2.1(2)-4] 中国電力株式会社ホームページ
https://www.energia.co.jp/atom_haishi/gaiyou/index.html
(閲覧日：2021/3/15)
- [3.2.1(2)-5] 中部電力株式会社ホームページ
エネルギー・原子力>原子力発電>浜岡原子力発電所>廃止措置の取り組み>浜岡1・2号の廃止措置について
https://www.chuden.co.jp/energy/nuclear/hamaoka/hama_haishi/sochi/ (閲覧日：2021/3/15)
- [3.2.1(2)-6] 関西電力株式会社ホームページ
プレスリリース>2019>美浜発電所1、2号機の廃止措置工事の取り組み状況等の福井県への報告について
https://www.kepco.co.jp/corporate/pr/2019/0613_1j.html
(閲覧日：2021/3/15)
- [3.2.1(2)-7] 関西電力株式会社ホームページ
プレスリリース>大飯発電所1、2号機の廃止措置計画等の認可について
https://www.kepco.co.jp/corporate/pr/2019/1211_3j.html
(閲覧日：2021/3/15)
- [3.2.1(2)-8] 日本原子力発電株式会社ホームページ
発電所情報>> 廃止措置工事に係る情報交換会>廃止措置工事に係る情報交換会敦賀発電所1号機の廃止措置への取り組み状況について
http://www.japc.co.jp/tsuruga/haishi/dai1_decomission_information.html (閲覧日：2021/3/15)

- [3.2.1(2)-9] 中国電力(株)ホームページ
エネルギー・環境＞原子力発電＞島根原子力発電所＞1号機の
廃止措置計画＞廃止措置計画の概要島根原子力発電所1号機＞
廃止措置計画の概要（平成29年5月30日）
https://www.energia.co.jp/atom_haishi/gaiyou/index.html
（閲覧日：2021/3/15）
- [3.2.1(2)-10] 東北電力(株)ホームページ
トップページ＞原子力情報 廃止措置に関する情報＞女川原子力
発電所1号機の廃止措置に関する情報
[https://www.tohoku-epco.co.jp/electr/genshi/safety/haishi/
info.html](https://www.tohoku-epco.co.jp/electr/genshi/safety/haishi/info.html)（閲覧日：2021/3/15）
- [3.2.1(2)-11] 九州電力(株)ホームページ
発電＞原子力情報＞廃止措置への取組み＞玄海原子力発電
所2号機の廃止措置計画
[http://www.kyuden.co.jp/nuclear_decommissioning_genkai2.h
tml](http://www.kyuden.co.jp/nuclear_decommissioning_genkai2.html)（閲覧日：2021/3/15）
- [3.2.1(2)-12] 九州電力(株)ホームページ
発電＞原子力情報＞廃止措置への取組み＞玄海原子力発電
所1号機の廃止措置計画
[http://www.kyuden.co.jp/nuclear_decommissioning_genkai1.h
tml](http://www.kyuden.co.jp/nuclear_decommissioning_genkai1.html)（閲覧日：2021/3/15）
- [3.2.1(2)-13] 四国電力(株)ホームページ
エネルギー・環境・発電＞原子力情報＞伊方発電所について＞
廃止措置
[https://www.yonden.co.jp/energy/atom/ikata/decommissioning
.html](https://www.yonden.co.jp/energy/atom/ikata/decommissioning.html)（閲覧日：2021/3/15）
- [3.2.1(2)-14] 原子力規制庁 HP
「実用発電用原子炉に係る廃止措置実施方針の公表状況」
[https://www.nsr.go.jp/activity/regulation/reactor/haishi/jitsuy
ou.html](https://www.nsr.go.jp/activity/regulation/reactor/haishi/jitsuyou.html)（閲覧日：2021/3/15）
- [3.2.1(2)-15] 日本原子力発電(株)、東海第二発電所 劣化状況評価（照射誘起
応力腐食割れ）補足説明資料 平成30年11月5日

表 3.2.1(2)-1 (1/2) 廃炉認可 BWR プラントの使用材料、運転実績、中性子照射量等に関する調査

プラント名	プラント出力 (Mwe)	運転時期 (年.月)	停止時期 (年.月)	運転実績 (EFPY)	運転温度 (°C)	炉内構造物 (炉心支持構造物)	使用材料	中性子照射量	備考
浜岡 1号機	54	1984.6.1	2018.12.21	18.2	286	上部格子板	● ステンレス鋼 SUS27HP, SUS27CP (SUS304)	(グリッドプレート底部) ● フラックス (中性子束): 3.1×10^{16} n/m ² /s ● フルエンス (中性子照射量): 1.6×10^{25} n/m ²	<ul style="list-style-type: none"> ■ プラント出力:経済産業省 エネルギー資源庁 HP (https://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/001/)(閲覧日:2021/3/15) ■ 運転時期, 停止時期:中部電力 HP (https://www.chuden.co.jp/energy/nuclear/hamaoka/hama_about/setsubi/)(閲覧日:2021/3/15) ■ 廃炉措置計画申請、認可 https://www.nsr.go.jp/activity/regulation/reactor/haishi/sochichu_jitsuyou.html(閲覧日:2021/3/15) ■ EFPY:原子力施設運転管理年報 平成 21 年版(平成 20 年度実績) 発電時間(累計)より算出 ■ 運転温度:浜岡 1 号機設置許可申請書 ■ 使用材料:浜岡 1 号機高経年化技術評価書 ■ 中性子束: <ul style="list-style-type: none"> ・ シュラウド H4 溶接線内面:独立行政法人原子力安全基盤機構, 平成 21 年度 IASCC 健全性評価法検証に関する報告書, 10 原高報-0006, 平成 23 年 2 月, p.91 ・ 上部格子板グリッドプレート底部:三橋他, BWR プラントにおける上部格子板の照射誘起応力腐食割れ評価の適正化, 日本保全学会第 14 回学術講演会, (2017). ■ 中性子照射量:中性子束 × EFPY で算出
						炉心シュラウド	● ステンレス鋼 SUS27HP(SUS304)	(H4 溶接部内面) ● フラックス (中性子束): 1×10^{16} n/m ² /s ● フルエンス (中性子照射量): 5.2×10^{24} n/m ²	
浜岡 2号機	84	1978.11.29	2009.1.30	18.4	286	上部格子板	● ステンレス鋼 SUS304(上板、リム胴、下板、ホールドダウン、クサビ) ● ステンレス鋼 SUS347(グリッドプレート)	(グリッドプレート底部) ● フラックス (中性子束): 3.1×10^{16} n/m ² /s ● フルエンス (中性子照射量): 1.8×10^{25} n/m ²	<ul style="list-style-type: none"> ■ プラント出力:経済産業省 エネルギー資源庁 HP (https://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/001/)(閲覧日:2021/3/15) ■ 運転時期, 停止時期:中部電力 HP (https://www.chuden.co.jp/energy/nuclear/hamaoka/hama_about/setsubi/)(閲覧日:2021/3/15) ■ 廃炉措置計画申請、認可 https://www.nsr.go.jp/activity/regulation/reactor/haishi/sochichu_jitsuyou.html(閲覧日:2021/3/15) ■ EFPY:原子力施設運転管理年報 平成 21 年版(平成 20 年度実績) 発電時間(累計)より算出 ■ 運転温度:浜岡 2 号機 設置許可申請書 ■ 使用材料:浜岡 2 号機高経年化技術評価書 ■ 中性子束: <ul style="list-style-type: none"> ・ シュラウド H4 溶接線内面:独立行政法人原子力安全基盤機構, 平成 21 年度 IASCC 健全性評価法検証に関する報告書, 10 原高報-0006, 平成 23 年 2 月, p.91 ・ 上部格子板グリッドプレート底部:三橋他, BWR プラントにおける上部格子板の照射誘起応力腐食割れ評価の適正化, 日本保全学会第 14 回学術講演会, (2017). ■ 中性子照射量:中性子束 × EFPY で算出
						炉心シュラウド	● ステンレス鋼 SUS304L	(H4 溶接部内面) ● フラックス (中性子束): 1×10^{16} n/m ² /s ● フルエンス (中性子照射量): 5.8×10^{24} n/m ²	
女川 1号機	52.4	1984.6.1	2018.12.21	18.2	286	上部格子板	● ステンレス鋼 SUS304	(グリッドプレート底部) ● フラックス (中性子束): 3.1×10^{16} n/m ² /s ● フルエンス (中性子照射量): 1.8×10^{25} n/m ²	<ul style="list-style-type: none"> ■ プラント出力:経済産業省 エネルギー資源庁 P(https://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/001/)(閲覧日:2021/3/15) ■ 運転時期, 停止時期:東北電力 HP (https://www.tohoku-epco.co.jp/electr/genshi/safety/onagawa/introduction.html)(閲覧日:2021/3/15) ■ 原子力施設運転管理年報 平成 25 年版(平成 24 年度実績) ■ EFPY:原子力施設運転管理年報 平成 25 年版(平成 24 年度実績) 発電時間(累計)より算出 ■ 運転温度:女川 1 号 設置許可申請書 ■ 使用材料:女川 1 号高経年化技術評価書(別冊2) (https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/11036037/www.nsr.go.jp/disclosure/law/PWR/h25fy/1106_01.html)(閲覧日:2021/3/15) ■ 中性子束: <ul style="list-style-type: none"> ・ シュラウド H4 溶接線内面:独立行政法人原子力安全基盤機構, 平成 21 年度 IASCC 健全性評価法検証に関する報告書, 10 原高報-0006, 平成 23 年 2 月, p.91 ・ 上部格子板グリッドプレート底部:三橋他, BWR プラントにおける上部格子板の照射誘起応力腐食割れ評価の適正化, 日本保全学会第 14 回学術講演会, (2017). ■ 中性子照射量:中性子束 × EFPY で算出
						炉心シュラウド	● ステンレス鋼 SUS304L	(H4 溶接部内面) ● フラックス (中性子束): 1×10^{16} n/m ² /s ● フルエンス (中性子照射量): 5.7×10^{24} n/m ²	

表 3.2.1(2)-1 (2/2) 廃炉認可 BWR プラントの使用材料、運転実績、中性子照射量等に関する調査

プラント名	プラント出力 (Mwe)	運転時期 (年.月)	停止時期 (年.月)	運転実績 (EFPY)	運転温度 (°C)	炉内構造物 (炉心支持構造物)	使用材料	中性子照射量	備考
敦賀 1号機	357	1970.3.14	2015.4.27	総発電時間: 約 28.2 EFPY 取替前発電時間: 約 20.8 EFPY (推定) 取替後発電時間: 約 7.4 EFPY (推定)	一次冷却材出口温度 285°C	上部格子板	<ul style="list-style-type: none"> 取替前: リム胴 SUS27HP グリッドプレート SUS27CP 取替後: リム胴 SUS316L グリッドプレート SUS316L 	<p>不明</p> <ul style="list-style-type: none"> $4.43 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ ($4.43 \times 10^{23} \text{ n/m}^2$) (運転開始後 60 年時点) 	<ul style="list-style-type: none"> 平成 25 年版 原子力施設運転管理年報(平成 24 年度実績): http://www.inaco.co.jp/isaac/shiryo/pdf/genpatu/jnes_25.pdf(閲覧日: 2021/3/15) 第 1 章 原子力発電の現状 http://www.athome.tsuruga.fukui.jp/nuclear/information/fukui/data/betsu_01.pdf(閲覧日: 2021/3/15) 福井県原子力安全対策課 敦賀発電所 1 号機の原子炉起動と調整運転開始について(第 24 回定期検査) http://www.atom.pref.fukui.jp/press/h8/m01/199701311400.html(閲覧日: 2021/3/15) 敦賀発電所 1 号機のシュラウド取替工事計画に係る事前了解について(福井のみ) http://www.japc.co.jp/news/press/1999/pdf/110811.pdf(閲覧日: 2021/3/15) JNES 高経年化技術評価審査報告書日本原子力発電株式会社 敦賀 1 号機(21/79 頁) https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/8405841/plec.jnes.go.jp/doc/VLR/GT-1.pdf(閲覧日 2021/3/15) 第 1 回 廃止措置プラント活用研究検討チーム会合、資料 1-2-1 敦賀 1 号機廃材を活用した研究の実施について、2015 年 4 月 21 日 「平成 25 年版 原子力施設運転管理年報(平成 24 年度実績): http://www.inaco.co.jp/isaac/shiryo/pdf/genpatu/jnes_25.pdf」(閲覧日: 2021/3/18)(上記運転管理年報からの推定値) 運転開始～第 26 回定期検査(1999 年度)シュラウド取替の発電時間: 181,771 時間 第 26 回定期検査(2000 年度)シュラウド取替～2010 年度末の発電時間: 64,962 時間
						炉心シュラウド	<ul style="list-style-type: none"> 取替前: 胴 SUS27HP 下部リング — 取替後: 胴 SUS316L 下部リング NCF600 	<p>不明</p> <ul style="list-style-type: none"> $5.95 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2$ ($5.95 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$) (運転開始後 60 年時点) 	
						炉心支持板	<ul style="list-style-type: none"> 取替前: リム胴 SUS27HP 支持板 SUS27HP 補強ビーム SUS27HP 取替後: リム胴 SUS316L 支持板 SUS316L 補強ビーム SUS316 	<p>不明</p> <ul style="list-style-type: none"> $1.6 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ ($1.6 \times 10^{23} \text{ n/m}^2$) (運転開始後 60 年時点) 	
						燃料支持金具	<ul style="list-style-type: none"> 周辺燃料支持金具 SUS316L 中央燃料支持金具 SCS13A 相当 	<p>不明</p> <ul style="list-style-type: none"> $1.75 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2$ ($1.75 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$) (運転開始後 60 年時点) 	
						制御棒案内管	<ul style="list-style-type: none"> SUS304 相当 	<ul style="list-style-type: none"> $4.4 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2$ ($4.4 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$) (運転開始後 60 年時点) 	
						上部格子板	<ul style="list-style-type: none"> SUS316L(取替後) 	<ul style="list-style-type: none"> 取替前(計算値): 約 $3.9 \times 10^{25} \text{ n/m}^2$ (約 19.6EFPY(推定)) 取替後: 約 $1.4 \times 10^{25} \text{ n/m}^2$ (約 7.0EFPY(推定)) 	
島根 1号機	460	1974.3.29	2015.4.30	総発電時間: 約 26.6 EFPY 取替前発電時間: 約 19.6 EFPY (推定) 取替後発電時間: 約 7.0 EFPY (推定)	286°C	炉心シュラウド	<ul style="list-style-type: none"> SUS304(取替前) 上部胴, 中間胴, 下部胴(取替後): SUSF316L 下部リング(取替後): NCF600 	<ul style="list-style-type: none"> 取替前(計算値): 約 $1.9 \times 10^{25} \text{ n/m}^2$ (約 19.6EFPY(推定)) 取替後: 約 $6.6 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ (約 7.0EFPY(推定)) 	<ul style="list-style-type: none"> 平成 25 年版 原子力施設運転管理年報(平成 24 年度実績) http://www.inaco.co.jp/isaac/shiryo/pdf/genpatu/jnes_25.pdf(閲覧日: 2021/3/15) 日本原子力学会(2008) 軽水炉の導入 https://www.jstage.jst.go.jp/article/jaesjb/50/5/50_313/_article/-char/ja/(閲覧日: 2021/3/15) 島根原子力発電所 > 発電所に関するご説明(広報) > 施設概要 https://www.energia.co.jp/atom/atom6-2.html(閲覧日: 2021/3/15) 島根原子力発電所 1 号炉高経年劣化技術評価書(別冊 2) 炉内構造物の技術評価(321/540 頁以降) https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/11036037/www.nsr.go.jp/data/000032275.pdf(閲覧日: 2021/3/15) 島根原子力発電所 1 号機の炉心隔壁(シュラウド)取替について https://www.energia.co.jp/atom/press99/p000202-1.pdf(閲覧日: 2021/3/15) 「平成 25 年版 原子力施設運転管理年報(平成 24 年度実績): http://www.inaco.co.jp/isaac/shiryo/pdf/genpatu/jnes_25.pdf」(閲覧日: 2021/3/18)(上記運転管理年報からの推定値) 運転開始～第 22 回定期検査(2000 年度)シュラウド取替の発電時間: 172,060 時間 第 22 回定期検査(2000 年度)シュラウド取替～2010 年度末の発電時間: 61,061 時間
						炉心支持板	<ul style="list-style-type: none"> 支持板, リム胴: SUS316L(取替後) 補強ビーム: SUS316(取替後) 	<ul style="list-style-type: none"> 取替前(計算値): 約 $7.6 \times 10^{23} \text{ n/m}^2$ (約 19.6EFPY(推定)) 取替後: 約 $2.7 \times 10^{23} \text{ n/m}^2$ (約 7.0EFPY(推定)) 	
						燃料支持金具	<ul style="list-style-type: none"> 中央燃料支持金具: SCS19A(取替なし) 周辺燃料支持金具: SUS316L(取替後) 	<ul style="list-style-type: none"> 取替前(計算値): 約 $2.4 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ (約 19.6EFPY(推定)) 取替後: 約 $8.4 \times 10^{23} \text{ n/m}^2$ (約 7.0EFPY(推定)) 	
						制御棒案内管	<ul style="list-style-type: none"> スリーブ, ボディ: SUS27TP ベース: SUS27B(取替なし) 	<ul style="list-style-type: none"> 約 $1.8 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$(約 26.6EFPY) 	
						上部格子板	<ul style="list-style-type: none"> SUS316L(取替後) 	<ul style="list-style-type: none"> 取替前(計算値): 約 $3.9 \times 10^{25} \text{ n/m}^2$ (約 19.6EFPY(推定)) 取替後: 約 $1.4 \times 10^{25} \text{ n/m}^2$ (約 7.0EFPY(推定)) 	

表 3.2.1(2)-2 (1/2) 廃炉認可 PWR プラントの使用材料、運転実績、中性子照射量等に関する調査

プラント名		炉型	プラント出力 (Mwe)	運開時期 (年.月)	停止時期 (年.月)	運転実績 (EFPY)	運転温度 (°C) Tcold: 炉心入口温度 Thot: 炉心出口温度	炉内構造物 (炉心支持構造物)	使用材料	中性子照射量 [E>0.1MeV] n/cm ²	備考
美浜 1	2 ループ	34	1970.11	2015.4	21.50	Tcold:289°C Thot:317°C	炉心そう	SUS304	5 × 10 ²¹	・ASME、ASTM 材も JSME、 JIS 相当材の名称で記載 ・バツフルフォーマボルトは取替後の材料を記載	
					21.50		下部炉心板	SUS304	3 × 10 ²¹		
					21.50		熱しゃへい体	SUS304	2 × 10 ²¹		
					21.50		バツフル板	SUS304	6 × 10 ²²		
					5.72		バツフルフォーマボルト (取替後)	G316CW	9 × 10 ²¹		
美浜 2	2 ループ	50	1972.7	2015.4	24.63	Tcold:289°C Thot:320°C	炉心そう	SUS304	6 × 10 ²¹	・ASME、ASTM 材も JSME、 JIS 相当材の名称で記載 ・バツフルフォーマボルトは取替後の材料を記載	
					24.63		下部炉心板	SUS304	3 × 10 ²¹		
					24.63		熱しゃへい体	SUS304	3 × 10 ²¹		
					24.63		バツフル板	SUS304	5 × 10 ²²		
					7.91		バツフルフォーマボルト (取替後)	G316CW	9 × 10 ²¹		
玄海 1	炉内構造物 取替前	55.9	1975.1	2015.4	22.6	Tcold:288°C Thot:323°C	炉心そう	SUS304	5 × 10 ²¹	・ASME、ASTM 材も JSME、 JIS 相当材の名称で記載	
					22.6		下部炉心板	SUS304	4 × 10 ²¹		
					22.6		熱しゃへい体	SUS304	3 × 10 ²¹		
					22.6		バツフル板	SUS304	5 × 10 ²²		
					22.6		バツフルフォーマボルト	SUS347	5 × 10 ²²		
	炉内構造物 取替後	55.9	1975.1	2015.4	5.8	Tcold:288°C Thot:323°C	炉心そう	SUS304	1 × 10 ²¹	・ASME、ASTM 材も JSME、 JIS 相当材の名称で記載	
					5.8		下部炉心板	SUS304	5 × 10 ²⁰		
					5.8		下部炉心支持柱	SUS304	2 × 10 ²⁰		
					5.8		熱しゃへい体	SUS304	8 × 10 ²⁰		
					5.8		バツフル板	SUS304	6 × 10 ²¹		
5.8	バツフルフォーマボルト	G316CW	6 × 10 ²¹								
玄海 2 (炉内構造物取替後)	2 ループ	55.9	1981.3	2019.4	2.4	Tcold:288°C Thot:323°C	炉心そう	SUS304	5 × 10 ²⁰	・ASME、ASTM 材も JSME、 JIS 相当材の名称で記載	
					2.4		下部炉心板	SUS304	2 × 10 ²⁰		
					2.4		下部炉心支持柱	SUS304	9 × 10 ¹⁹		
					2.4		熱しゃへい体	SUS304	3 × 10 ²⁰		
					2.4		バツフル板	SUS304	3 × 10 ²¹		
					2.4		バツフルフォーマボルト	G316CW	3 × 10 ²¹		

表 3.2.1(2)-2 (2/2) 廃炉認可 PWR プラントの使用材料、運転実績、中性子照射量等に関する調査

プラント名		炉型	プラント出力 (Mwe)	運転時期 (年.月)	停止時期 (年.月)	運転実績 (EFPY)	運転温度 (°C) Tcold: 炉心入口温度 Thot: 炉心出口温度	炉内構造物 (炉心支持構造物)	使用材料	中性子照射量 [E>0.1MeV] n/cm ²	備考
伊方 1	炉内構造物 取替前	2 ループ	56.6	1977.9	2016.5	21.5	Tcold: 288°C Thot: 323°C	不明	不明	不明	・ASME、ASTM 材も JSME、JIS 相当材の名称で記載
	炉内構造物 取替後	2 ループ	56.6	1977.9	2016.5	5.5	Tcold: 288°C Thot: 323°C	炉心そう	SUS304	1 × 10 ²¹	・ASME、ASTM 材も JSME、JIS 相当材の名称で記載
						5.5		下部炉心板	SUS304	5 × 10 ²⁰	
						5.5		下部炉心支持柱	SUS304	2 × 10 ²⁰	
						5.5		熱しゃへい体	SUS304	7 × 10 ²⁰	
						5.5		バップル板	SUS304	7 × 10 ²¹	
						5.5		バップルフォーマボルト	G316CW	7 × 10 ²¹	
伊方 2	炉内構造物 取替前	2 ループ	56.6	1982.3	2018.5	19.9	Tcold: 288°C Thot: 323°C	不明	不明	不明	・ASME、ASTM 材も JSME、JIS 相当材の名称で記載
	炉内構造物 取替後	2 ループ	56.6	1982.3	2018.5	5.0	Tcold: 288°C Thot: 323°C	炉心そう	SUS304	2 × 10 ²¹	・ASME、ASTM 材も JSME、JIS 相当材の名称で記載
						5.0		下部炉心板	SUS304	5 × 10 ²⁰	
						5.0		下部炉心支持柱	SUS304	3 × 10 ²⁰	
						5.0		熱しゃへい体	SUS304	8 × 10 ²⁰	
						5.0		バップル板	SUS304	8 × 10 ²¹	
						5.0		バップルフォーマボルト	G316CW	8 × 10 ²¹	
大飯 1		4 ループ	117.5	1979.3	2018.3	21.79	Tcold: 289°C Thot: 325°C	炉心そう	SUS304	5 × 10 ²¹	・ASME、ASTM 材も JSME、JIS 相当材の名称で記載
						21.79		下部炉心板	SUS304	4 × 10 ²¹	
						21.79		熱しゃへい体	SUS304	3 × 10 ²¹	
						21.79		バップル板	SUS304	5 × 10 ²²	
						21.79		バップルフォーマボルト	G316CW	5 × 10 ²²	
大飯 2		4 ループ	117.5	1979.12	2018.3	23.75	Tcold: 289°C Thot: 325°C	炉心そう	SUS304	5 × 10 ²¹	・ASME、ASTM 材も JSME、JIS 相当材の名称で記載
						23.75		下部炉心板	SUS304	4 × 10 ²¹	
						23.75		熱しゃへい体	SUS304	3 × 10 ²¹	
						23.75		バップル板	SUS304	5 × 10 ²²	
						23.75		バップルフォーマボルト	G316CW	5 × 10 ²²	

表 3.2.1(2)-3 実機材採取ターゲットとその候補プラント有無

No.	中性子照射量	部位	候補プラント有無
①	約 0.4~1.0 dpa	炉心シュラウド 上部格子板	有
②	約 1.0~2.0 dpa	炉心シュラウド 上部格子板	有
③	約 2.0 dpa ~	炉心シュラウド 上部格子板	有*
④	約 0.8 dpa ~	炉心シュラウド	有*

注記※: 追加照射が必要な可能性あり

原子力発電所の現状

2021年3月15日時点

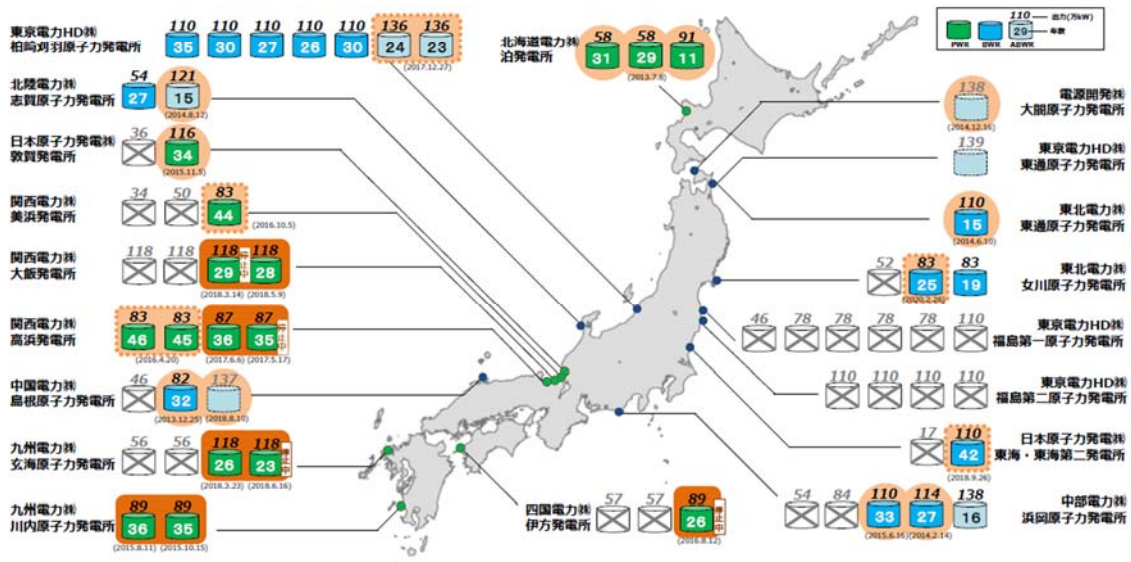


図 3.2.1(2)-1 日本の原子力発電所の運転・廃止措置状況

出典：資源エネルギー庁ウェブサイト〈ホーム〉政策について〉電力・ガス〉原子力政策について〉原子力政策の状況について「日本の原子力発電について：日本の原子力発電所の状況（PDF形式：606KB）」

(https://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/001/pdf/001_02_001.pdf)

(閲覧日：2021/3/15)

廃止措置中の実用発電用原子炉

施設名等	種別等	廃止措置計画申請	廃止措置計画認可
日本原子力発電（株） 東海発電所	原子炉型式：黒鉛減速・炭酸ガス冷却型（GCR）	2006年3月10日	2006年6月30日
中部電力（株） 浜岡原子力発電所1, 2号機	原子炉型式：沸騰水型軽水炉	2009年6月1日	2009年11月18日
九州電力（株） 玄海原子力発電所1号機	原子炉型式：加圧水型軽水炉	2015年12月22日	2017年4月19日
関西電力（株） 美浜発電所1, 2号機	原子炉型式：加圧水型軽水炉	2016年2月12日	2017年4月19日
日本原子力発電（株） 敦賀発電所1号機	原子炉型式：沸騰水型軽水炉	2016年2月12日	2017年4月19日
中国電力（株） 島根原子力発電所1号機	原子炉型式：沸騰水型軽水炉	2016年7月4日	2017年4月19日
四国電力（株） 伊方発電所1号機	原子炉型式：加圧水型軽水炉	2016年12月26日	2017年6月28日
関西電力（株） 大飯発電所1号機	原子炉形式：加圧水型軽水炉	2018年11月22日	2019年12月11日
関西電力（株） 大飯発電所2号機	原子炉形式：加圧水型軽水炉	2018年11月22日	2019年12月11日
東北電力（株） 女川原子力発電所1号機	原子炉型式：沸騰水型軽水炉	2019年7月29日	2020年3月18日
九州電力（株） 玄海原子力発電所2号機	原子炉型式：加圧水型軽水炉	2019年9月3日	2020年3月18日

注記：四国電力 伊方発電所 2号機 2020年10月7日廃止措置計画認可

図 3.2.1(2)-2 廃止措置中の実用発電用原子炉一覧

(出典 https://www.nsr.go.jp/activity/regulation/reactor/haishi/sochichu_jitsuyou.html)

(閲覧日：2021/3/15)

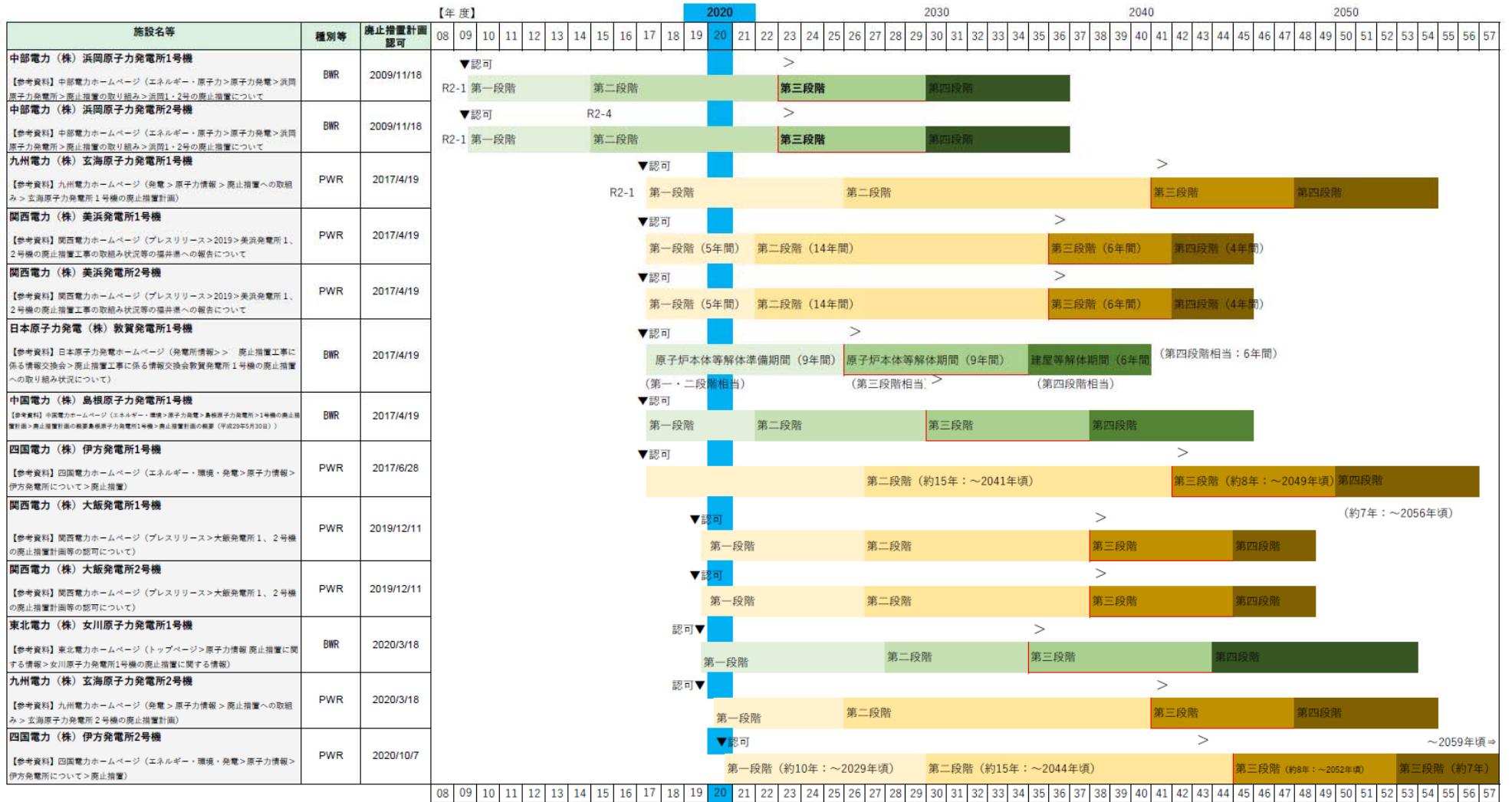


図 3.2.1(2)-3 廃止措置中の国内軽水炉プラントの廃炉工程

(出典 参考文献 3.2.1(2)-5 から 14)

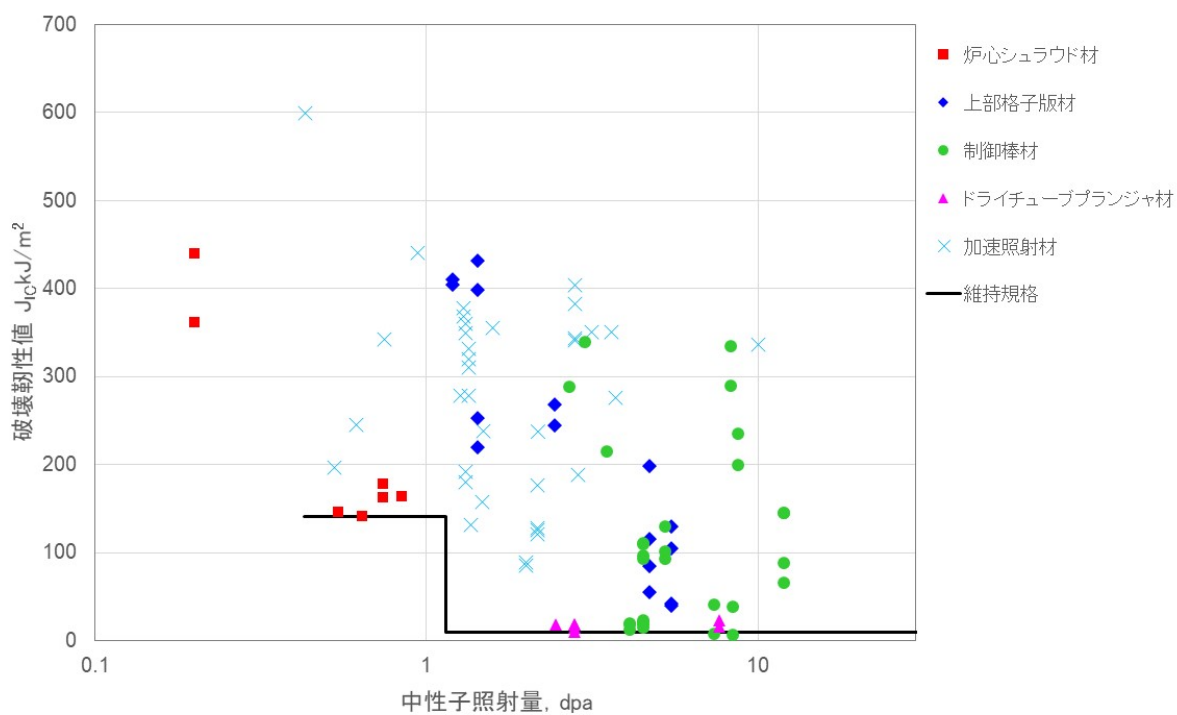
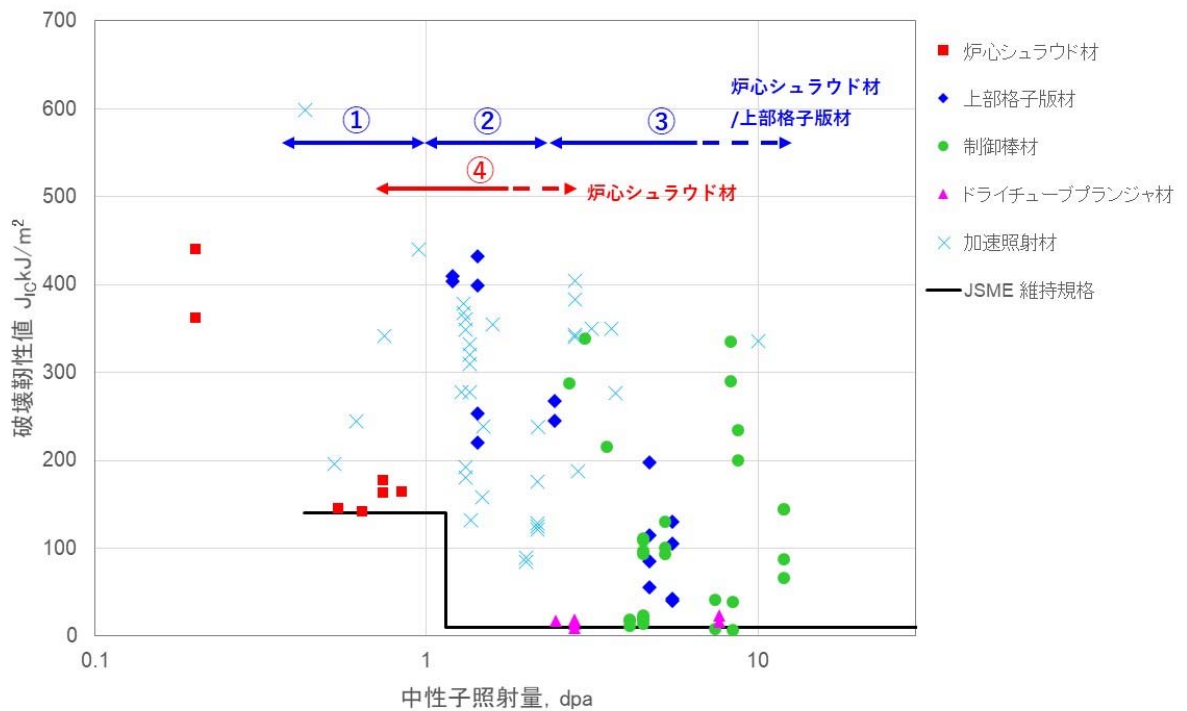


図 3.2.1(2)-4 実機プラント履歴材の部位毎の破壊靱性値の比較結果



備考：①②③④のターゲットの説明

- 炉心シュラウド材／上部格子板材
 - ① 中性子照射量：約 0.4～1.0dpa：

現行維持規格線図に対して試験データの裕度が小さい領域。
 - ② 中性子照射量：約 1.0～2.0dpa：

現行維持規格線図に対して試験データの裕度はあるが、取得された実機材データの照射量に偏りがある領域。
 - ③ 中性子照射量：約 2.0dpa～：

現行維持規格線図に対して試験データの裕度が小さい領域。また、国内実機材データ数が少ない領域。
- 炉心シュラウド材
 - ④ 中性子照射量：約 0.8dpa～：

実機炉心シュラウド材のデータがない領域

図 3.2.1(2)-5 実機材採取ターゲット案（照射量、部位）

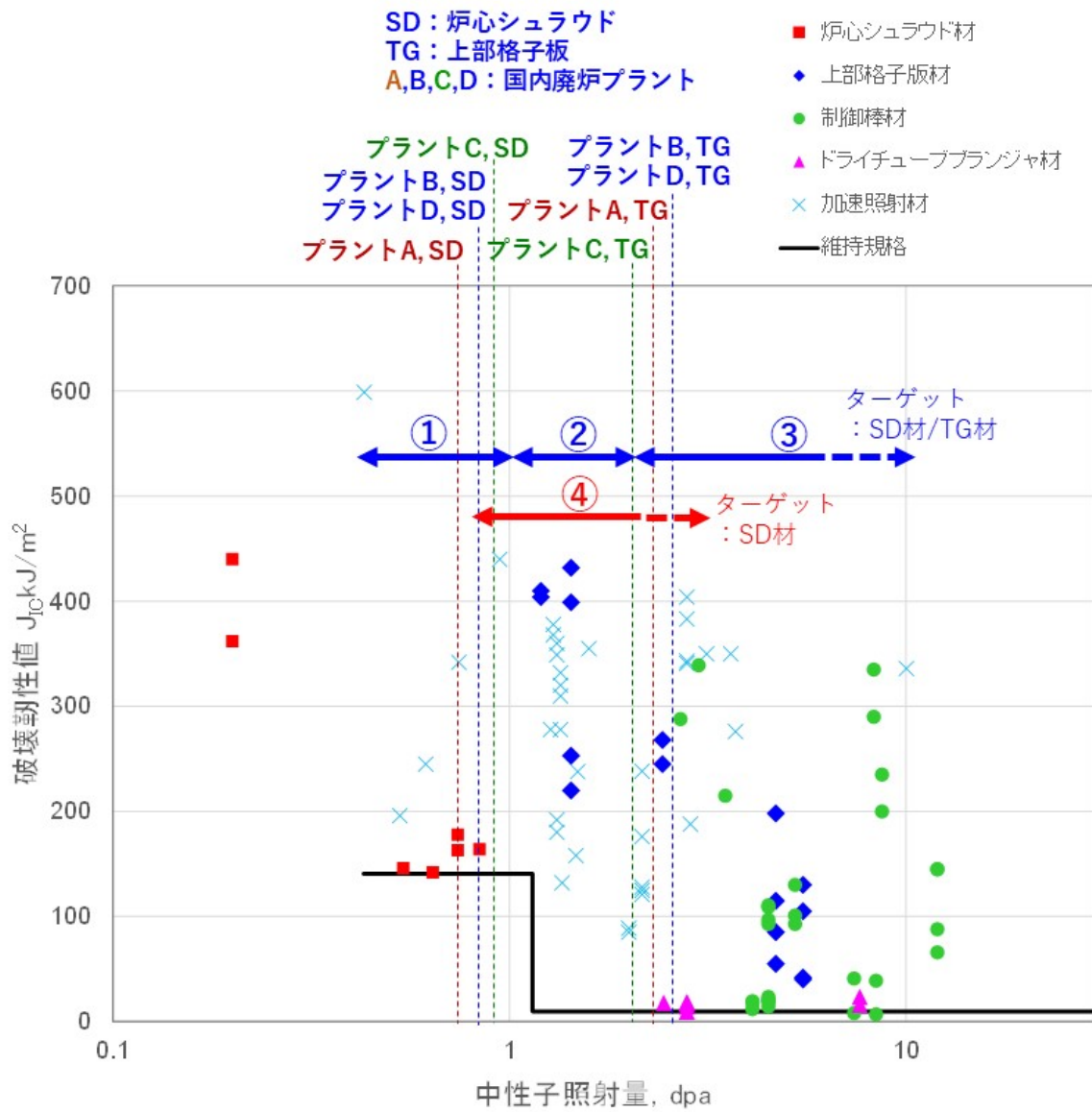


図 3.2.1(2)-6 実機材採取ターゲットと実機プラント照射量

(3) 実機からの供試材採取に関する実績、採取方法、課題等の調査

本研究では、実機材料による破壊靱性試験の実施を検討しており、本項では実機国内プラントからの供試材採取に関する実績、採取方法、課題等の調査を調査した。以下に国内の BWR 及び PWR プラントからの供試材採取について調査した結果を示す。

1) BWR プラントの供試材採取事例（実績、採取方法）の調査

調査結果を表 3.2.1(3)-1 に示す。調査した事例を機器で大別すると以下の通りである。

【原子炉压力容器及び炉内機器】

- 原子炉压力容器底部 1 件
(制御棒駆動機構ハウジング貫通孔スタブチューブ)
- 炉心シュラウド 11 件
- シュラウドサポート関連 4 件
- その他、蒸気乾燥器、炉内配管等及び炉内計装系等 6 件
(ABWR 再循環ポンプインペラ含)

【原子炉再循環系機器】

- 再循環系配管・ポンプ等 16 件

調査した結果、供試材の採取事例は経年劣化による不適合（トラブル等）の原因調査に関する事例であった。炉内機器や原子炉压力容器等からの供試体採取方法は、原子炉を開放した状態でサンプル採取装置を炉内に吊り降ろし採取部位に設置、放電加工によりボートサンプル（供試体）を採取する遠隔の水中作業が主体となっている。再循環系配管の供試体採取方法は、作業環境が原子炉格納容器内であることから、作業員が直接採取位置に切断装置等を設置し、配管部を切断して供試体を採取する方法であった。これらの供試体採取後に実施した試験は、原因究明のための組織観察や硬さ測定等で、破壊靱性試験等の機械試験の実施事例はなかった。なお、不適合事例とは別に、表 3.2.1(3)-2 に示すように、浜岡原子力発電所 1 号機及び 2 号機の廃材を活用した調査・研究の取り組み等の紹介（表 3.2.1(3)-1 通番 2 及び 4）が中部電力株式会社のホームページにてプレスリリースされており^[3.2.1(3)-1]、寸法詳細等の詳細情報はないが破壊靱性試験片の取得による材料試験研究の実施が示されている。また、3.2.1(1)「照射ステンレス鋼の破壊靱性特性に関する調査」で参照した文献では、国内 BWR プラントの炉心シュラウド・上部格子板^[3.2.1(4)-1]及び制御棒^[3.2.1(4)-2]から採取した供試材を用いて破壊靱性試験を実施した結果が示され、国内の試験研究機関にて破壊靱性試験片を加工し、破壊靱性試験を実施した実績があることを確認した。

以下に、調査した採取事例の代表例について概要を示す。

- ① 原子炉压力容器底部 制御棒駆動機構ハウジング貫通孔スタブチューブのサンプル採取事例

中部電力株式会社 浜岡原子力発電所 1 号機の制御棒駆動機構ハウジン

グ貫通孔スタブチューブ（以下、「CRD スタブチューブ」という。）溶接部から採取した供試材（表 3.2.1(3)-1 通番 1）について調査した結果を表 3.2.1(3)-3 に示す。サンプルは、CRD ハウジングスタブチューブ溶接部から採取されたもので、採取方法は EDM 加工である。採取された供試材の寸法は、約 63mm×約 30mm の大きさであるが厚さは不明である。

② 炉心シュラウドからのサンプル採取事例

東京電力ホールディングス株式会社 福島第二原子力発電所 2 号機のシュラウドから採取した供試材（表 3.2.1(3)-1 通番 23, 24, 25）について調査した結果を表 3.2.1(3)-4 に示す。供試材は、シュラウド母材部 H4 溶接部から上約 20cm の位置（表 3.2.1(3)-1 通番 23）、シュラウド母材部 H4 溶接部から下約 375cm（表 3.2.1(3)-1 通番 24）、シュラウド H3 溶接部（表 3.2.1(3)-1 通番 25）から採取されたもので、いずれも採取方法は放電加工(EDM : Electrical Discharge Machining)である。採取された供試材の寸法は、それぞれ約 48mm×約 33mm、約 41mm×約 32mm、約 105mm×約 36mm のボートサンプルである。採取されたボートサンプルは各種調査項目に供され、外観観察、フェライト量測定、表面 SEM 観察、表面金相観察、断面観察、破面観察、硬さ測定、EPMA による成分分析、粒界分析（粒界近傍の化学成分分布分析）が実施された。

③ 炉心シュラウドサポートからのサンプル採取事例

中部電力株式会社 浜岡原子力発電所 3 号機のシュラウドサポートリングから採取した供試材（表 3.2.1(3)-1 通番 5）について調査した結果を表 3.2.1(3)-5 に示す。供試材は、シュラウドサポートリング母材部 H7b 溶接部から採取されたもので、採取方法は EDM 加工である。採取された供試材の寸法は、約 63mm×約 39mm×約 17mm である。

④ 原子炉再循環系配管（PLR ; Primary Loop Recirculation System）

柏崎刈羽原子力発電所 1 号機の PLR 配管から採取した供試材（表 3.2.1(3)-1 通番 9）について調査した結果を表 3.2.1(3)-6 に示す。供試体はひびが確認された配管部を切断して円環状の供試体を切出しており、寸法は約 62mm×約 120mm（×配管板厚）である。また、寸法情報が得られた事例に女川原子力発電所 1 号機（表 3.2.1(3)-1 通番 6）と島根原子力発電所 1 号機（表 3.2.1(3)-1 通番 36）があり、女川原子力発電所 1 号機では表 3.2.1(3)-7 に示すように配管を切断して約 50～80mm×約 35.35mm×約 150mm の供試体を、島根原子力発電所 1 号機では表 3.2.1(3)-8 に示すように配管部を切断し約 50mm×50mm 程度で重量は約 1kg 未満の供試体を採取した事例がある。

2) PWR プラントの供試材採取事例（実績、採取方法）の調査

調査結果を表 3.2.1(3)-9 に示す。調査した事例を機器で大別すると以下の通りであり、

【原子炉圧力容器及び炉内機器】

- 原子炉容器 上蓋管台 1 件
- 制御棒クラスタ案内管関連（案内管、支持ピン、たわみピン）18 件
- 炉内計装用シンプルチューブ 4 件
- 炉内熱電対引出管 1 件

【蒸気発生器】

- 蒸気発生器管台 2 件
- 蒸気発生器伝熱管 5 件

の事例があり、BWR と同様に経年劣化不適合の原因究明等の調査である。

PWR の場合、BWR 炉底部に位置する制御棒駆動機構は原子炉容器上蓋と共に原子炉本体から取り外しが可能で、炉内機器も一体で取り外すことが可能なことから、原因究明では当該機器の取り換えに伴い採取した事例が多かった。サンプル採取による調査事例は蒸気発生器で事例があり、原子炉容器上蓋管台（1 件：表 3.2.1(3)-9 通番 27）と蒸気発生器管台（2 件：表 3.2.1(3)-9 通番 2 及び 5）で、その他、蒸気発生器関連は伝熱管関連で抜管調査であった。以下に、調査した採取事例の代表例として、蒸気発生器からのサンプル採取事例について概要を示す。

① 蒸気発生器

敦賀原子力発電所 2 号機の蒸気発生器管台溶接部から採取した供試材（表 3.2.1(3)-9 通番 2）について調査した結果を表 3.2.1(3)-10 に示す。供試材は確認されたひびを含むようにボートサンプルを採取しており、寸法は直径 Φ が約 77~80 で厚さが t 14mm である。

BWR 及び PWR プラントからの供試材採取について公開情報をベースとして調査した結果、実機材料の採取事例はボートサンプル等の小型の試験片で、経年劣化不適合の原因究明のため組織観察等の実施が中心であった。

なお、1TCT サイズの破壊靱性試験片が採取可能なサンプル採取実績の詳細情報は得られなかったが、照射ステンレス鋼の破壊靱性特性に関する研究文献で、国内 BWR プラントの使用済の炉心シュラウド・上部格子板^[3.2.1(4)-1]及び制御棒^[3.2.1(4)-2]から採取した供試材を用いた破壊靱性試験の実施事例があることを確認した。

3) 供試材採取における課題について

本研究では、中性子照射による破壊靱性低下を考慮した健全性評価手法の保守性を実機材料により確認することが目的であることから、実機材料の採取は炉内機器等比較的照射量が高い機器を対象とすることが想定されるが、炉内機器からのサンプル採取という観点では、表 3.2.1(3)-1 及び表 3.2.1(3)-9 の調査

結果に示すようにサンプル採取事例は実績多数である。なお、前述の通り実績は金属調査用試験片の取得を目的としたボートサンプルが主体であり、1TCT等の破壊靱性試験片を加工する場合には大きさや厚さが十分ではないことも想定される。

今後の課題としては、これまで実績のある炉内サンプリング技術をベースとして、本研究も目的達成に資するデータを得る機械試験計画（試験片種類、員数等のマトリックス）に基づき、ボートサンプルよりも寸法や重量が大きくなると想定される機械試験片の取得を念頭に、本研究における実機材料採取工法の成立性を検討する必要がある、今年度以降の事業計画に反映する。

以下に、炉内サンプル採取工法の一例として、IASCCに対する経年劣化評価を実施している炉心シュラウドのサンプル採取工法の概要を示す。

【炉心シュラウドのサンプル採取工法の概要】

原子炉内からのサンプル採取の工法の概要として、2003年に東京電力ホールディングス株式会社 福島第二発電所2号機（以下、「2F-2」という。）にて実施した炉心シュラウドH4部近傍からの供試材採取工事（表3.2.1(3)-1 通番27及び表3.2.1(3)-3）について、公開情報をもとに工法と規模概要をまとめたものである。

① 供試材採取箇所

サンプル採取箇所は表3.2.1(3)-4に示すように炉心シュラウド中間胴H4溶接線の上下2か所から採取している。

② 供試材採取箇所へのアクセス

代表的なBWRプラントの原子炉建屋と付帯設備を図3.2.1(3)-1に、原子炉容器内部構造物を図3.2.1(3)-2に示す。原子炉内の作業は原子炉を開放する必要がある、図3.2.1(3)-1に示す原子炉建屋のオペレーションフロア（以下、「オペフロ」という。）から、その床面に設置されたコンクリート製のシールドプラグを取り外し、次に原子炉格納容器の上蓋を開放、更に原子炉圧力容器の上蓋を取り外して原子炉を開放する。原子炉圧力容器の上蓋の取り外しは、気中環境で取り外すと原子炉内線量が高いため、被ばく低減の観点で原子炉内水位を上昇させ水遮へいする。この遮へいのため水位を上昇させた状態を原子炉ウェル満水というが、炉内機器の取り外しもこの状態で行う。取り外しは原子炉建屋の天井クレーンで、炉内（炉水中環境）の蒸気乾燥器と気水分離器（図3.2.1(3)-2参照）を吊り上げ取り外し、原子炉建屋内の機器仮置プール内に仮置する。更に燃料集合体を全数取り出して使用済燃料プールに移動することで、炉心シュラウド中間胴の内側（燃料が位置する炉心領域）へのアクセスが可能となり、サンプル採

取装置を投入することができる。

③ 供試材の採取

炉心シュラウド中間胴からのサンプル採取は、放電加工（EDM：Electrical Discharge Machining）による。EDMは、電極と被加工物との間に短い周期で繰り返されるアーク放電によって被加工物表面の一部を除去する機械加工の方法であり、炉内のサンプリング技術として実績のある加工技術である。サンプル採取装置はオペフロ天井クレーンを使用して吊り上げ、解放した原子炉上方に移動するとともに、燃料交換機に配置した作業員が炉内に吊り降ろす。吊降ろすサンプル採取装置は、原子炉上方から炉内に投入され、上部格子板の格子状グリット（燃料集合体の一体分のスペースで格子寸法約300mm×300mm）を通過させ、炉心領域に至り、更に吊降ろし装置先端を炉心支持板等に着座させる。これにより、炉心シュラウドや炉心支持板との相対位置は、燃料集合体と同じような関係となり、サンプル採取装置のEDM加工機構を伸縮機構等で炉心シュラウドのサンプル採取部位に位置決めして加工する。概要図としては、原子炉圧力容器からのサンプル採取となるが、炉内に投入されたサンプル採取装置による加工の状況を示した図が表3.2.1(3)-2に示されており参考となる。

<参考文献>

- [3.2.1(3)-1] 中部電力(株)ホームページ「原子力安全技術研究所 研究の紹介」
https://www.chuden.co.jp/seicho_kaihatsu/kaihatsu/nuc_kenkyujo/jirei/
(閲覧日：2021/3/15)
- [3.2.1(3)-2] 原子力規制庁ホームページ；被規制者等との面談概要・資料「中部電力株式会社 浜岡原子力発電所の現地見学に係る事前説明」令和2年2月21日
(<https://www2.nsr.go.jp/disclosure/meeting/GAD/index.html>)
(閲覧日：2021/3/15)
- [3.2.1(3)-3] 原子力安全協会（編）軽水炉発電所のあらまし（改定第3版）平成20年10月

表 3.2.1(3)-1 (1/4) 国内 BWR プラントの供試材採取に関する調査結果

プラント名	通番	採取時期 (年.月)	採取部位	採取方法	採取目的 (トラブル対応/研究 /廃炉対応)	供試材形状 (寸法/重量等)	備考(参考資料、URL 等)
浜岡 1 号機	1	2001-11-9 (事象発生日)	CRD ハウジングスタブ チューブ溶接部	ポートサンプル (EDM にて採取)	トラブル対応	約 63mm × 約 30mm	<ul style="list-style-type: none"> 中部電力 HP>原子力発電>浜岡原子力発電所>公開情報>過去の「事故・故障など」に関連する情報 https://www.chuden.co.jp/energy/nuclear/hamaoka/hama_info/kako/info_05/ (閲覧日:2015/3/15) NUCIA(※2) 2001-中部-T004 http://www.nucia.jp/nucia/kn/KnTroublePrint.do?troubleId=240(閲覧日:2021/3/15) JAEA 原子力百科事典 ATOMICA>浜岡原子力発電所1号機原子炉容器下部からの原子炉水の漏えい事故(02-07-02-20) https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_02-07-02-20.html(閲覧日:2021/3/15) 文献 ICONE11-36056(松永ら)
	2	不明	不明	不明	炉内サンプリング	不明	<ul style="list-style-type: none"> 中部電力 HP https://www.chuden.co.jp/seicho_kaihatsu/kaihatsu/nuc_kenkyujo/jirei/ (閲覧日:2021/3/15)
浜岡 2 号機	3	1986-9-29 (事象発生日)	蒸気乾燥器ドレンチャン ネル溶接部	ポートサンプル	トラブル対応	不明	<ul style="list-style-type: none"> NUCIA(※2) 1986-中部-M003 http://www.nucia.jp/nucia/kn/KnTroubleView.do?troubleId=1372(閲覧日:2021/3/15)
	4	不明	不明	不明	炉内サンプリング	不明	<ul style="list-style-type: none"> 中部電力 HP https://www.chuden.co.jp/seicho_kaihatsu/kaihatsu/nuc_kenkyujo/jirei/ (閲覧日:2021/3/15)
浜岡 3 号機	5	2003-6-29 (採取日) 2003-8 (報告資料年月)	シュラウドサポートリン グ H7b 溶接部	ポートサンプル (EDM にて採取)	トラブル対応	約 63mm × 約 39mm × 約 17mm	<ul style="list-style-type: none"> 第 9 回健全性小委(※1)(H15-9-1)参考 9-5 https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/2444841/www.nisa.meti.go.jp/shingikai/103/103_index.html(閲覧日:2021/3/15) 中部電力 HP>原子力発電>浜岡原子力発電所>公開情報>過去の「事故・故障など」に関連する情報 https://www.chuden.co.jp/energy/nuclear/hamaoka/hama_info/hama_info_detail/1197864_2073.html(閲覧日:2021/3/15) https://www.chuden.co.jp/energy/nuclear/hamaoka/hama_info/hama_info_detail/1197627_2073.html(閲覧日:2021/3/15)
女川 1 号機	6	2002-10-27 (事象発生日)	再循環系配管溶接部	ひびを含む配管溶接 部を切断(輪切り) 後、細切断	トラブル対応	約 50~80mm × 約 35.35mm × 約 150mm (切出した配管からの採 取寸法)	<ul style="list-style-type: none"> 第 5 回健全性小委(※1)(H15-2-18)資料 5-5-1 添付資料 3 https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/2444841/www.meti.go.jp/kohosys/committee/summary/0001428/0001.html(閲覧日:2021/3/15) NUCIA(※2) 2002-東北-M006 http://www.nucia.jp/nucia/kn/KnTroubleView.do?troubleId=326(閲覧日:2021/3/15) 女川原子力発電所 1 号機再循環系配管サンプル(O1-PLR)に関する調査報告書(JAERI Tech 2004-003)2004 年 2 月 https://doi.org/10.11484/jaeri-tech-2004-003(閲覧日:2021/3/15)
	7	2003-1-8 ~1-30 (調査期間)	シュラウド H2 溶接部	ポートサンプル (EDM によると推定)	トラブル対応	45.5mm × 31.5mm × 10.5mm	<ul style="list-style-type: none"> 第 5 回健全性小委(※1)(H15-2-18)参考 5-4(5-4d) https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/2444841/www.nisa.meti.go.jp/shingikai/103/103_index.html(閲覧日:2021/3/15)

注記※1: 総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会「原子力発電設備の健全性評価等に関する小委員会」(https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/2444841/www.nisa.meti.go.jp/shingikai/103/103_index.html)
(閲覧日:2021/3/15)

※2: 原子力施設情報公開ライブラリー (NUSIA: NUClear Information Archives, <http://www.nucia.jp/>) (閲覧日:2021/3/15)

表 3.2.1(3)-1 (2/4) 国内 BWR プラントの供試材採取に関する調査結果

プラント名	通番	採取時期 (年.月)	採取部位	採取方法	採取目的 (トラブル対応/研究 /廃炉対応)	供試材形状 (寸法/重量等)	備考(参考資料、URL 等)
柏崎 1 号機	8	2002-12-6 ~ 2003-1-10(調査期間)	シュラウド H4 溶接部	ポートサンプル (EDM によると推定)	トラブル対応	約 57mm × 約 37mm	・第 4 回健全性小委(※1)(H15-1-21)資料 4-4-1・第 7 回健全性小委(※1)(H15-3-10)参考 7-6(7-6c) https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/2444841/www.nisa.meti.go.jp/shingikai/103/103_index.html (閲覧日:2021/3/15)
	9	2002-11-29 (事象発生日)	再循環系配管溶接部	ひびを含む配管溶接部を切断(輪切り)後、細切断	トラブル対応	約 62mm × 約 120mm × 配管板厚 (切出した配管からの採取寸法)	・第 5 回健全性小委(※1)(H15-2-18) 参考 5-9 https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/2444841/www.meti.go.jp/kohosys/committee/summary/0001428/0001.html (閲覧日:2021/3/15) ・NUCIA(※2) 2002-東京-M027 http://www.nucia.jp/nucia/kn/KnTroubleView.do?troubleId=302 (閲覧日:2021/3/15) ・柏崎刈羽原子力発電所 1 号機再循環系配管サンプル(K1-PLR)に関する調査報告書(JAERI Tech 2004-049)2004 年 6 月 https://doi.org/10.11484/jaeri-tech-2004-049 (閲覧日:2021/3/15)
柏崎 2 号機	10	2002-12-3 (事象発生日)	再循環系配管溶接部	ひびを含む配管溶接部を切断	トラブル対応	不明	・NUCIA(※2) 2002-東京-M029 http://www.nucia.jp/nucia/kn/KnTroubleView.do?troubleId=299 (閲覧日:2021/3/15)
柏崎 3 号機	11	2002-10-26 ~12-7 (調査期間)	シュラウドサポートリング H7a 溶接部	ポートサンプル (EDM にて採取)	トラブル対応	約 49mm × 約 32mm × 約 12mm	・第 3 回健全性小委(※1)(H14-12-25)資料 3-3、資料 3-4-2(3-4-2d) https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/2444841/www.nisa.meti.go.jp/shingikai/103/103_index.html (閲覧日:2021/3/15)
	12	2003-2-26 (事象発生日)	再循環系配管溶接部	ひびを含む配管溶接部を切断	トラブル対応	不明	・NUCIA(※2) 2002-東京-M037 http://www.nucia.jp/nucia/kn/KnTroubleView.do?troubleId=300 (閲覧日:2021/3/15)
	13	2008-5-29(報告資料日付)	再循環系配管溶接部	ひびを含む配管溶接部を切断(輪切り)後、細切断	トラブル対応	不明	東京電力 HD HP > 柏崎刈羽原子力発電所 > 公表資料・データ > プレスリリース > 2008 年度(平成 20 年度) > 05.29 新潟県中越沖地震後の点検・復旧作業の状況および不適合について(週報:5月 29 日)>参考資料:3号機 原子炉再循環系配管のひび部の点検・調査について(断面観察結果) 原子炉再循環系配管維持基準適用箇所点検(PDF 79.6KB) https://www.tepco.co.jp/cc/press/betu08_j/images/080529d.pdf (閲覧日:2021/3/15)
柏崎 4 号機	14	2003 年 3 月	PLR 配管溶接部	切断採取	トラブル対応	不明	原子炉冷却材再循環系配管のひびについて ・NUCIA(※2)通番:284 報告書番号:2002-東京-M041
柏崎 5 号機	15	2003 年 5 月	PLR 配管溶接部	切断採取	トラブル対応	約 50mm × 70mm : 1 個 (除染口管台のサンプルに関する参考情報)	原子炉冷却材再循環系配管のひびについて ・NUCIA(※2)通番:301 報告書番号:2003-東京-M004
柏崎 7 号機	16	2002 年	RIP インペラ	RIP インペラ取り外し後、ポートサンプル	トラブル対応	不明	・NUCIA(※2)通番:2178 報告書番号:2002-東京-M004 ・NUCIA(※2)通番:2348 報告書番号:2003-東京-M024 ・柏崎刈羽原子力発電所 7 号機における原子炉冷却材再循環ポンプの羽根上の微小な傷の発見について(続報) https://www.tepco.co.jp/niigata_hq/data/press/backnumber/pdf/other/151010.pdf (閲覧日:2021/3/15)

注記※1 : 総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会「原子力発電設備の健全性評価等に関する小委員会」(https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/2444841/www.nisa.meti.go.jp/shingikai/103/103_index.html)
(閲覧日:2021/3/15)

※2 : 原子力施設情報公開ライブラリー (NUSIA: NUClear Information Archives, <http://www.nucia.jp/>) (閲覧日:2021/3/15)

表 3.2.1(3)-1 (3/4) 国内 BWR プラントの供試材採取に関する調査結果

プラント名	通番	採取時期 (年.月)	採取部位	採取方法	採取目的 (トラブル対応/研究 /廃炉対応)	供試材形状 (寸法/重量等)	備考(参考資料、URL 等)
福島第一 1号機	17	1977年6月	PLR 配管溶接部	切断採取	トラブル対応	不明	原子炉再循環系ライザー管の異常について ・NUCIA(※2)通番:502 報告書番号:1977-東京-T004
福島第一 2号機	18	1994-6-29 (事象発生日)	シュラウド H3 溶接部	ポートサンプル (EDM によると推定)	トラブル対応	不明	NUCIA(※2) 1994-東京-T005 http://www.nucia.jp/nucia/kn/KnTroubleView.do?troubleId=70 (閲覧日:2021/3/15)
福島第一 4号機	19	2002年12月	シュラウド H4	ポートサンプル	トラブル対応	約 56 mm × 約 39 mm	・福島第一原子力発電所4号機におけるシュラウドの点検状況について https://www.tepco.co.jp/fukushima1-np/b42413-j.html (閲覧日:2021/3/15) ・JAERI-Tech-2T004-004, 福島第一原子力発電所 4号機シュラウドサンプル(1F4-H4)に関する調査報告書, 2004年2月.
	20	2002年12月	シュラウド H4	ポートサンプル	トラブル対応	約 56 mm × 約 39 mm	・福島第一原子力発電所4号機におけるシュラウドの点検状況について https://www.tepco.co.jp/fukushima1-np/b42413-j.html (閲覧日:2021/3/15) ・JAERI-Tech-2004-004, 福島第一原子力発電所 4号機シュラウドサンプル(1F4-H4)に関する調査報告書, 2004年2月. ・東京電力・東芝・日立 GE 共同研究「ステンレス鋼溶接金属部の熱と照射の複合影響に関する研究 Phase-3」 H29
福島第二 1号機	21	2003-4-16(事象発 生日)	再循環系配管溶接部	ひびを含む配管溶接 部を切断	トラブル対応	不明	・NUCIA(※2) 2003-東京-M001 http://www.nucia.jp/nucia/kn/KnTroubleView.do?troubleId=287 (閲覧日:2021/3/15)
福島第二 2号機	22	2002年12月	PLR 配管溶接部	切断採取	トラブル対応	不明	原子炉冷却材再循環系配管のひびについて ・NUCIA(※2)通番:288 報告書番号:2002-東京-M032
	23	2003年6月	シュラウド母材部(H4 溶 接部から上約 20cm)	ポートサンプル	トラブル対応	約 48 mm × 約 33 mm	・福島第二原子力発電所 2号機 シュラウド胴部他のひびについて(状況報告)、平成 15年9月、東京電力株式会社. ・東京電力(株)福島第二原子力発電所2号機の炉心シュラウドのひび割れに関する発生 原因について、平成15年9月1日、原子力安全・保安院.
	24	2003年6月	シュラウド母材部(H4 溶 接部から下約 375cm)	ポートサンプル	トラブル対応	約 41 mm × 約 32 mm	・福島第二原子力発電所 2号機 シュラウド胴部他のひびについて(状況報告)、平成 15年9月、東京電力株式会社. ・東京電力(株)福島第二原子力発電所2号機の炉心シュラウドのひび割れに関する発生 原因について、平成15年9月1日、原子力安全・保安院.
	25	2003年2月	シュラウド H3 溶接部	ポートサンプル	トラブル対応	約 105 mm × 約 36 mm	・福島第二原子力発電所 2号機 シュラウド胴部他のひびについて(状況報告)、平成 15年9月、東京電力株式会社. ・東京電力(株)福島第二原子力発電所2号機の炉心シュラウドのひび割れに関する発生 原因について、平成15年9月1日、原子力安全・保安院. ・JAERI-Tech 2004-015, 福島第二原子力発電所 2号機シュラウドサンプル(2F2-H3) に関する調査報告書, 2004年3月.
	26	2003年6月	シュラウド母材部(H4 溶 接部から上約 20cm)	ポートサンプル	トラブル対応	約 48 mm × 約 33 mm	・福島第二原子力発電所 2号機 シュラウド胴部他のひびについて(状況報告)、平成 15年9月、東京電力株式会社. ・東京電力(株)福島第二原子力発電所2号機の炉心シュラウドのひび割れに関する発生 原因について、平成15年9月1日、原子力安全・保安院.
	27	2003年2月	シュラウド H3 溶接部	ポートサンプル	トラブル対応	約 105 × 約 36 mm	・福島第二原子力発電所 2号機 シュラウド胴部他のひびについて(状況報告)、平成 15年9月、東京電力株式会社. ・東京電力(株)福島第二原子力発電所2号機の炉心シュラウドのひび割れに関する発生 原因について、平成15年9月1日、原子力安全・保安院.

注記※1: 総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会「原子力発電設備の健全性評価等に関する小委員会」(https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndl.jp/pid/2444841/www.nisa.meti.go.jp/shingikai/103/103_index.html)
(閲覧日:2021/3/15)

※2: 原子力施設情報公開ライブラリー (NUSIA: NUClear Information Archives, <http://www.nucia.jp/>) (閲覧日:2021/3/15)

表 3.2.1(3)-1 (4/4) 国内 BWR プラントの供試材採取に関する調査結果

プラント名	通番	採取時期 (年.月)	採取部位	採取方法	採取目的 (トラブル対応/研究 /廃炉対応)	供試材形状 (寸法/重量等)	備考(参考資料、URL 等)
福島第二 3号機	28	2002-12-18 (事象 発生日)	再循環系配管溶接部	ひびを含む配管溶接 部を切断	トラブル対応	不明	・NUCIA(※2) 2002-東京-M031 http://www.nucia.jp/nucia/kn/KnTroubleView.do?troubleId=289 (閲覧日:2021/3/15)
	29	2002-12-25 (報告資料日付)	シュラウド H6a 溶接部	ポートサンプル (EDM によると推定)	トラブル対応	約 50mm × 約 25mm	・第 3 回健全性小委(※1)(H14-12-25)資料 3-4-1(3-4-1c)、資料 3-4-2(3-4-2e)、参 考 3-2 https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/2444841/www.nisa.meti.go.jp/shingikai/103/103_index.html (閲覧日:2021/3/15) ・福島第二原子力発電所 3号機シュラウドサンプル(2F3-H6a)に関する調査報告書 (JAERI Tech 2004-044)2004 年 5 月 https://doi.org/10.11484/jaeri-tech-2004-044 (閲覧日:2021/3/15)
	30	2006-1-23~ (調査期間)	再循環系配管溶接部	配管取替時に、切り 出した配管から切断 採取	トラブル対応	約 70mm × 約 100mm × 約 38mm (切出した配管からの採 取寸法)	東京電力 HD HP>福島第二原子力発電所>プレスリリース一覧>2005 年度>02.07 福 島第二原子力発電所 3号機で使用していた原子炉再循環系配管に関する調査状況に ついて(PDF185.0KB) https://www.tepco.co.jp/fukushima2-np/presrs/060207.pdf (閲覧日:2021/3/15)
福島第二 4号機	31	2002 年 11 月	PLR 配管溶接部	切断採取	トラブル対応	不明	原子炉冷却材再循環系配管のひびについて ・NUCIA(※2)通番:291 報告書番号:2002-東京-M026
東海第二	32	1983 年 1 月	PLR 配管溶接部	切断採取	トラブル対応	不明	原子炉再循環ポンプ入口弁小口径配管の損傷について ・NUCIA(※2)通番:929 報告書番号:1982-原電-T046
	33	1986 年	蒸気乾燥器	ポートサンプル	トラブル対応	不明	NUCIA(※2)通番:1268 報告書番号:1985-原電-M021 http://www.nucia.jp/nucia/kn/KnTroubleView.do?troubleId=1268&keywords=%83T%83%93%83v%83%8B (閲覧日:2021/3/15)
	34	2011 年 7 月	高圧炉心スプレイ系ノ ズルデフレクタ	脱落	トラブル対応	直径約 8mm、長さ約 80mm 重量約 44g	東海・東海第二発電所の近況について(平成23年12月) http://www.japc.co.jp/tokai/news/2011/pdf/tokaiH2312.pdf (閲覧日:2021/3/15)
敦賀 1号機	35	1999 年 12 月	シュラウドサポート	・切断 ・ポートサンプル	トラブル対応	約 20 mm × 20 mm	・NUCIA(※2)、通番 193、報告書番号:1999-原電-T012 ・日本原子力発電株式会社、敦賀発電所 1号機のシュラウドサポート部損傷の調査状 況について、平成12年2月20日 ・日本原子力発電株式会社、敦賀発電所 1号機のシュラウドサポート部損傷の調査状 況について、平成12年4月20日
島根 1号機	36	2011 年 1 月	PLR 配管溶接部	切断採取	トラブル対応	約 50mm × 50mm/0.7kg	原子炉冷却材再循環系配管のひびについて ・NUCIA(※2)通番:11260 報告書番号:2010-中国-M005
島根 2号機	37	2004 年 9 月	PLR 配管溶接部	切断採取	トラブル対応	不明	原子炉冷却材再循環系配管のひび ・NUCIA(※2)通番:2681 報告書番号:2004-中国-M002
	38	AHC 切断, 2017 年 12 月 サンプル採取 2018 年 2 月	アクセスホールカバー, 0° 側及び 180° 側	放電加工 部分切断	トラブル対応	アクセスホールカバー: 直径約 500mm 部分切断サンプル:約 70 × 50mm	アクセスホールカバー取り付け溶接部におけるひび発生について https://www2.nsr.go.jp/data/000242211.pdf (閲覧日:2021/3/15) 工程: https://www2.nsr.go.jp/data/000216794.pdf (閲覧日:2021/3/15)

注記※1: 総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会「原子力発電設備の健全性評価等に関する小委員会」(https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/2444841/www.nisa.meti.go.jp/shingikai/103/103_index.html)
(閲覧日:2021/3/15)

※2: 原子力施設情報公開ライブラリー (NUSIA: NUClear Information Archives, <http://www.nucia.jp/>) (閲覧日:2021/3/15)

表 3.2.1(3)-2 国内 BWR プラントの供試材採取に関する事例詳細
(廃炉材を活用した研究)

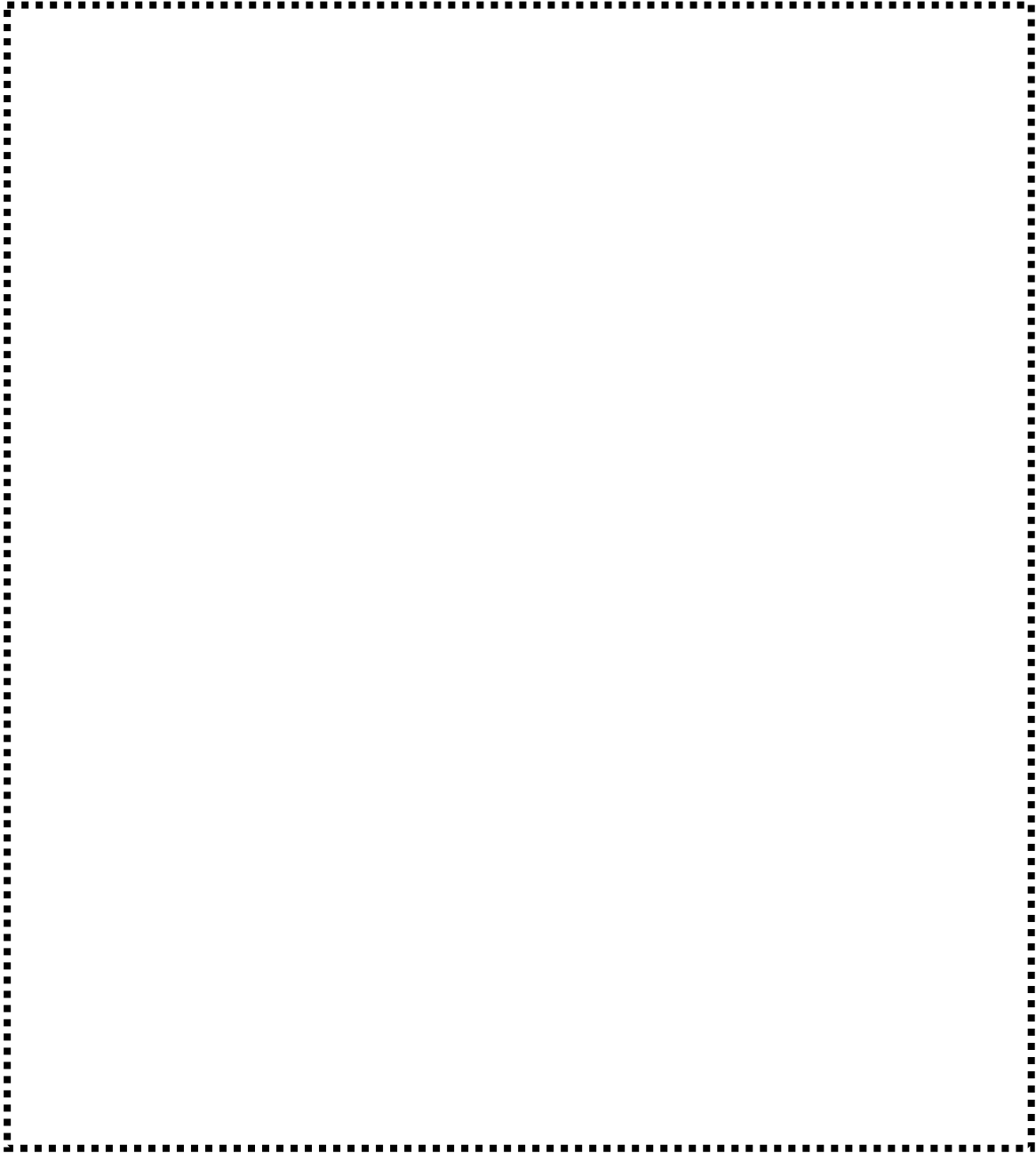
プラント名	浜岡 1 号機、2 号機
採取時期	研究機関 2014 年度～2017 年度(※)
採取部位	原子炉圧力容器
採取方法	放電加工(掲載図より)
供試材形状	金属サンプル(ポートサンプル形状:掲載図より)
工事期間	研究機関 2014 年度～2017 年度(※)
作業概要	原子炉を活用した試験研究
図、写真等(代表)	
	
備考(参考資料、URL 等)	<p>表 3.2.1(3)-1 通番 2, 4 備考欄参照 ※: 中部電力(株)ホームページ プレスリリース 「廃止措置中の浜岡原子力発電所 1 号機を活用した国際貢献について」 https://www.chuden.co.jp/publicity/press/3253013_19386.html(閲覧日: 2021/3/15)</p>

表 3.2.1(3)-3 国内 BWR プラントの供試材採取に関する事例詳細
 (制御棒駆動機構ハウジング貫通孔スタブチューブ)

プラント名	浜岡 1 号機
採取時期	2001-11-9(事象発生日)
採取部位	CRD ハウジングスタブチューブ溶接部
採取方法	ポートサンプル(放電加工)
供試材形状 (寸法、重量等)	約 63mm×約 30mm
工事期間	2001-11-9～
作業概要	ひび割れの金属調査
図、写真等 (代表) <div style="border: 2px dashed black; height: 500px; width: 100%; margin-top: 10px;"></div> <p style="text-align: center;">CRD ハウジングスタブチューブ溶接部からの調査サンプル採取及び切出し概要</p>	
備考(参考資料、 URL 等)	表 3.2.1(3)-1 通番 1 備考欄参照

表 3.2.1(3)-4 国内 BWR プラントの供試材採取に関する事例詳細
(炉心シュラウド)

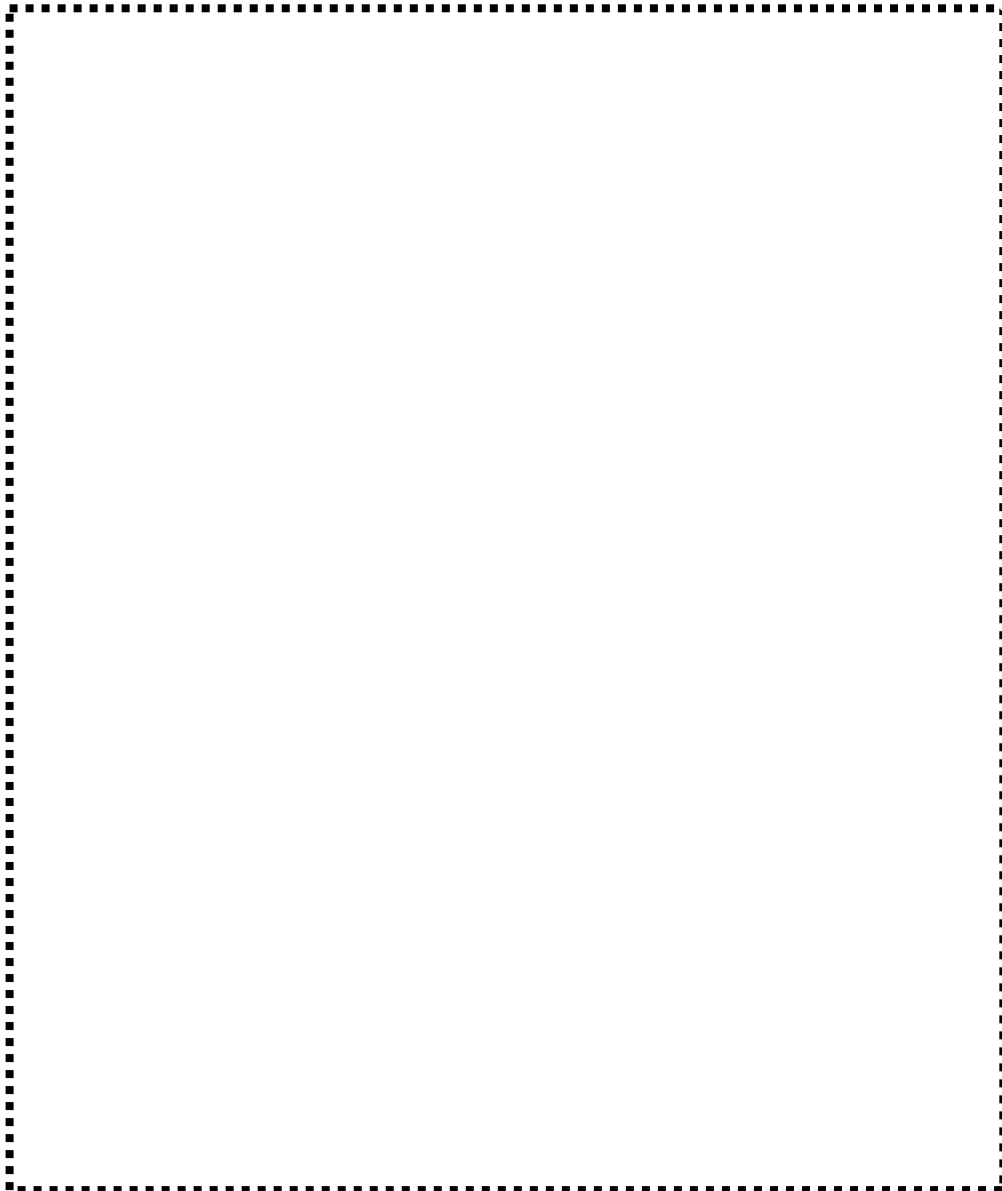
プラント名	福島第二 2 号機
採取時期	2003 年
採取部位	①シュラウド母材部(H4 溶接部から上約 20cm)、②シュラウド母材部(H4 溶接部から下約 375cm)、③シュラウド H3 溶接部
採取方法	ポートサンプル
供試材形状 (寸法、重量等)	下図参照
工事期間	2003 年
作業概要	ポートサンプル、輸送容器へ収納、輸送、材料調査
図、写真等 (代表)	
	
備考(参考資料、URL 等)	表 3.2.1(3)-1 通番 23, 24, 25 備考欄参照

表 3.2.1(3)-5 国内 BWR プラントの供試材採取に関する事例詳細
(シュラウドサポート)

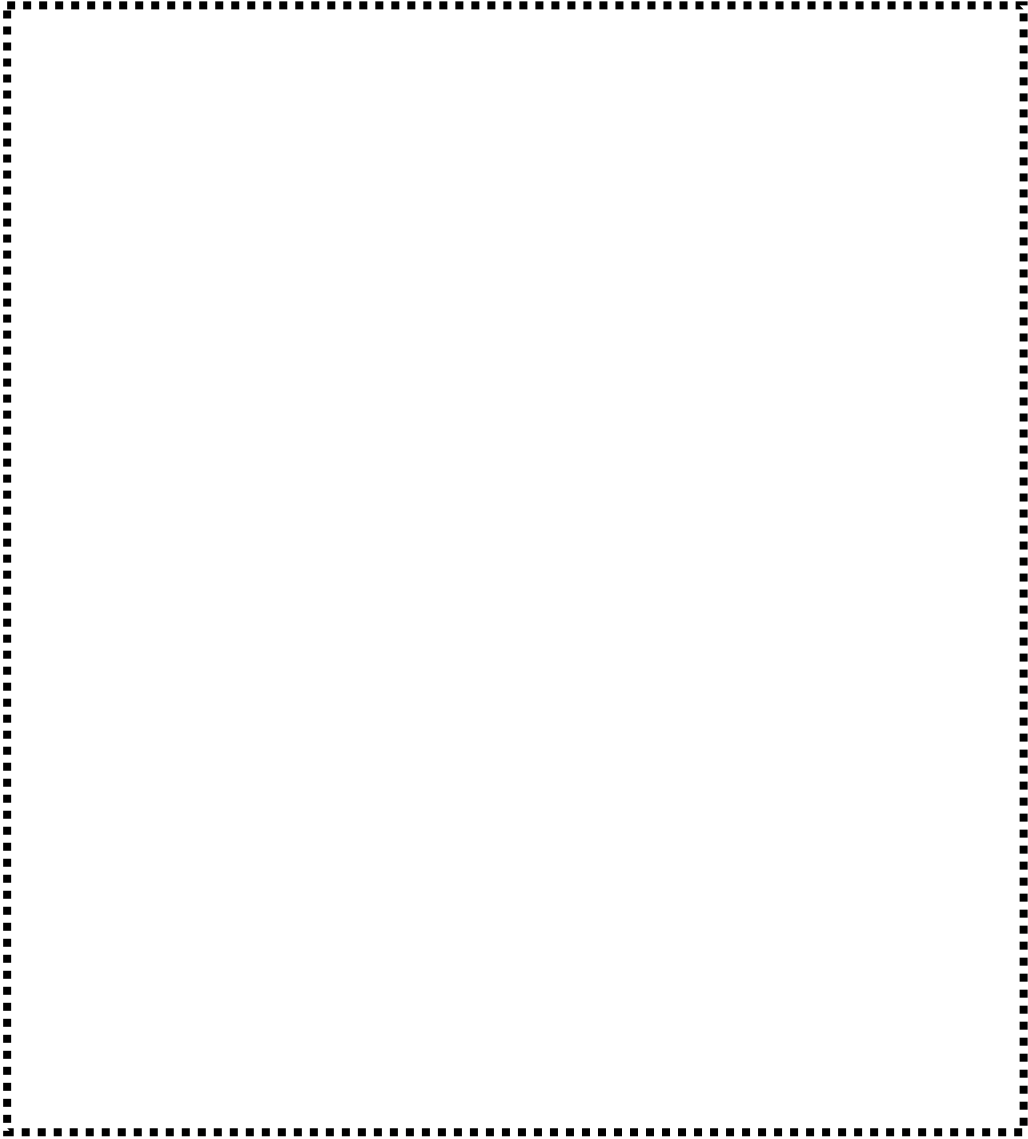
プラント名	H-3: 浜岡 3 号機
採取時期	2003-6-29(採取日)
採取部位	シュラウドサポートリング H7b 溶接部
採取方法	ボートサンプル(放電加工)
供試材形状 (寸法、重量等)	約 63mm × 約 39mm × 約 17mm
工事期間	第 12 回定検(2003-2-20~2003-10-28)の期間中
作業概要	ひび割れの金属調査
<p>図、写真等 (代表)</p> 	
備考(参考資料、 URL 等)	表 3.2.1(3)-1 通番 5 備考欄参照

表 3.2.1(3)-6 国内 BWR プラントの供試材採取に関する事例詳細
(PLR 配管)

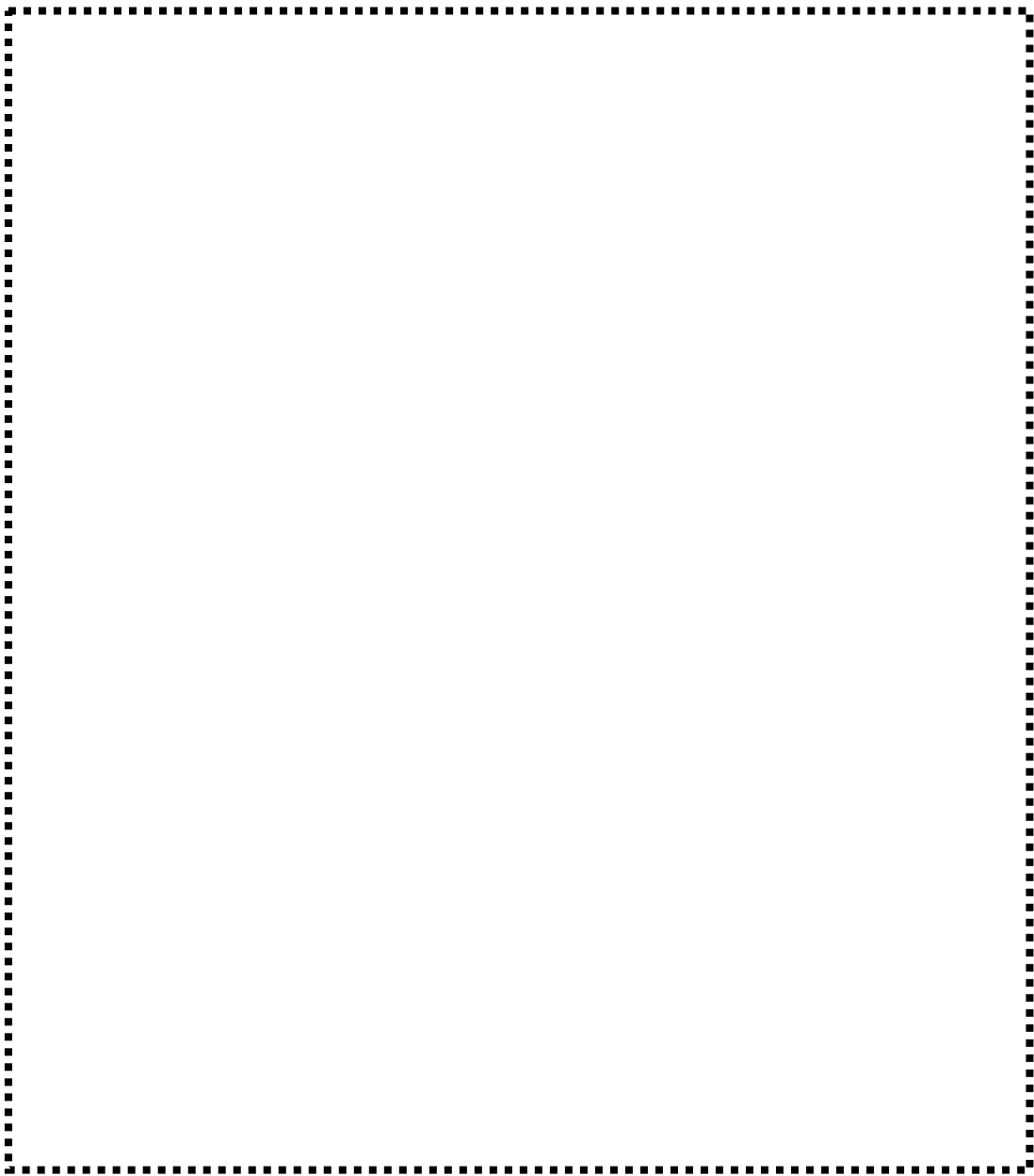
プラント名	柏崎 1 号機
採取時期	2002-11-29 (事象発生日)
採取部位	PLR 配管溶接部
採取方法	ひびを含む配管溶接部を切断 (輪切り) 後、細切断
供試材形状 (寸法、重量等)	約 62mm × 約 120mm × 配管板厚 (切出した配管からの採取寸法)
工事期間	不明
作業概要	金属調査
図、写真等 (代表)	
	
備考 (参考資料、URL 等)	表 3.2.1(3)-1 通番 9 備考欄参照

表 3.2.1(3)-7 国内 BWR プラントの供試材採取に関する事例詳細
(PLR 配管)

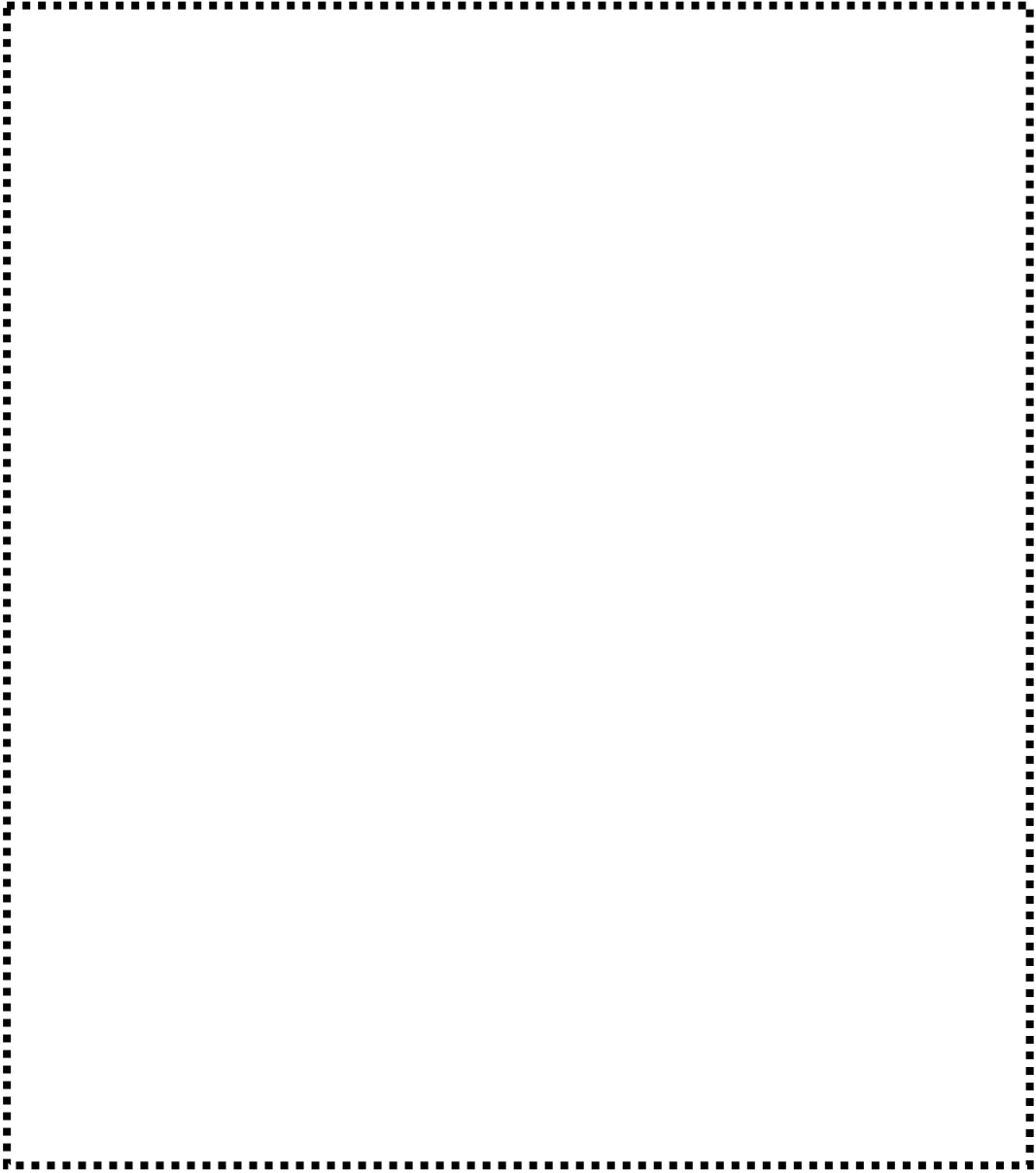
プラント名	女川 1 号機
採取時期	2002-10-27(事象発生日)
採取部位	再循環系配管溶接部
採取方法	ひびを含む配管溶接部を切断(輪切り)後、細切断
供試材形状 (寸法、重量等)	約 50~80mm×約 35.35mm×約 150mm(切出した配管からの採取寸法)
工事期間	第 15 回定検(2002-9-8~2003-7-29)の期間中
作業概要	ひび割れの金属調査
図、写真等 (代表)	
	
備考(参考資料、URL 等)	表 3.2.1(3)-1 通番 6 備考欄参照

表 3.2.1(3)-8 国内 BWR プラントの供試材採取に関する事例詳細
(PLR 配管)

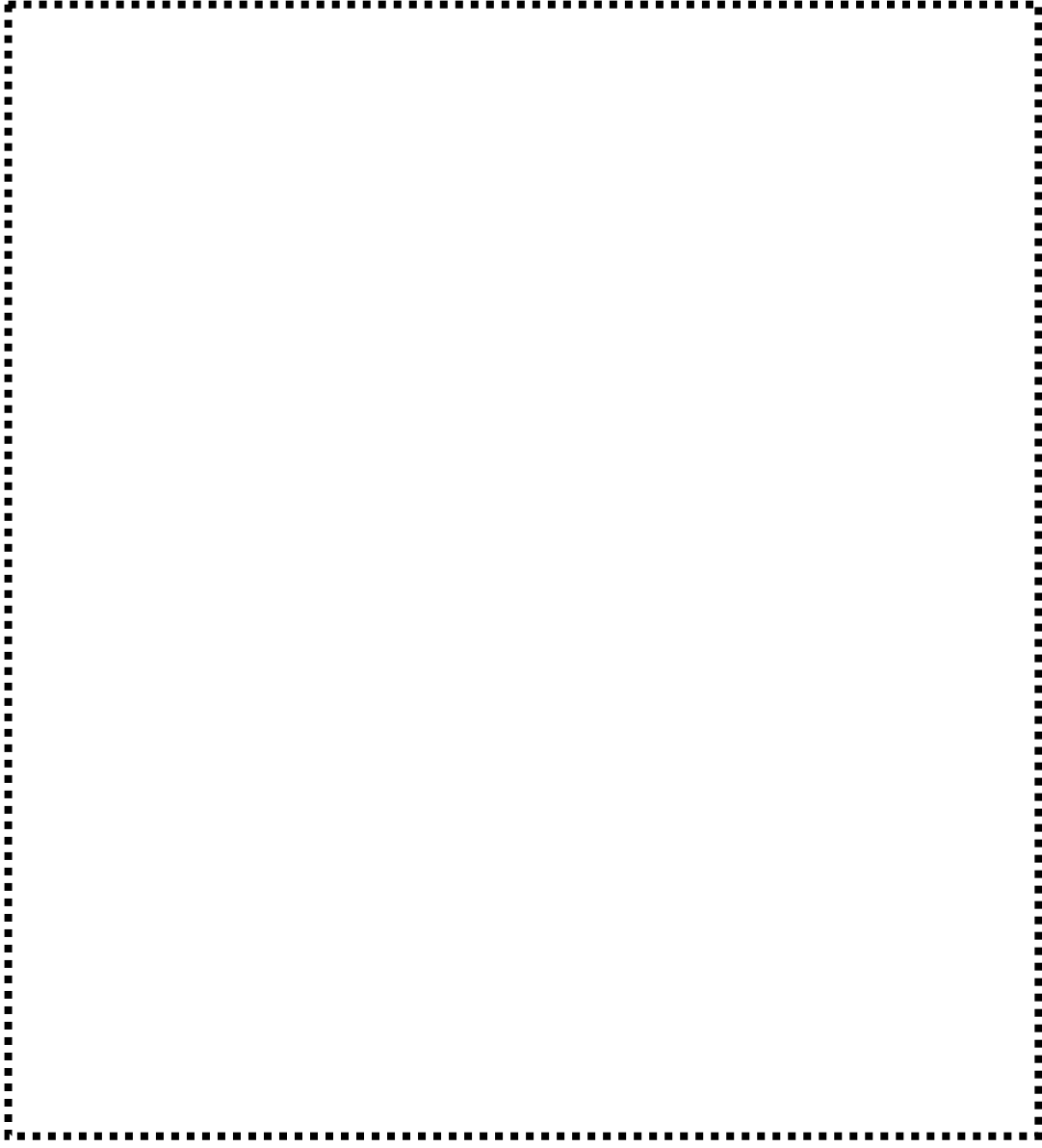
プラント名	島根 1 号機
採取時期	2011 年
採取部位	原子炉冷却材再循環系配管溶接部
採取方法	切断調査
供試材形状 (寸法、重量等)	約 50mm × 50mm / 0.7kg
工事期間	—
作業概要	位置特定(UT)、切断、PT、観察
<p>図、写真等 (代表)</p> 	
備考(参考資料、URL 等)	表 3.2.1(3)-1 通番 36 備考欄参照

表 3.2.1(3)-9 (1/2) 国内 PWR プラントの供試材採取に関する調査結果

プラント名	通番	採取時期 (年.月)	採取部位	採取方法	採取目的	供試材形状 (寸法/重量等)	備考(参考資料、URL 等)
敦賀 2 号機	1	1997.4	蒸気発生器伝熱管	不明	抜管調査	不明	日本原子力発電株式会社 プレスリリース ホーム > お知らせ > 2013 年度敦賀事業本部からのお知らせ(平成 26 年 3 月 7 日) 敦賀発電所の近況について http://www.japc.co.jp/tsuruga/news/2013/pdf/tsurugaH2603.pdf (閲覧日:2021/3/15)
	2	2007.10	蒸気発生器管台	不明	サンプリング調査	Φ77~80×t14	NUCIA(※1)トラブル情報 通番 9400 報告書番号 2007-原電-T013
	3	2014.2	炉内熱電対引出管	不明	取替	外径Φ8.0、内径Φ4.7	NUCIA(※1)トラブル情報 通番 11937 報告書番号 2013-原電-M003
美浜 2 号機	4	1979.4	制御棒クラスタ案内管たわみピン	不明	取替	Φ15.9×135.5L	NUCIA(※1)トラブル情報 通番 535 報告書番号 1979-関西-T003
	5	2007.9	蒸気発生器管台	不明	サンプリング調査	不明	NUCIA(※1)トラブル情報 通番 9322 報告書番号 2007-関西-T008
美浜 3 号機	6	1978.10	制御棒クラスタ案内管支持ピン	不明	取替	Φ28.7×63.1L	NUCIA(※1)トラブル情報 通番 509 報告書番号 1978-関西-T003
	7	1978.12	制御棒クラスタ案内管たわみピン	不明	取替	Φ15.9×135.5L	NUCIA(※1)トラブル情報 通番 513 報告書番号 1978-関西-T007
	8	1983.6	制御棒クラスタ案内管支持ピン	不明	取替	不明	NUCIA(※1)トラブル情報 通番 1004 報告書番号 1983-関西-T008
	9	1988.4	炉内計装用シンプルチューブ	不明	取替	Φ7.62×t1.24	NUCIA(※1)トラブル情報 通番 1485 報告書番号 1988-関西-M001
伊方 1 号機	10	1979.3	制御棒クラスタ案内管たわみピン	不明	取替	不明	NUCIA(※1)トラブル情報 通番 525 報告書番号 1979-四国-T002
	11	1979.5	制御棒クラスタ案内管支持ピン	不明	取替	不明	NUCIA(※1)トラブル情報 通番 580 報告書番号 1979-四国-T001
玄海 1 号機	12	1979.3	制御棒クラスタ案内管たわみピン	不明	取替	不明	NUCIA(※1)トラブル情報 通番 518 報告書番号 1978-九州-T001
高浜 1 号機	13	1979.7	制御棒クラスタ案内管たわみピン	不明	取替	Φ15.9×135.5L	NUCIA(※1)トラブル情報 通番 541 報告書番号 1978-関西-T008
	14	1988.3	炉内計装用シンプルチューブ	不明	取替	Φ7.62×t1.24	NUCIA(※1)トラブル情報 通番 1410 報告書番号 1987-関西-M018
	15	2004.5	制御棒クラスタ案内管支持ピン	不明	取替	Φ26.2×93	NUCIA(※1)トラブル情報 通番 2439 報告書番号 2004-関西-M002

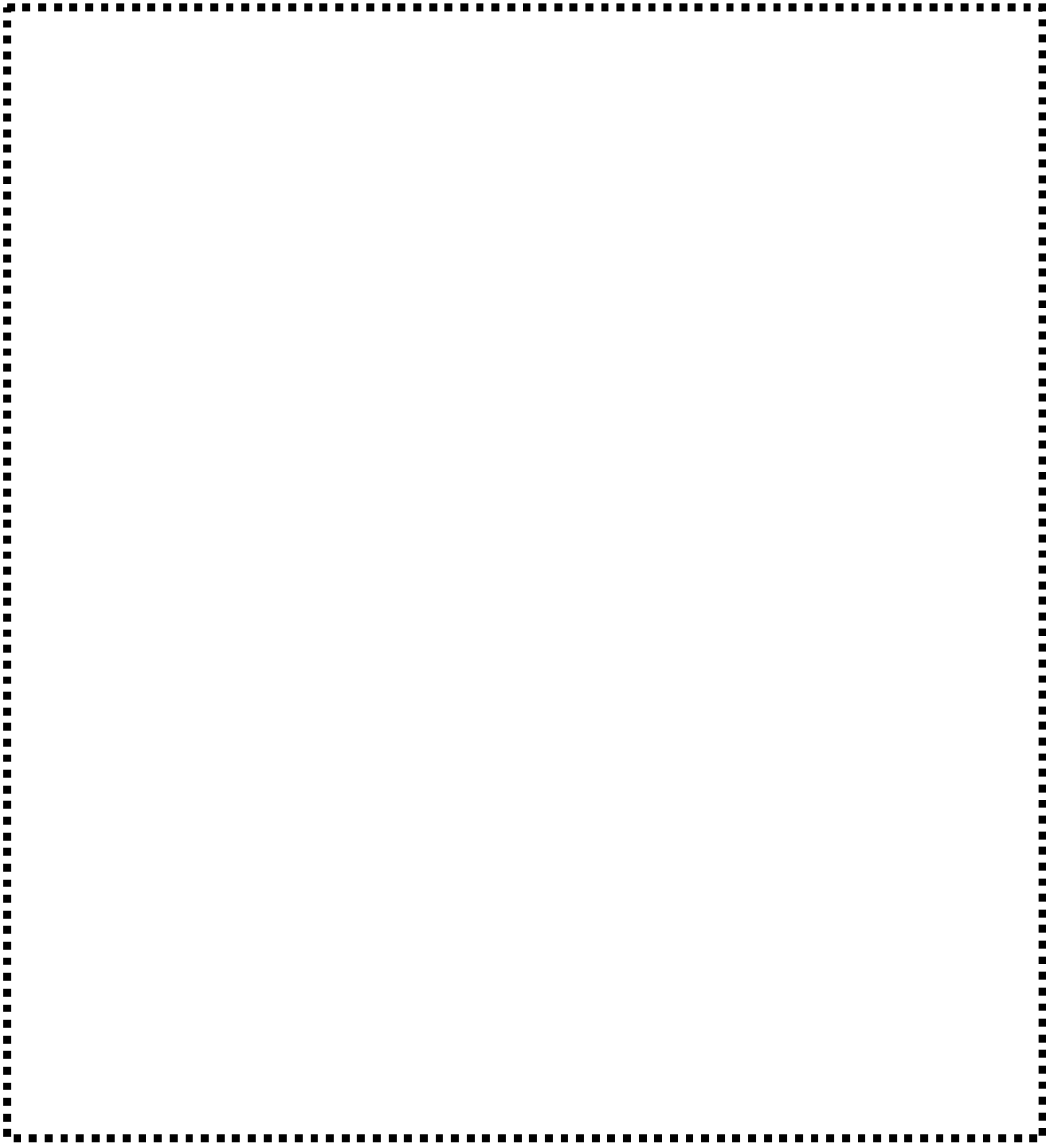
注記※1 : 原子力施設情報公開ライブラリー (NUSIA : NUClear Information Archives, <http://www.nucia.jp/>) (閲覧日 : 2021/3/15)

表 3.2.1(3)-9 (2/2) 国内 PWR プラントの供試材採取に関する調査結果

プラント名	通番	採取時期 (年.月)	採取部位	採取方法	採取目的	供試材形状 (寸法/重量等)	備考(参考資料、URL 等)
高浜 2 号機	16	1979.3	制御棒クラスタ案内管たわみピン	不明	取替	Φ 15.9 × 135.5L	NUCIA(※1)トラブル情報 通番 517 報告書番号 1978-関西-T011
	17	1979.4	制御棒クラスタ案内管支持ピン	不明	取替	Φ 28.7 × 63.1L	NUCIA(※1)トラブル情報 通番 534 報告書番号 1978-関西-T002
	18	1983.6	制御棒クラスタ案内管支持ピン	不明	取替	不明	NUCIA(※1)トラブル情報 通番 1005 報告書番号 1983-関西-T009
高浜 3 号機	19	2000.3	蒸気発生器伝熱管	不明	抜管調査	不明	関西電力株式会社 プレスリリース(2000年3月16日) 高浜発電所3号機の定期検査状況について(蒸気発生器伝熱管の 渦流探傷検査結果並びに原因と対策) https://www.kepco.co.jp/corporate/pr/2000/0316-1j.html (閲覧日:2021/3/15)
	20	2004.1	蒸気発生器伝熱管	不明	抜管調査	不明	NUCIA(※1)トラブル情報 通番 2210 報告書番号 2003-関西-T012
高浜 4 号機	21	1999.6	蒸気発生器伝熱管	不明	抜管調査	不明	NUCIA(※1)トラブル情報 通番 180 報告書番号 1999-関西-T006
大飯 1 号機	22	1980.2	制御棒クラスタ案内管支持ピン	不明	取替	Φ 21.1 × 92.9L	NUCIA(※1)トラブル情報 通番 557 報告書番号 1979-関西-T024
	23	1988.3	炉内計装用シンプルチューブ	不明	取替	Φ 7.62 × t1.24	NUCIA(※1)トラブル情報 通番 1409 報告書番号 1987-関西-M017
大飯 2 号機	24	1980.10	制御棒クラスタ案内管支持ピン	不明	取替	不明	NUCIA(※1)トラブル情報 通番 623 報告書番号 1980-関西-T013
	25	1988.8	炉内計装用シンプルチューブ	不明	取替	Φ 7.62 × t1.24	NUCIA(※1)トラブル情報 通番 1497 報告書番号 1988-関西-M013
	26	1991.4	制御棒クラスタ案内管支持ピン	不明	取替	Φ 26.2 × 100.8	NUCIA(※1)トラブル情報 通番 1680 報告書番号 1991-関西-T001
大飯 3 号機	27	1999.6	上蓋管台	不明	サンプリング調査	不明	関西電力株式会社 プレスリリース(2006年9月25日) 大飯発電所3号機の定期検査開始について https://www.kepco.co.jp/corporate/pr/2006/0925-1j.html (閲覧日:2021/3/15)
泊 1 号機	28	2004.11	制御棒クラスタ案内管	不明	取替	不明	NUCIA(※1)トラブル情報 通番 2648 報告書番号 2004-北海道-M003
	29	2007.4	蒸気発生器伝熱管	不明	抜管調査	不明	北海道電力株式会社 プレスリリース(2007年6月10日) お知らせ>プレスリリース 2007年度 泊発電所1号機の発電再開について https://www.hepco.co.jp/info/2007/1173516_829.html (閲覧日:2021/3/15)
	30	2007.6	制御棒クラスタ案内管	不明	取替	不明	NUCIA(※1)トラブル情報 通番 8915 報告書番号 2007-北海道-M004
	31	2010.1	制御棒クラスタ案内管支持ピン	不明	取替	Φ 29 × 108	NUCIA(※1)トラブル情報 通番 10887 報告書番号 2009-北海道-M009
泊 3 号機	32	2012.6	炉内熱電対引出管	不明	取替	外径Φ 8.0、内径Φ 4.7	NUCIA(※1)トラブル情報 通番 11544 報告書番号 2012-北海道-M002

注記※1 : 原子力施設情報公開ライブラリー (NUSIA : NUClear Information Archives, <http://www.nucia.jp/>) (閲覧日:2021/3/15)

表 3.2.1(3)-10 国内 PWR プラントの供試材採取に関する事例詳細
(蒸気発生器管台)

プラント名	敦賀 2 号機
採取時期	サンプル採取 2008 年
採取部位	蒸気発生器管台溶接部
採取方法	放電加工
供試材形状 (寸法、重量等)	Φ77~80×厚さ 14mm
工事期間	—
作業概要	ボートサンプル採取
<p>図、写真等 (代表)</p> 	
備考(参考資料、 URL 等)	表 3.2.1(3)-9 通番 2 備考欄参照

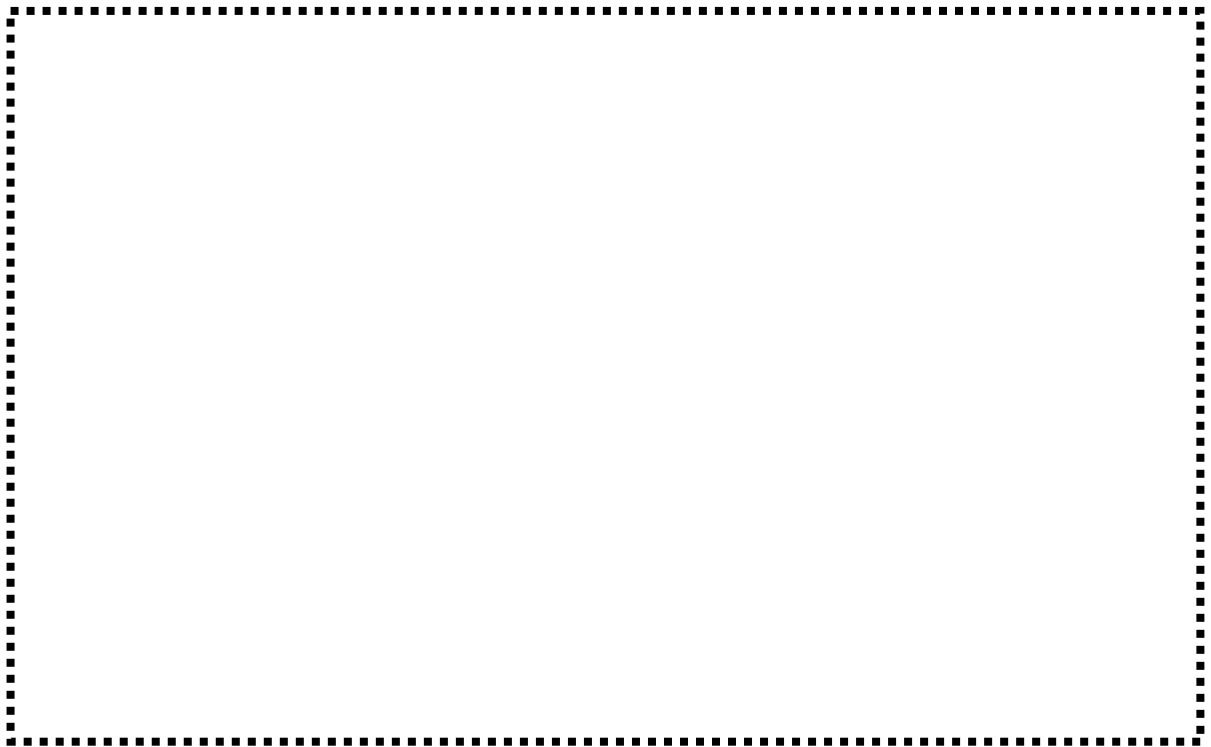


図 3.2.1(3)-1 BWR の代表的な原子炉建屋と付帯設備^[3.2.1(3)-2]

(参考文献より図を加工して掲載)

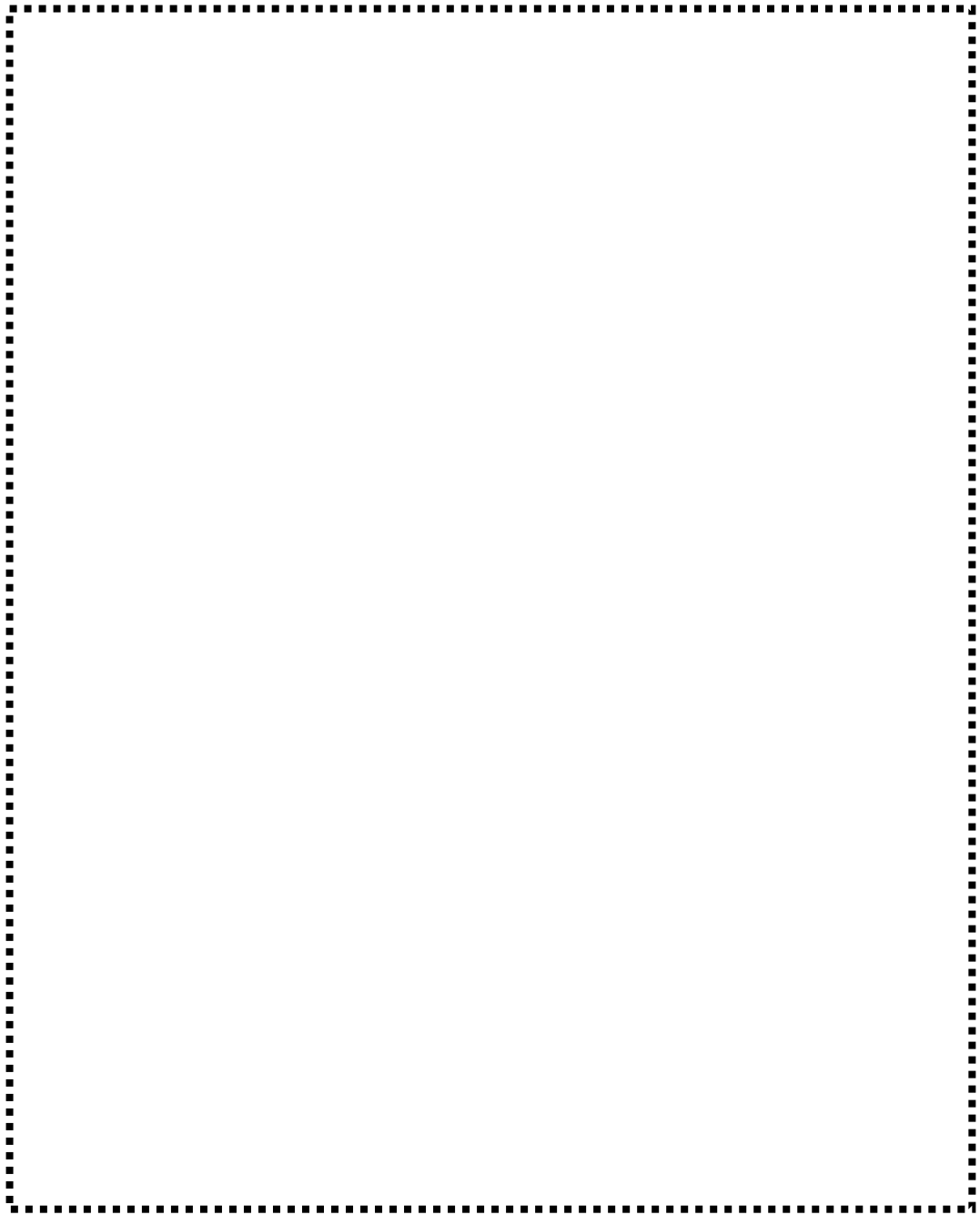


图 3.2.1(3)-2 BWR 原子炉容器内部构造物^[3.2.1(3)-3]

(4) 輸送、試験片加工等に関する実施方法、実績、課題等の調査

試験研究施設への放射性物質の輸送、試験片加工等について、実施方法、実績、課題等を調査した。

1) 輸送に関する実施方法、実績の調査

① 輸送実績について

国内の試験研究機関への輸送実績は、BWR 及び PWR プラントとも実績多数ではあるが、公開情報で実績を把握可能な情報はなかったが、原子炉圧力容器監視試験の実施では発電所構外の試験実施設備への輸送がなされていること、原子炉圧力容器監視試験片以外にも、3.2.1(3)の実機からの供試材採取に関する調査でトラブル調査等のサンプル採取後に、発電所構外の試験実施設備へ採取したサンプルを輸送し原因究明が行われていることを踏まえると、輸送実績は多数である。

② 実施方法について

実施方法について法令に基づいた申請や輸送区分を調査し、実機材料の供試体やサンプル等の放射性物質の輸送についてまとめた。今回調査した輸送の概略の方法は、放射性物質（実機材料供試体あるいはサンプル）を、輸送容器に収納し、車両により一般道を使って輸送する方法を例とした。

● 法令等に基づいた申請書類等

放射性物質を輸送するにあたっては、表 3.2.1(4)-1 に示すような法令等に基づいた各種申請、届出が必要となる。輸送物の放射エネルギーにより必要書類が異なり、表中の 4、5、7～9 の申請については、B 型輸送物の場合のみに必要となるものであり、L 型及び A 型輸送物の場合は不要である（L/A/B 型の輸送の区分については後述の②に記す）。なお、表 3.2.1(4)-1 の申請書類については、あくまで一般的な書類を挙げており、自治体により状況も異なるため、発地の自治体の要求に基づいた資料準備が必要となる。

● 輸送の区分、基準について

陸上輸送の基準については、「原子炉等規制法」によって定められており、輸送物に関しては下位規則である「核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則（以下、「外運搬規則」という。）：原子力規制委員会」に、輸送方法に関しては同じく下位規則の「核燃料物質等車輛運搬規則（以下、「車輛運搬規則」という。）：国土交通省」によって定められている。輸送物の区分を図 3.2.1(4)-1 に示す。輸送はその内容物の放射エネルギーと、輸送物の線量率により、L 型、A 型、B 型に区分される。

➤ L 型輸送

内容物の放射エネルギー（各核種の放射エネルギーと A2 値の比の総和）が 1/1000 以下（固体）又は 1/10000 以下（液体）であり、輸送物

の表面での線量率が $5\mu\text{Sv/h}$ 以下のもの。

➤ A型輸送

内容物の放射エネルギー（各核種の放射エネルギーと A2 値の比の総和）が 1 以下であり、輸送物の表面での線量率が 2mSv/h 且つ表面から 1m 離れた位置で 0.1mSv/h 以下のもの。

➤ B型輸送

内容物の放射エネルギーが許認可を受けた値以下であり、輸送物の表面での線量率が 2mSv/h 且つ表面から 1m 離れた位置で 0.1mSv/h 以下のもの。

なお、A2 値とは核種ごとに人体への内部被ばく影響を考慮し定められた値であり、核種ごとの値は「外運搬規則」及び「核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する技術上の基準に係る細目等を定める告示」に記載されている。代表的な核種とその A2 値を表 3.2.1(4)-2 に示す。

● 輸送容器に対する制限

輸送容器に関しても内容物の寸法及び重量制約がある。国内の照射後試験実施可能機関が保有する輸送容器の例を表 3.2.1(4)-3 に示す。放射エネルギーの一番少ない L 型輸送物の場合、ドラム缶等の金属製容器に格納して輸送が可能である。A 型輸送容器は表 3.2.1(4)-3 より 4 種類の輸送容器を保有しており、輸送容器の収納部の寸法は、最大で約 $\phi 21\text{cm} \times$ 約 85cm となっている。放射エネルギーが最も高い B 型輸送の場合、B 型輸送容器を使用することとなり、容器の内部寸法の一例として約 $\phi 31\text{cm} \times$ 約 92cm となる。ただし、B 型輸送に使用する場合には、実際に輸送する炉内機器材料の条件が許認可を受けている設計仕様内であれば輸送可能である。また、車両に係る線量当量率に関しても規定されており、車両運搬規則第 11 条より放射性物質を車両に搭載した状態における線量当量率及び表面汚染密度は、表 3.2.1(4)-4 に示す値を超えないことが求められる。なお本基準は、放射エネルギーが低い L 型輸送物のみを運搬する場合でも適用される。

③ 輸送に関する課題

②項にて、放射性物質の輸送の実施方法について調査したが、放射性物質の輸送容器には収納物の寸法制約があり、これを踏まえた供試材の採取寸法の検討・計画を実施する必要がある。また、内容物の放射エネルギー及び輸送容器の線量等量率の制約もあるため、輸送物の放射エネルギーが輸送上の制約を超過している場合には、輸送物量の低減を図る、若しくは輸送前の発電所保管において、保管期間を十分に取って放射能のレベルを下げたうえで輸送する必要がある。そのため、次年度以降に具体化する評価手法の保守性の確認のための試験計画の機械試験マトリックスを踏まえ、そのマトリックスで要求する機械試験片等を必要な員数採取加工

可能な実機材料供試体の採取仕様を検討する際に、発電所構外への輸送の観点での検討を行う必要がある。

2) 試験片加工の実績調査

① 加工実績及び加工方法について

表 3.2.1(4)-5 に 3.2.1(3) 項の実機からの輸送後試験片加工について公開情報で調査することができた実績と加工方法を示す。目的がトラブル調査等であることから、各プラントから輸送された供試材(サンプル)は、金相/固さ試験、走査電子顕微鏡観察(SEM : Scanning Electron Microscope : 破面観察等)、電子線マイクロアナライザー試験 (EPMA : Electron Probe Micro Analyzer) や γ 線計測試験他のために、バンドソー、精密切断機、研磨装置、破面開放 (ボール盤、疲労試験機) 等による試験片加工を実施している。

また、3.2.1(1)「照射ステンレス鋼の破壊靱性特性に関する調査」で参照した文献で、破壊靱性試験を実施するにあたり国内 BWR プラントの炉心シュラウド・上部格子板^[3.2.1(4)-1]及び制御棒^[3.2.1(4)-2]から採取した供試材を用いて、国内の試験研究機関にて CT 試験片を加工し、破壊靱性試験を実施した実績がある。

② 加工に関する課題

本研究で必要とする試験片の種類は、破壊靱性試験片、引張試験片及び組織観察試験片が主軸となるが、国内試験施設にて実機材料から機械試験片を加工する技術は実績多数であり、輸送と同様に、採取した供試体やサンプルの放射化レベルや施設加工装置で取り扱い可能な寸法や重量といった制約はあるが、実機材料の加工技術の実績は多数である。

今後の課題としては、加工対象の供試体の放射エネルギーが加工設備の仕様を超過している場合には供試体の物量低減を図る、若しくは加工前の保管において、保管期間を十分に取り放射能のレベルを下げたうえで加工する必要がある。そのため、次年度以降に具体化する機械試験マトリックスを踏まえ、そのマトリックスで要求する機械試験片等を加工仕様を検討する際に、加工を実施する施設や設備の管理区域の仕様や制限等踏まえて検討を行う必要がある。

<参考文献>

- [3.2.1(4)-1] T.Torimaru, M.Kodama, S.Tanaka, T.Nakamura, K.Kumagai, K.Asano: “Fracture Toughness of Austenitic Stainless Steels after BRW Irradiation”, Proc. 7th Int. Symp. Contribution of Materials Investigation to Improve the Safety and Performance of LWRs (Fontevraud 7), A060 T02, FNES(2010)
- [3.2.1(4)-1] A.Demma, R.Carter, A.Jenssen, T.Torimaru, R.Gamble: “Fracture Toughness of highly irradiated stainless steels in boiling water reactors”, Proc. 13th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System – Water Reactors, NACE(2008)

表 3.2.1(4)-1 放射性物質の輸送に際しての申請書類

No	申請等の名称	申請先	準拠法規
1	原子力損害賠償補償契約締結申込	文部科学省 研究開発局 原子力課	原子力損害賠償法 第 10 条
2	原子力損害賠償責任保険	原子力保険プール	原子力損害賠償法 第 7 条
3	輸送計画連絡書 (仮名称)	県及び市・町・村	発電所周辺環境及び地域の安全確保等に関する協定書
4	核燃料輸送物設計承認申請書	原子力規制委員会(NRA)	核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する技術上の基準に係る細目等を定める告示第 41 条
5	容器承認申請書	原子力規制委員会(NRA)	核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 59 条第 3 項 核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則第 21 条
6	特殊車両通行許可申請書	道路管理者	道路法第 47 条の 2
7	核燃料物質等運搬物確認申請書	原子力規制委員会(NRA)	核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 59 条第 2 項 核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則第 19 条
8	核燃料輸送物運搬確認申請書	国土交通省 自動車局 環境政策課	核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 59 条第 2 項
9	核燃料物質等運搬届出書	発地都道府県 県公安委員会	核燃料物質等の運搬の届出等に関する内閣府令第 2 条第 1 項 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 59 条第 5 項
10	車両積載方法の固縛強度検討報告書	国土交通省 自動車交通局 技術安全部環境課	核燃料物質等車輛運搬規則関係取扱要領

表 3.2.1(4)-2 代表的な核種と A2 値

核種	A2 値[TBq]
^{51}Cr	30
^{59}Fe	0.9
^{58}Co	1.0
^{60}Co	0.4

表 3.2.1(4)-3 国内照射後試験実施可能機関の保有輸送容器の例

区分	輸送容器	容器寸法	容器重量	収納部寸法
L 型	金属製容器	(ドラム缶等、各種仕様の容器を準備可能)		
A 型	A 型輸送容器①	約φ62×約70cm	約1トン	約φ10×約20cm
	A 型輸送容器②	約98×約98×約110cm	約3.2トン	約φ21×約47cm
	A 型輸送容器③	約φ140×約220cm	約7トン	約φ21×約85cm
	A 型輸送容器④	約40×約40×約53cm	約0.5トン	約φ8×約10cm
B 型	B 型輸送容器	約φ1.5m×約2.0m	約11.5トン	本体内部寸法: 約φ31×約92cm 収納部寸法は各輸送物の許認可を受けた内容物の設計仕様による*1

注記*1: B 型輸送に使用するときには実際に輸送する炉内機器材料の条件が許認可を受けている設計仕様内である場合は輸送可能。

表 3.2.1(4)-4 放射性物質を搭載した車両の線量率

車両表面線量当量率 (前面、両側面、後面)	車両表面から 1m 離れた 位置での線量当量率 (前面、両側面、後面)	運転席	車両表面汚染密度 (全面、両側面、後面)	
			α 各種	α 各種以外
2mSv/h	100 μ Sv/h	20 μ Sv/h	0.4Bq/cm ²	4.0Bq/cm ²

備考:L 型輸送物のみを運搬する場合でも適用される。

表 3.2.1(4)-5 (1/2) 輸送後加工実績の調査結果

プラント名	輸送目的、件名 (監視、トラブル等)	輸送時期		輸送後加工		備考(参考資料、URL等)
				方法(使用装置等)	加工後形状	
浜岡1号機 ジェットポンプビーム	トラブル調査	1回目	1982年9月	-	-	・ 原子力施設情報公開ライブラリー(ニューシア)、「ジェットポンプビームの超音波探傷検査結果について」、1982-中部-T001、 http://www.nucia.jp/nucia/kn/KnTroublePrint.do?troubleId=941 (閲覧日:2021/3/15)
		2回目	1982年9月			
浜岡1号機 余熱除去系配管	トラブル調査	1回目	2001年11月	バンドソー 精密切断機 研磨装置	金相試験片 SEM試験片(破面含む)	・ 原子力施設情報公開ライブラリー(ニューシア)、「余熱除去系配管破断に伴う原子炉手動停止について」、2001-中部-T003、 http://www.nucia.jp/nucia/kn/KnTroublePrint.do?troubleId=239 (閲覧日:2021/3/15)
		2回目	2001年11月			
女川1号機 シュラウドH2	トラブル調査	2003年1月		精密切断機 研磨装置 打ち抜き機 電解研磨装置	金相試験片 SEM試験片(破面含む) EPMA試験片 TEM試験片	・ 日本原子力研究所、「女川原子力発電所1号機シュラウドサンプル(O1-H2)に関する調査報告書」、JAERI-Tech 2004-012 (2004)
柏崎1号機 シュラウドH4	トラブル調査	2002年12月		バンドソー 精密切断機 研磨装置	金相試験片 SEM試験片(破面含む)	・ 日本原子力研究所、「柏崎刈羽原子力発電所1号機シュラウドサンプル(K1-H4)に関する調査報告書」、JAERI-Tech 2004-011 (2004)
柏崎1号機 PLR配管	トラブル調査	2002年12月		精密切断機 研磨装置	金相/硬さ試験片 SEM試験片(破面含む) γ線計測試験片 化学分析試験片	・ 日本原子力研究所、「柏崎刈羽原子力発電所1号機再循環系配管サンプル(K1-PLR)に関する調査報告書」、JAERI-Tech 2004-049 (2004)
柏崎3号機 シュラウドH7a	トラブル調査	2002年11月		バンドソー 精密切断機 研磨装置	金相試験片 SEM試験片(破面含む)	・ 日本原子力研究所、「柏崎刈羽原子力発電所3号機シュラウドサンプル(K3-H7a)に関する調査報告書」、JAERI-Tech 2004-002 (2004)
柏崎7号機 制御棒	トラブル調査	不明		不明	外観観察/表面観察 破面観察/断面観察、 硬さ測定 EDX分析 結晶粒界化学成分分析	・ 原子力施設情報公開ライブラリー(ニューシア)、通番11520、報告書番号:2010-東京-M039 Rev.1.
福島第一4号機 シュラウドH4	トラブル調査	不明		不明	金相/硬さ試験片 SEM試験片(破面含む) EPMA試験片	・ 福島第一原子力発電所4号機におけるシュラウドの点検状況について https://www.tepco.co.jp/fukushima1-np/b42413-j.html (閲覧日:2021/3/15) ・ JAERI-Tech-2004-004、福島第一原子力発電所4号機シュラウドサンプル(1F4-H4)に関する調査報告書、2004年2月。 ・ 中性子照射量(炉心シュラウドH4溶接線付近)約 1.3×10^{25} n/m ² (E>1MeV)
福島第二1号機 制御棒	トラブル調査	1回目	1997年12月	バンドソー 精密切断機 研磨装置	金相/硬さ試験片 SEM試験片(破面含む) ガス捕集試験片	・ 原子力施設情報公開ライブラリー(ニューシア)、「制御棒の動作不調に伴う原子炉手動停止について」、1997-東京-T019、 http://www.nucia.jp/nucia/kn/KnTroublePrint.do?troubleId=150 (閲覧日:2021/3/15)
		2回目	1997年12月			
		3回目	1998年1月			

備考: SEM: 走査電子顕微鏡(Scanning Electron Microscope)
 EMPA: 電子線マイクロアナライザー(Electron Probe Micro Analyzer)
 TEM: 透過電子顕微鏡(Transmission Electron Microscope)
 EDX: エネルギー分散型X線分析(Energy dispersive X-ray spectroscopy)

表 3.2.1(4)-5 (2/2) 輸送後加工実績の調査結果

プラント名	輸送目的、件名 (監視、トラブル等)	輸送時期		輸送後加工		備考(参考資料、URL等)
				方法(使用装置等)	加工後形状	
福島第二1号機 ジェットポンプ流量計側管	トラブル調査	2001年1月		精密切断機	金相/硬さ試験片 SEM試験片(破面含む)	・ 原子力施設情報公開ライブラリー(ニューシア)、「ジェットポンプ流量計測系の不具合に伴う原子炉手動停止について」、2000-東京-T016、 http://www.nucja.jp/nucja/kn/KnTroublePrint.do?troubleId=233 (閲覧日:2021/3/15)
福島第二2号機 シュラウドH3	トラブル調査	不明		不明	金相/硬さ試験片 SEM試験片(破面含む) EPMA試験片	・ 福島第二原子力発電所2号機 シュラウド胴部他のひびについて(状況報告)、平成15年9月、東京電力株式会社。 ・ 東京電力(株)福島第二原子力発電所2号機の炉心シュラウドのひび割れに関する発生原因について、平成15年9月1日、原子力安全・保安院。 ・ JAERI-Tech 2004-015, 福島第二原子力発電所2号機シュラウドサンプル(2F2-H3)に関する調査報告書, 2004年3月。
福島第二2号機 シュラウドH4	トラブル調査	不明		不明	金相試験片 SEM試験片(破面含む)	・ 福島第二原子力発電所2号機 シュラウド胴部他のひびについて(状況報告)、平成15年9月、東京電力株式会社。 ・ 東京電力(株)福島第二原子力発電所2号機の炉心シュラウドのひび割れに関する発生原因について、平成15年9月1日、原子力安全・保安院。
福島第二3号機 シュラウドH6a	トラブル調査	2001年7月		バンドソー 精密切断機 破面作成機器(ボール盤、疲労試験機)	金相試験片 SEM試験片(破面含む) EPMA試験片 γ線計測試験片	・ 日本原子力研究所、「福島第二原子力発電所3号機シュラウドサンプル(2F3-H6a)に関する調査報告書」、JAERI-Tech 2004-044 (2004)
東海第二 制御棒	トラブル調査	不明		不明	金相/硬さ試験片 SEM試験片(破面含む) EPMA試験片	・ 原子力施設情報公開ライブラリー(ニューシア)、通番189、報告書番号:1999-原電-T002。
敦賀1号機 制御棒	トラブル調査	1回目	1997年12月	バンドソー 精密切断機 研磨装置	金相/硬さ試験片 SEM試験片(破面含む) ガス捕集試験片	・ 原子力施設情報公開ライブラリー(ニューシア)、「動作不良制御棒22-23の点検に伴う原子炉手動停止について」、1997-原電-T005、 http://www.nucja.jp/nucja/kn/KnTroublePrint.do?troubleId=134 (閲覧日:2021/3/15)
	2回目	1997年12月				
	3回目	1997年12月				
敦賀1号機 シュラウドサポート	トラブル調査	不明		サンプル(供試材) レプリカ	金属組織観察、破面調査、 酸化皮膜厚さ調査、化学 成分分析調査	・ 原子力施設情報公開ライブラリー(ニューシア)、通番193、報告書番号:1999-原電-T012 ・ 日本原子力発電株式会社、敦賀発電所1号機のシュラウドサポート部損傷の調査状況について、平成12年2月20日 ・ 日本原子力発電株式会社、敦賀発電所1号機のシュラウドサポート部損傷の調査状況について、平成12年4月20日

備考: SEM: 走査電子顕微鏡(Scanning Electron Microscope)
 EMPA: 電子線マイクロアナライザー (Electron Probe Micro Analyzer)
 TEM: 透過電子顕微鏡 (Transmission Electron Microscope)
 EDX: エネルギー分散型X線分析 (Energy dispersive X-ray spectroscopy)

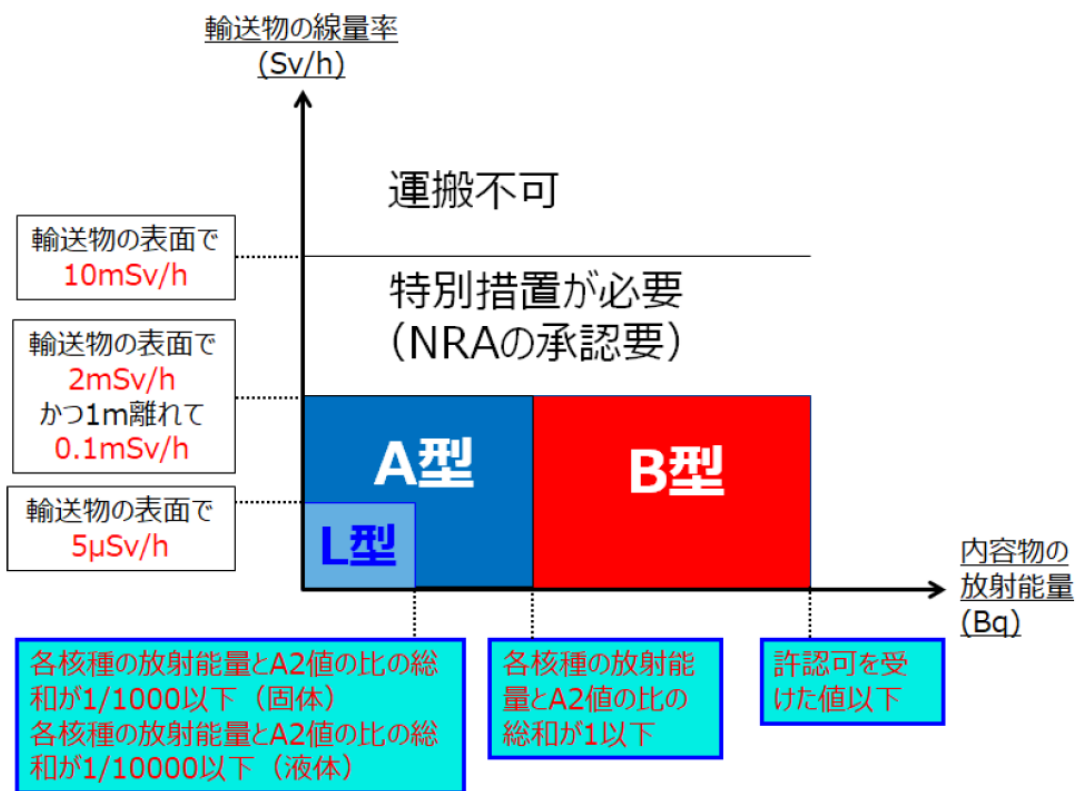


図 3.2.1(4)-1 輸送物の放射エネルギー及び線量率による区分

(5) 試験研究施設に関する調査

廃炉から採取したステンレス鋼を用いた試験計画の具体化を検討する上で、ホットラボに求められる要件を検討すると共に、試験に供することが有望視されるホットラボ施設の選定に資するための情報を収集することを目的に、実機材料を対象とした照射ステンレス鋼の破壊靱性試験が実施可能な試験研究施設に関する調査を実施した。

1) ホットラボ試験に係る要件

本項では、廃炉から採取したステンレス鋼を用いて、破壊靱性、引張、硬さ試験等を実施するための要件を整理した。なお、近年、米国 Idaho National Laboratory (INL)^[3.2.1(5)-1]及び Japan Atomic Energy Agency (JAEA)^[3.2.1(5)-2]において、今後のホットラボ試験におけるニーズ調査が行われており、その結果を適宜参照した。

① 試験片加工装置

廃炉から採取したステンレス鋼は、放射化した核燃料汚染物として、現地で切断されたままの形状でホットラボに搬入されると想定される。これらを破壊靱性、引張、硬さ試験に供するためには、ホットラボにおいて、破壊靱性評価用のCT試験片や3点曲げ (SE(B)) 試験片、引張特性評価用の丸棒又は平板引張試験片、硬さ評価用の平板試験片への加工が必要である。

そのため、放射化した材料の加工に対応するため、放射線を遮へいする能力を有するホットセル内に、外観観察のための装置や、遠隔で操作可能な金属切断機、ボール盤、フライス盤、放電加工機等が整備されていることが必要である。また、必要に応じて、試験片を採取する箇所を詳細に検討するため、事前の金属組織観察に必要な研磨機や、エッチングのための設備が備わっていることが望ましい。

また、試験片の加工精度はデータのばらつきに影響する因子と考えられるため、加工後の試験片の寸法測定方法の確立と、そのトレーサビリティの確保が課題として挙げられる。

② 試験装置

引張試験や破壊靱性試験の実施には、万能引張試験機、また、硬さ試験には、例えばビッカース圧子を備えた硬さ試験機がホットセル内に整備されていることが必要である。なお、各試験とも、試験片の形状や大きさ、取得すべきデータの種類によって、装置の負荷容量や、付帯設備等が相違する。特に、昨今の引張試験や破壊靱性試験では、引張試験片の変位量やCT試験片の開口量測定を精密に行うため、クリップゲージなどの変位量測定の機器が付帯されていることが望ましい。マンピュレーターを使った遠隔操作で、こうした測定機器を伴った試験片を試験機にセットする場合は、常に同等な状態で試験に供するよう、専用の治具等の開発も課題として挙げられる^[3.2.1(5)-3]。

また、硬さ試験機については、近年は試験力が1 kg以下のマイクロビッカース試験機を用いたデータの報告事例が多く、加えてナノインデント試験機による評価も進んでいる。特に表面から板厚方向への硬さ分布を測定するためには、マイクロビッカース試験機やナノインデント試験機がホットセル内に整備されていることが望まれる。加えて、上記の試験を実施した後の破面形態等を詳細に観察するため、外観及び低倍率での観察用の実体顕微鏡やデジタルマイクロスコープ、走査型電子顕微鏡等がホットセル内に整備されていることが必要であると考えられる。

2) ホットラボ調査

① 照射材データ取得実績に関する調査

本項では、公開文献を基に、照射材の引張特性、破壊靱性及び亀裂進展試験データの取得実績のあるホットラボ施設を抽出した。著者がホットラボ施設を有する複数の機関にわたる場合は、それぞれの施設で実績があったものとして、重複して抽出した。

表3.2.1(5)-1は、引張特性評価に係る試験実績の観点から、施設ごとに整理した結果である。表より、海外の研究機関7、国内は3機関に実績があることがわかる。このうち、実機からの取出し材を加工しての試験実績を有する機関は、海外ではANL (Argonne National Laboratory, 米国)、ORNL (Oak Ridge National Laboratory, 米国)、Studsvik (Studsvik Nuclear AB, スウェーデン)、VTT (VTTフィンランド技術研究センター社, フィンランド)、WCLS (Westinghouse Electric Co. Churchill Laboratory Services, 米国)、国内ではNFD (Nippon Nuclear Fuel Development)、NDC (Nuclear Development Corporation)であった。

表3.2.1(5)-2は、実機取出し材からCT試験片を製作した実績の有無を調査するため、破壊靱性及び亀裂進展試験データに関する文献を対象に、施設ごとに実績を整理した結果である。表に示すように、実機からの取出し材からCT試験片を加工して試験を行った実績のある機関は、海外ではANL、IFE (Institute for Energy Technology, ノルウェー)、Studsvik、VNC (Vallecitos Nuclear Center of General Electric, 米国)、VTT、WCLS、国内ではNFDであった。多くの試験実績は、0.5T-CT試験片かそれよりも小さいサイズのものであったが、このうち、比較的大きな1T-CT試験片の加工と試験実績のある機関は、海外ではWCLS、国内ではNFDであった。

照射材データ取得実績のあるホットラボ施設に関して、公開文献数を国内外施設毎で比較した。図3.2.1(5)-1は、引張特性、破壊靱性・亀裂進展データ取得実績を文献数で比較した結果であり、図3.2.1(5)-2は、破壊靱性・亀裂進展データ取得実績を文献数で比較した結果である。

なお、同一文献が引張特性及び破壊靱性・亀裂進展データ取得実績のいずれにも該当する場合は、破壊靱性・亀裂進展データの取得実績として扱い、引張特性、破壊靱性・亀裂進展データ取得実績の合計件数には重複して含めないこととした。国内施設を活用した照射材データ取得実績は、引張特性、破壊靱性・亀裂進展データの取得実績と比較した場合、全体の4割程度であった。同様に、破壊靱性・亀裂進展データの取得実績と比較した場合は、国内施設での取得実績は全体の3割程度であった。このことから、国内のホットラボ施設においても、照射材を取り扱ったデータを数多く取得しており、十分な実績があることがわかる。

② ホットラボ施設情報の収集

i. 調査方法

①項で抽出されなかったホットラボ施設の情報を中心に、以下に示す文献や、ポータルサイトの情報に着目して、調査を実施した。

- ・ Working Group on “Hot Laboratories and Remote Handling”が主催する HotLabo Conference のプロシーディングス等
- ・ IAEA の iNFCIS 活動における照射後試験施設データベース (PIE DB)
- ・ Nuclear Science User Facilities のポータルサイト
- ・ CEA MINOS project のポータルサイト
- ・ 廃炉研究開発情報ポータルサイト

ii. 調査結果

i. 項に基づき、国内外のホットラボ施設情報を調査した。一部、①項で抽出されたホットラボ施設も含めて調査、整理した。

a. Hotlabo Conference:

Hot Laboratories ワーキンググループ(事務局はオランダ SCK・CEN)が主催する”HotLab Conference”は、1963年以来ほぼ毎年、ホットラボ施設に関わる技術者や研究者の技術交流の場として開催されている。開始当初は、欧州のみを活動範囲としていたが、2007年以降は、欧州以外の世界中のホットラボ施設関係者にも、活動と情報共有の範囲を広げ、現在に至っている。

Hotlabo Conferenceでは、照射後試験(以下、「PIE」という。)実績の他、ホットラボ施設そのものや施設に付帯する設備の設計、運用、更新(廃止)に関する経験、廃棄物管理、放射性物質の輸送(輸送用キャスクを用いた実績)等に関するセッションが設けられ、ホットラボ運営に関連するトピックスを幅広く網羅している。2017年には、日本でも開催された。

本項では、比較的新しい情報を整理するため、2010年から2019年までの10年の会議における発表内容505件について調査を行った。発表項目を次の7項目に分類した結果、以下であった。

- ・PIE(構造材): 40 件
- ・PIE(燃料被覆管/ペレット): 97 件
- ・PIE(遠隔操作): 34 件
- ・施設/設備: 220 件
- ・廃棄物管理: 48 件
- ・輸送: 21 件
- ・その他 (総論・施設運営における戦略、等): 45 件

この中から、今後、構造材のPIEに参考となる情報として、PIE(構造材)とPIE(遠隔操作)に区分された発表案件について調査を行った。その結果を表3.2.1(5)-3に示す。実機材を用いた引張、破壊特性評価の実績の観点で、①項で抽出されなかったホットラボ施設として、以下が抽出された。

- ・ Canadian Nuclear Laboratory (CNL) (カナダ)
- ・ Indira Gandhi Centre for Atomic Research (IGCAR) 及び Bhabha Atomic Research Centre (BARC) (インド)
- ・ UJV Rez, a. s. (チェコ)
- ・ Commissariat a l'energie atomique (CEA) (フランス)
- ・ Institute for Nuclear Research Pitesti (ICN) of the State Owned Company Technologies for Nuclear Energy (RATEN) (RATEN, ICN Pitesti) (ルーマニア)
- ・ Institute of Nuclear Energy Research (台湾)
- ・ Nuclear Power Institute of China (NPIC) (中国)

b. IAEA iNFCIS

”HotLab Conference”を主催するHot Laboratoriesワーキンググループは、2004年よりユーラトムフレームワークプログラムの一つとして、HOT LABプロジェクトを開始した。このプロジェクトの主な目的は、欧州内ホットラボに対する現在と将来にわたって原子力産業及び研究コミュニティをサポートする研究遂行能力と適性を評価することであり、欧州内のホットラボの研究設備に関する情報をHOTLAB PIEリストに集約し、合わせて欧州内で利用可能な放射性物質輸送用キャスクに関する情報を集約し、2006年に完了した。ワーキンググループは、2007年よりその活動範囲を欧州外にも展開することを決定すると共に、IAEA (International Atomic Energy Agency) との合意に基づいて、HOTLAB PIEと輸送キャスクのリストをIAEA PIEデータベースに提供した。

これらのデータは、IAEAのiNFCIS (Integrated Nuclear Fuel Cycle Information System) のWebサイトで閲覧可能である。iNFCISのPIEデータベースに記載されたホットラボのリストを表3.2.1(5)-4に示す。また、各施設の最新のURLを調査すると共に、これまでの主な研究活動について備考欄にて記述した。なお、本来

このリストは、ワーキンググループとIAEAによって適宜更新されることとなっているが、日本国内の一部施設がリスト化されていないことや、施設によっては情報の更新が途絶えている等のケースが散見され、IAEAは、HotLabo 2018で今後の進め方についての見解を述べている[3.2.1(5)-6]。

c. Nuclear Science User Facilities

原子力科学ユーザー施設 (NSUF) は、米国エネルギー省 (DOE) の原子力エネルギー局から、原子力ユーザー施設としての指定を受けており、アイダホ国立研究所を軸として、大学、国立研究所、原子力業界のパートナー機関等の多様な組み合わせによって、中性子、イオン、ガンマ線照射、照射後試験、イオンビームライン利用を提供するポータルとしての機能を担っている。この利用に当たっては、軽水炉の持続可能性、燃料サイクルの研究開発、高度なモデリングとシミュレーション、及び高度な原子炉技術プログラム等、DOEが設定する利用目的に合致した提案内容であることが求められ、2つピアレビュープロセス (Consolidated Innovative Nuclear Research (CINR) と、Rapid Turnaround Experiment (RTE)) を通過する必要がある、結果の公表が原則となっている。

d. CEA Minos project

CEA(フランス原子力庁)の原子力エネルギー部門 (DEN) は、2011年に原子炉に使用される材料と燃料サイクルのバックエンドにおける技術課題の解決に向けた研究プログラムを促進、強化、最適化することを目的として、MINOSプロジェクト (Materials Innovation for Nuclear Optimized Systems: 原子力最適化システムの材料イノベーション) を開始した。具体的には、原子炉の安全性レベル、寿命、及び利便性の向上、原子炉の燃料サイクルの最適化、第4世代原子炉の新材料の開発、廃棄物管理ポリシーの統合など、産業界からのニーズに基づいたテーマが挙げられている。MINOSでは、原子力分野で用いられている金属、セラミックス、複合材料、ガラス、コンクリートなどの特性評価、設計、物理的挙動の評価、モデリング/シミュレーションのための戦略的研究パートナーシップと革新的な研究プログラムの推進にCEAのスタッフが関与する形となっている。また、メーカーの開発現場を中心に進められている国の研究開発プロジェクトの研究現場、基礎・基盤研究が行われている大学や、国の研究機関の現場などにおいて、より多様な研究者・エンジニアが協力する機会を増やし、産学官連携の強化・拡充に重要な役割を果たしている。以上のような目的の完遂に向けて、関係機関が所有・計画している試験・研究施設に関する情報を共有する取組が行われており、継続してこうした活動の推移を注視していくことが望ましい。

e. 廃炉研究開発情報ポータルサイト

原子力損賠賠償・廃炉等支援機構（NDF）では、廃炉に向けた取組において、放射性物質の取り扱いが可能なホットラボ施設を、幅広い関係者が最大限活用できるように、研究施設及び研究現場の連携強化を図っている。

このため、各機関が所有・計画している研究施設に関する情報を共有し、廃炉研究開発連携を促進することを目的に、廃炉・汚染水対策事業で連携実績も含めた実績のある研究施設（公開情報に限る）に関し、今後の廃炉研究開発を進める上で活用が考えられる研究施設を抽出して以下の整理表が作成されている。

- ・RI 取扱・照射施設の整理表
- ・放射性物質分析施設の整理表
- ・モックアップ施設の整理表

これらの整理表には、国内の主要なホットラボ施設がリストアップされている。

3) ホットラボ施設に関する調査まとめ

今後、廃炉プラントから採取した照射材を用いた試験計画を具体化していくため、国内外のホットラボ施設に関する調査を行った。ホットラボ施設は国内外に数多く存在しており、多くの照射材データが取得されている。国内ホットラボ施設においても、試験要件を満たすとともに多くの照射材を取り扱ったデータが取得されており、十分な実績を有することがわかった。このことから、廃炉材を活用した試験は国内ホットラボ施設にて実施可能と考えられるが、ホットラボ施設によっては個別の要件を有する場合もあるため、試験計画を具体化していく段階で、本調査結果を基に、今後詳細検討していく必要があると考えられる。

<参考文献>

- [3.2.1(5)-1] P. J. Hill, “National Postirradiation Examination Workshop Needs Assessment”, Idaho National Laboratory, INL/EXT-11-23107, Sept. 2011
(<https://inldigitalibrary.inl.gov/sites/sti/sti/5144356.pdf>)
(閲覧日 : 2021/3/15)
- [3.2.1(5)-2] 日本原子力研究開発機構 福島研究開発部門 原子力科学研究所 福島技術開発試験部 照射後試験検討グループ, “ホットラボにおける照射後試験装置に関する提案”, JAEA-Review 2014-057 (2014) .
(<https://jopss.jaea.go.jp/search/servlet/search?5045857>)
(閲覧日 : 2021/3/15)
- [3.2.1(5)-3] 大津拓与, 飛田徹, 富施正治, 八巻賢一, 寺門宙, 西山裕孝, “ホットラボにおける微小試験片を用いた破壊靱性試験技術の開発”, 日本原子力学会 2014 年秋の大会, 京都, 2014 年 9 月, C31.
- [3.2.1(5)-4] Y. Yoshitake, I. Yamagata, N. Akasaka, Y. Nakamura, H. Tsai, J. Cole, T. Allen: “Behavior of irradiated type 316 stainless steels under low-strain-rate tensile conditions”, J. ASTM Int., vol. 2 (2005) JAI12346.
- [3.2.1(5)-5] Y. Kaji, H. Ugachi, T. Tsukada, Y. Matsui, M. Ohmi, N. Nagata, K. Dozaki, H. Takiguchi: “Comparison of SCC growth rate between in-core and ex-core tests in BWR simulated high temperature water”, Proc. 13th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System - Water Reactors, NACE (2007) .
- [3.2.1(5)-6] 独立行政法人 原子力安全基盤機構「平成 20 年度照射誘起応力腐食割れ (IASCC) 評価技術に関する報告書 (09原高報-0012) 」(平成 21 年 9 月)(最終年度報告書) .
- [3.2.1(5)-7] K. Fujimoto, T. Yonezawa, E. Wachi, Y. Yamaguchi, M. Nakano, R. P. Shogan, J. P. Massoud, T. R. Mager “Effect of the accelerated irradiation and hydrogen/helium gas on IASCC characteristics for highly irradiated austenitic stainless steels, “ Proc. 12th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System - Water Reactors, TMS (2005) pp.299 - 310.
- [3.2.1(5)-8] M. Kodama, S. Nishimura, Y. Tanaka, S. Suzuki, K. Fukuya, S. Shima, K. Nakata, T. Kato: “Mechanical properties of various kinds of irradiated austenitic stainless steels”, Proc. 8th Int. Symp. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, ANS (1997) pp.831 - 838.

- [3.2.1(5)-9] K. Fukuya, M. Nakano, K. Fujii, T. Torimaru: “IASCC susceptibility and slow tensile properties of highly-irradiated 316 stainless steels”, J. Nucl. Sci. Tech., vol. 41 (2004) pp.673 - 681.
- [3.2.1(5)-10] 児玉光弘: 「中性子照射したオーステナイト系ステンレス鋼の応力腐食割れに及ぼす微細組織変化の影響に関する研究」, 博士論文 (北海道大学) (2004) .
- [3.2.1(5)-11] S. Ooki, Y. Tanaka, K. Takamori, S. Suzuki, S. Tanaka, Y. Saito, T. Nakamura, T. Kato, K. Chatani, M. Kodama: “Study on SCC growth behavior of BWR core shroud”, Proc. 12th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System - Water Reactors, TMS (2005) pp.365 - 376.
- [3.2.1(5)-12] T. Nakamura, M. Koshiishi, T. Torimaru, Y. Kitsunai, K. Takakura, K. Nakata, M. Ando, Y. Ishiyama, A. Jenssen: “Correlation between IASCC Growth Behavior and Plastic Zone Size of Crack Tip in 3.5 dpa Neutron Irradiated Type 304L SS CT Specimen”, Proc. 13th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System - Water Reactors, NACE (2007) .
- [3.2.1(5)-13] A. Demma, R. Carter, A. Jenssen, T. Torimaru, R. Gamble: “Fracture toughness of highly irradiated stainless steels in boiling water reactors”, Proc. 13th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System - Water Reactors, NACE (2007) .
- [3.2.1(5)-14] K. Fukuya, H. Nishioka, K. Fujii, M. Kamaya, T. Miura, T. Torimaru: “Fracture behavior of austenitic stainless steels irradiated in PWR”, J. Nucl. Mater., vol. 378 (2008) pp.211 - 219.
- [3.2.1(5)-15] K. Fukuya, H. Nishioka, K. Fujii, T. Torimaru: “Effects of dissolved hydrogen and strain rate on IASCC behavior in highly irradiated stainless steels”, J. Nucl. Sci. Tech., vol. 45 (2008) pp.452 - 458.
- [3.2.1(5)-16] 福谷耕司, 西岡弘雅, 藤井克彦, 「ステンレス鋼の軽水炉照射挙動」 INSS MONOGRAPHS No. 4 (2009) .
- [3.2.1(5)-17] K. Takakura, K. Nakata, S. Tanaka, T. Nakamura, K. Chatani, Y. Kaji: “Crack growth behavior of neutron irradiated L-grade austenitic stainless steels in simulated BWR conditions”, Proc. 14th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System - Water Reactors, ANS (2009) pp.1192 - 1203.

- [3.2.1(5)-18] T. Torimaru, M. Kodama, S. Tanaka, T. Nakamura, K. Kumagai, K. Asano: “Fracture Toughness of Austenitic Stainless Steels after BWR Irradiation”, Proc. 7th Int. Symp. Contribution of Materials Investigations to Improve the Safety and Performance of LWRs (Fontevraud 7), A060 T02, FNES (2010) .
- [3.2.1(5)-19] 株式会社三菱総合研究所, 平成 24 年度高経年化技術評価高度化事業 成果報告書<第 1 分冊>, 平成 25 年 3 月.
- [3.2.1(5)-20] T. Torimaru, M. Kodama, S. Tanaka, T. Nakamura, K. Asano, K. Kumagai: “Neutron Flux Effect on the Irradiation Hardening of Type 304 Stainless Steel”, J. ASTM Int., vol. 2 (2005) JAI12843, pp.41 - 51.
- [3.2.1(5)-21] M. G. Horsten, M. I. de Vries: “Tensile properties of type 316L (N) stainless steel irradiated to 10 displacement per atom”, J. Nucl. Mater., vol. 212-215 (1994) pp.514 - 518.
- [3.2.1(5)-22] J. P. Robertson, I. Ioka, A. F. Rowcliffe, M. L. Grossbeck, S. Jitsukawa: “Temperature dependence of the deformation behavior of type 316 stainless steel after low temperature neutron irradiation”, Effects of radiation on Materials: 18th Int. Symp., ASTM STP 1325, ASTM (1999) pp.671 - 688.
- [3.2.1(5)-23] C. Pokor, Y. Brechet, P. Dubuisson, J-P. Massoud, X. Averty: “Irradiation damage in 304 and 316 stainless steels: experimental investigation and modeling. Part II: irradiation induced hardening”, J. Nucl. Mater., vol. 326 (2004) pp.30 - 37.
- [3.2.1(5)-24] J. Conermann, R. Shogan, K. Fujimoto, T. Yonezawa, Y. Yamaguchi: “Irradiation effects in a highly irradiated cold worked stainless steel removed from a commercial PWR”, Proc. 12th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System - Water Reactors, TMS (2005) pp.277 - 287.
- [3.2.1(5)-25] A. Jenssen, J. Stjärnsäter, K. Kese, R. Carter, J. Smith, A. Demma, M. Hiser, “Fracture Toughness Testing of an Irradiated PWR Core Barrel Weld”, Inter. Symp. Proc. Fontevraud 9 (2018) Paper No. 000150.
- [3.2.1(5)-26] A. Jenssen, J. Stjärnsäter, R. Pathania, “Crack Growth Rates of Irradiated Commercial Stainless Steels in BWR and PWR Environments, Proc. 15th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System - Water Reactors, TMS (2010) pp.1229 - 1240.

- [3.2.1(5)-27] A. Jenssen, P. Efsing B. Forssgren, B. Bengtsson, M. Molin: “Examination of Highly Irradiated Stainless Steels from BWR and PWR Reactor Pressure Vessel Internals”, Proc. 7th Int. Symp. Contribution of Materials Investigations to Improve the Safety and Performance of LWRs (Fontevraud 7), FNES (2010) .
- [3.2.1(5)-28] A. Jenssen, V. Grigoriev, R. Jakobsson, P. Efsing: “Fracture resistance evaluation of a fluc thimble irradiated to 65dpa in a PWR”, Proc. 6th Int. Symp. Contribution of Materials Investigations to Improve the Safety and Performance of LWRs (Fontevraud 6), FNES (2006) .
- [3.2.1(5)-29] A. Jenssen, P. Chou, C. Tobpasi: “Effect of specimen size on the crack growth rate behavior of irradiated type 304 stainless steel”, Proc. 18th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System - Water Reactors, TMS, vol.2 (2017) pp.1055 - 1072.
- [3.2.1(5)-30] K. Fukuya, S. Shima, K. Nakata, S. Kasahara, A. J. Jacobs, G. P. Wozadlo, S. Suzuki, M. Kitamura: “Mechanical properties and IASCC susceptibility in irradiated stainless steels”, Proc. 6th Int. Symp. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, TMS (1993) pp.565 - 572.
- [3.2.1(5)-31] A. J. Jacobs, G. P. Wozadlo, K. Nakata, T. Yoshida, I. Masaoka: “Radiation effects on the stress corrosion and other selected properties of type-304 and type-316 stainless steels”, Proc. 3th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System - Water Reactors, TMS (1987) pp.673 - 681.
- [3.2.1(5)-32] 仲田清智, 吉田寿美, 正岡功, 斉藤隆, A. J. Lacobs, G. P. Wozadlo, W. J. S. Yang: “オーステナイトステンレス鋼の機械的性質に及ぼす 560K での中性子照射の影響”, 日本金属学会誌, 第 52 卷 (1988) pp.1023 - 1030.
- [3.2.1(5)-33] A. Toivonen, P. Aaltonen, W. Karlsen, U. Ehrnsten, J. -P. Massoud, J-M. Boursier: “Post-irradiation SCC investigations on highly-irradiated core internals component materials”, Proc. 6th Int. Symp. Contribution of Materials Investigations to Improve the Safety and Performance of LWRs (Fontevraud 6), FNES (2006) .
- [3.2.1(5)-34] W. Karlsen, S. Van Dyke: “The effect of prior cold-work on the deformation behavior of neutron irradiated AISI 304 austenitic stainless steel”, Proc. 14th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System - Water Reactors, ANS (2009) .

- [3.2.1(5)-35] EPRI Report 1015332: “Materials Reliability Program: Characterization of Type 316 Cold Worked Stainless Steel Highly Irradiated Under PWR Operating Conditions (International IASCC Advisory Committee Phase 3 Program Final Report) (MRP-214)”, Sept. 2007.
- [3.2.1(5)-36] J. M. Conermann, R. P. Shogan, D. R. Forsyth, L. W. Wilson, H. T. Tang: “Characterization of Baffle-Former Bolts Removed from Service in US PWRs”, Proc. 10th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, NACE (2001) .
- [3.2.1(5)-37] R. P. Shogan, T. R. Mager: “Susceptibility of Type 316 Stainless Steel to Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking in a PWR Environment”, Proc. 10th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, NACE (2001) .
- [3.2.1(5)-38] O. K. Chopra, E. E. Gruber, W. J. Shack: “Fracture Toughness and Crack Growth Rates of Irradiated Austenitic Stainless Steels”, NUREG/CR-6826, ANL-03/22, (2003) .
- [3.2.1(5)-39] O. K. Chopra, E. E. Gruber, W. J. Shack: “Crack growth behavior of irradiated austenitic stainless steels in high-purity water at 289°C”, Proc. 11th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System - Water Reactors, ANS (2003) pp.1027 - 1036.
- [3.2.1(5)-40] O. K. Chopra, B. Alexandreanu, E. E. Gruber, W. J. Shack: “Crack growth behavior of irradiated austenitic stainless steel weld and heat affected zone material in high-purity water at 289°C”, Proc. 12th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System - Water Reactors, TMS (2005) pp.289 - 298.
- [3.2.1(5)-41] O. K. Chopra, E. E. Gruber, W. J. Shack: “Fracture toughness of irradiated wrought and cast austenitic stainless steels in BWR environment”, Proc. 13th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System - Water Reactors, NACE (2007) .
- [3.2.1(5)-42] Y. Chen, O. K. Chopra, Y. Yang, W. J. Shack, B. Alexandreanu, E. E. Gruber, A. S. Rao: “Crack growth rates and fracture toughness of neutron irradiated grain-boundary engineered austenitic stainless steels”, Proc. 14th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System - Water Reactors, ANS (2009) pp.1219 - 1227.

- [3.2.1(5)-43] Y. Chen, B. Alexandreanu, K. Natesan, A. S. Rao: "Crack Growth behavior of Irradiated 304L SS in PWR Environment", Proc. 16th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System - Water Reactors, NACE (2013).
- [3.2.1(5)-44] Y. Chen, B. Alexandreanu, K. Natesan, A. S. Rao, "Stress Corrosion Cracking and Fracture Toughness Tests of an Irradiated Type 304 Stainless Steel", Proc. 19th Inter. Conf. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems - Water Reactors (2019) pp. 1223 - 1232.
- [3.2.1(5)-45] T. M. Karlsen, M. Ahonen, M. Helin, J. Nakano: "In-pile Crack Growth Rate Testing of Irradiated 304L and 316L Stainless Steels in PWR and BWR Environments", 17th Int. Conf. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems - Water Reactors, CNS (2015).
- [3.2.1(5)-46] T. M. Karlsen, K. Hata, M. Ivanchenko: "In-pile Crack Growth Rate Studies on Irradiated 304L and CW 316 Stainless Steels under PWR Conditions", Inter. Symp. Proc. Fontevraud 9 (2018) Paper No. 000140.
- [3.2.1(5)-47] T. M. Karlsen, P. Bennett, N. W. Hogberg: "In-core Crack growth rate Studies on Irradiated Austenitic Stainless Steels in BWR and PWR Conditions in the Halden Reactor", Proc. 12th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System - Water Reactors, TMS (2005) pp.337 - 348.
- [3.2.1(5)-48] T. M. Karlsen, P. Bennett, N-W. Høgberg: "In-core Crack Growth rate Studies on Irradiated Austenitic Stainless Steels in BWR and PWR Conditions in the HBWR Reactor", Proc. 12th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems-Water Reactors, TMS (2005) pp.337 - 348.
- [3.2.1(5)-49] Y. Kaji, H. Ugachi, T. Tsukada, J. Nakano, Y. Matsui, K. Kawamata, A. Shibata, M. Ohmi, N. Nagata, K. Dozaki, H. Takiguchi: "In-core SCC growth behavior of type 304 stainless steel in BWR simulated high-temperature water at JMTR", J. Nucl. Sci. Tech., vol. 45 (2008) pp.725 - 734.
- [3.2.1(5)-50] Y. Kaji, Y. Miwa, A. Shibata, J. Nakano, T. Tsukada, K. Takakura, K. Nakata: "Influence of microstructure on IASCC growth behavior of neutron irradiated type 304 austenitic stainless steels in simulated BWR condition", Proc. 14th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System - Water Reactors, ANS (2009) pp.1181 - 1191.

- [3.2.1(5)-51] Y. Kaji, K. Kondo, Y. Aoyagi, Y. Kato, T. Taguchi, F. Takada, J. Nakano, H. Ugachi, T. Tsukada, K. Takakura, H. Sakamoto: “Stress Corrosion Cracking Behavior of Type 304 Stainless Steel Irradiated under Different Neutron Dose Rates at JMTR”, Proc. 15th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System - Water Reactors, TMS (2011) pp.1203 - 1216.
- [3.2.1(5)-52] T. Tobita, M. Udagawa, Y. Chimi, Y. Nishiyama, K. Onizawa: “Effect of neutron irradiation on the mechanical properties of weld overlay cladding for reactor pressure vessel”, J. Nucl. Mater., vol. 452 (2014) pp.61 - 68.
- [3.2.1(5)-53] K. Chatani, K. Takakura, M. Ando, K. Nakata, S. Tanaka, Y. Ishiyama, M. Hishida, Y. Kaji: “IASCC Crack Growth Rate of Neutron Irradiated Low Carbon Austenitic Stainless Steels in Simulated BWR Condition”, Proc. 13th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System - Water Reactors, NACE (2007) .
- [3.2.1(5)-54] Y. Chimi, S. Kasahara, H. Seto, Y. Kitsunai, M. Koshiishi, Y. Nishiyama: “Evaluation of crack growth rates and microstructures near the crack tip of neutron-irradiated austenitic stainless steels in simulated BWR environment”, Proc. 18th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System - Water Reactors, TMS, vol. 2 (2017) pp.1039 - 1054.
- [3.2.1(5)-55] G. Was, K. Stephenson, Y. Ashida: “Insights into the IASCC mechanism in neutron irradiated austenitic alloys with varying microstructure and microchemistry”, Proc. 16th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System - Water Reactors, NACE (2013).
- [3.2.1(5)-56] A. Jessen, J. Stharnsater, R. Pathania: “Crack growth rate testing of fast reaction irradiated type 304L and 316L SS in BWR and PWR environments”, Proc. 14th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System - Water Reactors, ANS (2009) pp.1164 - 1180.
- [3.2.1(5)-57] A. Jessen, P. Efsing, K. Gott, P-O. Andersson: “Crack growth behavior of irradiated type 304L stainless steel in simulated BWR environment”, Proc. 11th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System - Water Reactors, ANS (2003) pp.1015 - 1026.

- [3.2.1(5)-58] A. Jenssen, R. Pathania, R. Carter: “Crack Growth in Irradiated Austenitic Stainless Steels in BWR Environments”, Proc. 8th Int. Symp. Contribution of Materials Investigations and Operating Experience to LWRs’ Safety, Performance and Reliability (Fontevraud 8), FNES (2014) .
- [3.2.1(5)-59] R. M. Horn, R. Hosler, P. Chou, P. L. Andresen: “Studies of crack growth rates in irradiated stainless steel control blade materials tested in high temperature water”, Proc. 16th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System - Water Reactors, NACE (2013) .
- [3.2.1(5)-60] EPRI Report 1012079: “Materials Reliability Program: Fracture Toughness Testing of Decommissioned PWR Core Internals Material Samples (MRP-160) ” (2005) .
- [3.2.1(5)-61] Ki Seob Sim, “IAEA Activities on Fuel Irradiation Tests, Post Irradiation Examination (PIE) and PIE Facilities Database”, HotLabo Conference 2018 (2018), Sept. 2018, VTT, Helsinki,- Finland, No. 33.

表3.2.1(5)-1 照射材の引張特性データ取得実績に関する調査結果 (1)

施設・機関名	No	文献著者又は報告書発行機関	著者所属	公開年	文献ID	照射炉	採取部位 [※]	試験片形状	面積(mm ²)	長さ(mm)
ANL	1	T. Yoshitake, et al.	JNC, ANL, U Wisconsin Madison	2005	[3.2.1(5)-4]	EBR-II	Hexagonal ducts	平板	3	19
JMTR-HL	1	Y. Kaji, et al.	JAEA (原研), 日本原電	2007	[3.2.1(5)-5]	JMTR	—	平板	—	—
	2	JNES	JNES	2008	[3.2.1(5)-6]	JMTR	—	平板	4.0	16.0
NDC	1	K. Fujimoto, et al.	MHI, NDC, 関電, WEC, EDF	2005	[3.2.1(5)-7]	BOR-60	—	中実丸棒	3.1	12.0
	2	JNES	JNES, MHI	2009	[3.2.1(5)-6]	国内PWR	FTT	短冊円弧	2.5	12.2
NFD	1	M. Kodama, et al.	NFD, 東芝, 日立, 東電	1997	[3.2.1(5)-8]	国内BWR	—	平板	3.6	25.0
	2	K. Fukuya, et al.	INSS, NFD	2004	[3.2.1(5)-9]	国内PWR	FTT	短冊円弧	1.9	15.0
	3	児玉光弘	NFD	2004	[3.2.1(5)-10]	国内BWR	試験片外筒管	平板	3.6	19.0
						国内BWR	炉内計装管	平板	5.7	19.0
	4	S. Ooki, et al.	東電, 東芝, 日立, NFD	2005	[3.2.1(5)-11]	国内BWR	シュラウド	—	—	—
						国内BWR	上部格子板	—	—	—
	5	T. Nakamura, et al.	NFD, JNES, 日立, Studsvik	2007	[3.2.1(5)-12]	BWR	制御棒	平板	2.0	8.0
	6	A. Demma, et al.	EPRI, Studsvik, NFD, SARTREX	2007	[3.2.1(5)-13]	海外BWR	制御棒	平板	2	—
						海外BWR	上部格子板	平板	2	—
						国内BWR	制御棒	平板	2.3	—
	7	K. Fukuya, et al.	INSS, NFD	2008	[3.2.1(5)-14] [3.2.1(5)-15]	国内PWR	FTT	短冊円弧	1.9	15.0
	8	JNES	JNES	2008	[3.2.1(5)-6]	JMTR	—	平板	4.0	16.0
	9	福谷ら	INSS, NFD	2009	[3.2.1(5)-16]	国内PWR	FTT	短冊円弧	1.9	15.0
10	K. Takakura, et al.	JNES, 東芝, 日立, NFD, JAEA	2009	[3.2.1(5)-17]	JMTR	—	平板	4.0	16.0	
11	T. Torimaru, et al.	東電, 東芝, 日立, NFD	2010	[3.2.1(5)-18]	BWR	シュラウド	平板	—	—	
					BWR	上部格子板	平板	—	—	
12	三菱総合研究所	同左	2013	[3.2.1(5)-19]	国内BWR	シュラウド	平板	1.5	6.0	
					JMTR	—	平板	1.5	6.0	
					国内BWR	上部格子板	平板	1.5	6.0	
13	S. Kasahara, et al.	JAEA, NFD	2016	[3.2.1(5)-20]	JMTR	—	平板	12.0	18.0	

※) 採取部位が“—”は、試験片加工した後、中性子照射したケースを示す。

表3.2.1(5)-1 照射材の引張特性データ取得実績に関する調査結果 (2)

施設・機関名	No	文献著者又は 報告書発行機関	著者所属	公開年	文献 ID	照射炉	採取 部位 [※]	TP 形状	面積 ^{mm²}	長さ ^{mm}
NRG	1	M. G. Horsten, et al.	ECN-Nuclear Energy (Petten)	1994	[3.2.1(5)-21]	HFR (Petten)	—	丸棒 (4φ)	12.6	20.0
ORNL	1	J. P. Robertson, et al.	ORNL, JAERI	1999	[3.2.1(5)-22]	Ringhals 2	FTT	短冊円弧	2.2	8.5
RIAR	1	C. Pokor, et al.	CEA, EDF, U. Grenoble,	2004	[3.2.1(5)-23]	BOR-60	—	中実丸棒	3.1	12.0
	2	K. Fujimoto, et al.	MHI, NDC, 関 電, WEC, EDF	2005	[3.2.1(5)-7]	BOR-60	—	中実丸棒	3.1	12.0
Studsvik	1	A. Demma, et al.	EPRI, Studsvik, NFD, SARTREX	2007	[3.2.1(5)-13]	海外 BWR	制御棒	平板	2	—
						海外 BWR	上部格 子板	平板	2	—
						国内 BWR	制御棒	平板	2.3	—
	2	J. Conermann, et al.	WEC, MHI, NDC	2005	[3.2.1(5)-24]	海外 PWR	ロック バー	中実丸棒	6.1	12.7
	3	A. Jenssen, et al.	Studsvik, EPRI, US NRC	2018	[3.2.1(5)-25]	Zorita	炉心そ う	平板	2x4	8.0
	4	A. Jenssen, et al.	Studsvik, EPRI	2010	[3.2.1(5)-26]	BOR-60	—	—	—	—
	5	A. Jenssen, et al.	Studsvik, Ringhals, OKG, Forsmarks	2010	[3.2.1(5)-27]	Ringhals 2	FTT	短冊円弧	2.2	8.5
	6	A. Jenssen, et al.	Studsvik, Ringhals	2006	[3.2.1(5)-28]	Ringhals 2	FTT	短冊円弧	2.2	8.5
	7	A. Jenssen, et al.	Studsvik, EPRI	2017	[3.2.1(5)-29]	Barseback2	シュラ ウド	—	—	—
8	A. Jenssen, et al.	Studsvik, RINGHALS, OKG, Forsmarks Kraftgrupp	2010	[3.2.1(5)-27]	BWR	ガイド チュー ブ	円弧状	—	—	
9	A. Jenssen, et al.	Studsvik, EPRI	2010	[3.2.1(5)-26]	海外 BWR	制御棒	—	—	—	
VNC	1	K. Fukuya, et al.	東芝, 日立, GE, 東電	1993	3.2.1(5)-30]	国内 BWR	—	平板	3.6	25.0
	2	A. J. Jacobs, et al.	日立, GE	1987	3.2.1(5)-31]	ATR	—	平板	5.8	24.0
	3	仲田ら	日立, GE	1988	3.2.1(5)-32]	ATR	—	平板	5.8	24.0
VTT	1	A. Toivonen, et al.	VTT, EDF	2006	3.2.1(5)-33]	Chooz A	Core Baffle Corner	平板	2.0	8.0
	2	W. Karlsen, et al.	VTT, TCH SCK-CEN	2009	3.2.1(5)-34]	BR2	—	丸棒	7.0	10.0

※) 採取部位が“—”は、試験片加工した後、中性子照射したケースを示す。

表3.2.1(5)-1 照射材の引張特性データ取得実績に関する調査結果 (3)

施設・機関名	No	文献著者又は 報告書発行機関	著者所属	公開 年	文献 ID	照射炉	採取 部位 [※]	TP 形状	面積 ^{mm²}	長さ ^{mm}
WCLS	1	J. Conermann, et al.	WEC, MHI, NDC	2005	[3.2.1(5)-24]	Ringhals 2	FTT	短冊円弧	2.2	8.5
	2	K. Fujimoto, et al.	MHI, NDC, 関 電, WEC, EDF	2005	[3.2.1(5)-7]	BOR-60	—	中実丸棒	3.1	12.0
	3	EPRI	Principal Investigator: WEC	2007	[3.2.1(5)-35]	Beaver Valley 1	FTT	短冊円弧	3.9	8.5
	4	J. M. Conermann, et al.	WEC, EPRI	2001	[3.2.1(5)-36]	海外 PWR	FTT	平板	—	—
	5	R. P. Shogan, et al.	WEC	2001	[3.2.1(5)-37]	国内 PWR	FTT	短冊円弧	1.9	15.0

※) 採取部位が“—”は、試験片加工した後、中性子照射したケースを示す。

機関略号：

- ANL: Argonne National Laboratory, U.S.A.
 CEA: Commissariat a l'energie atomique, France (フランス原子力庁)
 CRNL: Chalk River Nuclear Laboratories, Canada (チョークリバー原子力研究所)
 EDF: Électricité de France, France (フランス電力)
 IFE: Institute for Energy Technology, Norway (ノルウェーエネルギー技術研究所)
 INSS: Institute of Nuclear Safety System, Incorporated, Japan 原子力安全システム研究所
 JMTR-HL: JMTR (Japan Materials Testing Reactor) Hot Laboratory of Japan Atomic Energy Agency, Japan (日本原子力研究開発機構の材料試験炉に併設されたホットラボ)
 JNES: Japan Nuclear Energy Safety Organization, Japan (原子力安全基盤機構)
 MHI: Mitsubishi Heavy Industries Ltd., Japan (三菱重工業)
 MMF: Material Monitoring Facility of Japan Atomic Energy Agency, Japan (日本原子力研究開発機構の高速実験炉常陽に併設された照射材料試験施設)
 NDC: Nuclear Development Corporation, Japan (ニュークリアデベロップメント)
 NFD: Nippon Nuclear Fuel Development, Co. Ltd., Japan (日本核燃料開発)
 NRG: Nuclear Research and Consultancy Group, Netherland (原子力研究コンサルタント・グループ)
 ORNL(LAMDA): Low Activation Materials Development and Analysis of Oak Ridge National Laboratory, U.S.A. (オークリッジ国立研究所低放射化材料分析施設)
 PNNL: Pacific Northwest National Laboratory, U.S.A. (パシフィックノースウェスト国立研究所)
 RIAR: State Scientific Center of Russian Federation—Research Institute of Atomic Reactors, Russia (ロシア原子炉研究所)
 SCK/CEN: Belgian Center for Nuclear Research, Belgium (ベルギー原子力研究所)
 Studsvik: Studsvik Nuclear AB, Sweden (Studsvik 社)
 UM (IMTL): Irradiated Materials Testing Laboratory of University of Michigan, U.S.A.
 VNC: Vallecitos Nuclear Center of General Electric (GE-Hitachi Nuclear Energy 社), U.S.A.
 VTT: VTT Technical Research Centre of Finland Ltd., Finland (VTT フィンランド技術研究センター社)
 WCLS: Westinghouse Electric Co. Churchill Laboratory Services, U.S.A. (Westinghouse 社 (WEC) のホットラボ)

表 3.2.1(5)-2 照射材の破壊靱性・亀裂進展データ取得実績に関する調査結果 (1)

施設・機関名	No	文献著者又は 報告書発行機関	著者所属	公開年	文献 ID	照射炉	採取部位※)	TP 形状
ANL	1	O. K. Chopra, et al.	US NRC (ANL)	2003	[3.2.1(5)-38]	HBWR	—	1/4CT
	2	O. K. Chopra, et al.	ANL	2005	[3.2.1(5)-39] [3.2.1(5)-40]	HBWR	—	1/4TCT
	3	O. K. Chopra, et al.	ANL	2007	[3.2.1(5)-41]	HBWR	—	1/4CT
	4	Y. Chen, et al.	ANL, U Wisconsin- Madison, US NRC	2009	[3.2.1(5)-42]	HBWR	—	1/4CT
	5	Y. Chen, et al.	ANL, USNRC	2013	[3.2.1(5)-43]	BOR-60	—	RCT
	6	Y. Chen, et al.	ANL	2019	[3.2.1(5)-44]	Zorita	バップル板	1/4TCT
IFE	1	T. M. Karlsen, et al.	Halden, VTT, Fennovoima, NDF	2015	[3.2.1(5)-45]	Halden	—	CT
	2	T. M. Karlsen, et al.	Halden, JAEA, VTT	2018	[3.2.1(5)-46]	Baeseback 1	制御棒 ハンドル	1/4CT
						PWR	BFB	1/4CT
	3	T. M. Karlsen, et al.	Halden	2005	[3.2.1(5)-47]	HBWR	—	0.6TCT (t=5mm)
						海外 BWR	上部格子板	0.6TCT (t=5mm)
						海外 BWR	制御棒	0.6TCT (t=5mm)
	4	T. M. Karlsen, et al.	Halden, VTT, Fennovoima, NDF	2015	[3.2.1(5)-45]	Barseback1	制御棒	0.6TCT (t=5mm)
						Oskarsham m 3	制御棒	0.6TCT (t=5mm)
	5	T. M. Karlsen, et al.	Halden	2005	[3.2.1(5)-48]	Chooz A	Centre filler assembly	CT
						Oskarasham n 2	制御棒 ハンドル	CT

※) 採取部位が“—”は、試験片加工した後、中性子照射したケースを示す。

表 3.2.1(5)-2 照射材の破壊靱性・亀裂進展データ取得実績に関する調査結果 (2)

施設・機関名	No	文献著者又は 報告書発行機関	著者所属	公開年	文献 ID	照射炉	採取部位 [※]	TP 形状
JMTR-HL	1	JNES	JNES	2008	[3.2.1(5)-6]	JMTR	—	0.5TCT
	2	Y. Kaji, et al.	JAEA (原研), 原電	2008~2011	[3.2.1(5)-49] [3.2.1(5)-50] [3.2.1(5)-51]	JMTR	—	0.5TCT
	3	T. Tobita, et al.	JAEA (原研)	2014	[3.2.1(5)-52]	JMTR	クラッド材	0.4TCT
NFD	1	S. Ooki, et al. T. Torimaru, et al.	東電, 東芝, 日立, NFD	2005 2010	[3.2.1(5)-11] [3.2.1(5)-18]	国内 BWR	シュラウド	1TCT
						国内 BWR	シュラウド	0.7TCT
						国内 BWR	上部格子板	0.5TCT (B=9.1mm)
	2	A. Demma, et al.	EPRI, Studsvik, NFD, SARTREX	2007	[3.2.1(5)-13]	国内 BWR	制御棒	0.5TCT
						海外 BWR	上部格子板	0.5TCT
						海外 BWR	制御棒	0.5TCT
3	JNES K. Chatani, et al. Y. Chimi, et al.	JNES NFD, JNES, 東芝, 産創研, JAEA (原研) JAEA, NFD	2007~2017	[3.2.1(5)-6] [3.2.1(5)-17] [3.2.1(5)-53] [3.2.1(5)-54]	JMTR	—	0.5TCT	
ORNL (LAMDA) UM (IMTL)	1	G. Was, et al.	U. Michigan	2013	[3.2.1(5)-55]	BOR-60	—	RCT

※) 採取部位が“—”は、試験片加工した後、中性子照射したケースを示す。

表 3.2.1(5)-2 照射材の破壊靱性・亀裂進展データ取得実績に関する調査結果 (3)

施設・機関名	No	文献著者又は 報告書発行機関	著者所属	公開年	文献 ID	照射炉	採取部位 ^{※)}	TP 形状
Studsvik	1	A. Demma, et al.	EPRI, Studsvik, NFD, SARTREX	2007	[3.2.1(5)-13]	国内 BWR	制御棒	0.5TCT
						海外 BWR	上部格子板	0.5TCT
						海外 BWR	上部格子板	0.5TCT
	2	A. Jenssen, et al.	Studsvik, EPRI	2009~2010	[3.2.1(5)-26] [3.2.1(5)-56]	BOR-60	—	RCT
	3	A. Jenssen, et al.	Studsvik, EPRI	2011	[3.2.1(5)-26]	海外 BWR	制御棒	RCT (W=16,B=8)
						BOR60	—	RCT (W=16,B=8)
	4	A. Jenssen, et al.	Studsvik, EPRI	2017	[3.2.1(5)-29]	Barseback2	シュラウド	8mmTCT
	5	A. Jenssen, et al.	Studsvik, EPRI, US NRC	2018	[3.2.1(5)-25]	Zorita	炉心そう	0.5TCT
	6	Y. Chen, et al.	ANL	2019	[3.2.1(5)-44]	Zorita	バップル板	1/4TCT
	7	A. Jenssen, et al.	Studsvik, Ringhals, Sweedish NPI	2003	[3.2.1(5)-57]	海外 BWR	制御棒	1/3TCT
8	A. Jenssen, et al.	Studsvik, EPRI	2009	[3.2.1(5)-56]	BOR60	—	RCT (W=16,B=8)	
9	A. Jenssen, et al.	Studsvik	2014	[3.2.1(5)-58]	海外 BWR	制御棒	CT(0.63T 相当) (W=16,B=8)	
					海外 BWR	上部格子板	CT(0.63T 相当) (W=16,B=7)	
					海外 BWR	シュラウド	CT(0.79T 相当) (W=20,B=10)	
VNC	1	R. M. Horn, et al.	GE-H, EPRI, AREVA, GE	2013	[3.2.1(5)-59]	海外 BWR	制御棒	CT(1T 相当) (W=25,B=6)
VTT	1	A. Toivonen, et al.	VTT, EDF	2006	[3.2.1(5)-33]	Ringhals 2	シンプルチューブ	円管 PLT
WCLS	1	EPRI	Principal Investigators M. E. Krug, R. P. Shogan, WEC	2005	[3.2.1(5)-60]	海外 PWR	Baffle	0.5T-CT
						海外 PWR	Barrel	1T-CT
						海外 PWR	Former**	0.5T-CT

※) 採取部位が“—”は、試験片加工した後、中性子照射したケースを示す。

表 3.2.1(5)-3 HotLabo Conference (2010-2019) での発表案件の調査結果

国	機関名	発表内容	発表年
米国	Idaho National Laboratory (INL)	・ 微細組織観察機器等の INL の研究施設の概要	2015
カナダ	Canadian Nuclear Laboratory (CNL)	・ CANDU 炉のインコネルスパーサーからの試験片加工と、硬さ試験、破面観察、マイクロ引張試験、SEM、TEM、マイクロビッカース硬さ試験実績 ・ ミクロ引張試験片(1.25×1.25×2.5 μm)の FIB 加工実績 ・ meso 引張試験(20×20×50 μm) 実績	2018, 2019
イギリス	United Kingdom Atomic Energy Authority (UKAEA)	・ 2016 年に運用を開始した開所した MRF (Material Research Facility) の概要	2017
インド	Indira Gandhi Centre for Atomic Research (IGCAR)	・ 高速炉燃料集合体用ステンレス鋼の小型引張片、サブサイズシャルピー衝撃試験片、ミニチュアディスク試験片による照射データ取得の実績	2018
	Bhabha Atomic Research Centre (BARC)	・ KAPS2 から採取した Zr-2.5Nb 圧力管の Disc CT 試験片を用いた破壊靱性試験	2019
スイス	Paul Scherrer Institute (PSI)	・ 微細組織観察	2015
チェコ	UJV Rez, a. s.	・ LVR15 の監視試験に向けた準備 大型バンドソー、放電加工機、引張試験等	2015, 2019
ドイツ	Joint Research Center – Institute for Transuranium Elements, Karlsruhe, Germany (EC JRC)	・ JRC-ITU の主な照射後試験能力と、従来型、次世代、先進燃料の照射済燃料研究のためのツール開発の最近及び進行中の取り組み	2011
ノルウェー	Institutt for energiteknikk (IFE, Kjeller)	・ コンクリートの遮へい能力評価	2015
フランス	Commissariat a l'energie atomique (CEA)	・ LECI ホットラボ施設での照射後の材料の機械的挙動とマイクロ構造の研究実績 ・ CAMECA 社の CEA(LECA/STAR 施設)のセル内 EPMA 実績 ・ APT 装置の照射材への適用実績	2010~2018
ベルギー	The Belgian Nuclear Research Centre (SCK-CEN)	・ 陽電子消滅分光法による中性子照射 RPV 合金鋼の熱焼鈍後微細構造分析実績	2015
ルーマニア	Institute for Nuclear Research Pitesti (ICN) of the State Owned Company Technologies for Nuclear Energy (RATEN) (RATEN, ICN Pitesti)	・ CANDU 圧力管を対象とした破壊試験 2 軸引張試験 KIH 試験と DHC (Delayed Hydride Cracking) 破壊試験	2016, 2018
ロシア	Joint Stock Company "State Scientific Center- Research Institute of Atomic Reactors (JSC "SSC RIAR")	・ 微細組織観察	2010
台湾	Institute of Nuclear Energy Research	・ PWR におけるシャルピー衝撃試験と引張試験による監視試験結果	2018
中国	Nuclear Power Institute of China (NPIC)	・ 中国の HFETR (High Flux Engineering Test Reactor) で中性子照射した中国産の圧力容器鋼 A508-3 の適用に向けた中性子照射試験	2018
日本	Nippon Nuclear Fuel Development, Co. Ltd. (NFD)	・ X 線回折による照射材料の残留応力測定技術開発	2013
	Nuclear Development Corp. (NDC)	・ 監視試験におけるミニチュア CT 試験片の加工と試験実績	2018

表 3.2.1(5)-4 IAEA iNFCIS の PIE データベースに記載された各国の PIE 施設 (1)

No.	IAEA Ref#	国名	運営機関	施設名	WEB 改訂 時期	使用済燃料の調査技術		構造材の 調査実績	URL (無い場合は N/A)	備考 (運転状況、技術紹介、etc.)
						破壊的手法	非破壊的手法			
1	34	アルゼンチン	Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA)	CELCA	2010	3	4	あり	https://www.argentina.gob.ar/cnea (閲覧日: 2021/3/15)	材料試験炉(MTR:Material Testing Reactor)及び発電用原子炉の核燃料/構造材料 PIE を主に手掛ける。
2	1	ベルギー	SCK-CEN	LHMA - Laboratory for High and Medium Activity -	2009	25	9	あり	https://www.sckcen.be/en (閲覧日: 2021/3/15)	核燃料/構造材料の PIE 全般を手掛けている。
3	53			Chemical and Radiochemical Measurements	2020	3	2	なし	N/A	核物質の化学的・放射化学的組成分析/不純物分析を手掛けている。
4	2	ブラジル	CTMSP	Hot Cell Pilot Laboratory	2010	2	5	あり	N/A	試験用燃料棒/板材 PIE を主に手掛ける。最新情報なし。
5	3	カナダ	AECL	Canadian Nuclear Laboratories	2016	16	7	なし	http://cnl.ca (閲覧日: 2021/3/15)	燃料棒/燃料集合体 PIE を主に手掛ける。
6	88	チェコ	ÚJV Řež, a. s.	NRI - UJV Rez (Nuclear Research Institute Rez) Mechanical Testing Department	2020	10	3	あり	https://www.ujv.cz/ (閲覧日: 2021/3/15)	NRI (Nuclear Research Institute Rez) ホットセル施設において、原子力プラント構造材料の試験に使用されている。
7	5	フランス	CEA	AMI - Electricite de France Chinon Laboratory	2003	15	7	あり	https://www.edf.fr/sites/default/files/contrib/groupe-edf/producteur-industriel/carte-des-implantations/centrale-chinon/actualites/plaquette_ami_3volets_2017-01-17_a4.pdf (閲覧日: 2021/3/15)	主に監視カプセル/照射グリッド等の機械的試験を実施。2015年以降の廃止措置に伴い、同じシノンの敷地内にある LIDEC(Laboratoire Intégré d'Expertise du CEIDRE)にその機能を移転した。
8	4			ATALANTE-alpha workshop, lab., analyses, transuraniens, reprocessing studies	2003	6	1	なし	http://www.materials.cea.fr/en/Phocea/Vie_des_labos/Ast/ast.php?t=onglets&id_ast=174 (閲覧日: 2021/3/15)	計量済燃料ピン剪断、燃料処理操作、使用済み燃料溶解、高レベル放射性媒体中での特性評価と分析。CEA のホームページでは、LEMA との名称でホットセルの紹介あり。
9	90			CHICADE Hotlab Facility	2010	0	0	なし	https://www.asn.fr/L-ASN/L-ASN-en-region/Provence-Alpes-Cote-d-Azur/Installations-nucleaires/Chicade (閲覧日: 2021/3/15)	CEA が管理/運営するホットラボだが、ホームページに詳細な記載なし。URL は、フランス ASN のホームページ中での CHICADE に関する記載(フランス語のみ)。
10	6			LECA - Laboratoire d'Examen de Combustibles Actifs	2010	13	5	あり	http://www.materials.cea.fr/en/Phocea/Vie_des_labos/Ast/ast.php?t=onglets&id_ast=115 (閲覧日: 2021/3/15)	燃料棒破壊/非破壊 PIE 及び試験用燃料棒の再製造、安全研究原子炉用特定機器作業を手掛ける。
11	16			LECI - Laboratoire d'Etudes des Combustibles Irradies	2010	24	8	なし	http://www.materials.cea.fr/en/Phocea/Vie_des_labos/Ast/ast.php?t=onglets&id_ast=113 (閲覧日: 2021/3/15)	短い燃料棒の PIE、試料機械加工/準備、表面特性評価、腐食試験、照射金属機械試験と表面分析を手掛ける。。
12	7			STAR - Station de Traitement, Assainissement Reconditionnement	2003	0	7	なし	http://www.materials.cea.fr/en/Phocea/Vie_des_labos/Ast/ast.php?t=onglets&id_ast=115 (閲覧日: 2021/3/15)	使用済燃料処理/調整、燃料棒非破壊検査棒の穿孔とガス分析を含む破壊分析を手掛ける。EPMA、SEM、SIMS、X線回折は LECA 施設で利用可能。
13	11	ドイツ	AREVA NP GmbH	NTCRH-G Hot Cells	2003	11	3	あり	http://de.areva.com/customer/liblocal/docs/KUNDENPORTAL/PRODUKTBROSCHUEREN/Brosch%C3%BCren%20nach%20Nummer/186-V2-Hot_Cells-en13-Web.pdf (閲覧日: 2021/3/15)	金属材料 PIE を主に手掛ける。
14	33		European Commission, Joint Research Centre	Institute for Transuranium Elements - Hot Laboratory	2010	8	9	なし	N/A	燃料棒 PIE を主に手掛ける。
15	52			FZJ - Forschungszentrum Juelich Hot Materials Lab (HML)	-	9	1	あり	N/A	主に核融合施設の材料/機器に係る照射後試験を手掛ける。
16	51			FZJ - Forschungszentrum Juelich Large Hot Cells (GHZ)	2003	0	0	あり	N/A	照射済機器機械加工、廃棄物処理研究、廃棄物/燃料要素貯蔵研究を主に手掛ける。
17	57	ギリシャ	NCSR	"DEMOKRITOS" - Radiochemical Studies and Quality Control Laboratory	-	0	0	なし	N/A	放射性同位元素/放射性医薬品研究用放射性分析、放射性同位元素/放射性医薬品の市販前/市販後品質管理を主に手掛ける。
18	54			"DEMOKRITOS"- Radioisotopes and Radiopharmaceuticals Laboratory	-	0	0	なし	N/A	放射性医薬品分野で研究、開発、製作を主に手掛ける。
19	55	ハンガリー	Hungarian Academy of Sciences KFKI Atomic Energy Research Institute	Atomic Energy Research Institute	2010.6.11	2	0	あり	N/A	構造材料 PIE、炉内構造物材料研究、再構成試験片製作を主に手掛ける。
20	18	インド	Bhabha Atomic Research Centre	PIE Division	2020	16	9	あり	http://www.barc.gov.in/ (閲覧日: 2021/3/15)	発電用原子炉/研究用原子炉の照射済燃料/構造材性能評価を主に手掛ける。

表 3.2.1(5)-4 IAEA iNFCIS の PIE データベースに記載された各国の PIE 施設 (2)

No.	IAEA Ref#	国名	運営機関	施設名	WEB 改訂 時期	使用済燃料の調査技術		構造材の 調査実績	URL (無い場合は N/A)	備考 (運転状況、技術紹介、etc.)
						破壊的手法	非破壊的手法			
21	8	インド	Indira Gandhi Centre for Atomic Research	Radiometallurgy Laboratory	2020	6	8	あり	http://www.igcar.gov.in/ (閲覧日: 2021/3/15)	高速炉の燃料/構造材料 PIE
22	9			Radiochemical Hot Cells	2020	1	4	あり	http://www.igcar.gov.in/ (閲覧日: 2021/3/15)	放射化学分析、燃焼度測定、核分裂生成ガス分析、構造材料 PIE を主に手掛ける。
23	25	日本	NDC	FHL - Fuel Hot Laboratory, Nuclear Development Corporation	2006	16	6	なし	http://www.ndc-tokai.co.jp (閲覧日: 2021/3/15)	燃料棒 PIE を主に手掛ける。
24	21		JAEA	JMTR Hot Laboratory - JAEA Oarai Research and Development Center	2010	5	8	あり	https://tenkai.jaea.go.jp/facility/3-facility/05-support/index-121.html (閲覧日: 2021/3/15)	JMTR 及び又は他原子炉で照射された燃料棒/材料の PIE を主に手掛ける。
25	22		RFEF - JAERI Tokai Research Establishment Reactor Fuel Examination Facility	2003	17	9	なし	https://www.jaea.go.jp/04/ntokai/hot/hot_03.html (閲覧日: 2021/3/15)	燃料棒/燃料集合体 PIE を主に手掛ける。JMTR の廃止に伴い、ホットラボも廃止を検討中。	
26	23		WASTEF - Waste Safety Testing Facility, JAERI Tokai Research Establishment	2003	7	0	あり	https://www.jaea.go.jp/04/ntokai/hot/hot_01.html (閲覧日: 2021/3/15)	WASTE では、1)原子炉構造材料の IASCC 試験、2)再処理用材料腐食試験、3)廃棄物処理のパリア性能試験、4)TRU 窒化物燃料の試験、等の実績あり。	
27	20	韓国	KAERI	IMEF-KAERI Irradiated Materials Examination Facility	2003	13	7	あり	N/A	燃料棒/燃料集合体/照射材料 PIE を主に手掛ける。
28	19			PIEF-KAERI Post-Irradiation Examination Facility	2003	8	10	なし	N/A	燃料棒/燃料集合体 PIE を主に手掛ける。
29	10	オランダ	NRG	Hot Cell laboratories (HCL)	2019	7	7	あり	http://www.igcar.gov.in/ (閲覧日: 2021/3/15)	燃料集合体/燃料ピン/被覆材/構造材/炉内機器の PIE、解体、照射サービス
30	35	ノルウェー	IFE	IFE, Nuclear Safety and Reliability, Nuclear Materials Technology Dep.	2003	11	7	あり	http://www.ife.no (閲覧日: 2021/3/15)	HBWR/JEEP2 の燃料棒及び又は燃料集合体及び構造材コンポーネントの PIE をホットセル施設で実施。HBWR の廃止に伴い、ホットラボも廃止を検討中。
31	12	ルーマニア	The Institute for Nuclear Research Pitesti (ICN)	Hot Cell Laboratory	2003	4	5	あり	https://nuclear.ro/en/index.php (閲覧日: 2021/3/15)	燃料棒/構造材料の PIE を主に手掛ける。
32	30	ロシア	(詳細不明)	INM-Institute of Nuclear Materials, Hot Lab	2010	15	5	あり	N/A	燃料棒/燃料集合体/燃料材料/構造材料 PIE、解体、照射材料保管、機械加工と試料準備を主に手掛ける。
33	36		State Scientific Center - Research Institute of Atomic Reactors (RIAR)	IPPE Hot Lab (Institute for Physics & Power Engineering, Obninsk, Russia)	2010	21	6	なし	https://www.ippe.ru/ (閲覧日: 2021/3/15)	使用済燃料棒/試料調査を主に手掛ける。
34	32		Joint Stock Company "State Scientific Center- Research Institute of Atomic Reactors (JSC SSC RIAR)	2010	23	14	なし	http://www.niiar.ru/eng/reactor_complex (閲覧日: 2021/3/15)	燃料棒/燃料集合体 PIE を主に手掛ける。	
35	50	スペイン	Centre for Energy, Environment and Technology Ciemat	Structural Materials Division	—	11	1	なし	http://www.ciemat.es/portal.do (閲覧日: 2021/3/15)	—
36	13	スウェーデン	Studsvik Nuclear AB	HCL/ACL	2003	13	8	あり	https://www.studsvik.com/our-solutions/materials-technology/hot-cell-technology/ (閲覧日: 2021/3/15)	燃料棒/炉内構造物 PIE を主に手掛ける。
37	27	スイス	Paul Scherrer Institut	Hot Laboratory	2020	8	7	あり	https://www.psi.ch/ (閲覧日: 2021/3/15)	燃料棒/炉内構造物 PIE のほか 放射性物質に関する又は放射性物質を用いた材料研究を主に手掛ける。
38	14	ウクライナ	KINR	Hot Cell Laboratory	2010.9	5	0	あり	http://www.kinr.kiev.ua (閲覧日: 2021/3/15)	原子カプラント構造材料機械試験のほか密閉放射線源再充填と固形廃棄物一時保管を主に手掛ける。
39	17	イギリス	National Nuclear Laboratory -	Sellafield	2004	0	0	なし	https://www.nnl.co.uk (閲覧日: 2021/3/15)	改良型燃料製を主に手掛ける。
40	15			Windscale	2020	14	7	あり	https://www.nnl.co.uk (閲覧日: 2021/3/15)	使用済み燃料棒/照射使用済み機器/原子炉構造材 PIE と照射材料調整を主に手掛ける。
41	87	米国	Idaho National Laboratory	—	2010	21	8	あり	www.inl.gov (閲覧日: 2021/3/15)	INL には照射燃料検査施設(HFEF)、分析研究所(AL)、電子顕微鏡研究所(EML)、燃料応用科学棟(FASB)及び先端エネルギー研究センター(CAES)がある。

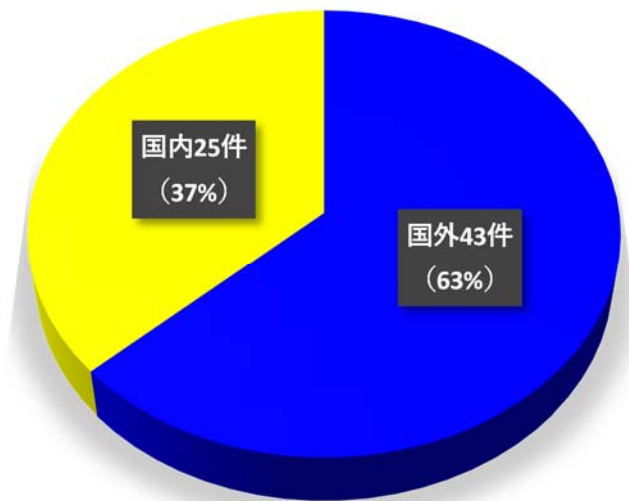


図 3.2.1(5)-1 国内外ホットラボ施設における照射データ取得実績文献数の比較
(引張特性、破壊靱性・亀裂進展データ取得実績)

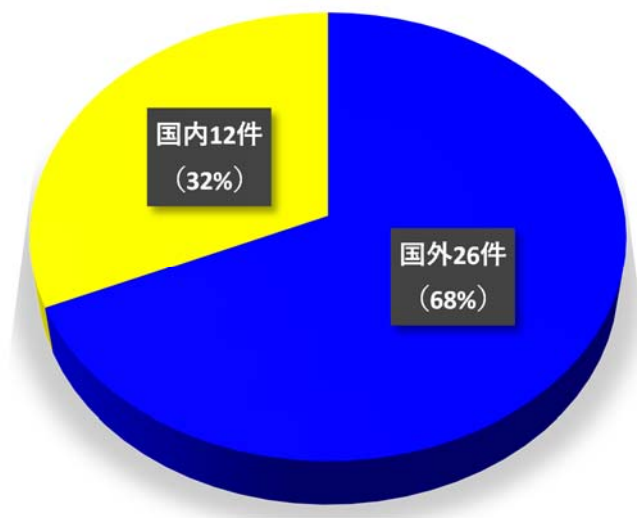


図 3.2.1(5)-2 国内外ホットラボ施設における照射データ取得実績文献数の比較
(破壊靱性・亀裂進展データ取得実績)

3.2.2 事業計画案の策定

3.2.1 項に示すように、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、維持規格に基づく破壊力学的評価手法で用いる評価式の保守性を確認することを目的とし、技術知見（最新情報を含む）等の調査として以下を実施した。

- ① 照射ステンレス鋼の破壊靱性特性に関する最新知見の調査・分析
- ② 国内廃炉プラントの炉内構造物の使用材料、運転実績、中性子照射量等の調査
- ③ 実機からの供試材採取実績、採取方法、課題等の調査
- ④ 試験研究施設への輸送、試験片加工等の実施方法、実績、課題等の調査
- ⑤ 実機材料を対象とした照射ステンレス鋼の破壊靱性試験実施可能試験研究施設に関する調査

本項では、上記の調査結果で明らかとなった課題と、それを解決するための令和3年度以降の事業計画案を策定した。

(1) 課題とその解決施策

令和3年度以降の事業計画案をまとめるにあたり、以下に調査結果の概要と事業計画で解決すべき課題を示す。

上記①の調査では、照射ステンレス鋼の破壊靱性特性に関する最新知見の調査・分析に基づき、実機材からデータを取得する上で特に有効と考えられるターゲット案（照射量、部位）を検討した。また、上記②に基づき、国内廃炉プラントの実機材を取得する対象機器について検討し、炉心シュラウドや上部格子板等の炉心領域機器からの実機材料取得が有益と考えられるとした。これら調査結果や分析を踏まえ、今後は

【課題1】 炉心領域機器からの実機材料取得計画の検討と策定

が必要となる。この検討には、サンプル採取計画の立案も含まれ、維持規格評価式の保守性を確認する試験マトリックス策定や対象機器からの供試体・サンプル採位置の検討も含まれ、

《実施項目1》維持規格評価式の保守性を確認する試験計画案の策定を事業計画に反映することとした。

また、本研究の目的を達成する試験評価実施のためには、課題1に示す実機材料取得に関連し、具体的な実機材料取得工法の検討が必要である。この検討は②で調査した国内廃炉プラントの認可状況や廃炉工程を踏まえ

【課題2】 廃炉プラント工程等の適用時期を踏まえた工法検討

をする必要があり、複数の工法を検討しておくことが望ましい。

さらに、③④⑤の調査で、実機からの供試材採取実績、試験研究施設への輸送実績、試験片加工等の実績、実機材料を対象とした照射ステンレス鋼の破壊靱性試験実施可能試験研究施設の調査を実施したが、これらの実績は国内で実績多数であり、基本的には工法や輸送は既存技術をベースに検討を行うことが

可能である見込みを得るとともに、試験設備も国内試験施設は海外と比較しても設備が充実しており試験実績も多数であった。これらの調査結果に共通する課題は、採取する実機材料の供試体やサンプルの寸法と重量の増加であり

【課題 3】 供試体、サンプル寸法・重量増による実機材料サンプル採取工法の既存技術への影響検討（補強・耐放性の向上等）

【課題 4】 供試体、サンプル寸法・重量増による発電所構外施設へ輸送時の容器収納制約、発電所構内を含めた輸送前放射化冷却の要否（輸送可否）

【課題 5】 供試体、サンプル寸法・重量増による供試体、サンプル寸法・重量増による受入制限等（受入可否、受入後加工等の取扱可否）

が検討課題となり、これらの課題は前述の課題 1 及び 2 とも関連し、

《実施項目 2》 対象機器からの供試体採取工法の検討
を事業計画に反映することとした。

今年度の調査・分析結果と、課題に対する解決案として令和 3 年度以降の事業計画の検討に資する項目を表 3.2.2(1)-1 にまとめた。

表 3.2.2(1)-1 令和3年以降の事業計画の検討項目

令和2年度実施		課題に対する解決施策
調査項目	課題	
① 照射ステンレス鋼の破壊靱性特性に関する最新知見の調査・分析	1. 炉心領域機器からの実機材料取得計画の検討と策定	(1)維持規格 評価式の保守性を確認する試験計画案の策定 (課題1及び2) ● 試験マトリックスの策定 ● 対象機器からの供試体・サンプル採位置の検討
② 国内廃炉プラントの炉内構造物の使用材料、運転実績、中性子照射量等の調査	2. 廃炉プラント工程等の適用時期を踏まえた工法検討	
③ 実機からの供試材採取実績、採取方法、課題等の調査	3. 供試体、サンプル寸法・重量増による実機材料サンプル採取工法の既存技術への影響検討（補強・耐放性の向上等）	(2)対象機器からの供試体採取工法の検討（課題2, 3, 4及び5） ● 現地で供試体を採取する方法 ● 事前にサンプリングする方法
④ 試験研究施設への輸送、試験片加工等の実施方法、実績、課題等の調査	4. 供試体、サンプル寸法・重量増による発電所構外施設へ輸送時の容器収納制約、発電所構内を含めた輸送前放射化冷却の要否（輸送可否）	
⑤ 実機材料を対象とした照射ステンレス鋼の破壊靱性試験実施可能試験研究施設に関する調査	5. 供試体、サンプル寸法・重量増による供試体、サンプル寸法・重量増による受入制限等（受入可否、受入後加工等の取扱可否）	

(2) 令和3年度以降の事業計画案

令和3年度以降の事業計画は、表3.2.2(1)-1に示す課題を解決するため、

- 維持規格評価式の保守性を確認する試験計画案の策定
- 対象機器からの供試体採取工法の検討

を骨子に検討した。

1) 維持規格評価式の保守性を確認する試験計画案の策定

本年度に調査した結果に基づき、令和3年度以降は、炉心領域機器からの実機材料取得計画の検討策定（課題1）と、廃炉プラント工程等の適用時期を踏まえた工法検討（課題2）を解決するため、試験計画の策定に関する事業計画を策定した。試験計画の策定プロセスは以下とした。

◇ 試験マトリクスと試験条件等詳細

- ・ 試験片マトリクスの検討
- ・ 対象機器からの供試体採取位置の検討
- ・ 材料試験方案の策定
- ・ 試験設備への要求仕様策定

◇ 試験施設選定

◇ 試験の実施・評価

上記のうち、令和3年度に検討を開始する事業計画「試験片マトリクスの検討」と「対象機器からの供試体採取位置の検討」の基本施策を以下に示す。

試験マトリクスの検討では、破壊靱性試験片、引張試験片、組織観察用試験片等の試験に必要な試験片種類と員数を検討し、これらの試験片を採取する供試体を採取する必要がある、実機材料が受けた中性子照射量の評価も必要となる。ここで、炉心周辺機器、例えば炉心シュラウドは炉心燃料により中性子の照射を受けるが、炉心シュラウドが円筒構造物であるのに対し、その内部の燃料集合体の配置は格子状であることから、図3.2.2(2)-1に示すように、炉心シュラウドの円筒胴の周方向の中性子照射量分布は燃料が近い位置では高く、離れている位置では低くなる。また、燃料集合体の燃料被覆管内に収納されている燃料ペレット（ウラン粉末ほかを焼結したもの）にも配置の上端（有効燃料頂部：TAF）と下端（有効燃料底部：BAF）があり軸方向にも中性子照射量の分布がある。試験マトリクスの検討、対象機器からの供試体採取位置の検討では、これらの分布を考慮し策定する必要がある、ターゲットプラントに対する炉心領域の中性子束分布の解析が必要となる。

2) 対象機器からの供試体採取工法の検討

試験の計画と実施の具体的な年度計画の策定は、試験に必要な試験片を採取する実機材料供試体やサンプルの確保が前提となり、そのためには対象機器からの供試体採取工法の検討と実機への適用が必須である。そのため、供試体採取工法と実機適用のターゲット時期を検討した。

【現地供試体採取工法】

対象機器からのサンプル採取は、当該機器が廃炉工程において廃棄されるタイミングで大型の供試体を採取、必要に応じその供試体を発電所構内で発電所構外へ輸送可能（輸送容器に収納可能）な寸法へ一次切断し、輸送後に照射試験設備で試験片に加工する工法が想定される。この当該機器の廃棄のタイミングで発電所現地にて供試体を採取する工法を「現地供試体採取工法」と称す。この工法は、廃炉プラントの廃炉第三段階（原子炉領域解体撤去期間）で、当該機器の廃棄のタイミングとなる。今後の検討項目としては、当該機器の廃棄要領（溶断・撤去要領）に、実機材料の経年劣化事象が緩和・消失（照射による靱性低下の場合は溶断時入熱による靱性回復、廃棄撤去時の取扱による供試体の塑性変形発生等）しないような当該機器の供試体採取要領を検討する必要がある、令和3年度以降の事業計画初期で実施項目となる。現地供試体採取工法で実機材を取得して試験・評価を実施する基本エンジニアリングプロセスの例を以下に示す。

- ◇ 機器廃棄時の供試体採取仕様の検討
 - ・ 機器解体廃棄時に供試体を取得する際の採取仕様の検討
（実機材料の経年劣化特性の回復・消失の防止）
 - ・ 採取仕様検討、課題解決のための試験
 - ・ 採取時要求仕様策定（切断条件、寸法、採取位置）
 - ・ 工事要領への反映
- ◇ 採取工事及び輸送の実施
 - ・ 供試体採取【ターゲットプラント廃炉第三段階の当該機器廃棄時】
 - ・ 供試体の一時保管、試験実施施設への輸送
- ◇ 試験の実施・評価
 - ・ 供試体からの試験片加工
 - ・ 試験・評価の実施

令和3年度以降の事業計画の策定では上記のプロセスを年度展開する。なお、認可された廃炉プラントで廃炉工程が先行している中部電力株式会社浜岡原子力発電所1号機及び2号機の廃炉工程を参考に、「現地供試体採取工法」の提要時期をケーススタディし図3.2.2(2)-2に示す。図3.2.2(2)-2に示すように、同プラントの廃炉第三段階が2023年度からとなっており、炉心領域機器の廃棄は原子炉開放等の付帯準備期間を勘案し2024年度を適用時期として想定し、令和3年度以降の事業計画を策定する。

【事前サンプリング工法】

対象機器からの実機材料の採取工法が「現地供試体採取工法」の場合、廃炉第三段階の当該機器の廃棄のタイミングまで供試体を取得することができない。そのため、第2の工法として、当該機器の廃棄のタイミング前（事前）に当該機器のサンプル採取位置にアクセスしてサンプルを採取する工法

が考えられ「事前サンプリング工法」と称す。この工法のベース技術は3.2.1(3) 実機からの供試材採取に関する調査に示す技術、例えば炉内の機器であれば、炉内サンプリング工法となる。この工法は、廃炉工程にて、原子炉が開放された状態で、原子炉建屋のオペフロの天井クレーンや、フロアに設置の燃料交換機、燃料交換機のフロアのレールを利用した台車等から炉内にサンプル加工・回収装置を吊り降ろすことで採取する工法であり、条件を整えば当該機器の廃棄時期に拠らずサンプルの採取が可能となる。炉内サンプリング工法は実績多数(3.2.1(3)参照)であるものの、サンプル採取実績はBWR プラント炉心シュラウドで比較的大きなポートサンプルで約63mm×約39mm×約17mmである。対して本研究の実施で例えば破壊靱性試験片1TCTを採取する場合は、その寸法は63.5mm×61.0mm×25.4mm厚さでその対角寸法が約90mm(63.5mm×61.0mm面)であることから、これに試験片の加工代を10mm考慮するとΦ100mm×板厚といったサンプルの採取が必要となる(熱影響等がある場合は更に切断代の確保が必要)。このような炉内サンプル採取実績を超えるサンプル採取を「事前サンプリング工法」として検討を進める場合の基本エンジニアリングプロセス例を以下に示す。

前述の「現地供試体採取工法」は「採取要領の策定」が中心であるが、「事前サンプリング工法」の場合は現地サンプリングシステム・設備の準備を含めた検討が必要であり、基本的なエンジニアリングプロセスの例を以下に示す。

- ◇ 工法の成立性検討
 - ・具体的に解決すべき課題の調査
 - ・課題の解決方法
- ◇ 実機サンプリングシステムの設計・製作
 - ・基本設計～詳細設計～機器製作
 - ・装置単体機能試験(動作確認等)
 - ・装置組合試験(電源投入動作確認)
 - ・システム検証試験(制御システムによる機能確認)
 - ・現地模擬モックアップ
- ◇ サンプリング工事
 - ・作業員訓練
 - ・機材現地輸送
 - ・サンプリング工事【実工事：ターゲットプラント原子炉開放時】
- ◇ サンプリング工事～保管・輸送
- ◇ サンプルからの試験片加工
- ◇ 試験の実施・評価

令和3年度以降の事業計画の策定では上記のプロセスを年度展開する。なお、認可された廃炉プラントで廃炉工程が先行している中部電力株式会社浜岡原子力発電所1号機及び2号機の廃炉工程を参考に、「事前サンプリン

「グ工法」の適用時期をケーススタディし図 3.2.2(2)-2 に示す。図 3.2.2(2)-2 に示すように、廃炉第三段階 2024 年度を炉心領域機器の廃棄時期と想定すると、上記プロセスがリードタイム 5~6 年であることから 2027 年度以降となり、炉心領域機器の事前サンプリング時期（廃炉第二段階鋼板あるいは廃炉第三段階初旬の原子炉開放時）には合致しないため、ターゲットプラントは浜岡原子力発電所 1 号機及び 2 号機以降の廃炉プラントとなる。なお、リードタイムの影響もあるが、現在実施中の電力共同研究において、浜岡原子力発電所 1 号機及び 2 号機で廃炉第三段階に炉内にアクセスして非破壊検査に関連するデータ取得を検討したものの、原子炉開放後の原子炉建屋オペフロを占有し、炉内作業がクリティカル工程となり、廃炉計画工程に多大なる影響があることから、炉内アクセスは対応不可とした経緯もある。

3) 事業計画の策定

前項で検討した試験計画の策定と、供試材採取工法の検討について、令和 3 年度以降の事業計画案を策定した。事業計画案を図 3.2.2(2)-3 に示す。前述の採取工法の適用想定時期を踏まえると、「試験の実施（試験計画の策定）」と供試体採取工法の組み合わせは「現地供試体採取工法」となり、並行して「事前サンプリング工法」を検討しつつ、それぞれの検討結果をフィードバックしつつ進めることが事業計画の骨子となる。また、進捗に伴いそれぞれの工法に対して「実現性の判断」を行うホールドポイントを設けた。なお、本事業計画工程は事業計画の年度展開検討の想定であり、適用廃炉プラントや実施時期を決定するものではない。また、事業計画はその都度、年度の成果を踏まえ見直しを行っていく。

以下に、令和 3 年度の事業計画の検討案を示す。

【令和 3 年度事業計画案】

1. 試験計画案の策定

令和 2 年度に調査した結果に基づき、試験片マトリックス及び対象機器からの供試体採取位置等の試験計画案を策定する。具体的には炉心領域からの供試体採取詳細に資する炉内中性子照射量（中性子束）分布解析などが実施項目として挙げられる。

2. 対象機器からの供試体採取工法の検討

➤ 現地供試体採取要求仕様の検討

事業者の廃棄工程・要領詳細の検討着手段階で、廃棄作業による供試体への塑性変形や運転履歴の回復等により、本研究に影響が出ないようにするための採取仕様を事前に提示する必要がある。また、採取した供試体の研究施設への輸送容器に収納可能な一次切断の実施や発電所構内での切断作業実施場所の確保といった課題があるため、現地の供試体採取から採取後の輸送準備といった基本プロセスを整理し、事前に検討すべき

要求仕様について抽出、供試体採取仕様の整理などが実施項目として挙げられる。

➤ **事前サンプリング工法の検討**

令和 2 年度は実機供試体採取実績、採取方法、課題等を調査しており、これらの調査結果に基づき、破壊靱性試験片採取を念頭にした事前サンプリング工法で、具体的に解決すべき課題の詳細調査と解決方法の検討などが実施項目として挙げられる。

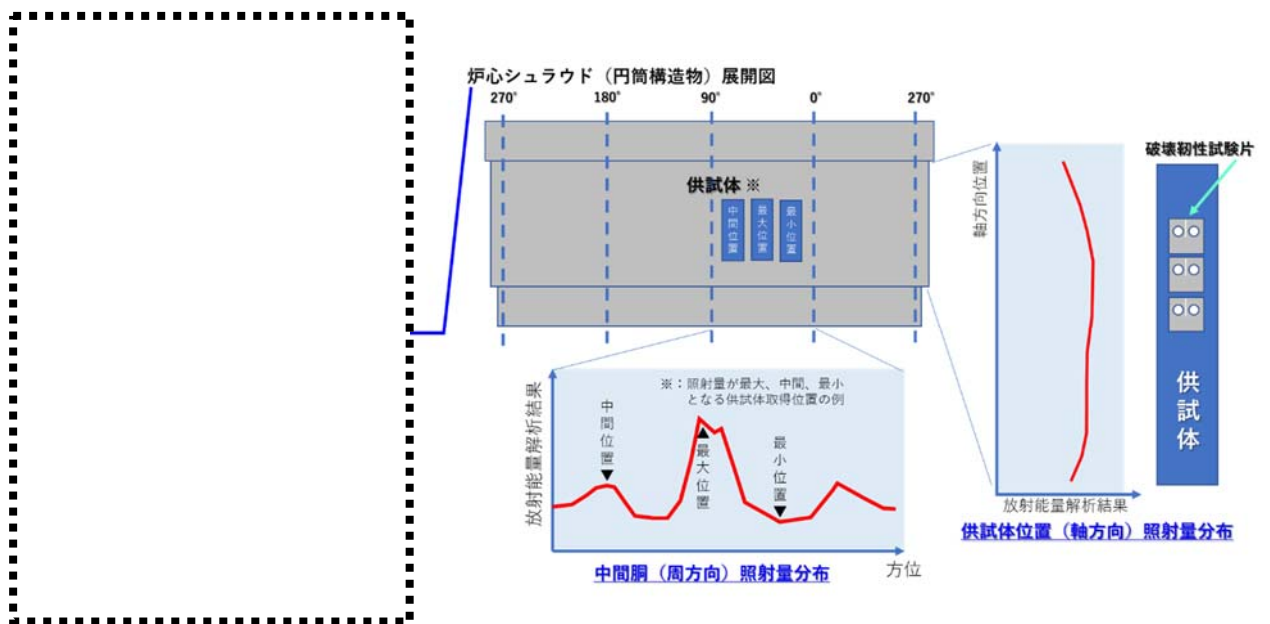


図 3.2.2(2)-1 炉心シュラウド内部の中性子束等の分布（イメージ図）

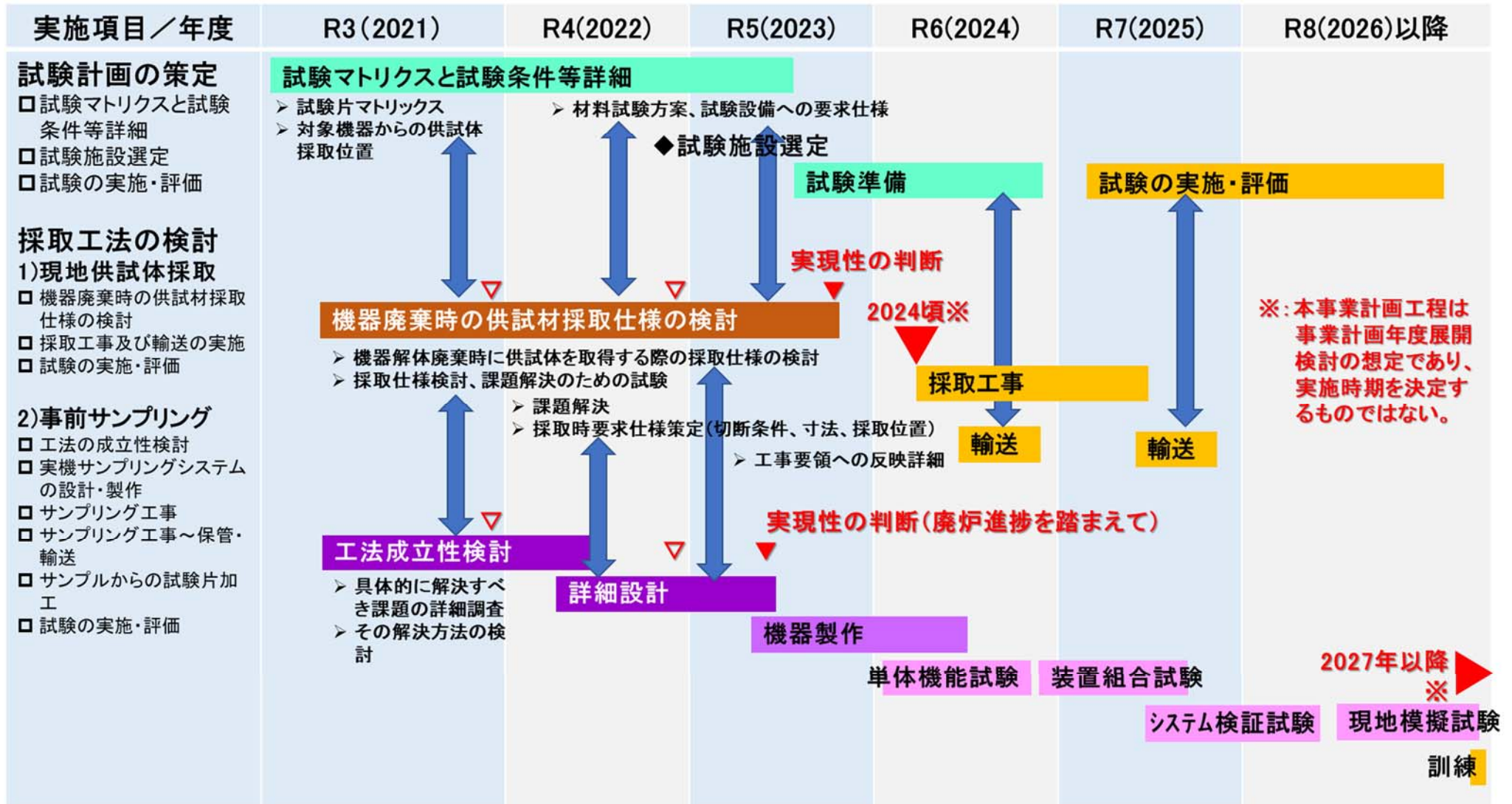


図 3.2.2(2)-3 靱性低下に係る研究 令和3年度以降の事業計画案

3.3 予防保全対策技術の保守性に係る研究（ピーニング工法）

軽水炉機器において、SCCによる損傷が懸念される部位では、機器表面の残留応力を圧縮側へ改善してSCCの発生を防ぐことを目的に、各種ピーニング工法（ショットピーニング、超音波ショットピーニング、ウォータージェットピーニング、レーザーピーニング）が採用されている例がある。上記ピーニング工法は、溶接による引張残留応力が生じている材料表面に実施した場合において、少なくとも深さ0.1 mm以上の領域まで圧縮応力が付与されることが確認されている^[3.3-1, 2]。SCCはその特性上、圧縮応力下では発生しないとされており、運転期間中に亘り圧縮応力が持続するならば、理論上はSCCが生じることはなく、SCC損傷によるリスクを大きく低減できる。この圧縮応力の持続性に関して、プラントの起動停止によって生じる応力変動や熱時効の影響を、ひずみの繰り返し付与及び運転温度以上の加速熱時効によって実験的に検証した例がある^[3.3-2]。検証の結果、少なくとも深さ0.1 mmの位置において、ショットピーニング、超音波ショットピーニング、ウォータージェットピーニング、レーザーピーニングのいずれの工法においても、十分な圧縮応力が持続することを報告している^[3.3-2]。ただし、実機では運転による応力変動や熱時効以外に、高温水環境への暴露による酸化皮膜の形成や中性子照射の影響など、実験室レベルでの検討が困難な因子が存在する。このため、ピーニング工法の持続性の実証には、実機廃炉材を用いた検証が有効かつ唯一の手段と考えられる。実機廃炉材によってピーニング工法による圧縮応力の長期持続性を確認できれば、SCC対策としての各種ピーニング工法の有効性を実証でき、軽水炉の信頼性をより強固なものとすることができると考えられる。

以上の観点から、本事業では予防保全対策技術の保守性に係る研究として、ピーニング工法の持続性の検証に関する調査を実施する。令和2年度は以下についての調査研究を実施し、調査結果を基に、令和3年度以降の事業計画案を策定した。

➤ 技術知見（最新情報を含む）等の調査

- ① 残留応力評価手法に関する調査
- ② 照射による応力緩和に関する調査
- ③ 応力改善対策（ピーニング）の施工実績調査
- ④ 廃炉プラントにおけるピーニング施工部位の中性子照射量、形状、廃止措置後の状態（化学除染の実施）等についての調査
- ⑤ 応力改善施工部位に対する基本的な残留応力測定方法の検討

➤ 実機材料からの試験片採取方法等（切断方法、手順、取出し方法）の検討

- ① 実機からの試験片採取方法（採取方法、手順等）の調査
- ② 試験採取が残留応力分布に与える影響に関する調査・検討
- ③ 残留応力測定に及ぼす、廃止措置後の保管状態や材料の放射化の影響の調査・検討

➤ 現場（発電所構内・放射線環境下）における実機材料を用いた残留応力評価に関する検討

- ① 残留応力の現場における計測方法に関する調査
- ② 想定される実機環境への適用性、技術開発課題等の調査

本年度の成果詳細を次項に示す。

<参考文献>

- [3.3-1] 西川聡, 中田志津雄, 堀井行彦, 古村一朗, 山口篤憲, “圧縮残留応力付与部の熱時効による応力緩和挙動”, 溶接・非破壊検査技術センター 技術レビュー, Vol.4 (2008).
- [3.3-2] 西川聡, 中田志津雄, 堀井行彦, 古村一朗, 山口篤憲, “応力改善工法で付与される圧縮残留応力の持続性”, 保全学, Vol. 11, No.4, 69-78, 2013.

3.3.1 技術知見（最新情報を含む）等の調査

(1) 残留応力評価手法に関する調査

残留応力は機器の寿命特性に大きく影響を与える因子の一つであり、一般に引張残留応力は疲労や SCC の発生を助長して機器の寿命に悪影響を与え、反対に圧縮残留応力は好影響を与えることが知られている^[3.3.1.(1)-1]。したがって、管理上機器や製品の残留応力は重要視されており、その測定に関して種々の手法が開発され実用化されている^[3.3.1.(1)-2]。なお、残留応力を直接測定する方法は存在しないことから、基本的には測定対象物に生じている、もしくは生じていたひずみを何らかの手段で測定し、そのひずみ量からフックの法則を用いて応力を算出する手順を取る事となる。残留応力測定手法は大きく分けて破壊法と非破壊法に大別され、破壊法については部分破壊法とも呼ばれる測定対象の一部のみに穴あけ等の加工を行う手法（穿孔法^[3.3.1.(1)-3]、Deep Hole Drilling（以下、「DHD」という。）法^[3.3.1.(1)-4]等）と、測定対象を完全に破壊するもの（切断開放法や Contour 法^[3.3.1.(1)-5]等）がある。本目では軽水炉機器に限らず、一般的な残留応力測定手法について調査した結果を記載する。

1) 破壊法

破壊法に分類される測定法の一覧を表 3.3.1(1)-1 に示す。破壊法はその名の通り、測定対象物を種々の方法で破壊し、それによって開放されるひずみを測定することで残留応力を求める手法である^[3.3.1.(1)-2]。破壊法は主に初期状態を基準とし、切断や加工によって変化したひずみ量を測定して破壊前の構造物に生じていた残留応力を求める手法であり、破壊前の状態を基準とした相対的な応力値が測定される。

破壊法には a)切断開放法、b)穿孔法、c)電子スペckルパターン干渉（Electronic Speckle Pattern Interferometry : ESPI）法^[3.3.1.(1)-6]を用いた穿孔法、d)DHD 法、などがあり、このうち b)、c)、d)は被測定物に対する具体的な加工が穴あけ程度であり、被測定物を完全に破壊しないことから部分破壊法と呼ばれることもある。以下各手法を概説する。

a) 切断開放法

残留応力の計測対象部材、部位の周囲にひずみゲージを貼り付けた状態で、対象部位の大きい範囲から部材を順次切断していきながら、切断過程での開放ひずみ変化を計測する手法であり、破壊法としては最も一般的な手法となる。最終的なサイズとして一辺 5～10 mm 程度のサイコロ状にまで切断を実施し、それまでのひずみの変化量を求め、ひずみゲージ貼付部の残留応力を算出する。切断では開放前後のひずみ量変化を極端に大きくせず、ひずみ開放時には出来るだけ塑性変形が起きないように切断法、切断手順を採用する必要がある。また、測定物に多数のひずみゲージを貼り付けている状態で切断を実施するため、測定対象物の切断時にリード線の断線、ひずみゲージの剥離、切断時の部材の発熱などがおきないように、注意して実施する必要がある。本手法は独立行政法人原子力安

全基盤機構の事業におけるモックアップの残留応力評価にも採用されている[3.3.1(1)-7, 3.3.1(1)-8]。

b) 穿孔法

ASTM E837 によって規格化されており、図 3.3.1(1)-1 に示すロゼットひずみゲージと呼ばれる複数方向のひずみを同時測定可能なひずみゲージを用いる手法である。ひずみゲージを貼り付けた状態で中心部にドリルで穴を開けて残留応力を開放し、その際のひずみ変化量から中心部の残留応力を求める手法である。この方法の特徴は、切断法のように測定対象物を切り刻む必要がなく、ひずみゲージの中心部に貫通が必須ではない小さな穴を開けるだけでよいことである。この特徴により、切断開放法と比較して簡便に計測可能である上に、必要に応じて測定後の補修も可能である。

c) ESPI 法を用いた穿孔法

穿孔法で必要となる変位の測定をひずみゲージの貼付なしに実施可能な手法である。測定原理概要を図 3.3.1(1)-2 に示す。測定対象に対してレーザーを照射し、参照光と重ね合わせることで生じるスペックルパターンを計測する。穴あけ加工を行って残留応力を開放することで生じる変位をスペックルパターンの変化から読み取り、その変位量から残留応力を評価することが可能となる。計測は完全に非接触で実施できることから、精密な穴あけ加工が可能であれば比較的容易に残留応力の評価が可能となる。

d) DHD 法

英国の VEQTER 社が開発し、測定サービスを提供する手法であり、深さ方向の応力測定の適用範囲が非常に広く、厚肉構造材の板厚方向の測定法として非常に有効な手法で、最大で 750 mm 深さまでの実績がある[3.3.1(1)-9]。測定原理の概要図を図 3.3.1(1)-3 に示す。まず測定対象に対し、直径数 mm 程度の穴あけ加工を実施して参照穴を開け、その内径を深さ方向全域で計測する。その後、参照穴を取り囲むように周囲を放電加工により切除（トレパニング）し、参照穴を再測定する。トレパニング前後の変位から、板厚方向の残留応力を求めることが可能となっている。ただし、本手法は表面近傍 0.5 mm 程度領域までは精度のよい測定ができないとされている。

2) 非破壊法

非破壊法に分類される測定法の一覧を表 3.3.1(1)-2 に示す。非破壊法において最も広く用いられている手法は回折現象を利用した手法であり、X 線回折法、放射光 X 線回折法、中性子回折法がそれにあたる。本手法によ

って測定される応力（ひずみ）は相対値ではなく、X線や中性子の照射体積内における原子面（結晶格子面）の間隔から求められるひずみの絶対値である。線源として一般的な管球が用いられるX線回折法の中でも、 $\sin^2\phi$ 法は生産ラインでの製品検査等にも用いられており^[3.3.1.(1)-10]、測定標準^[3.3.1.(1)-11]も整備されている実績のある手法である。本手法は破壊法とは異なり、表面の残留応力測定においては完全に非破壊で実施可能である。深さ方向の応力が必要な場合は、測定箇所を電解研磨等の加工ひずみが付与されない手法で除去して測定を行う。

放射光X線回折法は線源にSPring-8 (<http://www.spring8.or.jp/ja/>（閲覧日：2021/3/15））などの大型研究設備で使用可能なシンクロトロン放射光を用いるものであり^[3.3.1.(1)-12]、測定原理はラボのX線回折法と同様であるが、任意のエネルギーのX線の選択が可能で、かつラボX線と比較して非常に輝度が高いことなどからX線の侵入深さが大きく、深さ方向に測定可能な範囲がラボX線よりも広がる点が大きなメリットである。

中性子回折法は、X線の代わりに中性子を用いる回折法であり、例えば国立研究開発法人日本原子力研究開発機構のJRR-3炉

(<https://jrr3uo.jaea.go.jp/about/institution/resa1.htm>（閲覧日：2021/3/15））等で使用可能な手法である。中性子はシンクロトロン放射光と比較しても非常に高い透過力を持つため、金属材料でも数100mmの深さまで測定が可能であるという利点があり、オーステナイト系ステンレス鋼配管の溶接金属部を対象とした表面近傍を除く全板厚にわたる応力評価例が存在する^[3.3.1.(1)-13]。その反面ラボX線やシンクロトロン放射光ほどの空間分解能はなく、最表面から深さ0.5mm程度までの測定には不向きとされている。

放射光や中性子回折は上記のような専用の測定施設を用いる必要があり、測定可能となる条件が大きく制限され、現場での測定は不可能となる。従って、軽水炉プラント等での測定において最も有力な非破壊法はX線回折法と考えられる。以下にX線回折法に関して実績のある手法としてa) $\sin^2\phi$ 法、b) $\cos\alpha$ 法^[3.3.1.(1)-14]、c) 2D-XRD法^[3.3.1.(1)-15]についてそれらの特徴について記載する。

a) $\sin^2\phi$ 法

多結晶体を対象としたX線残留応力測定法として最も広く用いられており、国内では鉄鋼^[3.3.1.(1)-11]及びセラミックスを測定対象とした測定標準^[3.3.1.(1)-16]が整備されている。本手法はブラッグの法則により、多結晶体に対してX線を入射した際に生じる回折環（デバイ環）の特定位置の情報のみを利用した測定法である。測定試料面法線と測定する格子面のなす角 ϕ を変化させながら波長が一定のX線を照射して回折角 2θ の変化を測定し、回折角 2θ と $\sin^2\phi$ の関係を求め、その傾きから応力を算出する。本手法には以下のようなメリットがあり、市販装置が多数開発

され、実用化されている。

- ・ 測定対象部の精密な無ひずみの回折角（格子面間隔）の絶対値が要求されない。
- ・ 2θ と $\sin^2\phi$ の複数点の関係から直線近似で応力を求めるため、測定値のばらつきの影響が少なく、信頼区間の算出が可能。
- ・ 試料のセッティング誤差や表面の凹凸の影響が少ない。

一方で本手法は複数の ϕ 角での入射が必要なため、基本的には駆動機構が必要となるなど、小型化に対しては若干のデメリットもある。本手法を実施可能な装置は多数開発されており、小型化や高速化が図られた結果として、可搬式装置も実用化例がある^[3.3.1(1)-17]。軽水炉に関する実績に関しては、図 3.3.1(1)-4 に示すように $\sin^2\phi$ 法を用いた測定装置による、BWR 建設サイトにおける WJP 施工後のシュラウド溶接部近傍の残留応力測定例があり^[3.3.1(1)-18]、図 3.3.1(1)-5 に示すように、 $-100\sim-700$ MPa 程度の圧縮応力が確認されている。

b) $\cos\alpha$ 法

2次元検出器の利用により、全デバイ環の情報を利用することで、単一の X 線入射のみで応力測定が可能な手法であり、駆動機構（ゴニオメーター）が不要であることから、 $\sin^2\phi$ 法と比較して測定時間の短縮や装置の小型化が可能などのメリットがある。これらの特性を生かした可搬式の市販装置^[3.3.1(1)-19]もあり、近年フェライト鋼を対象とした測定標準^[3.3.1(1)-20]も整備された。本手法も無ひずみの回折角の精密測定を必要としない方法であり、原理上、一度の測定で垂直応力と面内せん断応力の測定が可能である。デメリットとしては、単一入射で X 線照射体積が限定されることから、広範囲の平均的な応力の測定が難しいことや、測定対象が溶接金属等の粗大粒組織である場合などで、連続的なデバイ環が得られない場合は、応力の算出が $\sin^2\phi$ 法よりも困難となりやすいなどの点が挙げられる。軽水炉に関連する本手法を用いた報告には、独自装置による従来法（ $\sin^2\phi$ 法及びひずみゲージ測定値）との比較検証ならびに BWR 炉底部のモックアップを用いた H8 及び H9 溶接線を対象とした測定例^[3.3.1(1)-21, 3.3.1(1)-22]がある。図 3.3.1(1)-6 に示すように従来法と $\cos\alpha$ 法での測定結果がよく一致することや、図 3.3.1(1)-7 に示すように、実機炉底部への装置の設置が可能であることを報告している。

c) 2D-XRD 法

本手法も $\cos\alpha$ 法同様 2次元検出器を用いる手法であるが、デバイ環の全周情報ではなく、一部を用いてひずみを測定する手法である。このデバイ環一部を用いたひずみ測定を様々な方位から実施し、それらの測定ひずみを用いて最小二乗近似によって応力を算出する手法である^[3.3.1(1)-14]。本手法では無ひずみの回折角も測定値から予想可能であるた

め、 $\sin^2\phi$ 法、 $\cos\alpha$ 法同様に測定対象部の精密な無ひずみの回折角が要求されない。また、仮に測定対象が粗大粒組織であったとしても、種々の角度からX線を照射し、多数のデータを取得すれば原理的には応力の算出が可能であるという点もメリットとして挙げられる。ただし、本手法を成立させるためには測定点を厳密に回転中心位置と一致させるための位置決め精度が要求される。また、多数の方位からのX線入射が必要なため、多軸の精密ゴニオメーターを用いる必要がある。このような要求から、現状本手法に対応する装置はラボ用の比較的大きなサイズのもの^[3.3.1.(1)-23]しか存在せず、 $\sin^2\phi$ 法、 $\cos\alpha$ 法のような可搬式の装置は存在しない。

繰り返しになるが、これらの代表的なX線応力測定手法では、X線の照射体積内に、十分な結晶粒数が必要となる。従って、軽水炉プラントにおけるピーニング施工部位の材料である、オーステナイト系ステンレス鋼やニッケル基合金母材のピーニング施工面を対象とした測定では、問題なく測定が可能であると考えられるものの、それらの溶接金属部を対象とする場合は、その粗大粒組織と強い異方性により、測定に十分な回折データを検出できない可能性がある点に注意が必要である。その場合は照射体積を大きくするなどの方法を検討する、もしくはX線回折法以外の手法を用いるなどの検討が必要であると考えられる。

<参考文献>

- [3.3.1.(1)-1] 田中啓介, 鈴木賢治, 秋庭義明, 残留応力の X 線評価—基礎と応用—養賢堂, (2006).
- [3.3.1.(1)-2] 中代雅士, 残留応力の基礎 (その 2) 残留応力計測法の紹介, IIC REVIEW /2008/4, No.39, (2008).
- [3.3.1.(1)-3] ASTM E847-20, “Standard Test Method for Determining Residual Stresses by the Hole-Drilling Strain-Gage Method”, ASTM International, (2020).
- [3.3.1.(1)-4] 三上隆男, DHD 残留応力測定法について, IIC REVIEW /2009/10, No.42, (2009).
- [3.3.1.(1)-5] 三上隆男, 鈴木優平, Contour 法による残留応力測定技術, IIC REVIEW /2016/10, No.56, (2016).
- [3.3.1.(1)-6] <https://www.dantecdynamics.com/> (閲覧日 : 2021/02/18)
- [3.3.1.(1)-7] JNES 05 基材報-0013 平成 16 年度 原子力用ステンレス鋼の耐応力腐食割れ実証に関する報告書 (平成 16 年 12 月) .
- [3.3.1.(1)-8] JNES 05 基材報-0009 平成 17 年度 原子力用ステンレス鋼の耐応力腐食割れ実証に関する報告書 (平成 18 年 8 月) .
- [3.3.1.(1)-9] <https://www.veqter.co.uk/residual-stress-measurement/deep-hole-drilling> (閲覧日 : 2021/02/18)
- [3.3.1.(1)-10] <https://www.sinto.co.jp/product/surface/technology/sightia/index.html#psmx2> (閲覧日 : 2021/02/18)
- [3.3.1.(1)-11] 日本材料学会, X 線応力測定法標準—鉄鋼編— (2002 年版), JSMS-SD-5-02, (2002).
- [3.3.1.(1)-12] 田中啓介, 鈴木賢治, 秋庭義明, 菖蒲敬久, 放射光による応力とひずみの評価, 養賢堂, (2009).
- [3.3.1.(1)-13] 鈴木裕士, 勝山仁哉, 飛田徹, 森井幸生, 中性子回折法による大口径配管溶接部の残留応力測定-残留応力分布に及ぼす SCC き裂進展および補修溶接の影響-, 溶接学会論文集, 第 29 巻, 第 4 号, p. 294-304, (2011).
- [3.3.1.(1)-14] 田中啓介, 2 次元検出器を用いた $\cos \alpha$ 法による X 線応力測定その 1 測定の基礎, 材料, Vol. 66, No. 7, p. 470-478, (2017).
- [3.3.1.(1)-15] Bob. B. He: “Two-dimensional X-ray Diffraction”, John Wiley & Sons, Inc, (2009).
- [3.3.1.(1)-16] 日本材料学会, X 線応力測定法標準—セラミックス編—, JSMS-SD-1-00, (2000).
- [3.3.1.(1)-17] <https://protoxrd.jp/residual-stress-measurment/ixrd/>(閲覧日 : 2021/02/24)
- [3.3.1.(1)-18] 大城戸忍, 椿正昭, 千葉篤志, 佐川渉, 松田徹, 実機プラントの炉心シュラウドへのウォータージェットピーニング (WJP) 適用と WJP 施工後の残留応力測定, 保全学, Vol. 9, No. 1, p. 26-31, (2010).

- [3.3.1.(1)-19] <https://www.pulstec.co.jp/pdf/micro-x360s.pdf>
(閲覧日 : 2021/02/26)
- [3.3.1.(1)-20] 日本材料学会, $\cos \alpha$ 法による X 線応力測定法標準—フェライト系鉄鋼編—, JSMS-SD-14-20, (2020).
- [3.3.1.(1)-21] 王 Yun, 波東久光, 菊池敏一, 千葉篤志, 2次元 X 線回折による実機構造物溶接金属部の残留応力測定技術の開発, 材料, Vol. 63, No. 5, p. 409-416, (2014).
- [3.3.1.(1)-22] 王 Yun, 大城戸忍, 波東久光, 菊池敏一, 千葉篤志, X 線回折による溶接金属部の非破壊的残留応力測定技術の開発, 日立評論, 2013. 06-07, p. 51-58, (2013).
- [3.3.1.(1)-23] <https://www.bruker.com/ja/products-and-solutions/diffractometers-and-scattering-systems/x-ray-diffractometers/d8-discover-family/d8-discover.html> (閲覧日 : 2021/03/01)

表 3.3.1(1)-1 残留応力測定手法の種類（破壊法）

測定手法		測定法の概要
破壊法	切断開放法	表面にひずみゲージを貼付した対象物を切断して、解放されるひずみから表面残留応力を測定する。
	Contour 法	対象物切断面の変形した表面の高さ分布（Contour）を測定し、変形した表面を強制的に元に戻すのに必要な応力を FEM 解析で求め、深さ方向の応力分布を求める。
	ひずみ量直接測定法	標点として圧痕をつけたサンプルを切断後、標点間距離を測定顕微鏡で測定し、距離変化量をひずみ変化量に変換して解放ひずみを求め、ヤング率を用いて応力値へ変換。画像相関法（DIC）を用いた取り組みもある。
	固有ひずみ法	ひずみゲージ貼付と切断を繰り返して残留ひずみの実測値から固有ひずみ分布を求め、弾性解析により残留応力を求める。3 次元的な残留応力測定が可能。
部分破壊法	DHD 法	VEQTER 社が提供する手法。まず精密穴あけを実施して穴径を測定し、その後放電加工によって開けた穴の周囲を放電加工で切り取った（トレパニング）後に穴径の再測定を行う。その形状変化から深さ方向の残留応力を測定する手法。深さ方向に制限がなく、貫通穴を開けられれば板厚方向の全分布を測定可能。ただし、表面近傍（～0.5mm）の測定は不可。
	電子スペckルパターン干渉法（ESPI 法）を用いた穿孔法	測定対象物表面にレーザー光を照射し、参照光と重ね合わせることで生じる干渉模様（スペckルパターン）を利用。測定対象物の変形に伴うスペckルパターンの変化を利用し、穴あけ加工によって解放されたひずみを測定して残留応力を評価。
	ひずみゲージを用いた穿孔法	ASTM E837 に規定される方法。ロゼットひずみゲージの中心をドリルで穴開けし、解放されるひずみから残留応力の大きさと方向を解析する方法。
	Ring Core 法	VEQTER 社が提供する手法。対象物表面にひずみゲージロゼットを貼付し、その周辺を EDM でリング状の溝を掘り、測定した溝深さと開放ひずみから残留応力を解析する。
	放電スキムカット法	測定対象物表面にひずみゲージを貼付し、その箇所を放電加工によりサンプル採取し、採取前後のひずみゲージの値の変化から残留応力を測定。

表 3.3.1(1)-2 残留応力測定手法の種類（非破壊法）

測定手法	測定法の概要
X線回折法	弾性ひずみに起因する原子面間隔の広がり、特性 X 線の回折角の変化で検出し、残留応力を測定する方法。生じている応力の局所的な絶対値を評価する。
放射光 X 線回折法	光源に SPring-8 のような研究設備で利用できるシンクロトロン放射光を用いて X 線回折法により残留応力を測定する手法。一般的なラボの X 線回折装置よりも高輝度、高エネルギーの光が利用できることから、表面から数 mm 程度までの測定が可能であり、侵入深さや測定体積を制御して望みの深さの残留応力を評価することも可能。
中性子回折法	残留応力に関連する格子ひずみ（格子定数変化）を中性子回折プロファイルで検出し、残留応力を測定する方法。侵入深さを大きく取ることが可能であり、数 mm から数 100mm の深さまで測定可能な反面、空間分解能が X 線回折法に劣り、表面近傍での測定には不向き。
音弾性法	固体内の弾性波の伝播速度の応力効果を利用して、送受信振動子間の音速を測定することによる応力測定法。
磁歪法	応力による磁化異方性をプローブで検出することにより残留応力を評価する方法。強磁性体を対象とした測定法。

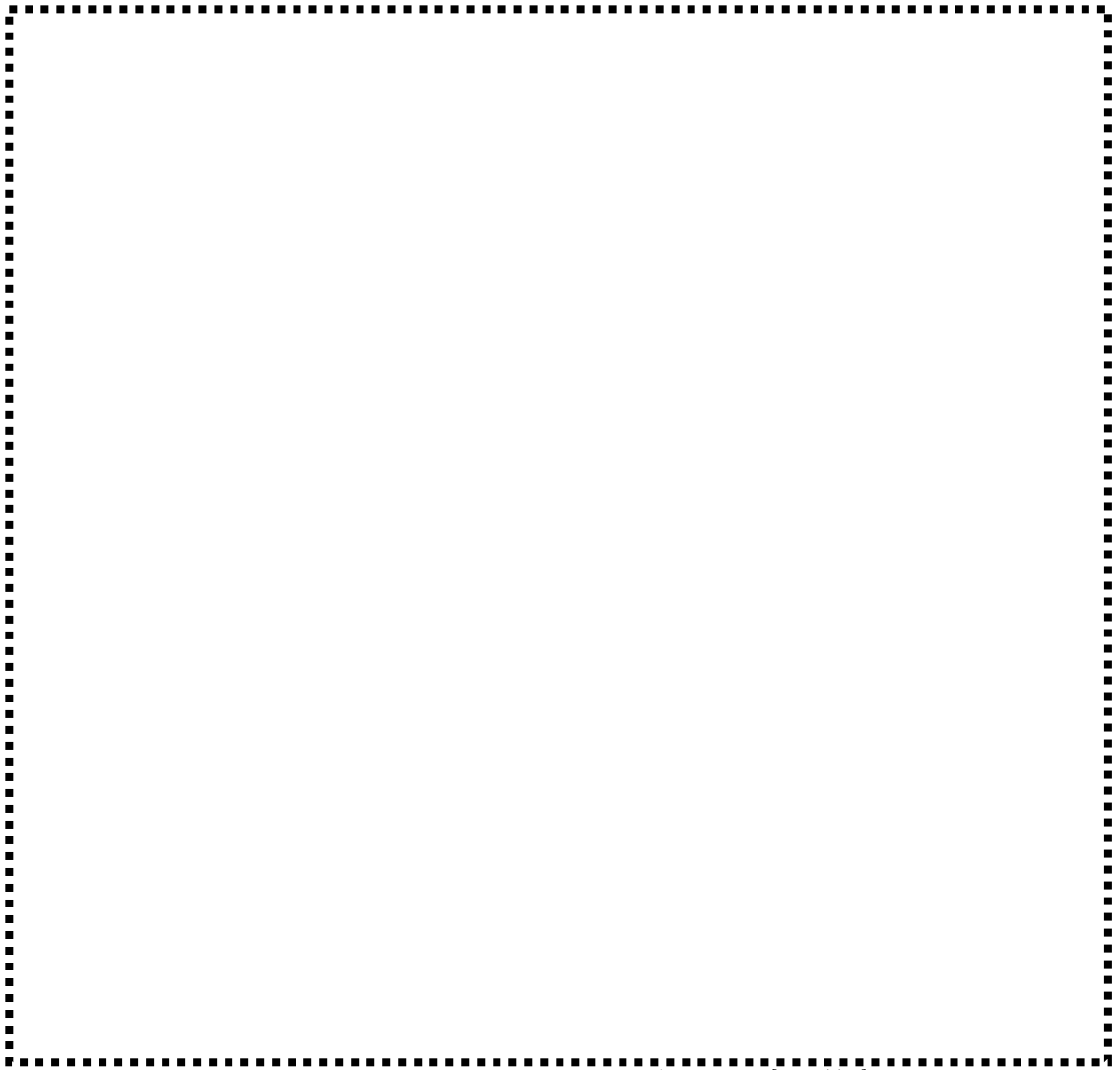


図 3.3.1(1)-1 穿孔法に用いるロゼットひずみゲージ^[3.3.1(1)-3]

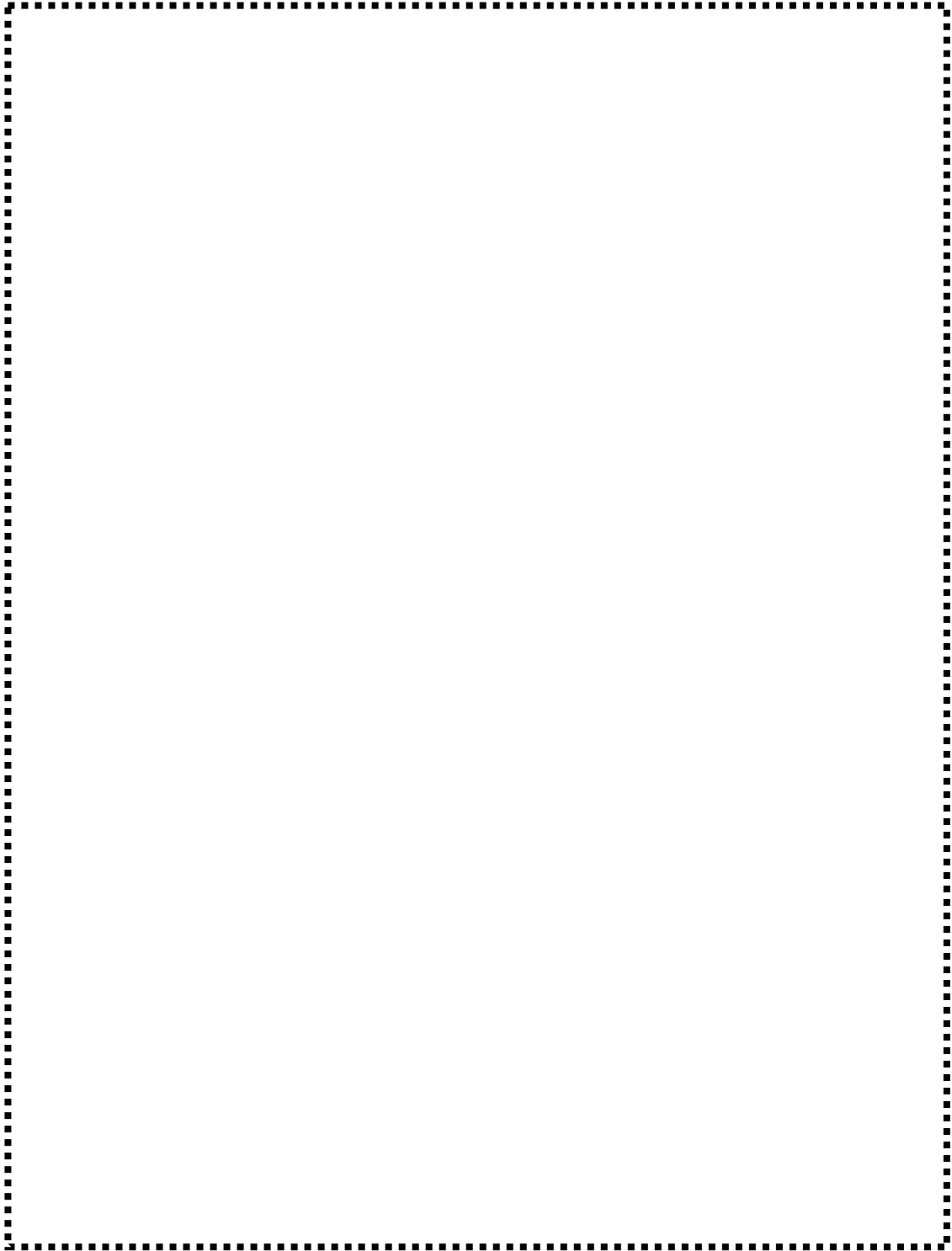


図 3.3.1(1)-2 ESPI 法の測定原理概要図^[3.3.1(1)-6]



図 3.3.1(1)-3 DHD 法の測定原理概要図 [3.3.1(1)-9]



図 3.3.1(1)-4 BWR 実機建設サイトでの炉心シュラウド H7 溶接部の測定例^[3.3.1(1)-17]



図 3.3.1(1)-5 BWR 実機建設サイトでの WJP 施工後の炉心シュラウド H7 溶接部の
残留応力測定例^[3.3.1(1)-17]

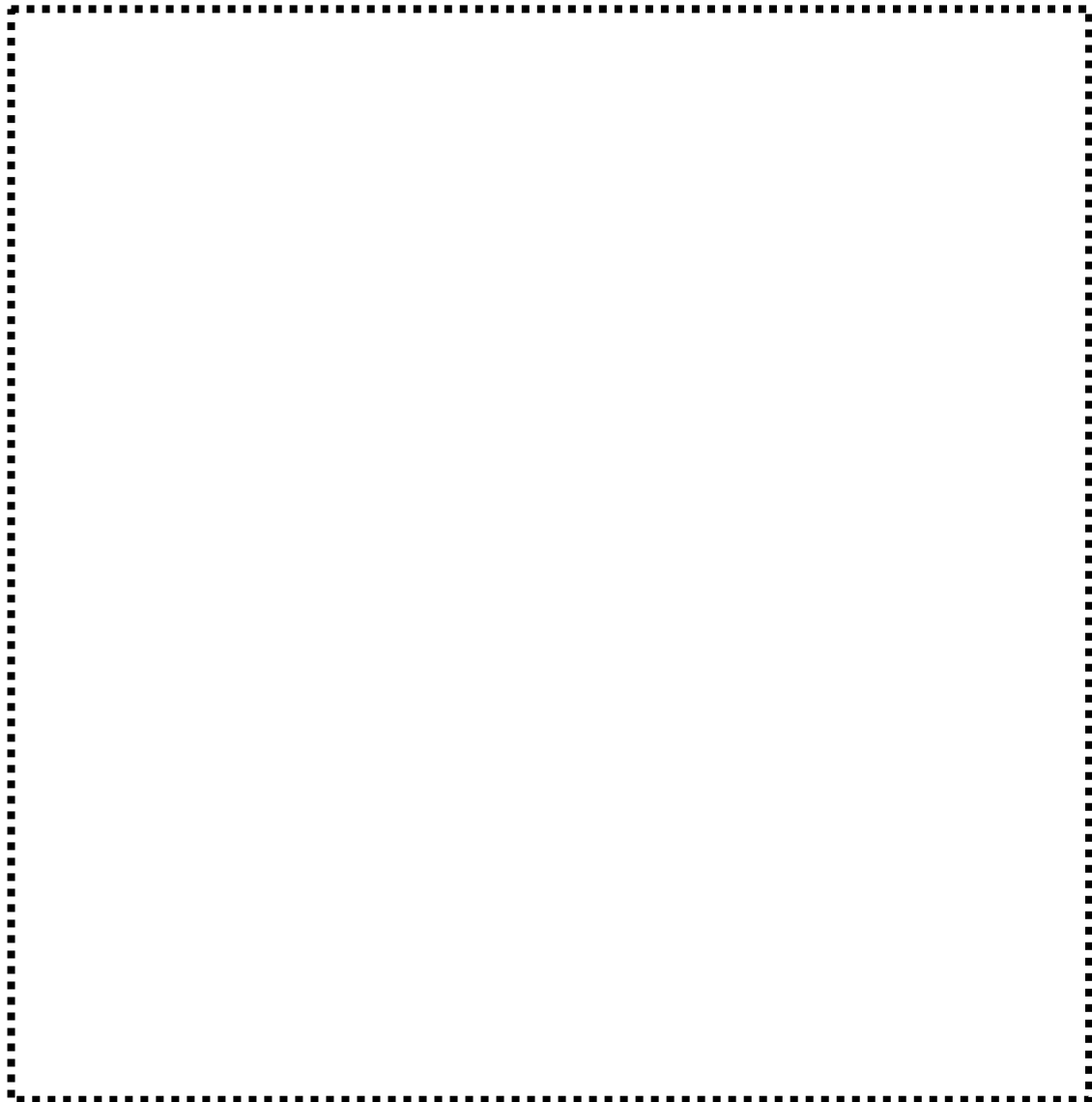


図 3.3.1(1)-6 $\cos \alpha$ 法と従来法の応力測定値の比較^[3.3.1.(1)-22]

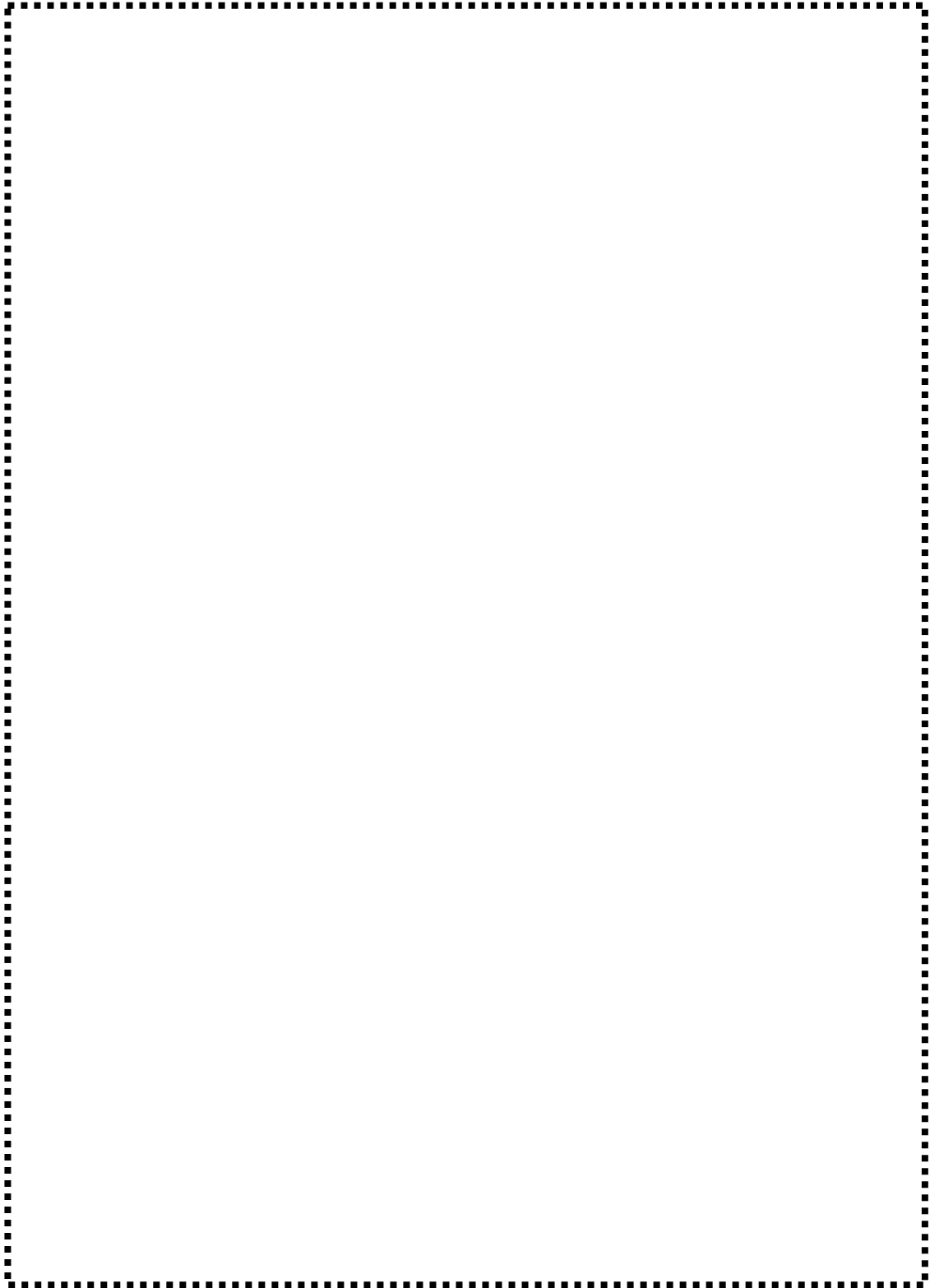


図 3.3.1(1)-7 H8 溶接部を対象とした測定機器の設置例 [3.3.1(1)-22]

(2) 照射による応力緩和に関する調査

ステンレス鋼から成る構造物等の溶接残留応力は、応力腐食割れの要因となることが知られている。構造物等の溶接部近傍の表面残留応力を圧縮とするための予防保全技術が広く適用されており、炉心シュラウドの溶接部に対しても、ピーニング等による予防保全技術が適用されている。一方、中性子照射によって生じる応力緩和の影響評価も必要であり、その評価には、中性子照射下における応力緩和データが不可欠である。応力緩和データの取得には中性子照射下での試験が必要であり、これまでに、一定の応力又はひずみを付与した試験片を研究炉の炉内に装荷し、中性子照射によって応力又はひずみの変化を測定する試験方法が用いられている。代表的な試験方法として、Cリング法^[3.3.1(2)-1]、ベントビーム法^[3.3.1(2)-2-5]、単軸引張法^[3.3.1(2)-6]が挙げられる。これらは、いずれも一軸方向に定ひずみを付与した状態で中性子を照射し、照射後に負荷を解放して照射前のひずみとの差で緩和量を測定する方法である。また、溶接残留応力等の三軸応力場での照射応力緩和の評価として、例えばビードオンプレート施工した平板試験片に中性子を照射し、中性子回折法によって照射前後での残留応力を測定する方法を用いた結果も報告されている^[3.3.1(2)-7,8]。一方、ピーニング加工した304ステンレス鋼にプロトンを照射し、表面の残留応力緩和を評価した報告^[3.3.1(2)-9]もあるが、そうした結果は極めて限定的である。

照射による応力緩和に関しては、上述の例を含め、**JAEA Review**^[3.3.1(2)-10]において文献調査によるデータの収集と体系的なデータ調査結果が報告されているが、この調査以降に、新たに取得されたデータの報告はなかった。本調査のデータはいずれも304系、316系のステンレス鋼材であり、研究炉で取得したデータとなっている。また、本調査で収集されたデータは、いずれも照射応力緩和試験として代表的なCリング法、ベントビーム法、中性子回折法、単軸引張法で取得されたデータである。整理結果の一例を図3.3.1(2)-1に示す。本図では、照射量が大きくなるにつれ、応力比（付加応力と0.2%耐力の比）は減少しており、初期に付与した応力は照射によって緩和するとしている。図中の傾向線は、原子力安全基盤機構による国プロ^[3.3.1(2)-11]において提案された評価式であり、下記のように定義されている。

$$\frac{\sigma}{\sigma_0} = \exp(-0.19 \cdot dpa)$$

σ : 照射後応力, σ_0 : 初期応力

個々のデータは、上記評価式と比べてやや低い側に多く分布しているが、減少傾向としてはよく一致している。

また、原子力安全基盤機構は、炉心シュラウド H4 溶接線を対象として、溶接線近傍に生じる溶接残留応力と中性子照射による緩和に着目した解析評価を行っている^[3.3.1(2)-12]。図 3.3.1(2)-2 は、板厚方向に中性子照射量の分布が一定の場合の炉心シュラウド H4 の下部溶接線近傍における中性子照射による溶接残

留応力の緩和挙動の解析結果を示したものである。この結果より、プラントの供用年数が進むにつれて中性子照射量が増加し、周方向及び軸方向の引張応力及び圧縮応力が緩和することがわかる。

これらの研究は、一般的な中性子照射による残留応力緩和を対象としたものであり、応力改善後の残留応力緩和に関する研究ではない。応力改善後の残留応力緩和に関する検討は、産業界では実施されており、各種ピーニング施工（レーザーピーニング、ウォータージェットピーニング、ショットピーニング）した SUS304、SUS316L 試験片に対し、照射前後で X 線回折法により応力測定を実施し、最大 $2.67 \times 10^{25} \text{n/m}^2 (E > 1 \text{MeV})$ 照射した場合においても、深さ 200 μm までの内部において圧縮応力が維持されたことが成果の概要として報告されている [3.3.1(2)-13]。ただし、公開情報としてはこの概要 [3.3.1(2)-13] と基礎的試験 [3.3.1(2)-14] の部分のみであり、詳細は不明である。

残留応力に対する照射応力緩和評価に係り、いくつかの技術的な課題が挙げられる。Obata らのグループは、JMTR 炉心において約 290 $^{\circ}\text{C}$ で曲げ試験片と C リング試験片に中性子照射して SUS304 と SUS316L の応力緩和データを取得し、遷移クリープの影響について検討している [3.3.1(2)-15 16]。ここでは、遷移クリープ成分を含む照射クリープ式に基づいて、曲げ試験及び C リング試験による照射応力緩和の実験データと比較したところ、試験片形状と鋼種の相違によって遷移クリープの発現が異なることが明らかとなっている。この中で、曲げ試験で評価した SUS304 において、照射量 0.1 dpa 以下で遷移クリープの影響と考えられる挙動があることを示し、鋼種や試験片形状によって遷移クリープを考慮する必要があることを指摘している。

また、Obata らのグループは、ビードオンプレート溶接を施工した SUS316L 試験体に中性子照射した後、中性子回折法によって残留応力を測定した結果も示している。それによると、溶接により付与された圧縮応力と引張応力の三軸分布を考慮した場合でも、圧縮、引張とも独立して緩和し、その緩和過程における板厚内での応力の再配分は考慮しなくても良いことが示唆される、としている。

以上のことより、ピーニングによって表面近傍に付与された圧縮応力場の中性子照射緩和を評価する場合、以下の点が技術的な課題となる可能性が考えられる。

- ・ 照射応力緩和に係る実験データの評価に当たっては、試験方法や鋼種によって遷移クリープ領域の発現が異なる場合があることに留意し、どのようなモデルに基づいて緩和現象を考察するのか、を詳細に検討する必要がある。
- ・ これまでの知見では、試験法と鋼種の照射応力緩和挙動への影響要因として、照射前における母相中の転位密度の相違が指摘されている。このことより、ピーニング施工では表面近傍に局所的な塑性変形が生じて残留応力が圧縮となることに加え、施工によって照射前の転位密度が母相と異なることを考慮する必要があり、すなわち、こうした初期の転位密度の相違が、

照射応力緩和のメカニズムへの影響を念頭におく必要がある。

一方で、ピーニングによって表面近傍に付与された圧縮応力場の中性子照射緩和を実験的に評価する上で、例えば、最新の物性値等に基づいた有限要素解析等による事前評価のような解析的アプローチは、有効な手段の一つとして考えられる。

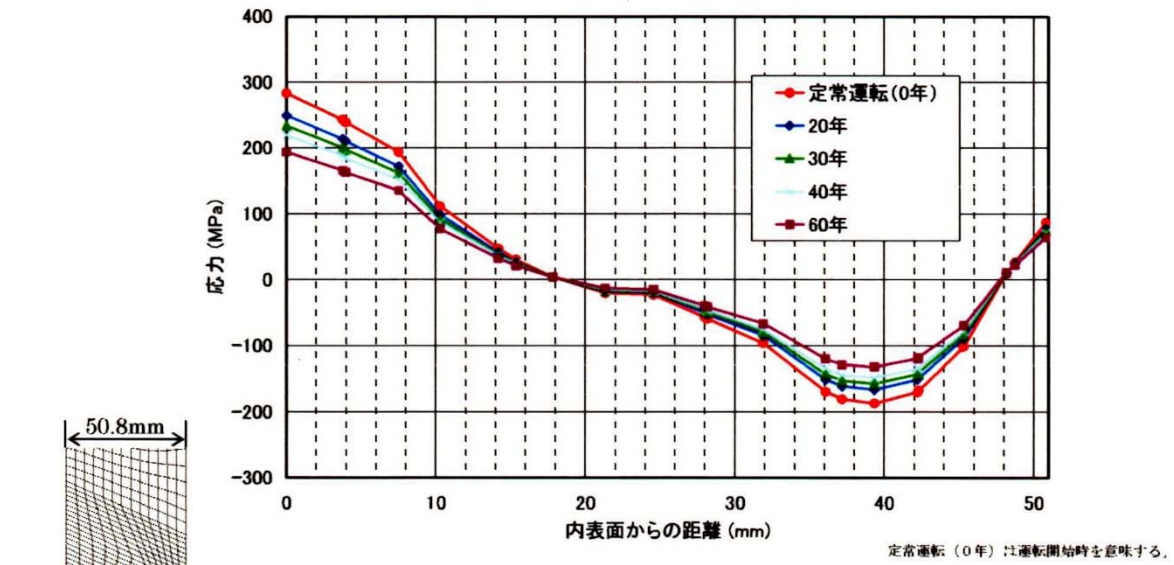
<参考文献>

- [3.3.1(2)-1] S. Kasahara, Y. Kitsunai, Y. Chimi, K. Chatani, M. Koshiishi, Y. Nishiyama: “Influence of temperature histories during reactor startup periods on microstructural evolution and mechanical properties of austenitic stainless steel irradiation with neutrons”, *J. Nucl. Mater.*, vol. 480 (2016) pp.386 - 392.
- [3.3.1(2)-2] Y. Chen, O. K. Chopra, Y. Yang, W. J. Shack, B. Alexandreanu, E. E. Gruber, A. S. Rao: “Crack growth rates and fracture toughness of neutron irradiated grain-boundary engineered austenitic stainless steels”, *Proc. 14th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System - Water Reactors*, ANS (2009) pp.1219 - 1227.
- [3.3.1(2)-3] T. Tobita, M. Udagawa, Y. Chimi, Y. Nishiyama, K. Onizawa: “Effect of neutron irradiation on the mechanical properties of weld overlay cladding for reactor pressure vessel”, *J. Nucl. Mater.*, vol. 452 (2014) pp.61 - 68.
- [3.3.1(2)-4] Y. Chen, B. Alexandreanu, K. Natesan, A. S. Rao, ”Stress Corrosion Cracking and Fracture Toughness Tests of an Irradiated Type 304 Stainless Steel”, *Proc. 19th Inter. Conf. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems - Water Reactors* (2019) pp. 1223 - 1232.
- [3.3.1(2)-5] EPRI Report 1003069 (MRP-51) : “Materials Reliability Program: Hot Cell Testing of Baffle/Former Bolts Removed from Two Lead PWR Plants” (2001) .
- [3.3.1(2)-6] O. K. Chopra, E. E. Gruber, W. J. Shack: “Fracture Toughness and Crack Growth Rates of Irradiated Austenitic Stainless Steels”, *NUREG/CR-6826, ANL-03/22*, (2003) .
- [3.3.1(2)-7] U. Ehrnstén, K Wallin, S. van Dyck, P. Ould: “Fracture toughness of stainless steels irradiated up to ~9 dpa in commercial BWRs”, *Proc. 6th Int. Symp. Contribution of Materials Investigations to Improve the Safety and Performance of LWRs (Fontevraud 6)*, FNES (2006) .
- [3.3.1(2)-8] O. K. Chopra, E. E. Gruber, W. J. Shack: “Fracture toughness of irradiated wrought and cast austenitic stainless steels in BWR environment”, *Proc. 13th Int. Conf. Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power System - Water Reactors*, NACE (2007) .
- [3.3.1(2)-9] J. P. Foster, K. Bunde, M. L. Grossbeck, E. R. Gilbert, *J. Nucl. Mater.*, “Temperature Dependence of The 20% Cold Worked 316 Stainless Steel Steady State Irradiation Creep Rate”, 270 (1999) pp. 357 – 367.

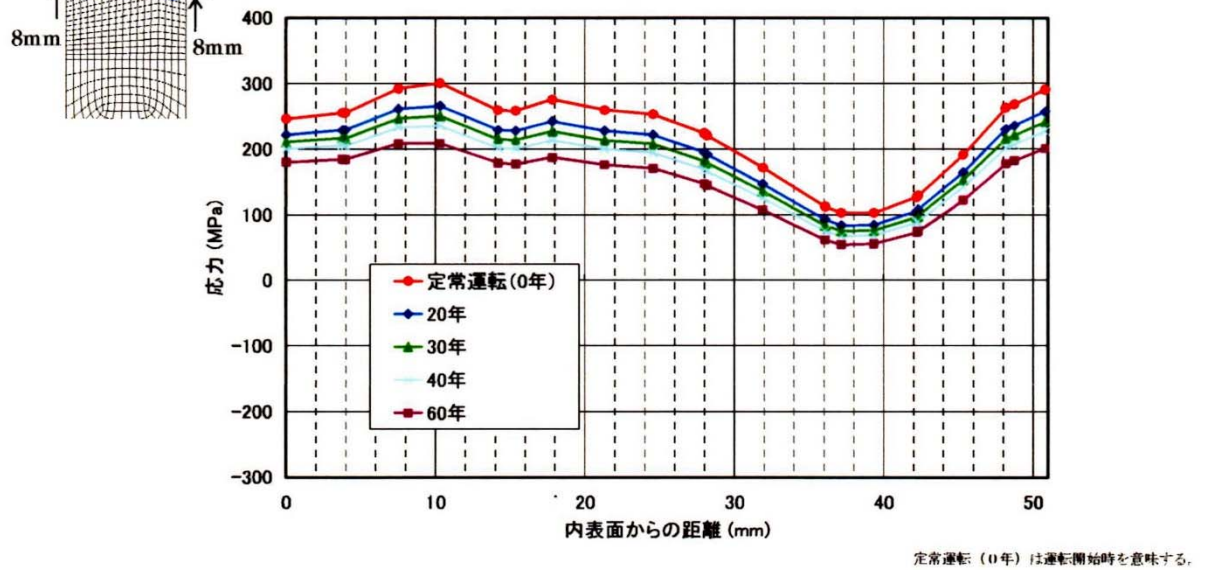
- [3.3.1(2)-10] 笠原茂樹, 福谷耕司, 越石正人, 藤井克彦, 知見康弘, 沸騰水型軽水炉炉内構造物用オーステナイト系ステンレス鋼の照射データに関する文献調査とデータ集の作成(受託研究), JAEA Review 2018-012, 2018年11月
- [3.3.1(2)-11] 独立行政法人 原子力安全基盤機構「平成 20 年度照射誘起応力腐食割れ(IASCC)評価技術に関する報告書 (09 原高報-0012)」(平成 21 年 9 月).
- [3.3.1(2)-12] 独立行政法人 原子力安全基盤機構「平成 21 年度 IASCC 健全性評価法検証に関する報告書 (10 原高報-0006)」(平成 23 年 2 月).
- [3.3.1(2)-13] 原子力規制庁ホームページ, 「電気事業連合会との廃炉材を用いた研究に係る意見交換について」, 会議資料 “ピーニング施工部の応力緩和に関するこれまでの研究成果について”, 平成 31 年 4 月 3 日.
- [3.3.1(2)-14] Y. Ishiyama, K. Nakata, M. Obata, H. Anzai, S. Tanaka, T Tsukada, K Asano: “Stress Relaxation Caused by Neutron-Irradiation at 561 K in Austenitic Stainless Steels”, Proc. 11th Inter. Conf. on Environmental Degradation of Materials in Nuclear Power Systems - Water Reactors (2003) pp. 920 - 929.
- [3.3.1(2)-15] M. Obata, J. H. Root, Y. Ishiyama, K. Nakata, H. Sakamoto, H. Anzai, K. Asano: “Radiation-Induced Stress Relaxation of Welded Type 304 Stainless Steel Evaluated by Neutron Diffraction”, J. ASTM Int., vol. 3 (2006) JAI12348.
- [3.3.1(2)-16] Y. Ishiyama, R. B. Rogge, M. Obata: “Radiation-induced stress relaxation in high temperature water of type 316L stainless steel evaluated by neutron diffraction”, J. Nucl. Mater., vol. 408 (2011) pp.153 - 160.



図 3.3.1(2)-1 応力比（付加応力と 0.2%耐力の比）の照射量依存性^[3.3.1(2)-10]



(a) 軸方向残留応力分布



(b) 周方向残留応力分布

図 3.3.1(2)-2 炉心シュラウド H4 溶接線より 8 mm 下側の位置における溶接残留応力の
中性子照射による応力緩和挙動の例
(中性子測が板厚内で一様の場合の解析結果) [3.3.1(2)-12]

(3) 応力改善対策（ピーニング）の施工実績調査

1) 国内プラントのピーニング施工実績調査

国内プラントに対し、応力改善対策のうち、本研究の保守性確認対象であるピーニングの施工実績について調査した。調査は公開情報を基に実施し、

- プラント名
- 施工時期（年）
- 施工法

SP：ショットピーニング

LP：レーザピーニング

WJP：ウォータージェットピーニング

- 施工部位
- 備考（出典等）

をまとめた。調査結果を表 3.3.1(3)-1 に、概要を以下に示す。

BWR 及び PWR プラントの原子炉内構成機器では、SCC による損傷発生防止が重要な課題となっている。SCC は材料因子、応力因子、環境因子の重畳に起因した損傷であり、ピーニングはその要因の一つである応力因子を改善する予防保全工法であり、施工対象部位の構造材料表面の引張残留応力を低減させ SCC 発生ポテンシャルを低減させる。

① BWR のピーニング施工対象部位

BWR の代表的なピーニング施工対象部位は主に炉内の機器の取り換えができない機器や部位であり、炉心シュラウドや原子炉压力容器底部管台が代表例である。BWR の主要施工部位を図 3.3.1(3)-1 に示す。BWR の SCC 経年劣化事象は、照射誘起型応力腐食割れ (IASCC) や粒界型応力腐食割れ (IGSCC) の予防保全として実施され、施工対象部位はステンレス鋼及び高ニッケル基合金溶接熱影響部近傍の母材部である。ピーニングには、供用期間中の予防保全としては対象部位が水中環境であることから、ウォータージェットピーニング、レーザピーニングが適用され、シュラウド取換等の改造工事等で気中環境の施工が可能な場合にショットピーニングが適用されている。

② PWR の代表的なピーニング施工対象部位

PWR の代表的なピーニング施工対象部位も主に炉内で取り換えができない部位であり、原子炉容器管台及び底部管台、並びに蒸気発生器管台が代表例である。PWR の主要施工部位を図 3.3.1(3)-2 に示す。PWR の SCC 経年劣化事象は PWR プラント 1 次系水環境条件下での応力腐食割れ PWSCC (Primary Water SCC) と言われ、施工対象部位は高ニッケル合金 600 合金部位である。ピーニングには、炉内や原子炉容器管台等の水中環境の場合はウォータージェットピーニングやレーザピーニングを、蒸気発生器管台等の気中環境の場合はショットピーニングを適用している。

2) ピーニング施工技術の調査

予防保全として実施したピーニング技術は主要な技術として、以下の3工法が原子力発電所の予防保全対策技術として適用されている。

- レーザピーニング
- ウォータージェットピーニング
- ショットピーニング/超音波ショットピーニング

これらピーニング技術の概要を以下に示す。なお、上記のピーニング技術は、構造体の部材表面近傍の部材に塑性変形（押し延ばし）を発生させるが、この塑性変形を発生させる媒体が異なる技術であり、施工部位応力を圧縮側に改善する原理は同じである。

① レーザピーニング

➤ 原理

レーザピーニング（以下、「LP」という。）は、図 3.3.1(3)-3 に示すように、パルス発振のレーザを水中又は水膜で覆われた材料に照射した時、表面に発生する高圧プラズマの衝撃圧で施工対象の表面を押圧し、表面の残留応力を引張から圧縮に改善する工法 [3.3.1(3)-6] である。

➤ 施工実績

表 3.3.1(3)-1 に示すように、LP の施工実績は、BWR プラントの炉心シュラウドで 7 件、CRD ハウジングスタブチューブ等の炉底部で 5 件の施工実績があった。また、PWR プラントの原子炉圧力容器底部の炉内計装管台内面で 2 件、冷却材入口管台内面で 2 件、安全注入管内面で 2 件の施工実績があった。

➤ 実機施工例

実機施工例を CRD ハウジングスタブチューブへの施工例をもとに概要をまとめた。LP の施工システム概要を図 3.3.1(3)-4 に、主要機材を以下に示す。

- レーザ発振器（レーザシステム）

施工に使用するレーザ光を発生させる装置。プラントの定期検査中に炉内作業を行う原子炉建屋のオペフロに配置する。レーザ光はレーザ発振器に接続した光ファイバを通じ、原子炉内に設置された LP 施工装置に伝送される。

- 施工装置制御盤

レーザ光の出力及び LP 施工装置を制御する装置。レーザ発振器と共にオペフロに配される。被ばく低減や作業性の向上のために、仮設隔離エリア若しくはレーザ発振器と同様のコンテナハウス等で作業エリアを確保することからレーザ発振器コンテナと共に、オペフロ配置計画でクリティカルとなる設備である。

- LP 施工装置

オペフロから燃料交換機や追設した作業台車から作業員が手

作業で炉内に吊り降ろし、原子炉圧力容器炉底部の制御棒駆動機構貫通孔ハウジングの上部に設置し、施工装置の照射ヘッドからレーザ光を照射し施工する装置。炉内吊り降ろしは作業員が燃料交換機や作業台車上でチェンブロック等を使用して作業し、水中カメラなどを使って目視確認しながら上部格子板の格子（約 17m 下、格子寸法□約 300mm）や、炉心支持板の制御棒案内管孔（約 21m 下、孔寸法φ約 300mm）を通過させ、制御棒駆動機構貫通孔ハウジング（約 25m 下）上部に着座させる。

② ウォータージェットピーニング

➤ 原理

ウォータージェットピーニング（以下、「WJP」という。）は、図 3.3.1(3)-5 に示すように、高圧水を水中でノズルから噴射することにより発生させたキャビテーション気泡が崩壊する際の衝撃圧を利用して、材料表面に塑性変形を起こさせ、構造体の表面を圧縮残留応力とする工法である^[3.3.1(3)-6]。

➤ 施工実績

表 3.3.1(3)-1 に示すように、WJP の施工実績は、BWR プラントの炉心シュラウドで 9 件、CRD ハウジングスタブチューブ等の炉底部で 3 件、シュラウドサポート等のその他炉内構造物で 1 件の施工実績があった。また、PWR プラントでは、原子炉容器出入口管台で 14 件、安全注入管台で 3 件、炉内計装管内外面で 27 件の施工実績があった。

➤ 実機施工例

実機施工例を炉心シュラウドへの施工をもとに概要をまとめた。WJP 施工システム概要を図 3.3.1(3)-6 に、主要機材を以下に示す。

● 高圧ポンプ

ピーニング施工に使用する高圧水を発生させる装置。原子炉建屋のオペフロに配置する。高圧ポンプの概略寸法は、約 2.6m×2.0m×1.5m である。

● 施工装置制御盤

ウォータージェットの出力、装置駆動等を制御し、WJP の施工条件を管理する装置。高圧ポンプと共にオペフロに配置する。

● WJP 施工装置

図 3.3.1(3)-7 に示すように、施工装置の噴射ノズルからジェットを噴射しながら駆動することにより、WJP を施工する装置。炉内吊り降ろしは前述の LP と同様に、作業員が燃料交換機場で作業し、水中カメラなどを使って目視確認しながら上部格子板の格子を通過させ、制御棒案内管上部に着座させる。装置の大きさは、上部格子板を通過する大きさとなっており、長さは約 6.4m である。

③ 超音波ショットピーニング (ショットピーニング)

➤ 原理

ショットピーニング (以下、「SP」という。) は、図 3.3.1(3)-8 に示すように空気圧又は水圧を駆動源としてショット材を部材表面に衝突させる。超音波ショットピーニング (以下、「USP」という。) は、図 3.3.1(3)-9 に示すように、超音波振動を駆動源としたショット材を対象部位に衝突させ、その衝撃圧を利用して、材料表面に塑性変形を起こさせ、構造体の表面を圧縮残留応力とする工法である[3.3.1(3)-6]。

➤ 施工実績

SP/USP の施工実績は、表 3.3.1(3)-1 に示すように、BWR プラントでは、炉心シュラウドで 2 件、シュラウドサポート等のその他炉内構造物で 4 件の施工実績があった。また、PWR プラントでは蒸気発生器出入口管台で 11 件の施工実績があった。

➤ 施工技術の概要

USP は蒸気発生器管台へ適用実績があり、前述の LP や WJP のように炉内水中環境に対する工法に対して、蒸気発生器水室内部等の気中環境施工法ある。

USP 施工システム概要を図 3.3.1(3)-10 及び図 3.3.1(3)-11、主要構成機材を以下に示す。

● 旋回支柱

蒸気発生器水室表面と管板部に設置する装置 (図 3.3.1(3)-10)。旋回支柱にスライドテーブル、マニピュレーターを取り付ける。マニピュレーター先端に検査装置を取り付け、検査 (ECT) により施工部位の健全性を確認したうえで、USP 装置をマニピュレーターに付け替えて USP を施工する。

● マニピュレーター

マニピュレーターは、その先端にピーニング施工工具 (USP 装置) を取り付け、アームと関節で構成されたアクセス装置である (図 3.3.1(3)-10)。マニピュレーター本体は旋回支柱に取り付けられ、スライド台とマニピュレーターのアーム関節駆動制御により、先端工具 (USP 装置) を施工部位に位置決めする。

● USP 装置

図 3.3.1(3)-11 に示すように、 piezo 素子、振動子、チャンバーで構成され、マニピュレーター先端に取り付ける。その他、USP 装置の取り付け部に装着する装置として検査装置がある。検査装置はピーニング施工前の検査 (ECT) を実施するための機器である。

なお、蒸気発生器の水室内は非常に線量が高いため、遠隔操作による施工が必要となる。また、検査装置から USP 装置への切り替えはマニ

ピュレーターの先端を交換することにより可能であり、環境線量の高い蒸気発生器水室内ではなく、水室外での取替作業が必要となる。

<参考文献>

- [3.3.1(3)-1] T. Uehara et al., “LASER PEENING SYSTEMS FOR PREVENTIVE MAINTENANCE AGAINST STRESS CORROSION CRACKING IN NUCLEAR POWER REACTORS”, ICONE16-48202, Proceedings of the 16th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE16, May 11-15, 2008, Orlando, Florida, USA
- [3.3.1(3)-2] Y. Sano et al., “DEVELOPMENT AND APPLICATION OF LASER PEENING SYSTEM TO PREVENT STRESS CORROSION CRACKING OF REACTOR CORE SHROUD”, ICONE-8441, Proceedings of ICONE 8, 8th International Conference on Nuclear Engineering, April 2-6, 2000, Baltimore, MD USA
- [3.3.1(3)-3] 佐川ら, 「ウォータージェットピーニング (WJP)技術の BWR 炉内構造物への適用」, 保全学 Vol.7 No.4, 2009,p71
- [3.3.1(3)-4] 沖村ら, 「加圧水型原子炉 (PWR) の長期安定運転を支える保全技術 (応力腐食割れ対策技術)」, 三菱重工技報 VOL.43 NO.4, 2006, p41
- [3.3.1(3)-5] K. Okimura et al., “RELIABILITY OF WATER JET PEENING AS RESIDUAL STRESS IMPROVEMENT METHOD FOR ALLOY 600 PWSCC MITIGATION”, ICONE16-48375, Proceedings of the 16th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE16, May 11-15, 2008, Orlando, Florida, USA
- [3.3.1(3)-6] 一般社団法人 原子力安全推進協会「炉内構造物等点検評価ガイドラインについて (第4版)」 JANSI-VIP-03-第4版 平成 25 年 12 月 (炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会)
- [3.3.1(3)-7] 日立 GE ニュークリア・エナジー(株)ホームページ
安全性の確保「高度予防保全技術 (ウォータージェットピーニング (WJP))」 (<https://www.hitachi-hgnc.co.jp/activities/maintenance/safety/index.html>) (閲覧日 2021/3/15)
- [3.3.1(3)-8] 東京都市大学 強度設計システム研究室ホームページ「ピーニング処理」 (<http://sdsl.mse.tcu.ac.jp/research.html>) (閲覧日 2021/3/15)

表 3.3.1(3) - 1 (1 / 9) 各種ピーニングによる応力改善の施工実績の調査【BWR】

プラント名	施工時期(年) ※公開ベース	施工方法 SP:ショットピーニング LP:レーザピーニング WJP:ウォータージェットピーニング	施工部位	備考(URL等)
浜岡1号機 【廃炉認可】	1996.10～1997.1 (第15回定検期間)	SP	シュラウド(H3内側、H4内側、H1外側)	中部電力ホームページ >浜岡原子力発電所>公開情報> 炉心シュラウド・再循環系配管点検計画 2003年5月16日 https://www.chuden.co.jp/energy/nuclear/hamaoka/hama_info/hama_info_detail/1197621_2073.html (閲覧日:2021/3/15)
	1999.3～1999.7 (第17回定検)	LP	シュラウド (H1内側/外側、H2外側、H3外側、H4外側、 H6a外側、H6b外側)	
	2000.9～2001.3 (第18回定検)	LP	シュラウド(H6a内側、H6b内側、H7内側)	
	2002.4～ (第19回定検)	LP	シュラウド (H1内側、H2内底面、H2内側面)	
浜岡2号機 【廃炉認可】	1997.3～1997.6 (第15回定検)	SP	シュラウド(H3内側、H4内側)	中部電力ホームページ >浜岡原子力発電所>公開情報>2003年5月16日 炉心シュラウド・再循環系配管点検計画 https://www.chuden.co.jp/energy/nuclear/hamaoka/hama_info/hama_info_detail/1197621_2073.html (閲覧日:2021/3/15)
	1999.10～2000.4 (第17回定検)	LP	シュラウド(H3外側、H4外側、H6a外側)	
浜岡3号機	2003.2～ (第12回定検)	LP	シュラウド(H1外側、H2外側)	中部電力ホームページ >浜岡原子力発電所>公開情報>2003年5月16日 炉心シュラウド・再循環系配管点検計画 https://www.chuden.co.jp/energy/nuclear/hamaoka/hama_info/hama_info_detail/1197621_2073.html (閲覧日:2021/3/15)
	2005.1.14～2005.6.22 (第13回定検)	LP	CRDハウジング廻り N-15ドレンノズル	
女川1号機 【廃炉認可】	2004.9.8～2005.2.15 (第16回定検)	LP	CRDハウジング他	原子力規制委員会ホームページ 旧組織等の情報>旧独立行政法人原子力安全基盤機構関連情報>広報誌・年報>原子力施設運轉管理年報>平成17年版(平成16年度実績) https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/10207746/www.nsr.go.jp/archive/jnes/atom-pdf/unkan/unkanhp2005/book1/book.pdf (閲覧日:2021/3/15)
柏崎1号機	2005.6～2006.5 (第14回定検)	不明	CRDハウジング ICMハウジング	東京電力HDホームページ >トップページ >リリース・お知らせ一覧>プレスリリース>2006年 > 本文プレスリリース 2006年 定期検査中の柏崎刈羽原子力発電所1号機の発電開始について https://www.tepco.co.jp/cc/press/06050201-j.html (閲覧日:2021/3/15)
柏崎2号機	2003.7.28～2003.11.21 (第10回定検)	LP	シュラウド(H7)	東京電力HDホームページ >柏崎刈羽原子力発電所 > 公表資料・データ > プレスリリース > 2003年度(平成15年度) > 11月21日【プレス情報】2号機シュラウドの補修作業終了について https://www.tepco.co.jp/kk-np/data/press/pdf/other/15112101.pdf (閲覧日:2021/3/15)

表 3.3.1(3) - 1 (2/9) 各種ピーニングによる応力改善の施工実績の調査【BWR】

プラント名	施工時期(年) ※公開ベース	施工方法 SP:ショットピーニング USP:超音波ショットピーニング LP:レーザピーニング WJP:ウォータージェットピーニング	施工部位	備考(URL等)
柏崎3号機	2002.8.10~2004.5.25 (第7回定検)	LP	シュラウド(H7)	原子力規制委員会ホームページ 旧組織等の情報>旧独立行政法人原子力安全基盤機構関連情報>広報誌・年報>原子力施設 運転管理年報>平成17年版(平成16年度実績) https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/10207746/www.nsr.go.jp/archive/jnes/atom-pdf/unkan/unkanhp2005/book1/book.pdf (閲覧日:2021/3/15)
	2007.9~ (第10回定検)	WJP	炉心シュラウド及びシュラウドサポートの溶接部	東京電力HDホームページ トップページ>リリース・お知らせ一覧>プレスリリース>2007年>本文 プレスリリース 2007年 柏崎刈羽原子力発電所3号機の定期検査開始について https://www.tepco.co.jp/cc/press/07091801-j.html (閲覧日:2021/3/15)
柏崎4号機	2004.8~2005.3 (第8回定検)	WJP	シュラウド中間胴の溶接部	東京電力HDホームページ トップページ>リリース・お知らせ一覧>プレスリリース>2005年>本文 プレスリリース 2005年 定期検査中の柏崎刈羽原子力発電所4号機の発電開始について https://www.tepco.co.jp/cc/press/05032801-j.html (閲覧日:2021/3/15)
柏崎5号機	2003.3~2004.4 (第10回定検)	不明	中間胴溶接線(H4)内側近傍1カ所、 上部中間胴縦溶接線(V4)内側近傍1カ所	ニューシア 原子力施設公開情報ライブラリー 通番 298 件名:炉心シュラウドの自主点検に ついて http://www.nucia.jp/nucia/kn/KnTroublePrint.do?troubleId=298 (閲覧日 2021/3/15) 東京電力HDホームページ トップページ>リリース・お知らせ一覧>プレスリリース>2004年>本文 プレスリリース 2004年 定期検査中の柏崎刈羽原子力発電所5号機の発電開始について https://www.tepco.co.jp/cc/press/04043001-j.html (閲覧日:2021/3/15)
	2005.7~2005.10 (第11回定検)	WJP	シュラウド中間部リング及び中間胴の溶接部	東京電力HDホームページ トップページ>リリース・お知らせ一覧>プレスリリース>2005年>本文 プレスリリース 2005年 定期検査中の柏崎刈羽原子力発電所5号機の発電開始について https://www.tepco.co.jp/cc/press/05101101-j.html (閲覧日:2021/3/15)
柏崎7号機	不明	磨き	シュラウドリング溶接線	福島県ホームページ “沸騰水型原子炉炉心シュラウドの自主点検計画について”, 原子力安 全・保安院 平成13年10月22日 http://www.pref.fukushima.lg.jp/download/1/sonota_H131022.pdf (閲覧日:2021/3/15)
福島第一1号機	2000.12.21~2001.11.14	SP	不明	—
福島第一2号機	1998.8.12~1999.7.9	SP	不明	—
福島第一3号機	1997.5.26~1998.7.22	SP	不明	—

表 3.3.1(3) - 1 (3/9) 各種ピーニングによる応力改善の施工実績の調査【BWR】

プラント名	施工時期(年) ※公開ベース	施工方法 SP:ショットピーニング USP:超音波ショットピーニング LP:レーザピーニング WJP:ウォータージェットピーニング	施工部位	備考(URL等)
福島第一4号機	2003.4~2003.6	WJP	シュラウド H4 溶接線内側	東京電力 HD ホームページ >福島第一原子力発電所トップ>プレスリリース 福島第一原子力発電所4号機シュラウドの補修作業終了について https://www.tepco.co.jp/fukushima1-np/bi3601-j.html (閲覧日:2021/3/15) ニューシア 原子力施設公開情報ライブラリー 通番 293 件名:炉心シュラウドの自主点検について http://www.nucia.jp/nucia/kn/KnTroublePrint.do?troubleId=293 (閲覧日:2021/3/15)
福島第一5号機	1999.12~2000.10 (第17回定検)	SP	バッフルプレート/肉盛座周溶接部(RPV側)(H9)	東京電力 HD ホームページ 福島第一原子力発電所5号機 <シュラウドサポート> https://www.tepco.co.jp/cc/press/betu02_j/images/9300_2.pdf (閲覧日:2021/3/15)
			シュラウドサポートシリンダ/プレート周溶接部(H8)	
			サポートレグ用肉盛座溶接部(H11) (外面[右側・左側]、右側面、左側面、内面)	
福島第一6号機	2003.9.30~2004.11.6	LP	不明	—
福島第二1号機	2004.9.29~2005.5.18 (第17回定検)	LP	CRDハウジングスタブチューブ	福島県ホームページ 福島第二原子力発電所 第1号機平成16年度(第17回)定期事業者検査の実施状況について、東京電力株式会社、平成17年4月。 https://www.pref.fukushima.lg.jp/download/1/sonota_H170415_2.pdf (閲覧日:2021/3/15)
			ICMハウジング	
	2010.6~2010.9 (第21回定検)	WJP	炉心シュラウド ①中間部リングと中間胴上部の内側の溶接部 ②中間胴上部と下部の内側の溶接部	東京電力 HD ホームページ トップページ>リリース・お知らせ一覧>プレスリリース>2010年>本文 プレスリリース 2010年 定期検査中の福島第二原子力発電所1号機の発電開始について https://www.tepco.co.jp/cc/press/10092701-j.html (閲覧日:2021/3/15)
福島第二3号機	2004.12~2005.12	WJP	制御棒駆動機構ハウジング ①スタブチューブと原子炉圧力容器の溶接部 ②ハウジングとスタブチューブの溶接部	東京電力 HD ホームページ 福島第二原子力発電所 第3号機 平成16年度(第13回)定期事業者検査の実施状況について、平成17年12月
	2004.12~2005.12	WJP	中性子計測ハウジング溶接部	https://www.tepco.co.jp/fukushima2-np/2F313.pdf (閲覧日:2021/3/15)
福島第二4号機	初回:2003.7~2003.10 2回目:2010.11~2011.1(第17回定検)	WJP	初回:炉心シュラウド①H3内側②H4内外面 2回目:炉心シュラウド①中間部リングと中間胴上部の内側の溶接部②中間胴上部と下部の内側の溶接部	東京電力 HD ホームページ >福島第二原子力発電所トップ>プレスリリース 福島第二原子力発電所4号機シュラウドの補修作業終了について https://www.tepco.co.jp/fukushima2-np/410091-j.html (初回)(閲覧日:2021/3/18) 東京電力 HD ホームページ >トップページ>リリース・お知らせ一覧>プレスリリース>2011年>本文 プレスリリース 2011年 定期検査中の福島第二原子力発電所4号機の発電開始について https://www.tepco.co.jp/cc/press/11012701-j.html (2回目)(閲覧日:2021/3/18)

表 3.3.1(3) - 1 (4/9) 各種ピーニングによる応力改善の施工実績の調査【BWR】

プラント名	施工時期(年) ※公開ベース	施工方法 SP:ショットピーニング USP:超音波ショットピーニング LP:レーザーピーニング WJP:ウォータージェットピーニング	施工部位	備考(URL等)
東海第二	1999.4~2000.3 (第17回定検)	WJP	シュラウド	日本原子力発電株式会社ホームページ ホーム>お知らせ>1999年度プレスリリース 東海第二発電所第17回定期検査の実施について http://www.japc.co.jp/news/press/1999/pdf/110402.pdf (閲覧日:2021/3/15) 日本原子力発電株式会社ホームページ ホーム>お知らせ>1999年度プレスリリース 東海第二発電所の調整運転開始について 電力ホームページ: http://www.japc.co.jp/news/press/1999/pdf/120321.pdf (閲覧日:2021/3/15)
	2005.4~2005.8 (第21回定検)	不明	ジェットポンプ	日本原子力発電株式会社ホームページ ホーム>お知らせ>2005年度プレスリリース 東海第二発電所 第21回定期検査の開始について http://www.japc.co.jp/news/press/2005/pdf/170421.pdf (閲覧日:2021/3/15) 日本原子力発電株式会社ホームページ ホーム>お知らせ>2005年度プレスリリース 東海第二発電所の調整運転開始について http://www.japc.co.jp/news/press/2005/pdf/170805_1.pdf (閲覧日:2021/3/15)
	2005.4~2005.8 (第21回定検)	不明	水位計測ノズル	日本原子力発電株式会社ホームページ ホーム>お知らせ>2005年度プレスリリース 東海第二発電所 第21回定期検査の開始について http://www.japc.co.jp/news/press/2005/pdf/170421.pdf (閲覧日:2021/3/15) 日本原子力発電株式会社ホームページ ホーム>お知らせ>2005年度プレスリリース 東海第二発電所の調整運転開始について http://www.japc.co.jp/news/press/2005/pdf/170805_1.pdf (閲覧日:2021/3/15)
	2011.5~ (第25回定検)	WJP	シュラウドサポート溶接部	日本原子力発電株式会社ホームページ ホーム>お知らせ>2011年度プレスリリース 東海第二発電所 第25回定期検査の開始について http://www.japc.co.jp/news/press/2011/pdf/230520.pdf (閲覧日:2021/3/15)
敦賀1号機 【廃炉認可】	2000 (第26回定検)	SP	シュラウドサポート	日本原子力発電株式会社ホームページ ホーム>お知らせ>2000年度プレスリリース 敦賀発電所1号機のシュラウドサポート損傷に係る原因と対策について http://www.japc.co.jp/news/press/2000/pdf/120601c.pdf (閲覧日:2021/3/15)
志賀1号機	~2003.8 (第8回定検)	WJP	シュラウド外側溶接部(H1、H2、H4、H6a、H6b)、 シュラウド内側溶接部(H3、H4)	北陸電力ホームページ >TOP>プレスリリース・記者会見 “志賀原子力発電所1号機 炉心シュラウドの点検終了について” http://www.rikuden.co.jp/press/attach/03081401.pdf (閲覧日:2021/3/15)
志賀2号機	建設時	WJP	炉内構造物溶接線 (GRDハウジングスタブチューブとRPVの溶接線の記載あり)	日立評論ホームページ >サイトトップ>バックナンバー>2000年代>2006年>2006年2月号 “北陸電力株式会社志賀原子力発電所2号機の完成” http://www.hitachihyoron.com/jp/pdf/2006/02/2006_02_01.pdf (閲覧日:2021/3/15)

表 3.3.1(3) - 1 (5/9) 各種ピーニングによる応力改善の施工実績の調査【BWR】

プラント名	施工時期(年) ※公開ベース	施工方法 SP:ショットピーニング USP:超音波ショットピーニング LP:レーザピーニング WJP:ウォータージェットピーニング	施工部位	備考(URL等)
島根 1 号機 【廃炉認可】	2000.5~2001.4 (第 22 回定検)	不明	不明	中国電力ホームページ 報道資料, “島根原子力発電所 1 号機の発電再開について” https://www.energia.co.jp/atom/press01/p010406-1.pdf (閲覧日:2021/3/15)
島根 2 号機	初回:2004.9~2005.2(第 12 回定検)2 回目:2006.2~ 2006.6(第 13 回定検)	WJP	シュラウド溶接線 (H4 内面, H1 内側は記載あり)	中国電力ホームページ 報道資料, “島根原子力発電所 2 号機第 12 回定期検査について” https://www.energia.co.jp/atom/press04/p040831-2.pdf (初回:施工部位及び施工時期)(閲覧日: 2021/3/15) 中国電力ホームページ 報道資料, “島根原子力発電所 2 号機の発電開始について” https://www.energia.co.jp/atom/press04/p050206-1.pdf (初回:施工した報告)(閲覧日: 2021/3/15) 中国電力ホームページ 報道資料, “島根原子力発電所 2 号機の発電開始について” https://www.energia.co.jp/atom/press06/p060604-1.pdf (2 回目:施工部位及び施工範囲)(閲覧 日:2021/3/15) 中国電力ホームページ 報道資料, “島根原子力発電所 2 号機第 13 回定期検査について” https://www.energia.co.jp/atom/press05/p060221-1.pdf (2 回目:施工部位及び施工時期)(閲覧 日:2021/3/15) ニューシア 原子力施設公開情報ライブラリー 通番 355 件名:炉心シュラウドのひび(シュラウド H4 内面及び施工範囲の記載) http://www.nucia.jp/nucia/kn/KnTroublePrint.do?troubleId=355 (閲覧日:2021/3/15) ニューシア 原子力施設公開情報ライブラリー 通番 8154 件名:高圧炉心スプレイ系スパージャノズル不具合(シュラウド溶接線及び H1 内側の記載) http://www.nucia.jp/nucia/kn/KnTroublePrint.do?troubleId=8154 (閲覧日:2021/3/15)
島根 3 号機	建設時	不明	不明	—

表 3.3.1(3) - 1 (6/9) 各種ピーニングによる応力改善の施工実績の調査【PWR】

プラント名	施工時期(年) ※公開ベース	施工方法 SP:ショットピーニング USP:超音波ショットピーニング LP:レーザーピーニング WJP:ウォータージェットピーニング L-SIP:レーザー外面照射応力改善法	施工部位	備考(URL等)
美浜1号機 【廃炉】	2006	WJP	原子炉容器出入口管台	美浜発電所1号炉 高経年化技術評価書(40年目) 平成21年11月(平成22年5月一部変更) 関西電力株式会社 https://www.kepco.co.jp/energy_supply/energy/nuclear_power/info/knic/meeting/gaiyou/m1.pdf (閲覧日:2021/3/15)
	2002	WJP	安全注入管台	
	2006	WJP	炉内計装筒内面	
	2006	WJP	炉内計装筒外面	
美浜2号機 【廃炉】	2007	WJP	原子炉容器出入口管台	美浜発電所2号炉 高経年化技術評価書(40年目) 平成23年7月(平成24年6月一部変更) 関西電力株式会社 https://www.kepco.co.jp/energy_supply/energy/nuclear_power/info/knic/meeting/gaiyou/m2.pdf (閲覧日:2021/3/15)
	2007	WJP	安全注入管台	
	2007	WJP	炉内計装筒内面	
	2007	WJP	炉内計装筒外面	
	2007	USP	蒸気発生器出入口管台(入口A以外)	
高浜1号機	2008	WJP	原子炉容器出入口管台	高浜発電所1号炉 高経年化技術評価書(40年目) 平成25年11月(平成28年6月一部変更) 関西電力株式会社 https://www.kepco.co.jp/energy_supply/energy/nuclear_power/info/knic/meeting/gaiyou/t1.pdf (閲覧日:2021/3/15)
	2002	WJP	炉内計装筒内面	
	2008	WJP	炉内計装筒外面	
高浜2号機	2003	WJP	炉内計装筒内面	高浜発電所2号炉 高経年化技術評価書(40年目) 平成26年11月(平成28年6月一部変更) 関西電力株式会社 https://www.kepco.co.jp/energy_supply/energy/nuclear_power/info/knic/meeting/gaiyou/t2.pdf (閲覧日:2021/3/15)
	2010	WJP	炉内計装筒外面	
	2007	USP	蒸気発生器出口管台	
高浜3号機	2008	WJP	原子炉容器出入口管台	高浜発電所3号炉 高経年化技術評価書 平成26年1月(平成27年11月一部変更)関西電力株式会社 https://www.kepco.co.jp/energy_supply/energy/nuclear_power/info/knic/meeting/gaiyou/t3.pdf (閲覧日:2021/3/15)
	2008	WJP	炉内計装筒内面	
	2008	WJP	炉内計装筒外面	
	2008	USP	蒸気発生器出口管台	
高浜4号機	2010	WJP	炉内計装筒内面	高浜発電所4号炉 高経年化技術評価書 平成26年6月(平成27年11月一部変更)関西電力株式会社 https://www.kepco.co.jp/energy_supply/energy/nuclear_power/info/knic/meeting/gaiyou/t4.pdf (閲覧日:2021/3/15)
	2010	WJP	炉内計装筒外面	
	2008	USP	蒸気発生器出口管台	

表 3.3.1(3) - 1 (7/9) 各種ピーニングによる応力改善の施工実績の調査【PWR】

プラント名	施工時期(年) ※公開ベース	施工方法 SP:ショットピーニング USP:超音波ショットピーニング LP:レーザーピーニング WJP:ウォータージェットピーニング L-SIP:レーザー外面照射応力改善法	施工部位	備考(URL等)
大飯1号機 【廃炉】	2006	WJP	原子炉容器出入口管台	大飯発電所1号炉 高経年化技術評価書 平成20年3月(平成20年10月一部変更) 関西電力株式会社 https://www.kepco.co.jp/energy_supply/energy/nuclear_power/info/knic/meeting/gaiyou/o1.pdf (閲覧日:2021/3/15)
	2001	WJP	炉内計装筒内面	
	2006	WJP	炉内計装筒外面	
	2006	USP	蒸気発生器出入口管台	
大飯2号機 【廃炉】	2006	WJP	原子炉容器出入口管台	大飯発電所2号炉 高経年化技術評価書 平成20年3月(平成20年10月一部変更) 関西電力株式会社 https://www.kepco.co.jp/energy_supply/energy/nuclear_power/info/knic/meeting/gaiyou/o2.pdf (閲覧日:2021/3/15)
	2002	WJP	炉内計装筒内面	
	2006	WJP	炉内計装筒外面	
大飯3号機	2008	WJP	原子炉容器出入口管台	大飯発電所3号炉 高経年化技術評価書 令和2年12月関西電力株式会社 https://www.kepco.co.jp/energy_supply/energy/nuclear_power/info/knic/meeting/gaiyou/o3.pdf (閲覧日:2021/3/15) 関西電力プレスリリース 大飯発電所3号機の定期検査開始について(2008年1月30日) https://www.kepco.co.jp/corporate/pr/2008/0130-2_1j.html (閲覧日:2021/3/15) 大飯発電所3号機の定期検査開始について(2006年9月25日) https://www.kepco.co.jp/corporate/pr/2006/0925-1_1j.html (閲覧日:2021/3/15) 原子力規制庁ホームページ 関西電力(株)から大飯発電所に係る原子炉施設保安規定変更認可申請書を受理(令和2年12月02日) https://www.nsr.go.jp/disclosure/law_new/RTS/300000725.html (閲覧日:2021/3/15) 大飯3号炉 ポンプの技術評価書(運転を断続的に行うことを前提とした評価) https://www.nsr.go.jp/data/000336678.pdf (閲覧日:2021/3/15)
	2008	WJP	炉内計装筒内面	
	2008	WJP	炉内計装筒外面	
	2006	USP	蒸気発生器出入口管台	
	2010	WJP	原子炉容器入口管台	
大飯4号機	2010	WJP	炉内計装筒内面	関西電力プレスリリース [2008]大飯発電所4号機の定期検査開始について https://www.kepco.co.jp/corporate/pr/2008/0909-1_1j.html (閲覧日:2021/3/15) [2010]大飯発電所4号機の定期検査開始について https://www.kepco.co.jp/corporate/pr/2010/0205-2_1j.html (閲覧日:2021/3/15)
	2010	WJP	炉内計装筒外面	
	2008	USP	蒸気発生器出入口管台	

表 3.3.1(3) - 1 (8/9) 各種ピーニングによる応力改善の施工実績の調査【PWR】

プラント名	施工時期(年) ※公開ベース	施工方法 SP:ショットピーニング USP:超音波ショットピーニング LP:レーザピーニング WJP:ウォータージェットピーニング L-SIP:レーザ外面照射応力改善法	施工部位	備考(URL等)
川内1号機	不明	WJP	原子炉容器出口管台(※)	※:過去に当該部位に実施の旨の記述より(時期の記載無し) 九州電力ホームページ「川内原子力発電所1号機 第23回定期検査の概要」 http://www.kyuden.co.jp/var/rev0/0138/3873/347tma6j.pdf (閲覧日:2021/3/15)
	不明	不明	炉内計装筒内面	—
	不明	不明	炉内計装筒外面	—
川内2号機	不明	WJP	原子炉容器出口管台(※)	※:過去に当該部位に実施の旨の記述より(時期の記載無し) 九州電力ホームページ「川内原子力発電所2号機 第24回定期検査の概要」 http://www.kyuden.co.jp/var/rev0/0265/8873/62nj11ym.pdf (閲覧日:2021/3/15)
	不明	不明	炉内計装筒内面	—
	不明	不明	炉内計装筒外面	—
玄海1号機 【廃炉】	2003	WJP	炉内計装筒内面	玄海原子力発電所1号機 高経年化対策に関する報告書 平成15年12月 (平成22年3月一部変更)九州電力株式会社 http://www.kyuden.co.jp/var/rev0/0248/6764/06-genkai.pdf (閲覧日:2021/3/15)
	不明	不明	原子炉容器出入口管台	
	不明	不明	安全注入管台	
	不明	不明	炉内計装筒外面	
	不明	不明	蒸気発生器出入口管台	
玄海2号機 【廃炉】	2006	WJP	原子炉容器出入口管台	玄海原子力発電所2号炉 高経年化技術評価書 平成22年3月(平成22年10月一部変更) 九州電力株式会社 http://www.kyuden.co.jp/var/rev0/0248/6739/06-genkai02.pdf (閲覧日: 2021/3/15)
	不明	不明	安全注入管台	
	2006	WJP	炉内計装筒内面	玄海原子力発電所2号炉 高経年化技術評価書 平成22年3月(平成22年10月一部変更) 九州電力株式会社 http://www.kyuden.co.jp/var/rev0/0248/6739/06-genkai02.pdf (閲覧日: 2021/3/15)
	2006	WJP	炉内計装筒外面	
玄海3号機	2008	USP	蒸気発生器出入口管台	九電電力ホームページ「玄海原子力発電所3号機の発電再開について」(平成20年7月4日) http://www.kyuden.co.jp/library/pdf/press/2008/080704-2.pdf (閲覧日:2021/3/15)
	RVについては不明			
玄海4号機	2008	USP	蒸気発生器出入口管台	九電電力ホームページ「玄海原子力発電所4号機の発電再開について」(平成20年3月21日) http://www.kyuden.co.jp/library/pdf/press/2008/080321-2.pdf (閲覧日:2021/3/15)
	RVについては不明			

表 3.3.1(3) - 1 (9/9) 各種ピーニングによる応力改善の施工実績の調査【PWR】

プラント名	施工時期(年) ※公開ベース	施工方法 SP:ショットピーニング USP:超音波ショットピーニング LP:レーザピーニング WJP:ウォータージェットピーニング L-SIP:レーザ外面照射応力改善法	施工部位	備考(URL等)
泊1号機	第17回定期 (2011)	WJP (計画)	原子炉容器出入口管台など(※)	※:実施計画のプレスリリースより 北海道電力ホームページ 泊発電所1号機の定期検査期間の延長について(2011年5月31日) https://www.hepco.co.jp/info/2011/1187674_1445.html (閲覧日:2021/3/15)
	不明	不明	炉内計装筒内面	—
	不明	不明	炉内計装筒外面	—
	不明	不明	蒸気発生器出口管台	—
泊2号機	2011	WJP	原子炉容器出入口管台	原子力規制庁ホームページ 北海道電力(株)から泊発電所に係る原子炉施設保安規定変更認可申請書の補正を受理(令和2年12月1日) https://www.nsr.go.jp/disclosure/law_new/RTS/300000701.html (閲覧日2021/3/15) 泊発電所2号炉 ポンプの技術評価書[冷温停止状態が維持されることを前提とした評価]北海道電力株式会社 https://www.nsr.go.jp/data/000336046.pdf (閲覧日:2021/3/15)
	2011	WJP	安全注入管内面	
	2011	WJP	炉内計装筒内面	
	2011	WJP	炉内計装筒外面	
	2008	USP	蒸気発生器出口管台	
伊方1号機 【廃炉】	2004.9.5~2005.3.2 (第22回定検)	LP	炉内計装筒内面	四国電力(株)ホームページ プレスリリース>2004年度>2005年03月02日 伊方発電所1号機の定期検査の終了について https://www.yonden.co.jp/press/re0503/j0ypr001.htm (閲覧日:2021/3/15)
			冷却材入口管台内面	
			安全注入管内面	
伊方2号機 【廃炉】	2005.9.5~2006.2.2 (第18回定検)	LP	炉内計装筒内面	四国電力(株)ホームページ プレスリリース>2005年度>2006年03月01日 伊方発電所2号機の定期検査の終了について https://www.yonden.co.jp/press/re0603/j0ypr001.htm (閲覧日:2021/3/15)
			冷却材入口管台内面	
			安全注入管内面	
伊方3号機	2008	USP	蒸気発生器出入口管台	四国電力(株)ホームページ プレスリリース>伊方発電所3号機第11回定期検査の実施について https://www.yonden.co.jp/press/re0809/j0ypr001.html (閲覧日:2021/3/15)
	RVについては不明			
敦賀2号機	第16回定期検査 2008	WJP (計画)	原子炉容器出入口管台(※1)	日本原子力発電(株)ホームページ プレスリリース> 敦賀発電所2号機の第16回 定期検査開始について(平成19年8月24日) http://www.japc.co.jp/news/press/2007/pdf/190824.pdf (閲覧日:2021/3/15) 敦賀発電所2号機の第17回定期検査開始について(平成22年2月19日) http://www.japc.co.jp/news/press/2009/pdf/220219.pdf (閲覧日:2021/3/15)
	第17回定期検査 2010	WJP (計画)	炉内計装筒内面(※2)	
	第17回定期検査 2010	WJP (計画)	炉内計装筒外面(※2)	
	第16回定期検査 2008	USP (計画)	蒸気発生器出口管台(※1)	
	第17回定期検査 2010	L-SIP mhi(計画)	加圧器に設置されている管台(※2)	

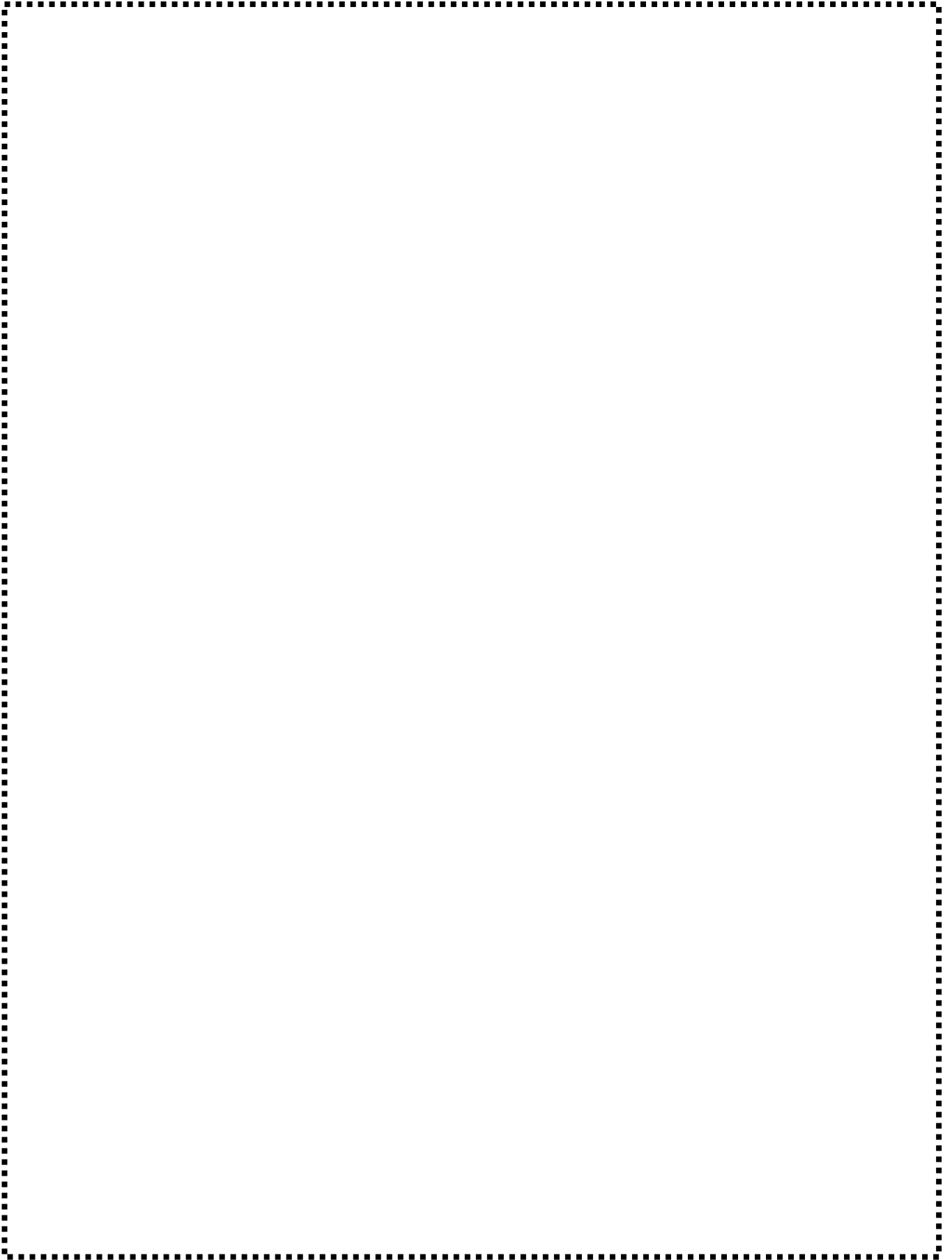


図. 3.3.1(3)-1 BWR プラントのピーニング代表施工部位^[3.3.1(3)-1,2,3]

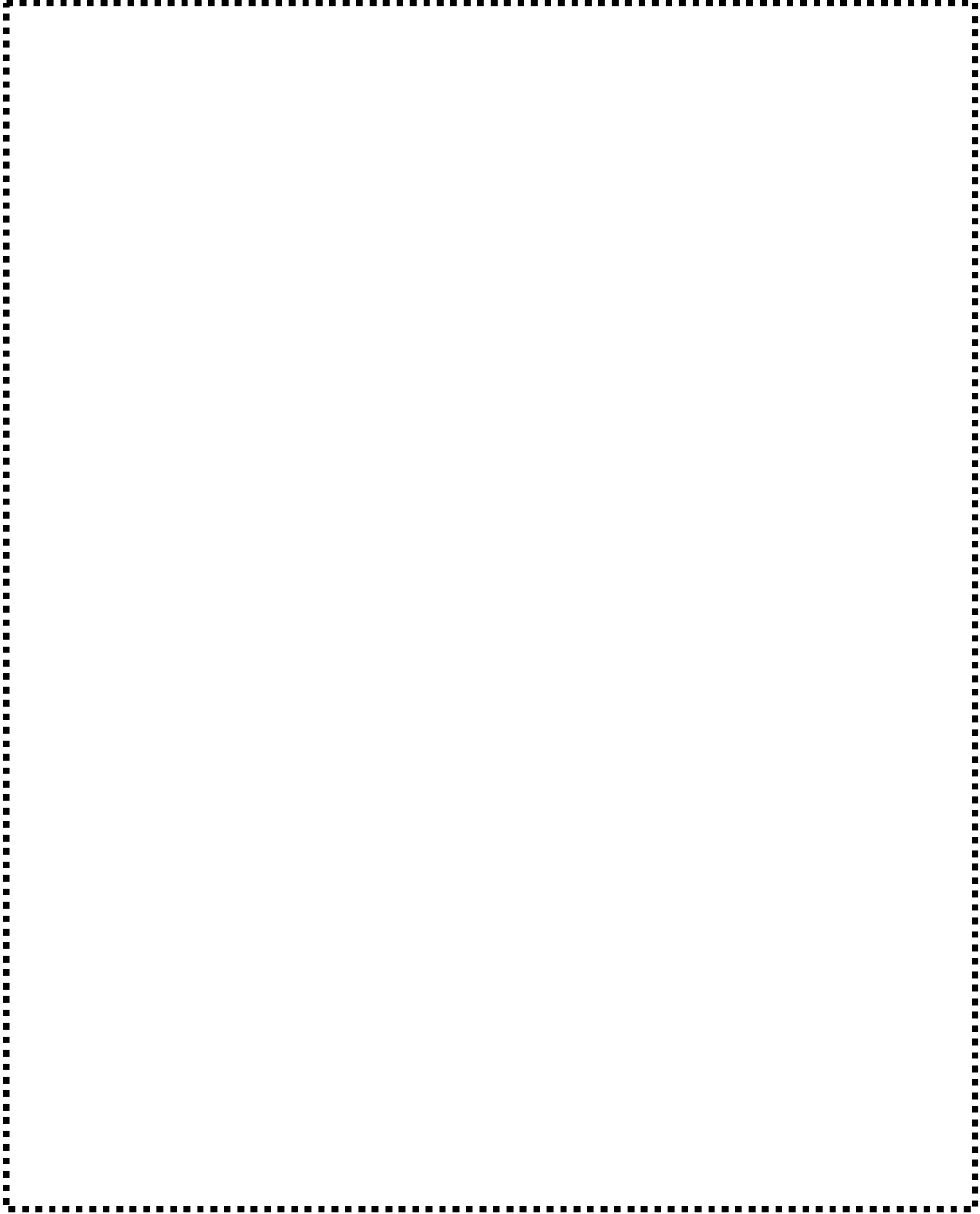


図. 3.3.1(3)-2 PWR プラントのピーニング代表施工部位^[3.3.1(3)-1.2]

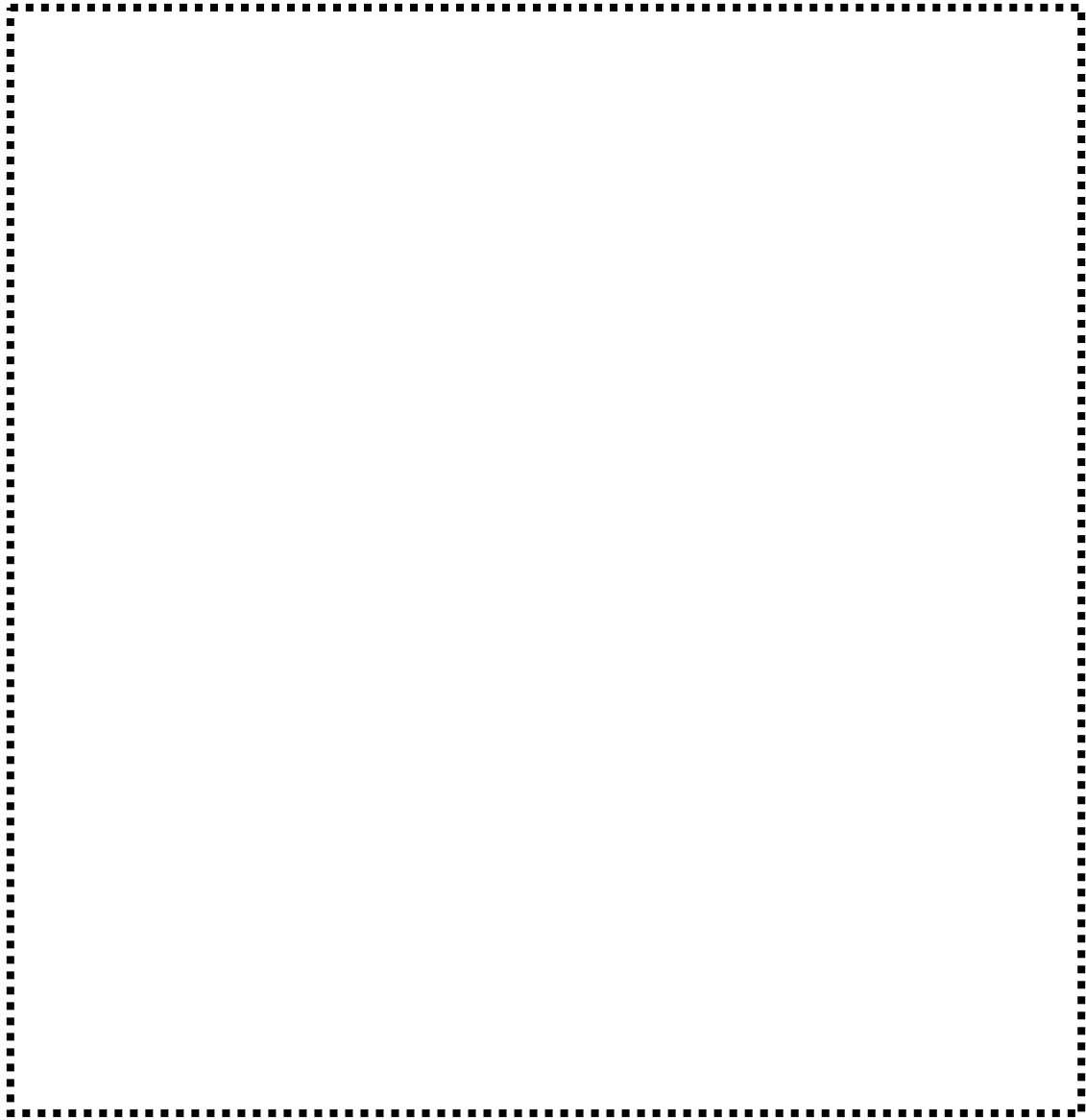


図 3.3.1(3)-3 LP 工法の概要^[3.3.1(3)-6]

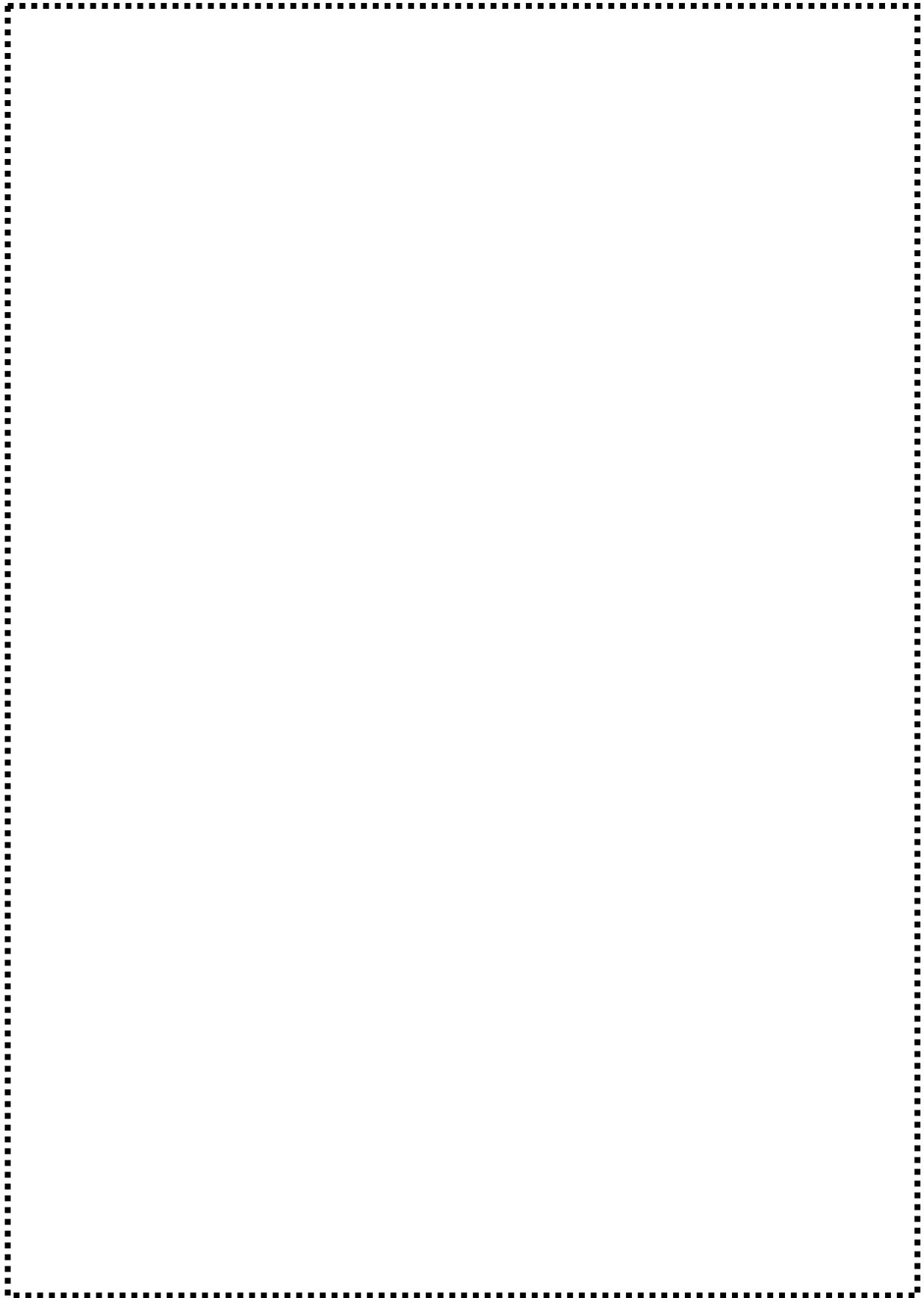


图 3.3.1(3)-4 LP 施工装置概念图

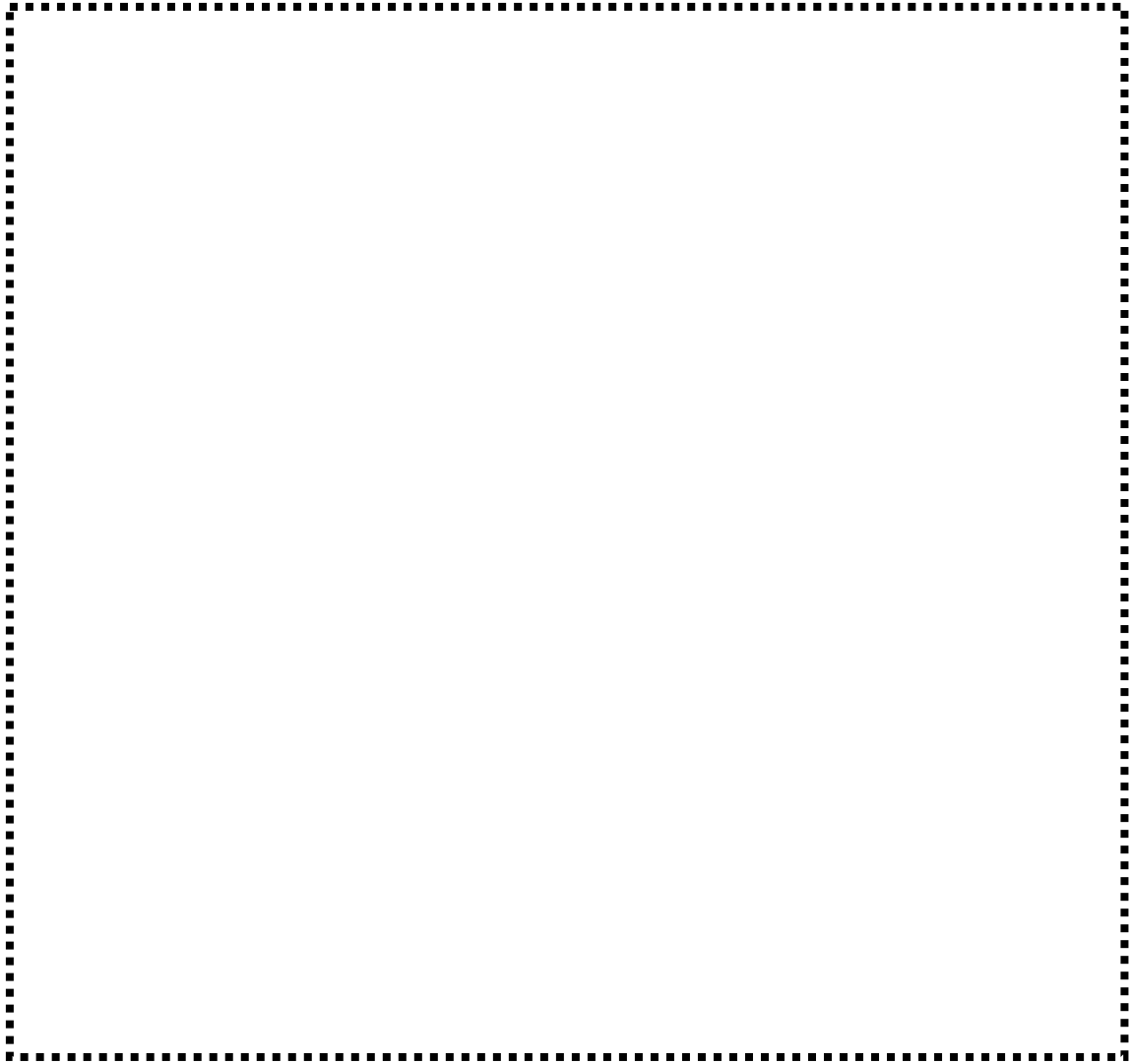


図 3.3.1(3)-5 WJP 工法の概要^[3.3.1(3)-6]



图 3.3.1(3)-6 WJP 施工装置概念图



図 3.3.1(3)-7 WJP 施工装置の例（炉内狭隘部施工用）【献 3.3.1(3)-7】

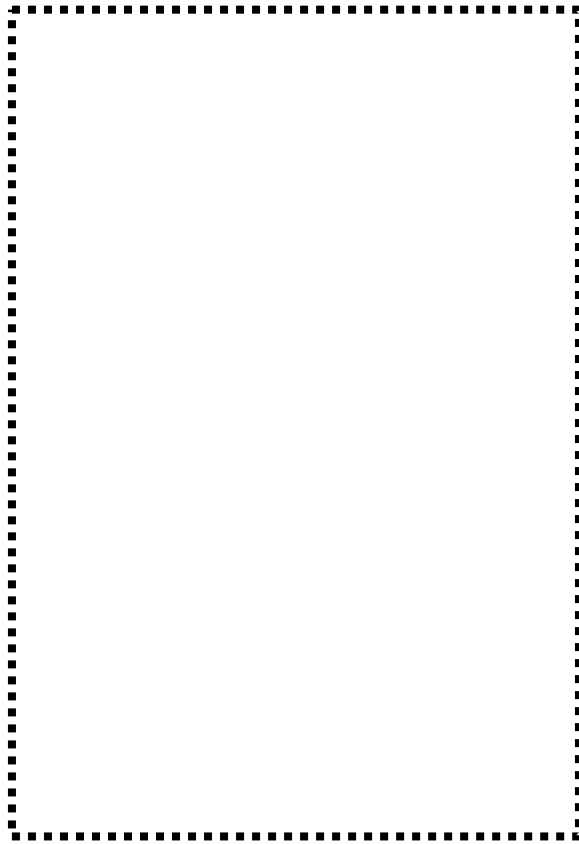


図 3.3.1(3)-8 SP の応力改善メカニズム^[3.3.1(3)-3]

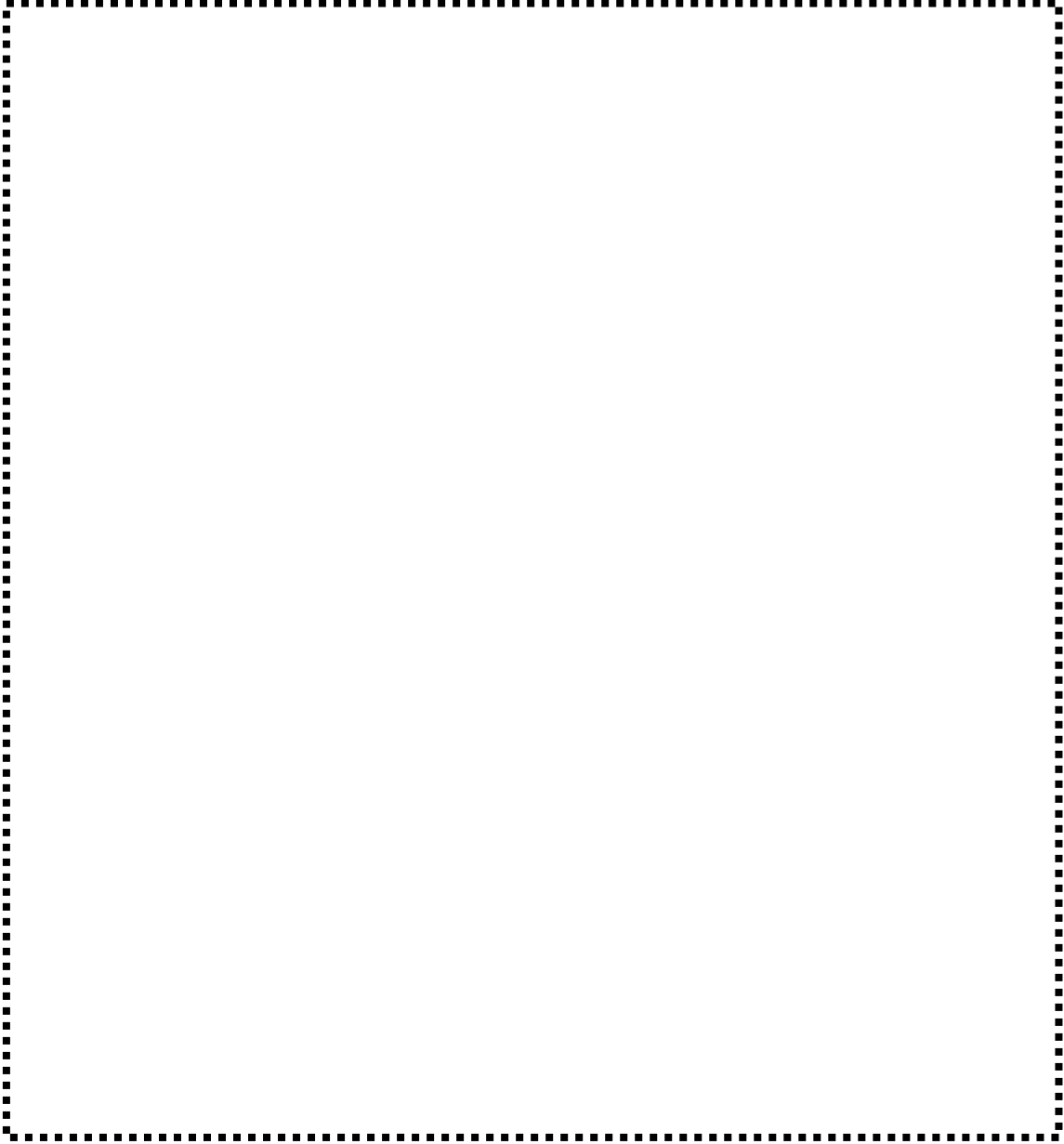


図 3.3.1(3)-9 USP 工法の概要^[3.3.1(3)-6]

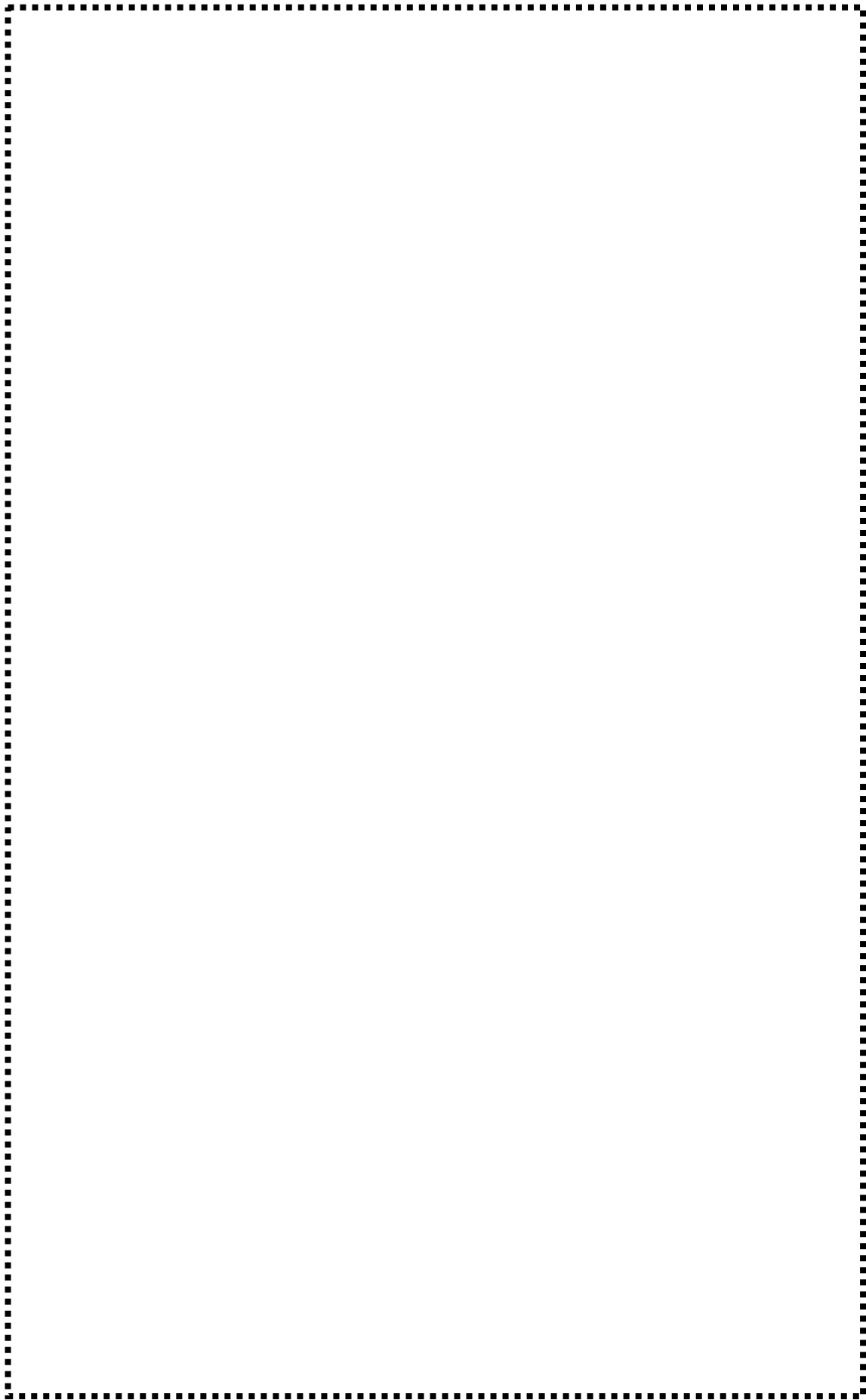


图 3.3.1(3)-10 USP 施工装置概念图

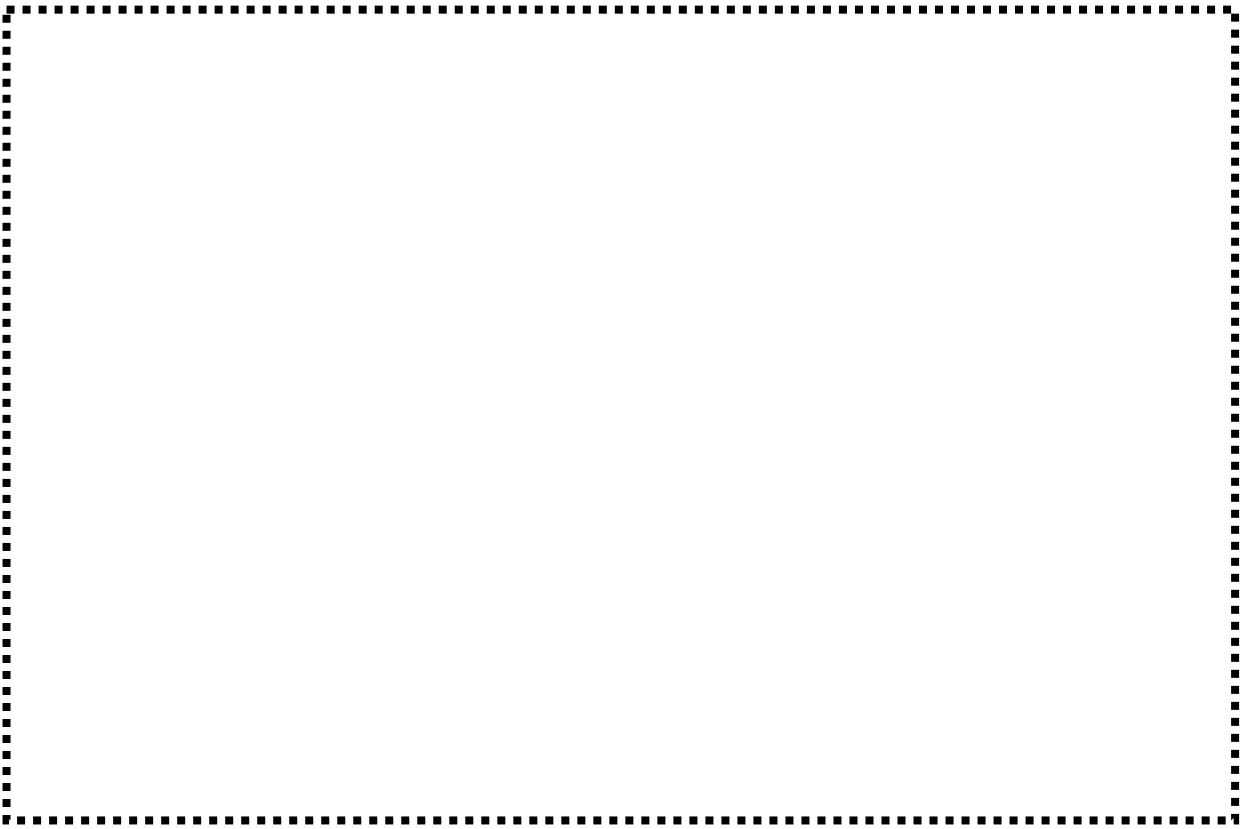


图 3.3.1(3)-11 USP 装置

(4) 廃炉プラントにおけるピーニング施工部位の中性子照射量、形状、廃止措置後の状態（化学除染の実施）等についての調査

前項 3.3.1(3)で調査した国内プラントのピーニング実績調査を踏まえ、予防保全工法のピーニング工法の保守性を確認するため、実機材料を取得可能な廃炉プラントに対する調査として、ピーニング施工部位の中性子照射量、形状、廃止措置後の状態（化学除染の実施）等について調査した。なお、調査は公開情報を対象とし、調査は事業者ホームページや原子力施設情報公開ライブラリー（NUSIA）、高経年化技術評価報告書等を対象とし、公開情報がない場合にはその旨を記載した。調査の結果、

- プラント名
- 施工時期（年）
- ピーニング施工時運転時間(EFPY：定格負荷相当年数)
- 施工方法（ピーニング工法）
- 施工部位
- 施工部位の形状／概略寸法／材質

については主要な情報を得ることができた。廃止措置後の状態は、浜岡 1 号及び 2 号が廃炉第二段階に対して、その他の廃炉プラントは認可され廃炉第一段階であることは確認できたが、除染の実施状況については、明確な情報が得られないプラントがあった。調査結果を、表 3.3.1(4)-1 に、以下に調査項目の概要について示す。

1) ピーニング施工実績

廃炉プラントでピーニング施工実績のあるプラント名、施工時期（年）、施工方法（SP：ショットピーニング、LP：レーザーピーニング、WJP：ウォータージェットピーニング）は 3.3.1(3)の調査結果をベースとしている。

2) ピーニング施工部位の形状

国内 BWR で廃炉が認可されたプラントのピーニング施工部位の形状概要・特徴について以下に示す。

- 炉心シュラウド（円筒構造物）

炉心シュラウドは図 3.3.1(4)-1 に示すように円筒構造物であり、その寸法は原子炉の出力及び炉心シュラウドを構成する部材の上下位置により変わるが、一例として BWR で出力 50We 級の炉心シュラウドは全長約 11m で中間胴での内径が約 3.6m である。
- シュラウドサポート（円筒及び多脚構造物）

シュラウドサポートは図 3.3.1(4)-1 に示すように上部に炉心シュラウドが位置し、シュラウドを支持する構造物であり、図 3.3.1(4)-1 に示すように、炉心シュラウドがシュラウドサポートリング上に溶接で取り付けられている。シュラウドサポートリングはシュラウドサポートの円筒本体部であるシュラウドサポートシリンダに溶接接

続され、シリンダには多脚構造をしたシュラウドサポートレグが溶接され、このレグが原子炉圧力容器の炉底部と溶接で取り合って上下方向の荷重を支持している。水平方向の荷重はシュラウドサポートシリンダに惑星環状なシュラウドサポートプレートが外周に溶接され、プレートと原子炉圧力容器が周方向溶接で接続している。シュラウドサポートは円筒本体のシリンダと多脚のレグで構成される支持構造物である。なお、図 3.3.1(4)-1 に示すシュラウドサポートは、シュラウドサポートリングを有するタイプの構造であり、このリングがない構造もある。また、シュラウドサポートレグの形状も図 3.3.1(4)-1 のタイプはシュラウドサポートシリンダから鉛直下方に張り出して炉底部に接続しているが、プラントによってはレグが円錐台のように斜めに張り出して炉底部へ接続している構造のものもある。

- CRDハウジングスタブチューブ（炉底部）

CRDハウジングスタブチューブは、図 3.3.1(4)-2 に示すように、半球状の原子炉炉底部に多数溶接された管台であり、その内側にはCRDハウジングが炉底部下部外側から内部に装荷され溶接で取り付けられている。CRDハウジング上部は制御棒案内管と取り合い、その上部に設置する中央燃料支持、燃料集合体の上下方向の荷重を支持する。ハウジングで支持する荷重はスタブチューブを介して炉底部で支持し、スタブチューブと炉底部の溶接部は裾野状の3次元的な形状をしている。

国内 PWR で廃炉が認可されたプラントで代表的な施工部位と形状概要・特徴について以下に示す。

- 蒸気発生器管台

蒸気乾燥器管台は、図 3.3.1(4)-3 に示すような内径約 80cm の 600 系ニッケル基合金製の管台（厚肉円筒形状）で、施工部位はその内面である。

- 冷却水出口管台及び入口管台

冷却水出口管台及び入口管台は原子炉容器内に一次冷却水が出入りする管台で、図 3.3.1(4)-4 に示すような内径約 70cm の 600 系ニッケル基合金製の管台である。

- 安全注入管台

安全注入管台は安全注入系が接続する管台で、図 3.3.1(4)-4 に示すような内径約 9cm の 600 系ニッケル基合金製の管台である。

- 炉内計装筒管台及び炉内計装管

炉内計装管台は図 3.3.1(4)-4 に示すよう原子炉容器底部に位置する管台で、炉底部を貫通する炉内計装管を支持する管台である。計装管は内径約 1cm から 1.5cm 程度で外径約 4cm の 600 系ニッケル基

合金製の円筒形状の管である。

3) ピーニング施工部位の中性子照射量

表 3.3.1(4)-1 に示すように、上記②の代表的なピーニング施工部位の中性子照射量を調査したが、各プラントとも施工部位に対する具体的な中性子照射量に関する公開情報はなかった。なお、ピーニング施工時運転時間 (EFPY) は公開情報から得ることができ、今後の検討となる実機材料を採取する候補プラントの選定にて平均的な中性子束などの情報があれば、どの程度の照射量であるかといった照射量オーダーの把握は可能な見込みを得た。なお、BWR プラントの炉心シュラウドに関しては「靱性低下に関する研究：3.2.1(2)国内廃炉プラントの炉内構造物に関する調査」にて代表的な中性子照射量を調査した結果が参考（注）となる。

注：3.2.1(2)の調査結果に示す中性子照射量は、炉心シュラウド中間胴 H4 溶接線内面側の中性子束（公開情報）に基づいた概算値であり、中間胴 H4 溶接線近傍の照射量オーダーとして参照すること（炉心シュラウドの他部位（上部胴、下部胴等）の照射量ではない）。

4) ピーニング施工部位の廃止措置後の状態（化学除染等の実施）について

廃炉プラントの廃止措置後の状態は、それぞれのプラントの廃炉の進捗状況によるが、令和 2 年度の時点では、ほとんどのプラントが認可後の廃炉第一段階であり、浜岡原子力原子力発電所 1 号機及び 2 号機が廃炉第二段階である（3.2.1(2)項参照）。

廃炉第一段階の場合、原子炉（圧力）容器に炉水が入った状態で炉内から燃料集合体を取り出し、その後、廃炉第一あるいは廃炉第二段階で原子炉周辺領域及び原子炉領域の撤去時の照射量低減（被ばく量低や廃棄物放射量低減の観点等）で除染を実施する。

ピーニング施工部位の効果の持続性確認等、本研究の目的に影響が懸念される廃止措置後の状態には化学除染の影響がある。表 3.3.1(4)-1 に示すように、BWR プラントの浜岡原子力発電所第 1 号機は、2018 年度第 4 四半期（2019 年 3 月）に原子炉圧力容器内面、原子炉内部構造物（燃料支持金具及び制御棒案内管は除く）の各表面に対し、化学除染を実施しているが、その他廃止措置中の BWR プラントは除染の実施や予定について情報がないプラントが多い。PWR プラントでは、美浜原子力発電所第 1/2 号機は系統除染実施、大飯原子力発電所第 1/2 号機は系統除染が予定、その他の PWR 廃炉プラントは除染未実施であった。

以下に、廃止措置プラントにおいて炉内除染を実施した浜岡 1 号機について概要をまとめる。

【廃止措置プラントの炉内除染実施例】

浜岡 1 号機では、2019 年 3 月に炉内の化学除染を実施している。炉内

の化学除染は、蒸気乾燥器及び気水分離器及びシュラウドヘッドを原子炉圧力容器内に据え付けた状態で、炉内構造物と共に除染している^[3.3.1(4)-3]。化学除染では酸化剤、還元剤を使用して、構造材等に付着している酸化皮膜を化学的に溶解することにより放射性物質を除去している。本化学除染で使用した酸化剤、還元剤が炉内構造材料に与える影響に関する知見について参考文献^[3.3.1(4)-4]に記載されている。参考文献^[3.3.1(4)-4]では、 $2 \times 10^{25} \text{ n/m}^2$ の高速中性子を照射した SUS 304 を 4 試験体準備し、試験体に対して、化学除染処理(酸化処理 5 時間、還元処理 15 時間の 2 サイクル)を実施した際の重量減少量を測定している。試験の結果を表 3.3.1(4)-2 に示す。化学除染処理の前後での重量変化量は、 $0.40 \sim 0.83 \text{ mg/cm}^2$ であり、SUS 304 の密度を 7.93 g/cm^3 とした場合、試験体の厚さ方向の減少は $0.5 \sim 1 \mu\text{m}$ 程度となる。ここで、実機における除染時間を保守的に本試験時間の 2 倍と仮定すると $1 \sim 2 \mu\text{m}$ 程度となる。また、高温水中でのステンレス鋼の減肉量は 1000 時間で $0.2 \mu\text{m}$ 程度であり^[3.3.1(4)-5]、時間の 1/2 乗で腐食が進行すると仮定すると 40 年で $4 \mu\text{m}$ と評価される。以上より、高温水中での母材減肉が $4 \mu\text{m}$ 、除染による除去される母材が最大で $2 \mu\text{m}$ と推測され、ステンレス鋼母材の減肉は運開時から $6 \mu\text{m}$ 程度と推測される。応力改善技術(WJP)によって圧縮応力を付与できる深さは、図 3.3.1(4)-5 に示す通り、数百 μm ^[3.3.1(4)-6]であることから、本化学除染により、炉内構造材等に適用した応力改善に与える影響は小さいと考えられる。

<参考文献>

- [3.3.1(4)-1] T. Ito, T. Ootsubo, “Seal-Welding over Cracks for Preventing SCC Propagation”, E-Journal of Advanced Maintenance (EJAM), Vol.1, No.1, NT3 (<https://www.jsm.or.jp/ejam/Vol.1.No.1/NT/3/3.html>) (閲覧日 : 2021/3/15)
- [3.3.1(4)-2] 四国電力株式会社ホームページ
プレスリリース (平成 20 年 9 月 3 日)
伊方発電所 3 号機第 11 回定期検査の実施について
(<https://www.yonden.co.jp/press/re0809/j0ypr001.html#2>)
(閲覧日 : 2021/3/15)
- [3.3.1(4)-3] 原子力規制委員会 原子力規制庁ホームページ
第 1 回実用発電用原子炉施設の廃止措置計画に係る審査会合,
(https://www.nsr.go.jp/disclosure/committee/youushikisya/hais hisochi_power_plants/00002153.html) (閲覧日 : 2021/3/15)
資料 3 「中部電力株式会社浜岡原子力発電所 1 号炉及び 2 号炉
廃止措置計画変更認可申請について」(平成 30 年 12 月) 中部電力株式会社 (<https://www.nsr.go.jp/data/000255746.pdf>) (閲覧日 : 2021/3/15)
- [3.3.1(4)-4] M. Nagase et. al., Material Compatibility Test Results of HOP Chemical Decontamination Method, Water Chemistry and Corrosion in Nuclear Power Plants in Asia, Oct. 14-17, 2013, Taichung, Taiwan (2013).
- [3.3.1(4)-5] 大橋 他、高温純水中における鉄鋼材料の腐食に及ぼす溶存酸素濃度の影響、防食技術. 37、198-204 (1988).
- [3.3.1(4)-6] W. Sagawa et. al., Application of Water Jet Peening Technology to BWR Core Shroud for IGSCC Mitigation, 8th International Conference on Nuclear Engineering, ICONE-8311, April 2-6, 2000, Baltimore, MD, USA (2000).

表 3.3.1(4) - 1 (1 / 4) 廃炉プラントにおけるピーニング施工部位の中性子照射量、形状、廃止措置後の状態（化学除染の実施）等についての調査

プラント名 (炉型)	施工時期 (年) ※公開ベース	施工後 運転時間 (EFPY)	施工方法 (SP/LP/WJP)	施工部位	施工部位の形状 ／概略寸法／材質	施工位置 中性子照射量 (n/m2)	廃止措置後の状態	備考(URL等)
浜岡 1 号機 (BWR)	1996.10～1997.1 (第 15 回定検期間)	3.78	SP	シュラウド(H3 内側、H4 内側、H1 外側)	全周約 11373mm(シュラウド中間部胴内径φ3620mm)／SUS304(H3 内側、H4 内側)	不明※	2018 年度第 4 四半期(2019 年 3 月)に原子炉圧力容器内面、原子炉内部構造物(燃料支持金具、制御棒案内管を除く)表面に対し、化学除染を実施。	中部電力㈱ホームページ >浜岡原子力発電所>公開情報>2003 年 5 月 16 日炉心シュラウド・再循環系配管点検計画 https://www.chuden.co.jp/energy/nuclear/hamaoka/hama_info/hama_info_detail/1197621_2073.html (閲覧日:2021/3/15) ※:シュラウドの代表的な照射量(中間胴 H4B 内面概算照射量)は「靱性低下に関する研究:3.2.1(2)国内廃炉プラントの炉内構造物に関する調査」参照
	1999.3～1999.7 (第 17 回定検)	1.84	LP	シュラウド(H1 内側/外側、H2 外側、H3 外側、H4 外側、H6a 外側、H6b 外側)	SUS304	不明※		
	2000.9～2001.3 (第 18 回定検)	0.69	LP	シュラウド(H6a 内側、H6b 内側、H7 内側)	SUS304	不明※		
	2002.4～ (第 19 回定検)	0.00	LP	シュラウド(H1 内側、H2 内底面、H2 内側面)	SUS304	不明※		
浜岡 2 号機 (BWR)	1997.3～1997.6 (第 15 回定検)	4.61	SP	シュラウド(H3 内側、H4 内側)	SUS304L	不明※	(廃除染実施不明)	中部電力㈱ホームページ >浜岡原子力発電所>公開情報>2003 年 5 月 16 日炉心シュラウド・再循環系配管点検計画 https://www.chuden.co.jp/energy/nuclear/hamaoka/hama_info/hama_info_detail/1197621_2073.html (閲覧日:2021/3/15) ※:シュラウドの代表的な照射量(中間胴 H4B 内面概算照射量)は「靱性低下に関する研究:3.2.1(2)国内廃炉プラントの炉内構造物に関する調査」参照
	1999.10～2000.4 (第 17 回定検)	2.59	LP	シュラウド(H3 外側、H4 外側、H6a 外側)	SUS304L	不明※		
女川 1 号機 (BWR)	2004.9.8～2005.2.15 (第 16 回定検)	2.56	LP	CRDハウジング他	不明	不明	(廃除染実施不明)	原子力規制委員会ホームページ >旧組織等の情報>旧独立行政法人原子力安全基盤機構関連情報>広報誌・年報>原子力施設運転管理年報>平成 17 年版(平成 16 年度実績) https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/10207746/www.nsr.go.jp/archive/jnes/atom-pdf/unkan/unkanhp2005/book1/book.pdf (閲覧日:2021/3/15)
敦賀 1 号機 (BWR)	2000 (第 26 回定検)	7.5	SP	シュラウドサポート	円筒構造物内面又は外面、インコネル 600、溶接部(インコネル 82 材及び改良インコネル 18 2 材)	不明	(廃除染実施不明)	日本原子力発電㈱ホームページ 敦賀発電所 1 号機のシュラウドサポート損傷に係る原因と対策について(平成 12 年 6 月 1 日) http://www.japc.co.jp/news/press/2000/pdf/120601c.pdf (閲覧日:2021/3/15)

表 3.3.1(4) - 1 (2 / 4) 廃炉プラントにおけるピーニング施工部位の中性子照射量、形状、廃止措置後の状態（化学除染の実施）等についての調査

プラント名	施工時期 (年) ※公開ベース	施工後 運転時間 (EFPY)	施工方法 (SP/LP/WJP)	施工部位	施工部位の形状 ／概略寸法／材質	施工位置 中性子照射量 (n/m2)	廃止措置後の状態	備考(URL 等)
島根 1 号機 (BWR)	2000.5～2001.4 (第 22 回定検)	7.1	不明	不明	不明	不明	(廃除染実施不明)	—
美浜 1 号機 (PWR)	2006	18.81	WJP	原子炉容器出入口管台	板厚約 71～88mm、内径約 698～736mm/600系ニッケル 基合金	不明	系統除染実施済	美浜発電所 1 号炉 高経年化技術評価書(40 年目) 平成 21 年 11 月(平成 22 年 5 月一部変更) 関西電力株式会社 https://www.kepco.co.jp/energy_supply/energy/nuclear_power/info/knic/meeting/gaiyou/m1.pdf (閲覧 日:2021/3/15)
	2002	15.78	WJP	安全注入管台	板厚約 11～43mm、内径約 87 ～132mm/600系ニッケル基 合金	不明	系統除染実施済	
	2006	18.81	WJP	炉内計装筒内面	内径約 9～15mm/600系ニッ ケル基合金	不明	系統除染実施済	
	2006	18.81	WJP	炉内計装筒外面	外径約 38mm/600系ニッケ ル基合金	不明	系統除染実施済	
美浜 2 号機 (PWR)	2007	21.95	WJP	原子炉容器出入口管台	板厚約 71～88mm、内径約 698～736mm/600系ニッケル 基合金	不明	系統除染実施済	美浜発電所 2 号炉 高経年化技術評価書(40 年目) 平成 23 年 7 月(平成 24 年 6 月一部変更)関西電力 株式会社 https://www.kepco.co.jp/energy_supply/energy/nuclear_power/info/knic/meeting/gaiyou/m2.pdf (閲覧 日:2021/3/15)
	2007	21.95	WJP	安全注入管台	板厚約 11～43mm、内径約 87 ～132mm/600系ニッケル基 合金	不明	系統除染実施済	
	2007	21.95	WJP	炉内計装筒内面	内径約 9～15mm/600系ニッ ケル基合金	不明	系統除染実施済	
	2000	16.72	WJP	炉内計装筒外面	外径約 38mm/600系ニッケ ル基合金	不明	系統除染実施済	
	2007	21.95	USP	蒸気発生器出入口管台(入口 A 以 外)	板厚約 78mm、内径約 788m m/600系ニッケル基合金	不明	系統除染実施済	
伊方 1 号機 (PWR)	2004.9.5～2005.3.2 (第 22 回定検)	5.48	LP	炉内計装筒(BMI)内面	600 系合金溶接部	不明	(廃除染実施不明)	四国電力(株)ホームページ プレスリリース>2004 年度>2005 年 03 月 02 日 伊方発電所 1 号機の定期検査の終了について https://www.yonden.co.jp/press/re0503/j0ypr001.ht m (閲覧日:2021/3/15)
				冷却材入口管台内面	600 系合金溶接部	不明		
				安全注入管内面	600 系合金溶接部	不明		

表 3.3.1(4) - 1 (3 / 4) 廃炉プラントにおけるピーニング施工部位の中性子照射量、形状、廃止措置後の状態（化学除染の実施）等についての調査

プラント名	施工時期 (年) ※公開ベース	施工後 運転時間 (EFPY)	施工方法 (SP/LP/WJP)	施工部位	施工部位の形状 ／概略寸法／材質	施工位置 中性子照射量 (n/m2)	廃止措置後の状態	備考(URL等)
伊方2号機 (PWR)	2005.9.5～2006.2.2 (第18回定検)	5.02	LP	炉内計装筒(BMI)内面	600系合金溶接部	不明	(廃除染実施不明)	四国電力㈱ホームページ >プレスリリース>2005年度>2006年03月01日 伊方発電所2号機の定期検査の終了について https://www.yonden.co.jp/press/re0603/j0ypr001.htm (閲覧日:2021/3/15)
				冷却材入口管台内面	600系合金溶接部	不明		
				安全注入管内面	600系合金溶接部	不明		
玄海1号機 (PWR)	2003	22.7	WJP	炉内計装筒内面	板厚約71～88mm、内径約 698～736mm/600系ニッケル 基合金	不明	(廃除染実施不明)	玄海原子力発電所1号機 高経年化対策に関する報告書 平成 15年12月(平成22年3月一部変更)九州電力株式会社 http://www.kyuden.co.jp/var/rev0/0248/6764/06-genkai.pdf (閱 覧日:2021/3/15)
	(不明)	—	不明	原子炉容器出入口管台	不明	不明	(廃除染実施不明)	
	(不明)	—	不明	安全注入管台	不明	不明	(廃除染実施不明)	
	(不明)	—	不明	炉内計装筒外面	不明	不明	(廃除染実施不明)	
	(不明)	—	不明	蒸気発生器出入口管台	不明	不明	(廃除染実施不明)	
玄海2号機 (PWR)	2006	21.6	WJP	原子炉容器出入口管台	板厚約71～88mm、内径約 698～736mm/600系ニッケル 基合金	不明	(廃除染実施不明)	玄海原子力発電所2号炉 高経年化技術評価書 平成22年3 月(平成22年10月一部変更)九州電力株式会社 http://www.kyuden.co.jp/var/rev0/0248/6739/06-genkai02.pdf (閲覧日:2021/3/15)
	(不明)	—	不明	安全注入管台	板厚約11～43mm、内径約87 ～132mm/600系ニッケル基 合金	不明	(廃除染実施不明)	
	2006	21.6	WJP	炉内計装筒内面	内径約9～15mm/600系ニッ ケル基合金	不明	(廃除染実施不明)	
	2006	21.6	WJP	炉内計装筒外面	外径約38mm/600系ニッケ ル基合金	不明	(廃除染実施不明)	

表 3.3.1(4) - 1 (4 / 4) 廃炉プラントにおけるピーニング施工部位の中性子照射量、形状、廃止措置後の状態（化学除染の実施）等についての調査

プラント名	施工時期 (年) ※公開ベース	施工後 運転時間 (EFPY)	施工方法 (SP/LP/WJP)	施工部位	施工部位の形状 ／概略寸法／材質	施工位置 中性子照射量 (n/m2)	廃止措置後の状態	備考(URL等)
大飯1号機 (PWR)	2006	18.60	WJP	原子炉容器出入口管台	板厚約 71～88mm、内径約 698～736mm/600系ニッケル 基合金	不明	系統除染今後実施予定	大飯発電所1号炉 高経年化技術評価書 平成20 年3月(平成20年10月一部変更)関西電力株式会 社 https://www.kepco.co.jp/energy_supply/energy/nuclear_power/info/knic/meeting/gaiyou/o1.pdf (閲覧 日:2021/3/15)
	2001	14.49	WJP	炉内計装筒内面	内径約 9～15mm/600系ニッ ケル基合金	不明	系統除染今後実施予定	
	2006	18.60	WJP	炉内計装筒外面	外径約 38mm/600系ニッケ ル基合金	不明	系統除染今後実施予定	
	2006	18.60	USP	蒸気発生器出入口管台	板厚約 78mm、内径約 788m m/600系ニッケル基合金	不明	系統除染今後実施予定	
大飯2号機 (PWR)	2006	19.43	WJP	原子炉容器出入口管台	板厚約 71～88mm、内径約 698～736mm/600系ニッケル 基合金	不明	系統除染今後実施予定	大飯発電所2号炉 高経年化技術評価書 平成20 年3月(平成20年10月一部変更)関西電力株式会 社 https://www.kepco.co.jp/energy_supply/energy/nuclear_power/info/knic/meeting/gaiyou/o2.pdf (閲覧 日:2021/3/15)
	2002	15.24	WJP	炉内計装筒内面	内径約 9～15mm/600系ニッ ケル基合金	不明	系統除染今後実施予定	
	2006	19.43	WJP	炉内計装筒外面	外径約 38mm/600系ニッケ ル基合金	不明	系統除染今後実施予定	

表 3.3.1(4)-2 化学除染処理による試験片の重量変化 [3.3.1(4)-4]





図 3.3.1(4)-1 炉心シュラウド及びシュラウドサポートの構造



図 3.3.1(4)-2 CRDハウジング構造図 [3.3.1(4)-1]



図 3.3.1(4)-3 PWR プラント蒸気発生器概形図^[3.3.1(4)-2]



図 3.3.1(4)-4 PWR プラント原子炉圧力容器概形図

(出典 : 図. 3.3.1(3)-2 参照)

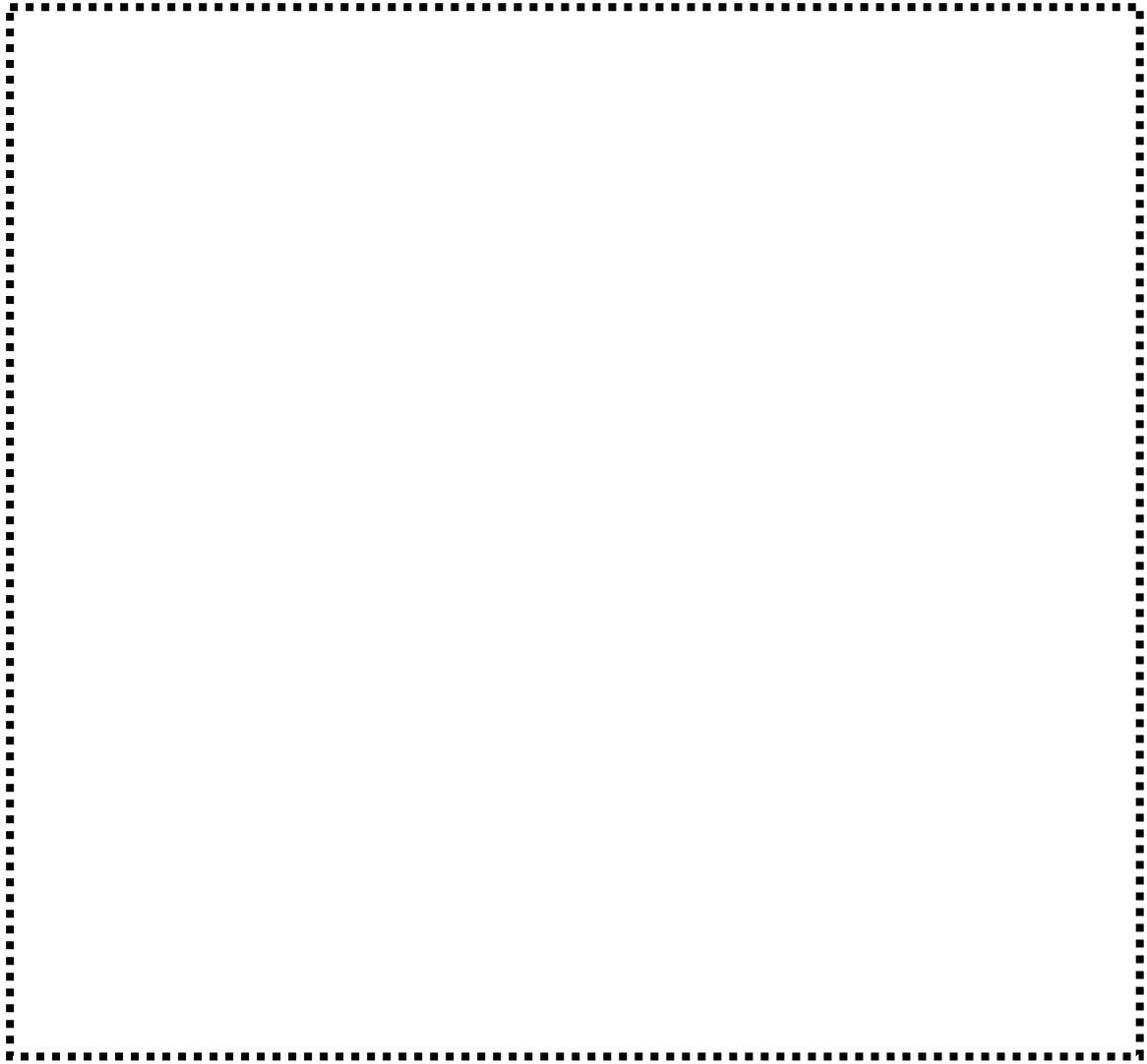


図 3.3.1(4)-5 WJP 前後の残留応力分布 (SUS304) [3.3.1(4)-6]

(5) 応力改善施工部位に対する基本的な残留応力測定方法の検討

残留応力評価手法に関する情報調査に基づき、既存の応力改善施工部位に対する応力測定工法として、計測環境や基本的な制約条件を踏まえ基本的な方法を検討した。

1) 一般的な測定や検査方法の分類

応力改善施工部位に対する応力測定工法ということに限定せず、原子力発電所機器の一般的な測定や検査方法の適用検討で考慮すべき、基本的な制約条件は、対象機器に対して接近可能か？（既設機器と測定対象機器の干渉や狭隘環境等のアクセス性の観点）、高放射線環境であるか否か？（物理的遮へい要否、作業時間制約の観点）、気中環境か水中環境か？により基本的な工法の検討の前提条件が異なってくる。そこで、一般的な測定や検査方法の「基本的な方法」という観点で、これら制約を踏まえてケーススタディし、図 3.3.1(5)-1 に示すように 4 種 6 工法に「基本的な方法」を分類した。基本的な方法 4 種について①から④に示す。

① 発電所構内管理区域の既設測定設備利用、あるいは測定設備追設で測定【方法 1】

② 発電所外の測定可能施設に輸送して測定【方法 2】

一般的な測定・検査は、対象機器・設備の測定・検査環境や制約条件を踏まえて選定を行っていくこととなる。例えば、図 3.3.1(5)-1 に示すように「供用期間中の機器（設備）」の設置状態で実施の場合、その据付環境により気中環境あるいは水中環境となる。また、「供用期間中の機器（設備）」から部分サンプリングや、測定対象や部位が取換可能な構成品等の場合や機器そのものを更新等により撤去する場合には、発電所構内の仮置状態で測定が可能な場合もあり、その仮置き環境に応じて気中環境あるいは水中環境となる（後述）が、仮置状態で測定できない場合には、「発電所構内管理区域の既設測定設備利用、あるいは測定設備追設で測定【方法 1】」となるか、これで対応できない場合には「発電所外の測定可能施設に輸送して測定【方法 2】」することとなる。

③ 「気中環境測定【方法 3】」

前述の様に、供用期間中の機器（設備）等の設置現場、あるいは仮置状態の測定は、その据付環境により気中環境あるいは水中環境となり、前者の気中環境で測定が可能な場合、測定者が直接アクセスし測定機器の搬入・設置が可能で、かつ、物理的遮へい等の実施により十分な測定時間を確保できる放射線環境であれば、「気中環境直接測定【方法 3-1】」が可能となり、原子炉格納容器内の機器や比較的放射線量の低い環境に据え付けられた機器などがこの例に該当する。

これに対し、対象機器へアクセスは可能であるが、高放射線環境の場合は遠隔測定システム等を採用した「気中環境遠隔測定【方法 3-2】」を方法として選択する場合もあり、定期検査中に原子炉内作業のため

取り外して原子炉建屋フロア（オペフロ）に仮置きする「原子炉（圧力）容器上蓋」等がこの例に該当する。また、原子炉冷却材や安全系統に付設のポンプ、弁、配管等の機器や PWR の加圧器・蒸気発生器のように、系統に設置されたマンホールや取り外した機器の開口部から測定・検査装置を投入しアクセスするため、系統内にプラグ等を設置し隔離して気中環境とするような場合も「気中環境遠隔測定【方法 3-2】」に分類した。

④ 「水中環境測定【方法 4】」

後者の水中環境のケースは、炉内機器のうち取り外しが可能な機器で、定期検査中に原子炉建屋のプール等に仮置きするような BWR 蒸気乾燥器や気水分離器、PWR 炉内機器（CI）があり、これらの機器を例として基本的な方法を「気中環境遠隔測定（現地プール仮置）【方法 4-1】」とした。また、同様なケースとして、炉内機器のうち取り外しが不可な炉内機器や原子炉圧力容器の管台や底部等、解放した原子炉（圧力）容器上部から機器を投入して検査・測定するような部位があり、この方法では既設炉内機器との干渉を避けるような狭隘環境への考慮、より深い水深にも対応可能で精密な遠隔制御可能なシステムが要求されることから「気中環境遠隔測定（原子炉内アクセス）【方法 4-2】」とした。

以上の 4 種 6 工法をベースに、現場（発電所構内・放射線環境下）における実機材料を用いた残留応力評価に関する検討（3.3.3 項）を実施した。

表 3.3.1(5)-1 応力改善対策（ピーニング）の施工実績調査結果を踏まえた「残留応力測定の基本工法」の絞り込み

一般的な測定や検査方法の分類の例		応力改善対策(ピーニング)施工部位の実施例を踏まえた残留応力測定の基本工法の絞り込み	
		検討対象	説明
【方法1】 発電所構内管理区域の既設測定設備利用、あるいは測定設備追設で測定		対象	<p>ピーニング施工部位の残留応力測定は、施工対象部位に対し、以下を想定しており、取得した供試体の残留応力の測定は、方法1及び2を適用する可能性が高く、その環境は気中直接測定となる。</p> <ul style="list-style-type: none"> ➢ 現地における供試体採取の実施 対象となるプラントの現地供試体採取は、当該機器の廃棄切断・取り出し時に実施することが想定される。ここで、供試体とは、試験に必要な試験片を採取する一次切断した材料を示す。 ➢ 事前のサンプリングの実施 上記の当該機器の廃棄切断・取り出しに先行し、事前(原子炉圧力容器蓋の解放時)に、なるべく早くサンプルを採取する必要がある場合に実施を想定。
【方法2】 発電所外の測定可能施設に輸送して測定		対象	
【方法3】 気中測定	【3-1】直接測定	対象	<ul style="list-style-type: none"> ➢ 原子炉建屋フロア(オペフロ)に仮置きする「原子炉(圧力)容器上蓋」等が該当。 ➢ 原子炉冷却材や安全系統に付設のポンプ、弁、配管等の機器や PWR の加圧器・蒸気発生器のように、系統開口部から測定・検査装置を投入しアクセスするため、系統を隔離して気中環境とするような場合も含まれ、「蒸気発生器 管台内面」が該当
	【3-2】遠隔測定	対象	
【方法4】 水中測定	【4-1】遠隔測定 (現地プール仮置)	対象	<p>ピーニング施工対象機器は、供用期間中に取り外すことができない部位に施工しているため現地プール仮置機器は対象外。</p> <p>ただし、方法1及び2で、放射線の水遮へいのため、プール設備等で遠隔測定する場合がある。</p>
	【4-2】遠隔測定 (原子炉内アクセス)	対象	<p>ピーニング施工対象機器への代表的なアクセス方法である。</p> <ul style="list-style-type: none"> ➢ 原子炉(圧力)容器 管台 ➢ 原子炉(圧力)容器 底部 ➢ 原子炉内機器(炉心シュラウド等)

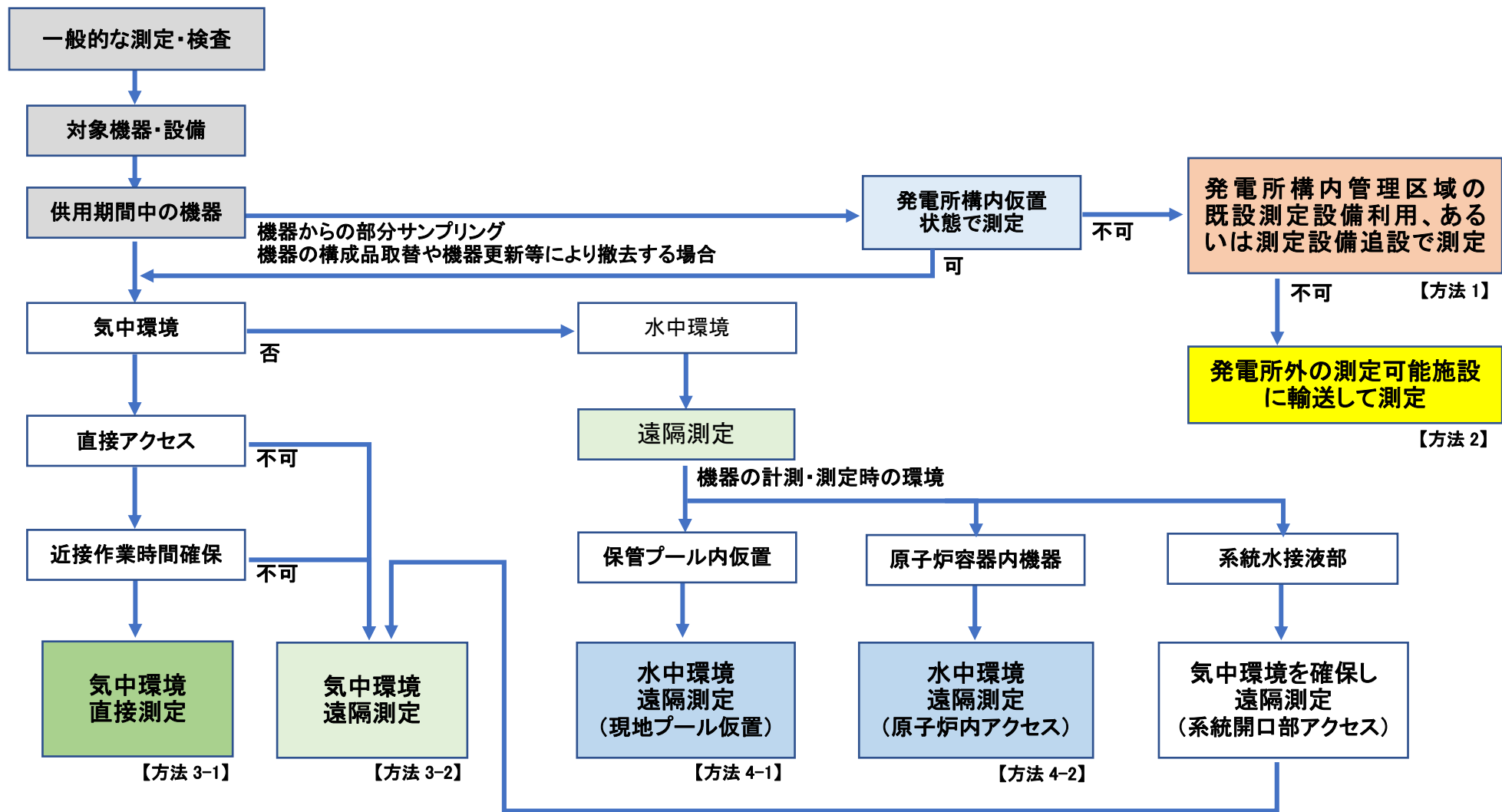


図 3.3.1(5)-1 一般的な測定・検査の基本的な方法のケーススタディ

3.3.2 実機材料からの試験片採取方法等（切断方法、手順、取出し方法）の検討

応力改善対策施工部の残留応力評価を行う一つの方策として、改善対策施工部位を切断採取し、試験研究施設において残留応力を測定する方法が考えられる。これを行うためには、採取により施工部の残留応力が変化しないこと、試験研究施設に輸送が可能なこと、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である。そこで、本研究では以下について調査を行い、測定が可能となるための条件や課題について整理した。

- ① 実機からの試験片採取方法（採取方法、手順等）の調査
- ② 試験採取が残留応力分布に与える影響の調査・検討
- ③ 残留応力測定に及ぼす、廃止措置後の保管状態や材料の放射化の影響に関する調査・検討

(1) 実機からの試験片採取方法（採取方法、手順等）の調査

1) 国内軽水炉に対する実績調査

本項では、国内軽水炉のうち BWR 及び PWR プラントの実機からの供試材採取に関する調査は「靱性低下に関する研究」3.2.1(3)項で調査しており、調査結果は同項を参照する。

2) 試験片工法の概要

本研究でサンプル採取による試験の実施で対象となる部位はピーニング施工部位であり、ピーニング施工部位から試験片を採取した事例はないが、ピーニング施工対象機器あるいは部位から試験片を採取した事例がある。例えば、炉心シュラウドの場合、炉心シュラウド中間胴へのピーニング施工実績に対して、他プラントでシュラウド中間胴にひびが確認された際にポートサンプルを採取した実績があるので、これを対として調査した。BWR の場合、ピーニング施工した以下の機器に対し試験片採取実績があった。

- 炉心シュラウド
- シュラウドサポート
- 原子炉圧力容器底部 CRDハウジングスタブチューブ

BWR の場合、ピーニング施工対象の主要機器は上記の機器であり、それぞれに対する試験片採取工法の概要を調査することができた。

PWR の場合、ピーニング施工対象部位は原子炉容器管台（冷却水出入口管台、安全注入管台及び炉内計装筒管台）と蒸気発生器管台であるが、試験片採取実績は

- 蒸気発生器管台

のみであり、原子炉容器管台からのサンプル採取実績は公開情報からは得られなかった。なお、原子炉容器管台からのサンプル採取を行う場合には、炉内機器を取り外して当該管台にサンプル採取装置をセッティングする炉内水中作業となるが、この作業の概要はピーニング施工の作業と装置の設置という工法や作業という観点では同等である。なお、原子炉容器管台からのサンプル採取については、以下に調査した蒸気発生器管台からのサンプル採取事例もあり、既存技術をベースとした対応が可能と考えられる。

前述の●で示した機器のうち、炉心シュラウドは 3.2.2(3)で調査した試験片採取工法概要を参照する。また、シュラウドサポートに対するアクセス方法は炉心シュラウドと同様であるため調査は省略し、CRDハウジングスタブチューブと蒸気発生器について工法概要を調査した。調査は公開情報から所得可能な範囲でまとめた。なお、ピーニングの施工実績はないが、蒸気発生器管台と同様に気中環境の原子炉格納容器内の事例として BWR の

● 再循環系配管 (PLR : Primary Loop Recirculation system)
のサンプル調査事例があり、参考で調査した。調査結果を以下に示す。

① 原子炉圧力容器底部 制御棒駆動機構ハウジング貫通孔スタブチューブ

中部電力株式会社 浜岡原子力発電所 1号機の CRDハウジングスタブチューブ溶接部から採取した供試材 (3.2.1 項靱性低下に関する研究(3)項 : 表 3.2.1(3)-1 通番 1) について試験片採取工法の概要を調査した。調査は浜岡 1号で 2001年に実施された上記工事をベースとして、公開情報をもとに工法概要をまとめた。

【供試材採取箇所】

CRDハウジングスタブチューブは図 3.3.2(1)-1 に○で示すように原子炉圧力容器底部に位置しており、アクセスは原子炉圧力容器の上部からとり、原子炉圧力容器上蓋を開放するとともに炉内機器を取り出す必要がある。

【供試材採取箇所へのアクセス】

CRDハウジングスタブチューブの原子炉上方からのアクセスについて以下に示す。代表的な BWR プラントの原子炉建屋と付帯設備を図 3.3.2(1)-2 に、原子炉容器内部構造物を図 3.3.2(1)-3 に示す。原子炉内部の作業は図 3.3.2(1)-2 に示す原子炉建屋のオペフロから、その床面に設置された原子炉格納容器上部のコンクリート製のシールドプラグを取り外し、原子炉格納容器上蓋を開放し、更に原子炉圧力容器上蓋を取り外す。これら取り外したシールドプラグ等はオペフロに仮置きされ、その取扱い移動は原子炉建屋の天井クレーンで行う。原子炉圧力容器の上蓋の取り外しは、気中環境で取り外すと炉内線量が高いことから、被ばく低減の観点で原子炉内水位を上昇させ水遮へいを行っている。この水遮へいで水位を上昇させた状態を「原子炉ウェル満水」というが、この状態で天井クレーンにて炉水中の蒸気乾燥器と気水分離器を吊り上げる。これらは原子炉建屋内の機器仮置プール内に仮置きされる。次に燃料集合体を全数取り出すことにより、上部格子版の格子状グリットを通過することにより炉心シュラウド内側の炉心領域にアクセス可能となる。さらに、炉底部へアクセスするためには炉心領域下部に位置する炉心支持板近傍に設置されている燃料支持金具、制御棒及び制御棒案内管等を取り外す必要がある。このためには原子炉容器底部の炉外側から CRD 本体の取り外しが必要となる。なお、これらの取り外しはサンプル採取対象とする CRDハウジングスタブチューブとその周辺の範囲に対して実施すればよく、全数を取り外す必要はない。制御棒案内管まで取り外すと、図 3.3.2(1)-4 に示すサンプル採取対象の

CRDハウジングスタブチューブとそれに溶接で取り付けられたCRDハウジングに直接アクセス可能となり、CRDハウジングの上端にサンプル採取装置を着座させることが可能となる（図3.3.2(1)-5）。

【供試材採取装置】

図3.3.2(1)-5にCRDハウジングの上端にサンプル採取装置を着座させた概念図を示す。サンプル採取装置はCRDハウジングと同軸線上に配置する炉心支持板の孔とピン（制御棒案内管や燃料支持金具の回転方向の位置決用ピン）で回転方向の位置決めや垂直度の確保のため取り合う構造となっている。なお、オペフロからのサンプル採取装置の吊り降ろしは、図3.3.2(1)-2に示す燃料交換機を原子炉上方まで走行レールで移動して配置し、交換機に設置した仮設ホイスト等で行う。概略の炉内通過ルートは、原子炉容器のフランジ部を通過、上部格子版の格子状のグリッド（燃料集合体の四体分の）スペース（格子寸法約300mm×300mm）を通過、燃料集合体を取り外された炉心シュラウド内側の炉心領域に到達し、図3.3.2(1)-5に示す炉心支持板の孔を経て炉底部（CRDハウジング上端）に至る経路となる。水深はプラント出力によるが燃料交換機から炉心支持板が30m前後で、サンプル採取対象のCRDハウジングスタブチューブはさらにその下となる。施工装置を設置後、放電加工によりサンプルを採取し、回収治具等でサンプルを回収する。

② 蒸気発生器管台

日本原子力発電株式会社 敦賀発電所 2号機にて蒸気発生器管台から採取した供試材（3.2.1項靱性低下に関する研究(3)項：表3.2.1(3)-9 通番2）について概要を調査した。サンプルの採取部位及びサンプル形状を図3.3.2(1)-6に示す。

【供試材採取箇所】

採取部位は蒸気発生器管台溶接部であり、サンプル形状はボートサンプルで直径約80mm×厚さ約15mmである。ボートサンプルの採取は、放電加工で蒸気発生器管台溶接部内表面からサンプルを採取する装置を適用した。

【供試材採取箇所へのアクセス】

採取装置は図3.3.2(1)-7に示すように、サンプリング装置は先端工具と案内装置（マニピュレータ）から構成される。蒸気乾燥器内水室への設置は蒸気乾燥器底部のアクセスホールからとなるが、廃炉プラントからのサンプル採取の際に、先行して管台や配管が切断されている場合は、マニピュレータを使用せずに管台の切断端に先端工具を据え付けてサンプルを採取することも可能である。本サンプリング装置で使用する放電加工は、水中にセットした電極と加工物の間に、微小なギャップを設けて電圧を加えることにより、電極と加工物の間にアーク放電を発生させ、その熱によって加工物を熔融し、同時に液体が気化する際の圧力で熔融部分を吹き飛ばして除去する加工方法である。（図3.3.2(1)-8参照）

【供試材採取装置】

サンプリング装置の先端工具の概略図を図 3.3.2(1)-9(1)に示す。先端工具は局所シール式放電サンプリングと加工水循環方式を組み合わせた仕様である。局所シール式放電サンプリングにより、採取部位付近に水中環境をつくり、水中で放電加工によってサンプルを採取する。また、加工水循環方式では、図 3.3.2(1)-9(2)に示すように、供給/回収ポンプとタンクを用いて、先端工具内の加工水を循環させる。

③ 再循環系配管 (PLR : Primary Loop Recirculation system)

再循環系配管 (以下、「PLR 配管」という。) の溶接部より供試材を採取した事例について概要を調査した。

【供試材採取箇所】

PLR 配管溶接部より採取された供試材の採取は、柏崎刈羽原子力発電所 1 号機 (3.2.1 項靱性低下に関する研究(3)項 : 表 3.2.1(3)-6) では配管を切断し円環状の供試体を切出しており、その寸法は約 62mm×約 120mm×配管板厚であった。島根原子力発電所 1 号機 (表 3.2.1(3)-8) では約 50mm×50mm 程度で重量は約 1kg 未満との情報があるが、配管から円筒状の供試体を採取後に更に切断した試験片寸法と思われる。

【供試材採取箇所へのアクセス】

PLR 配管のひびの発生原因調査には、先行事例として前述の柏崎刈羽原子力発電所 1 号機と、女川原子力発電所 1 号機 (表 3.2.1(3)-7) の知見を基にした原因分析が記載されている。女川原子力発電所 1 号機の PLR 配管からの供試体採取も配管を切断し円環状の供試体を切出しており、基本的な作業は原子炉格納容器内の位置する当該配管に直接切断装置追等を設置し切断作業等を実施したものと推定される。

<参考文献>

- [3.3.2(1)-1] 原子力規制庁ホームページ；被規制者等との面談概要・資料「中部電力株式会社 浜岡原子力発電所の現地見学に係る事前説明」令和2年2月21日
(<https://www2.nsr.go.jp/disclosure/meeting/GAD/index.html>)
(閲覧日：2021/3/15)
- [3.3.2(1)-2] 原子力安全協会（編）「軽水炉発電所のあらまし」（改定第3版）平成20年10月



図 3.3.2(1)-1 浜岡 1 号機 GRDハウジングスタブチューブ

(https://www.chuden.co.jp/energy/nuclear/hamaoka/hama_info/kako/info_05)

(閲覧日 : 2021/3/15)



図 3.3.2(1)-2 BWR の代表的な原子炉建屋と付帯設備^[3.2.1(3)-1]

(参考文献より図を加工して掲載)

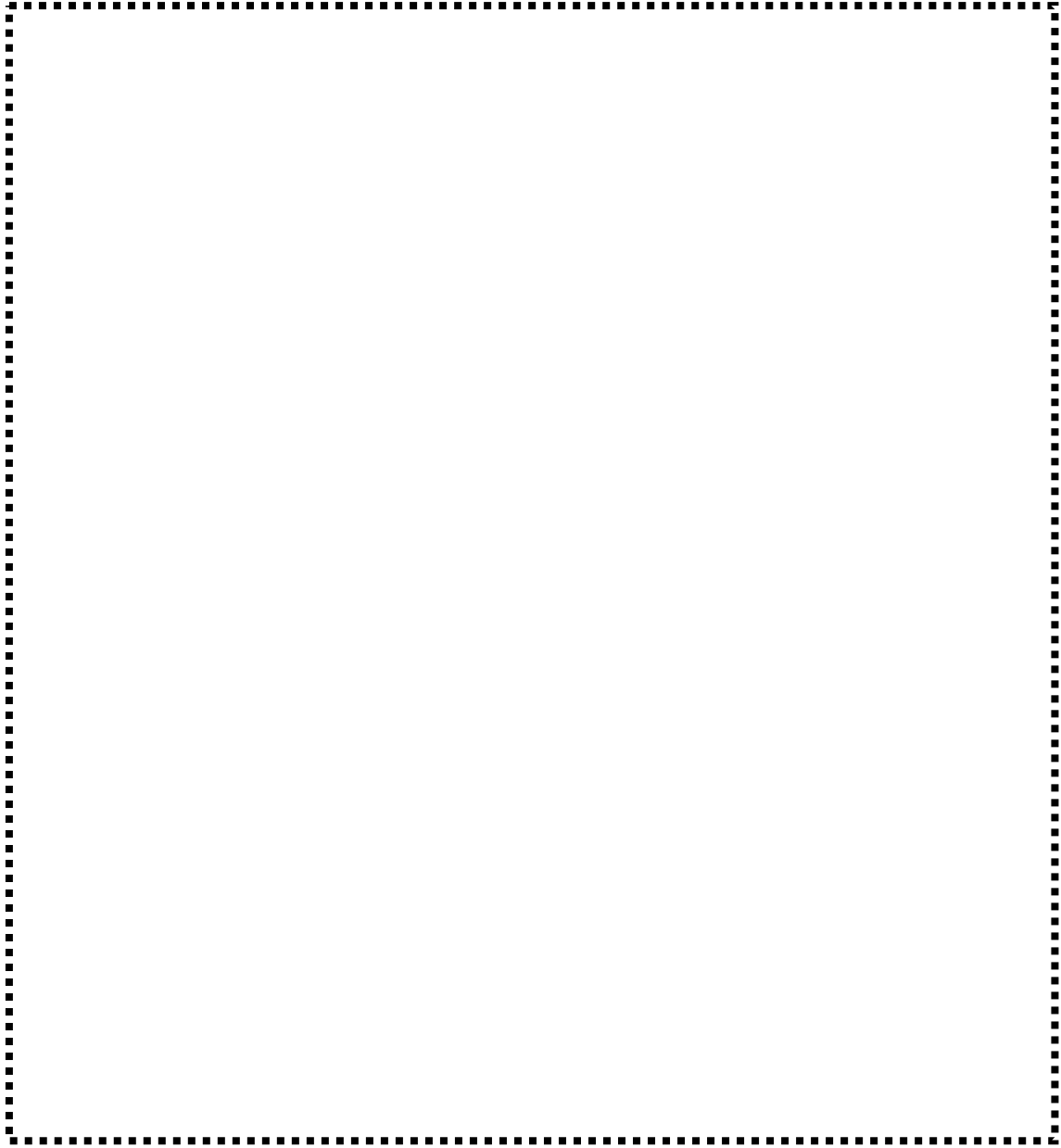


图 3.3.2(1)-3 BWR 原子炉容器内部构造物^[3.3.2(1)-2]

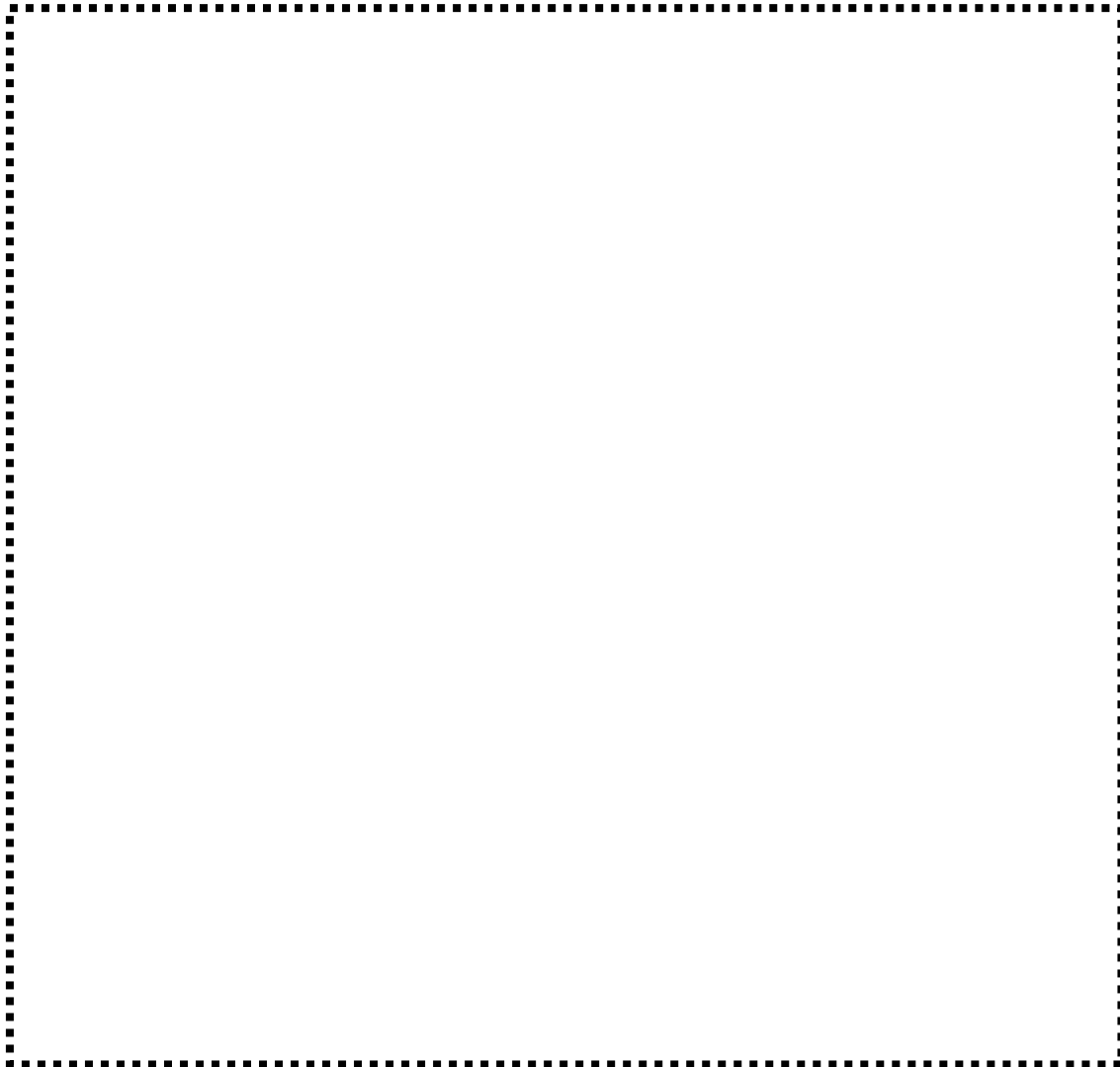


図 3.3.2(1)-4 浜岡 1 号機の GRDハウジングスタブチューブのサンプル採取位置
(https://www.chuden.co.jp/energy/nuclear/hamaoka/hama_info/kako/info_05/)
(閲覧日 : 2021/3/15)

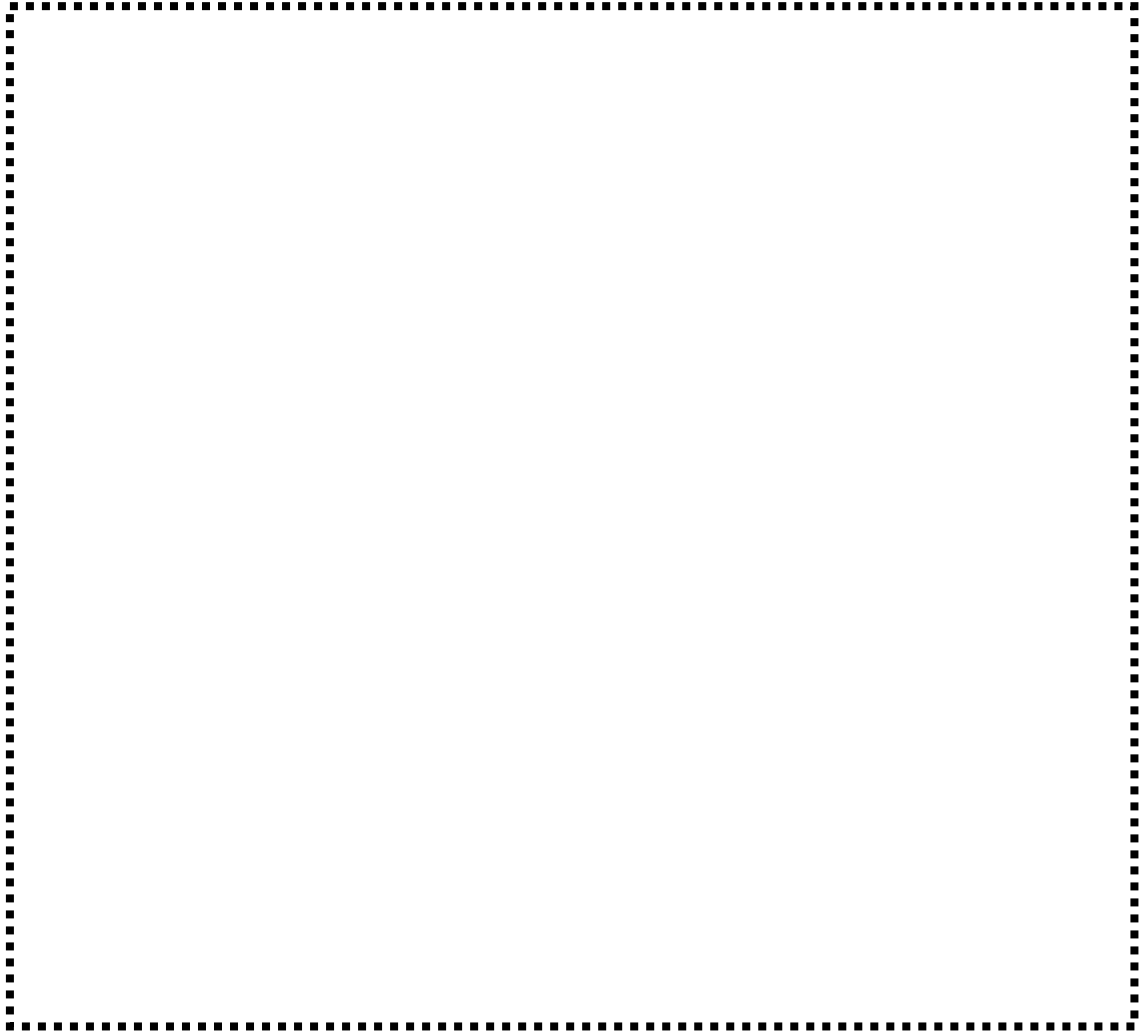


図 3.3.2(1)-5 CRDハウジングスタブチューブのサンプル採取装置の据付概念図

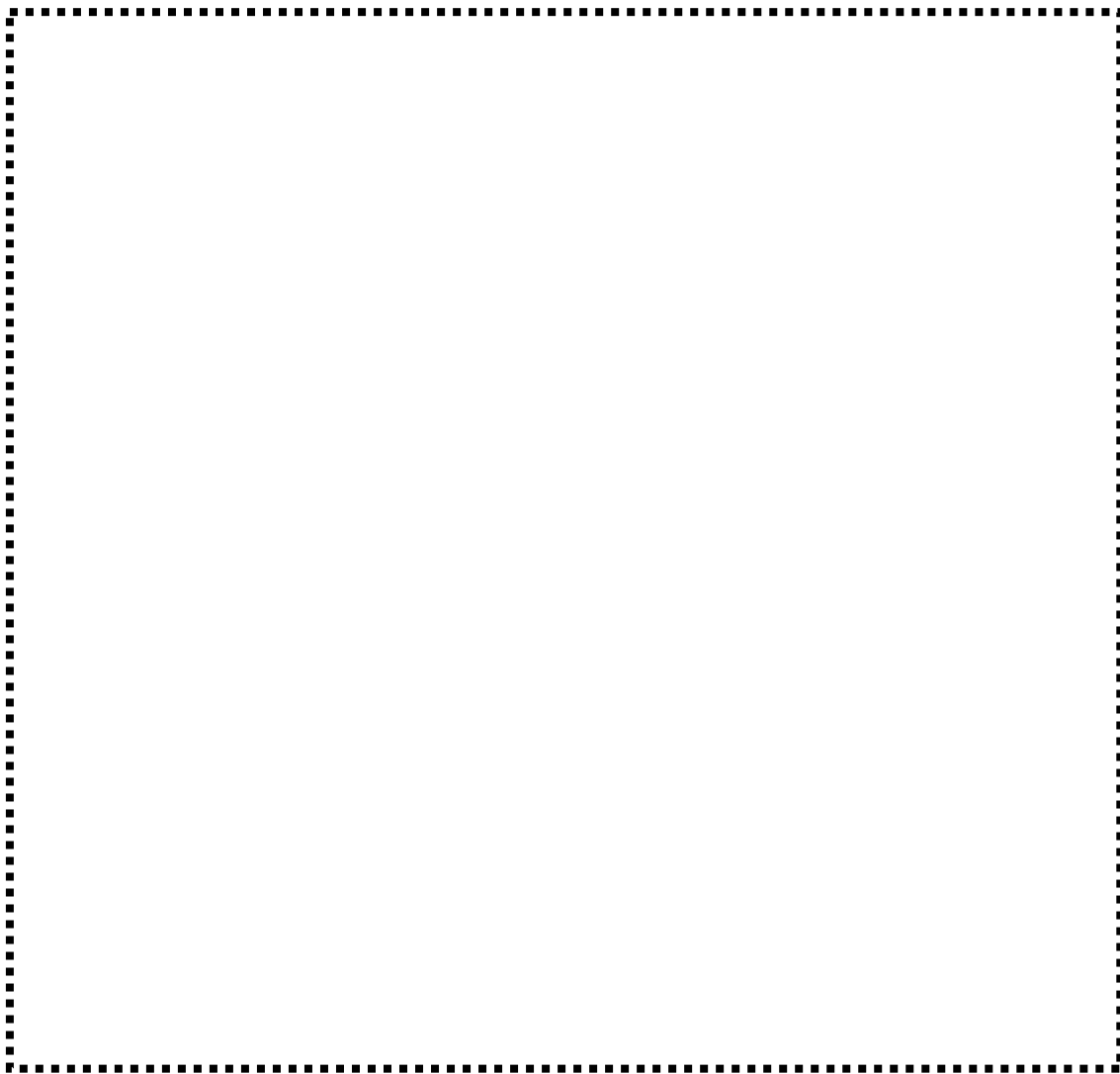


図 3.3.2(1)-6 蒸気発生器管台からのサンプル採取部位とサンプル形状



図 3.3.2(1)-7 蒸気発生器管台のサンプル採取装置概要

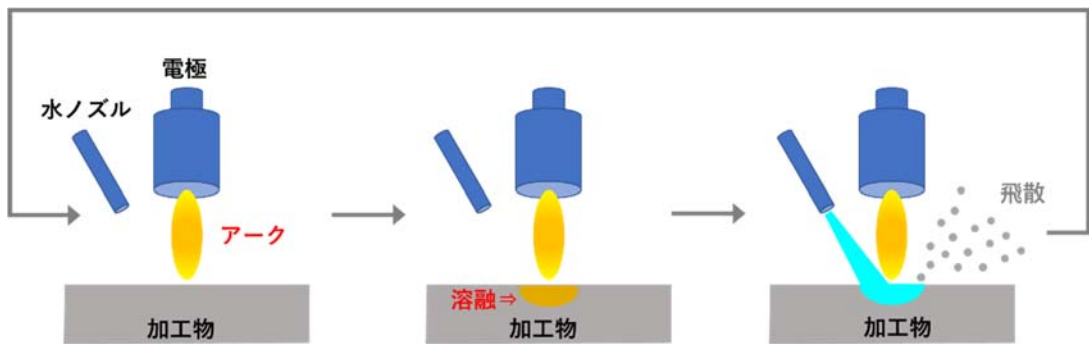


図 3. 3. 2 (1)-8 放電加工の原理

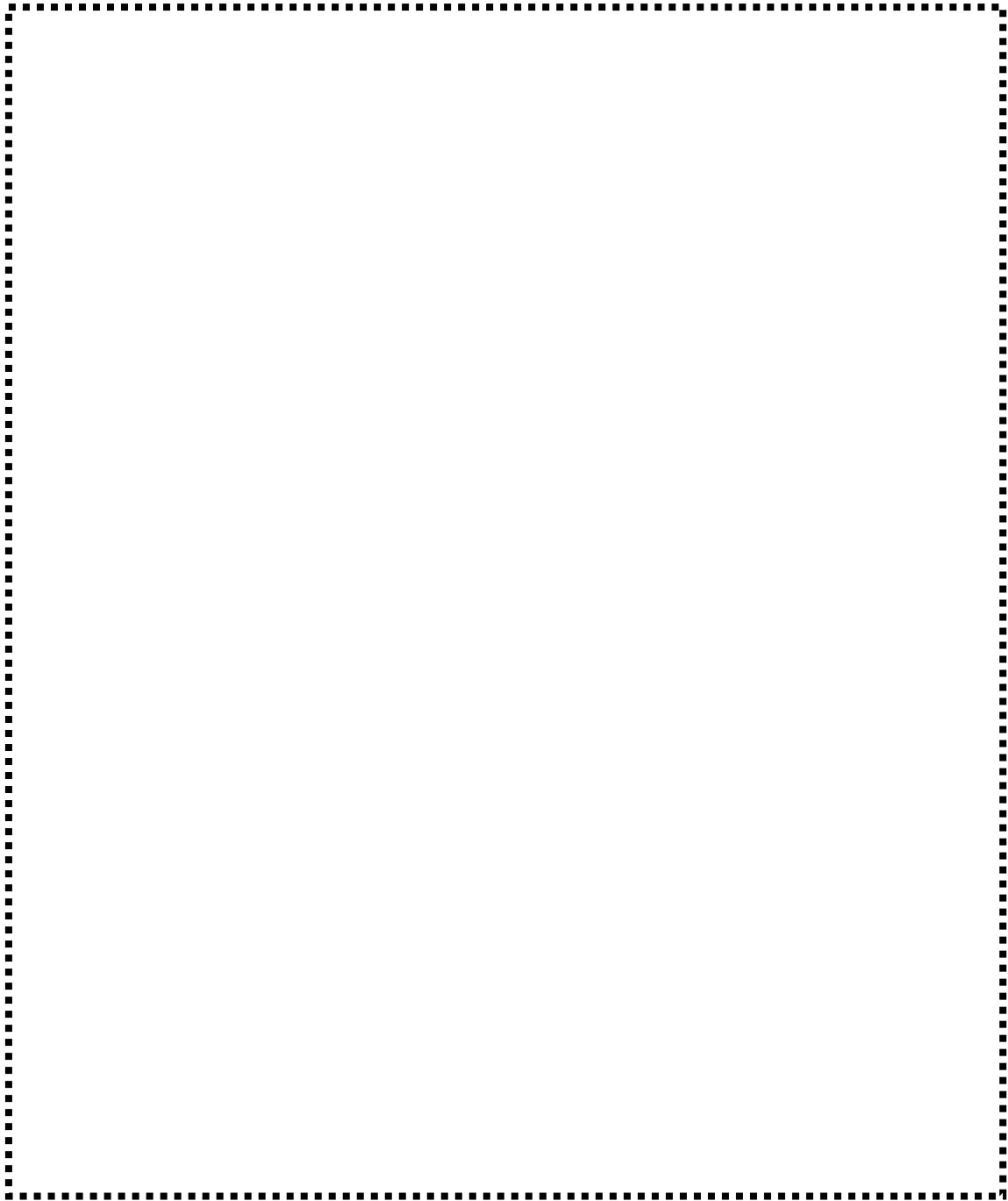


図 3.3.2(1)-9 サンプルング装置 先端工具の概略図

(2) 試験片採取が残留応力分布に与える影響に関する調査・検討

実機材料表面の残留応力測定を目的として廃止措置プラントにおけるピーニング施工部位から供試材を採取することを想定し、試験採取が残留応力分布に与える影響について調査・検討した。

残留応力改善工法（ピーニング）の施工部位は、SCC の発生が懸念される溶接部とその近傍の母材部であり、BWR プラント炉底部や、PWR プラントの蒸気発生器出入口管台や原子炉容器出入口管台等が対象となる。ピーニング施工部位の残留応力は、主にピーニング、溶接、加工による残留応力が重畳している。試験片採取により主に開放される残留応力は溶接や加工によって生じている残留応力と考えられ、この残留応力の測定方法として、ひずみゲージを使用した切断解放法が一般に使用されている。ひずみ解放法は、供試体にひずみゲージを貼付し、その周りを細かく切断して解放されるひずみを測定し、切断前の残留応力を評価する方法である。採取した試験片が大きい場合、試験片を切断する工程は複数回になるが、切断の過程で解放されるひずみを評価することにより、その切断段階における残留応力を評価することができる。したがって、切断過程における残留応力の評価は、本調査に資すると考えられる。

● 原子力用ステンレス鋼耐応力腐食割れ実証事業^[3.3.2.(2)-1, 3.3.2.(2)-2]

JNES の原子力用ステンレス鋼耐応力腐食割れ実証事業において、炉心シュラウドや PLR 配管の実機モックアップ試験体を製作し、ひずみ解放法により溶接部の残留応力を評価している。図 3.3.2(2)-1 及び図 3.3.2(2)-2 に、残留応力評価のための試験体の切断要領を示す。当該事業における残留応力評価の目的は、切断前に存在していた初期状態の残留応力分布を明らかにすることであるため、切断の途中段階で解放される応力の評価は行われていない。そのため、モックアップ試験体の切断途中段階で解放された残留応力の定量値は確認されていない。一方で、円筒状の炉心シュラウドモックアップ試験体において、第一回目の軸方向の切断では、切断した開口部が加工代より開口する形状変化が確認されている。これは、円筒状に加工したことにより発生した残留応力が、軸方向切断にて解放されたものと推定される。

● JNES 複雑形状部機器配管健全性実証に関する事業^[3.3.2.(2)-3]

JNES の複雑形状部機器配管健全性実証に関する事業においても、BWR 炉底部のシュラウドサポート実規模構造モデル試験体（炉底部モックアップ試験体）をガス切断、ノコ切断又はワイヤカットにより切断し、ひずみゲージを用いて、解放された応力の測定を実施している。BWR 炉底部のシュラウドサポート実規模構造モデル試験体（炉底部モックアップ試験体）をガス切断、ノコ切断又はワイヤカットにより図 3.3.2(2)-3～図 3.3.2(2)-5 に示すように切断し、シュラウドサポート溶接部（H8, H9, H10 及び H11 溶接部）を対象にひずみゲージを用いて解放された応力を測定した結果を報告している。応力測定は以下の 3 通りのステップで実施している。

Step 1 : ガス切断により 32°部分を切り出した後（中間値測定①）

Step 2：ノコ切断により各溶接部を切り離した後（中間値測定②）

Step 3：ノコ切断及びワイヤカットにてひずみゲージ周りを約 10mm×10mm×5mm の大ききで細断した後（最終値測定）

シュラウドと同様に周方向に拘束されている H8 及び H9 溶接部の場合、中間値測定②の時点で大きき 90MPa 程度（H8 溶接部：図 3.3.2(2)-6）及び 167MPa（H9 溶接部：図 3.3.2(2)-7）の応力が測定されており、粗切断の段階でもある程度の応力解放が生じることが分かる。しかし、中間値測定②時点での応力の大ききは最終値測定の結果と比べて小さく、ワイヤカットによる細断の過程で大部分の応力が解放していることが分かる。以上のように、試験片採取のための粗切断の段階でもある程度の応力が解放される可能性があるが、応力の大部分は細断の過程で解放すると考えられる。

上記のように構造体としての拘束によって生じている残留応力は切断過程である程度開放される可能性が示唆されたが、一方でピーニングは材料表面を局部的に塑性変形させて圧縮応力を付与しており、施工面が大きく加工硬化する[3.3.2(2)-4]ことが知られている。従ってピーニング施工部は機器全体の拘束に加えて局所的な強い拘束を受けていると考えられ、構造物全体の応力解放の影響を受けづらい可能性が考えられる。有馬らはひずみゲージを用いた切断解放法と X 線回折法の併用により、表面加工層の残留応力評価を検討しており、切断解放により求まる残留応力は表面層の局部的な応力勾配を含まないという考察がなされている[3.3.2(2)-5]。その結果として、切断解放法による残留応力測定結果に加え、解放されずに残った表面加工層の残留応力を X 線回折法により測定し、両測定法による応力の積算値を全残留応力として評価している。このように局所的な応力は全体の拘束による応力影響を受けにくい可能性も指摘されている。

廃炉プラントのピーニング施工部位から供試材を採取することを想定した場合、溶接残留応力と表面層の局部的な残留応力が重畳するものと考えられる。その重畳した応力に及ぼす試験片採取のための切断等の加工の影響については、既存知見だけでは不十分であることが確認された。また、切断による残留応力の解放についても文献調査結果だけでは定量的な評価は難しく、構造体の切断影響についてはモックアップ試験等による確認と切断を模擬した解析的検討の併用による入念な事前検討が、ピーニング施工による局所的な残留応力に対する切断影響に関しては、要素試験等によりその影響がどの程度の大ききにまで及ぶかを検討することが必要と考えられる。

<参考文献>

- [3.3.2.(2)-1] 独立行政法人原子力安全基盤機構 05 基材報-0013 平成 16 年度
原子力用ステンレス鋼の耐応力腐食割れ実証に関する報告書，
(2004).
- [3.3.2.(2)-2] 独立行政法人原子力安全基盤機構 05 基材報-0009 平成 17 年度
原子力用ステンレス鋼の耐応力腐食割れ実証に関する報告書，
(2006).
- [3.3.2.(2)-3] 独立行政法人原子力安全基盤機構，平成 18 年度複雑形状部機器配
管健全性実証に関する事業報告書，07 基材報-0011，(2007).
- [3.3.2.(2)-4] 于麗娜，才田一幸，西本和俊，千種直樹，各種残留応力改善工法に
よる効果の安定性に関する速度論的検討－Ni 基合金に対する応
力改善効果の長期安定性評価（第 2 報）－，保全学，Vol. 18，No.
1，p. 99-106，(2019).
- [3.3.2.(2)-5] 有馬，深倉，柏谷，表面加工層における残留応力評価，日本材料学
会 第 14 回材料強度に関するシンポジウム，105-18，(1977).

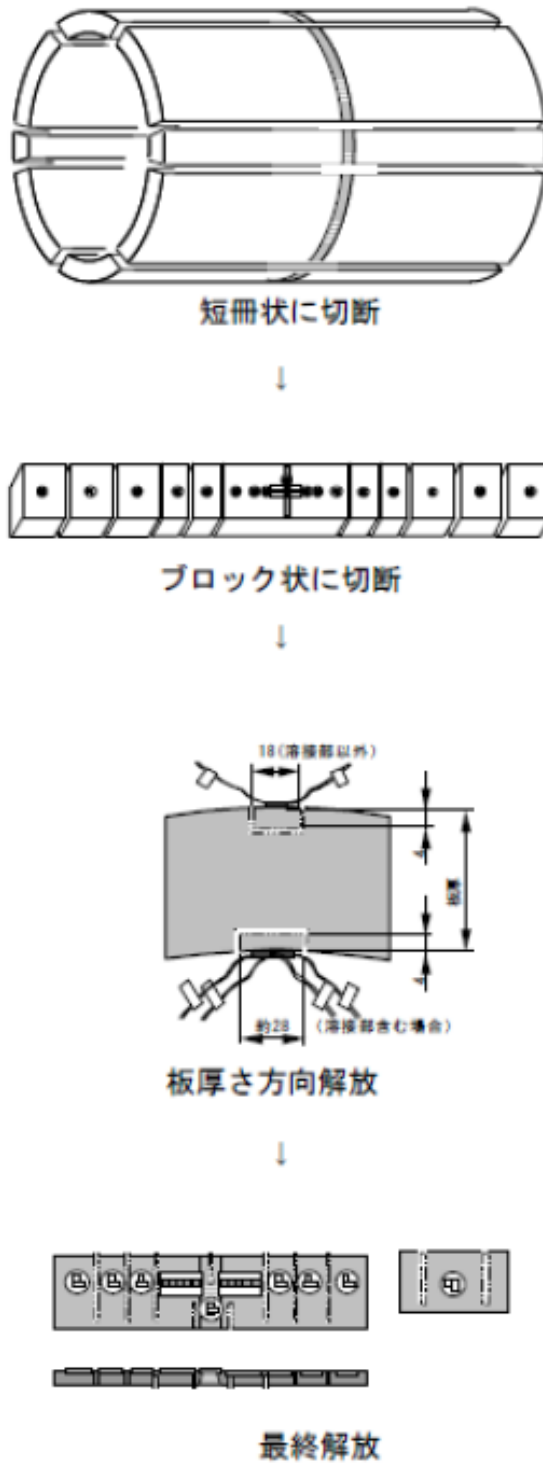


図 3.3.2(2)-1 PLR 配管 (300A) 溶接供試体についての残留応力測定手順と
切断概要^[3.3.2.(2)-1]

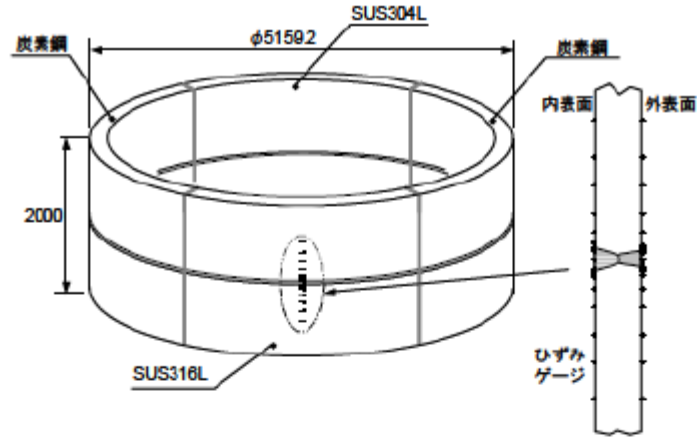


図 2.5.2-1 炉心シュラウド（H4 溶接部）模擬供試体形状及びひずみゲージ取付位置

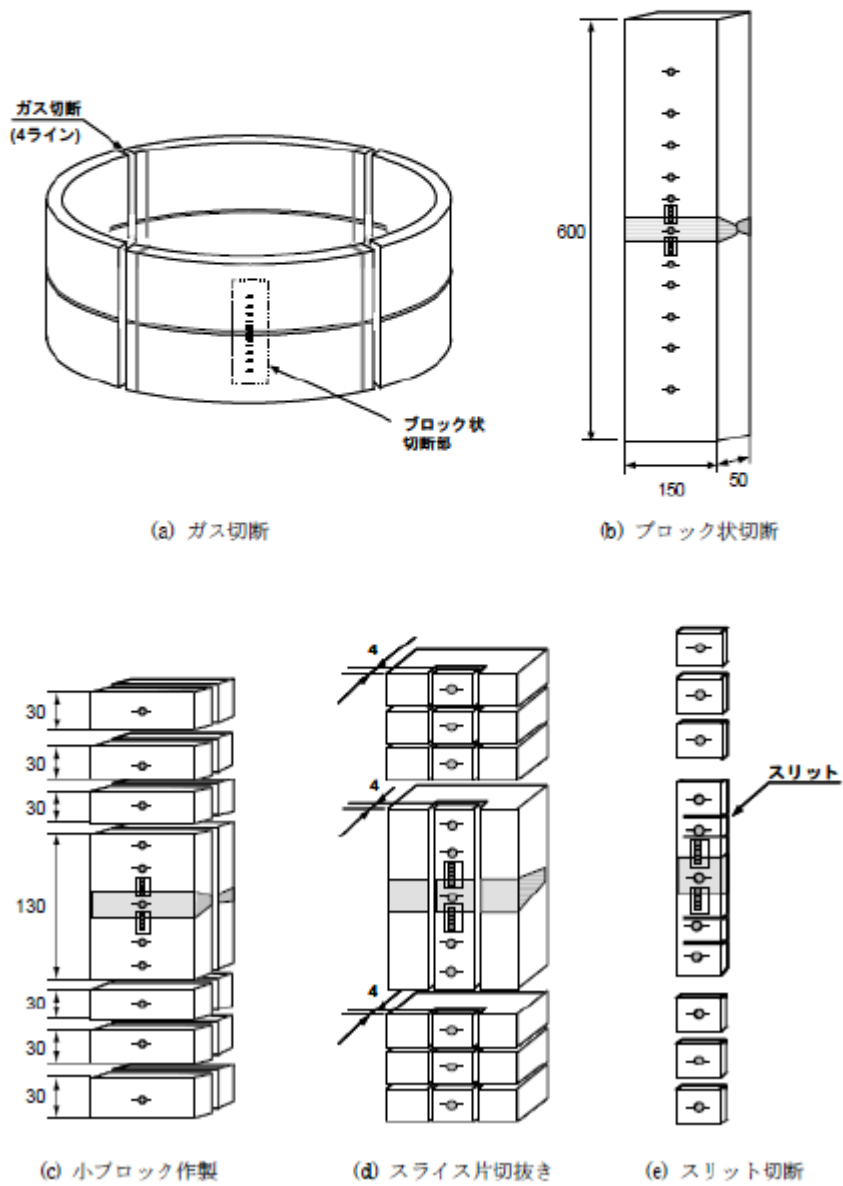


図 3.3.2(2)-2 炉心シュラウド（H4 溶接部）模擬供試体の残留応力測定手順と切断概用^[3.3.2.(2)-2]

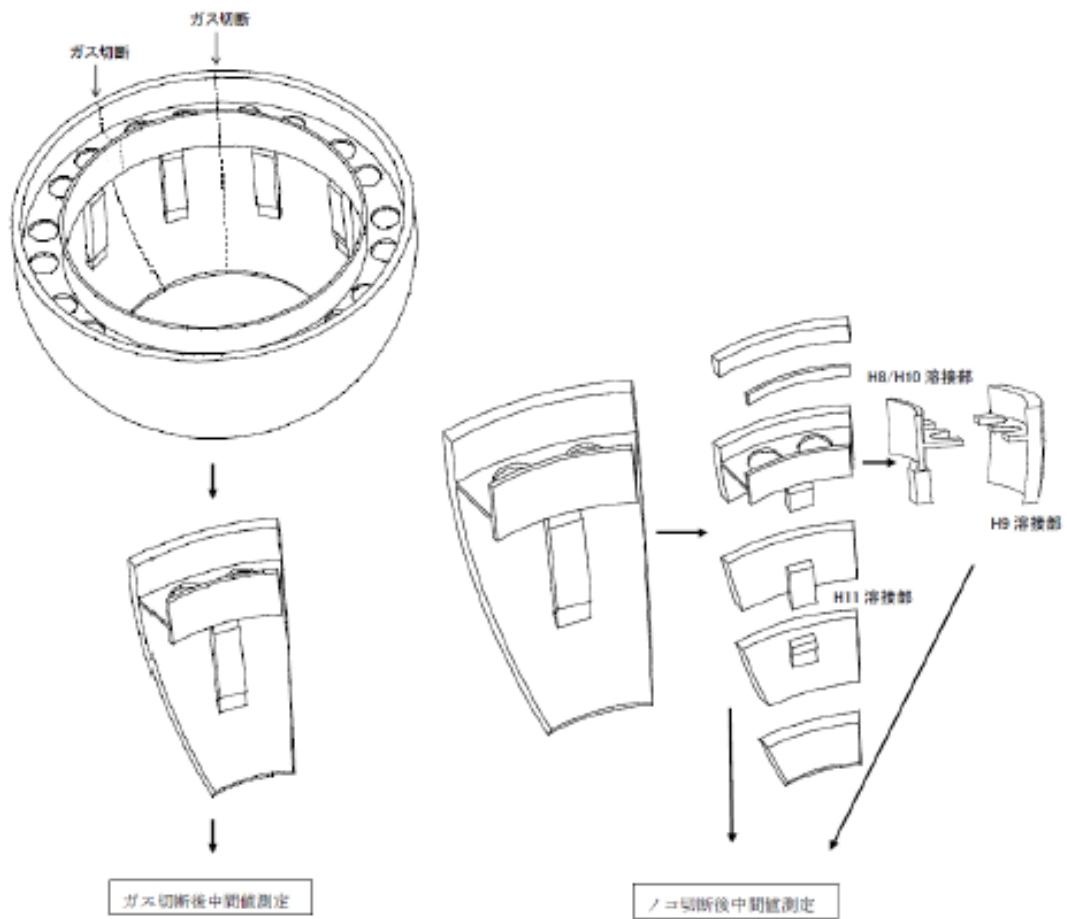


図 3.3.2(2)-3 炉底部モックアップ供試体の切断手順（中間値測定まで） [3.3.2.(2)-3]

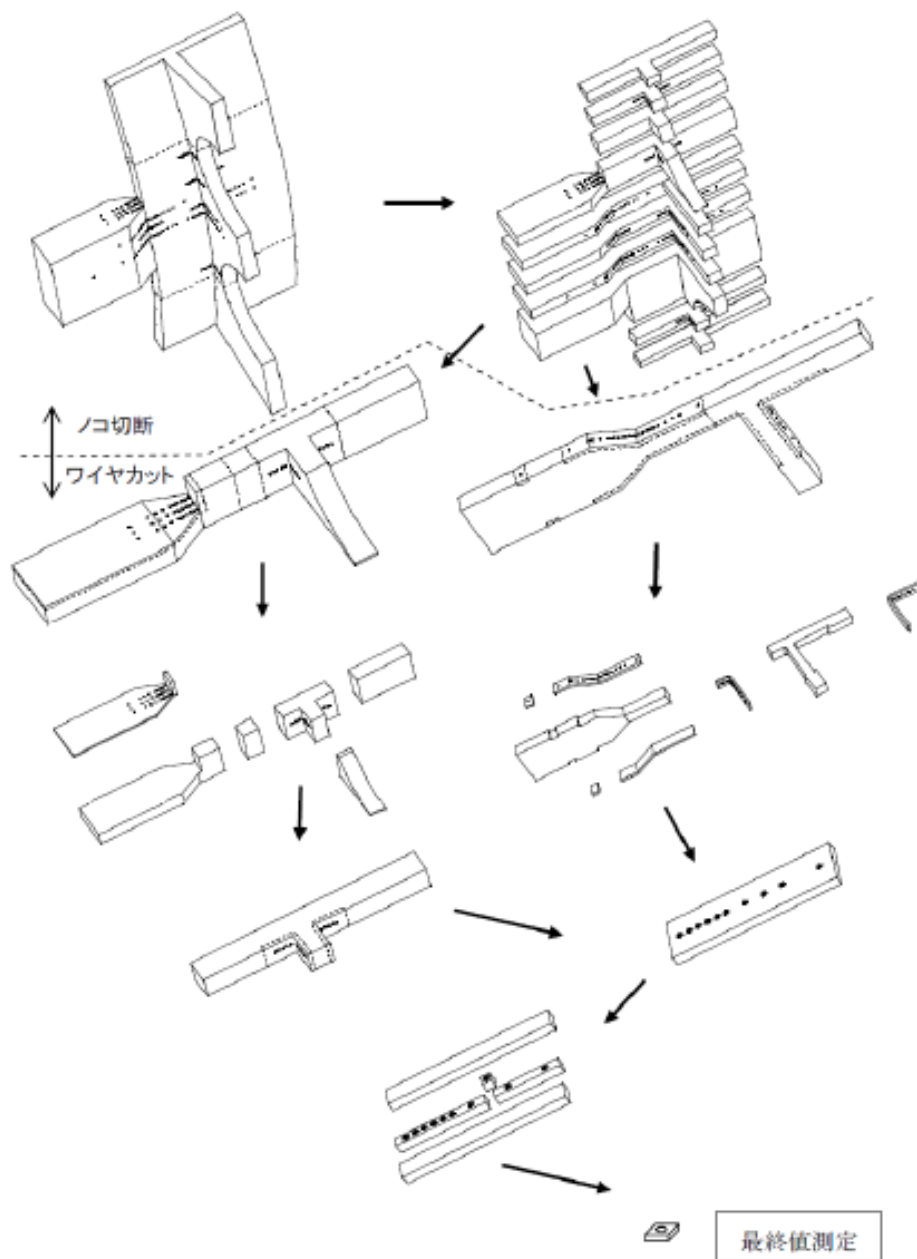


図 3.3.2(2)-4 H8 及び H10 溶接部の切断手順（中間値測定以降） [3.3.2.(2)-3]

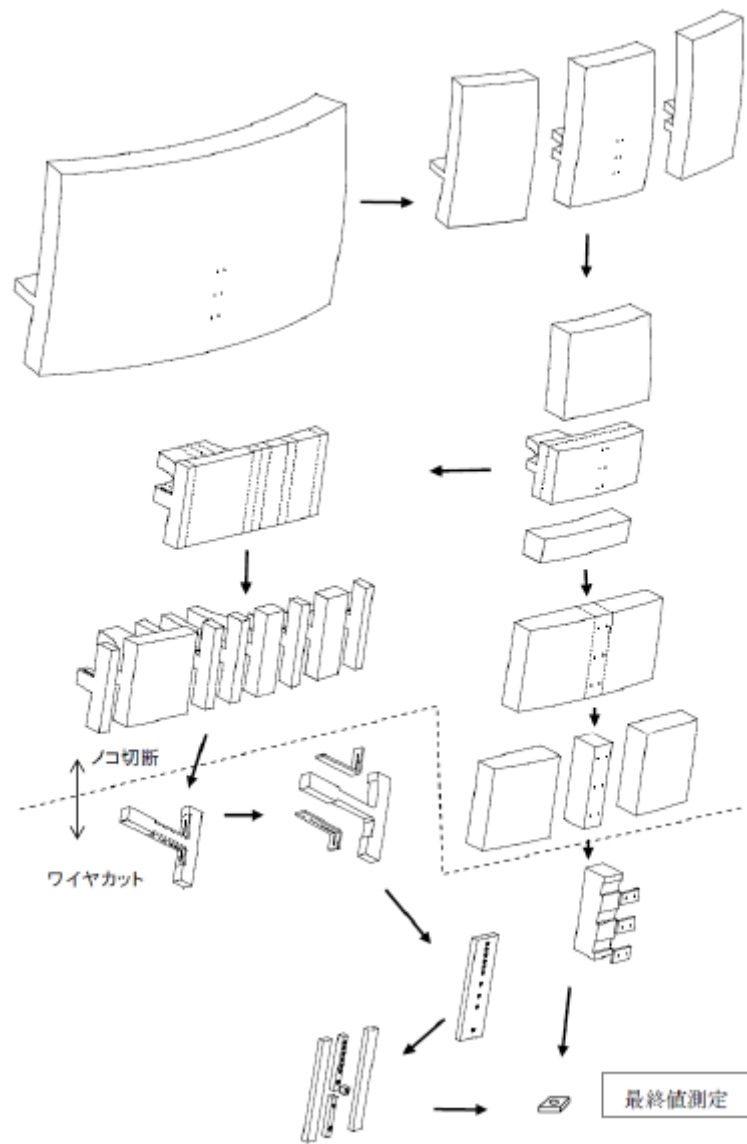


図 3.3.2(2)-5 H9 溶接部の切断手順 (中間値測定以降) [3.3.2.(2)-3]

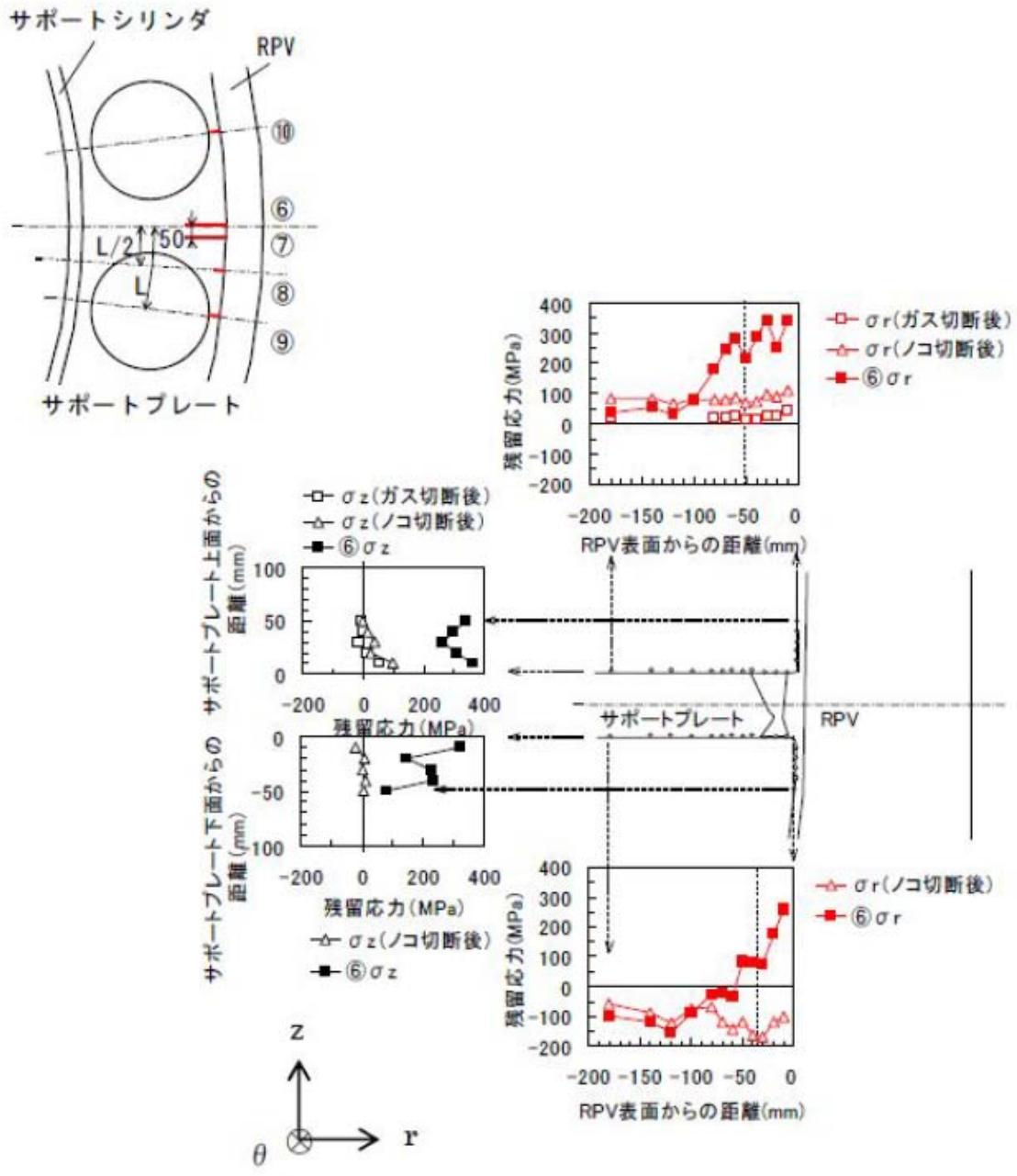


図 3.3.2(2)-7 H9 溶接部の切断過程での開放応力の変化^[3.3.2.(2)-3]

(3) 残留応力測定に及ぼす、廃止措置後の保管状態や材料の放射化の影響の調査・検討

SCC は機器表面で発生することから、SCC 対策としては表面近傍において圧縮応力が保持されていることが重要である。ピーニングによって付与される圧縮応力は機器の最表層で最も大きく、深さが増すにつれてその値が小さくなることが明らかにされている^[3.3.2(3)-1]。したがって、廃止措置において、材料表面に対し、何らかの物理的、化学的な影響を与える処置がなされた場合、最も大きな圧縮応力が付与されている最表層が失われ、プラントの運転終了時に存在していた残留応力と、廃止措置後の測定時に得られる残留応力が変化する可能性がある。予防保全効果の保守性を検証するという観点では、本来プラント運転終了時に存在していた圧縮応力を評価することが理想的であるため、廃止措置後になされる工程によって値に変化が生じる場合は、その変化量を定量的に見積もることが必要となる。測定の観点からは、3.3.1.(1)にて記載したように、例えば破壊法による測定では被測定物の表面にひずみゲージを貼付する必要があり、その表面性状が測定結果に影響を与えうる。従って、測定対象の表面状態については測定実施前に把握しておく必要がある。さらに、非破壊法の代表である X 線応力測定法においても、X 線の照射面の凹凸が測定値に影響することがあるため、測定面の平坦度や粗さなどといった表面状態の把握が望まれる。

ピーニング施工面はその後の運転中に高温水に曝されるため、表面に酸化皮膜が形成される。廃止措置後には化学除染が実施されることが一般的であるため、生成した皮膜が除去されることで、施工直後の表面がある程度消失することは避けられない。また、廃止措置後の機器の保管状態によっては、その後の腐食等により、表面状態がさらに変化する可能性もあるため、それらがピーニング施工面及び測定値に及ぼす影響を把握しておくことが重要となる。

長期運転によって材料が放射化した場合は、被測定物が放射能を帯びることによってアクセス性に問題が生じる可能性がある上、測定法に対しても悪影響を及ぼす可能性がある。このため、被測定材が放射化した場合の影響についても把握しておく必要がある。

以上のような考えのもと、廃止措置後の保管状態と材料の放射化が残留応力測定に及ぼす影響について以下の通り調査・検討を実施した。

① 廃止措置後の保管状態の影響について

廃止措置後の保管状態としては、

- 冷温水中保管
- 気中（窒素ガス、又は大気）保管
- 除染後保管

の 3 種類が想定される。以下では、それぞれの保管状態についての調査結果について記載する。

① 冷温水中保管

冷温水中保管は通常の停止期間中の状態と同様であり、高温水中で酸化

皮膜が形成されていることから、更なる腐食の進行は微小であると考えられる。そのため、冷温水中保管そのものによるピーニング施工面への影響は小さいと考えられる。

② 気中保管

気中保管では腐食の進行は想定されず、本保管状態での材料表面に対する減肉等の影響はないと考えられる。しかし、放射線分解した窒素が存在する状態で水が注入され両者が混在する環境では硝酸が発生する可能性がある。この場合、希硝酸により炉内構造材が全面腐食される可能性が考えられる。全面腐食で消失する表面はごく僅かと考えられるものの、その影響の程度を考慮する必要があると考えられる。

③ 除染後保管

廃炉プラントでは一般的に初期段階において系統除染が実施される。従って、測定対象となる機器のピーニング施工面は基本的に除染が実施されていることが前提となる。除染には、主として図 3.3.2(3)-1 に示す、酸化によるクロム含有酸化物の溶解と、還元による鉄系酸化物の溶解を繰り返し実施して表面の酸化皮膜を除去する手法である HOP (Hydrazine Oxalic acid Potassium permanganate) 法^[3.3.2(3)-2]が採用されている。この方法では、酸化皮膜が除去されるものの、母材の腐食は限定的であるとの報告がなされており、中性子照射された SUS304 鋼を用いた HOP 法による試験では、母材の減肉量は 1 μm 以下であり^[3.3.2(3)-3]、実機での処理時間などを考慮しても 2 μm 以下であると考えられている。

ステンレス鋼は高温水中で母材内部への酸化と表面への酸化物付着の現象が同時に進行し、酸化皮膜が形成される。そのため、除染により酸化皮膜が除去され、さらに内部酸化が進行した母材部もある程度除去され、ピーニング施工面の一部が消失することになる。ただし、高温水中でのステンレス鋼の減肉深さを評価した報告において、1000 時間で 0.2 μm 程度であるとされており^[3.3.2(3)-4]、経過時間の 1/2 乗で腐食が進行することを仮定した場合でも、40 年間の運転での減肉深さは 4 μm 程度と推定される。以上を合計すると、除染によって除去される母材の深さが最大で 2 μm 程度、高温水中での母材減肉深さが 4 μm 程度となるため、ステンレス鋼母材の減肉深さは運転開始時から 6 μm 程度と推測される。ピーニングで付与される圧縮残留応力は少なくとも 100 μm ~ 200 μm の深さまでは存在するため^[3.3.2(3)-1]、6 μm 程度の減肉が測定結果に及ぼす影響は小さいと思われる。ただし、X 線応力測定法の場合、装置の線源によるものの、例えばよく用いられる Cr の管球を線源とした場合の鉄鋼材料の測定については、X 線侵入深さは 10 数 μm 程度であり^[3.3.2(3)-5]、かつその測定値は X 線の減衰から、表面の値に重みがかかった値となるため、数 μm の消失においても、測定値自体が影響を受ける可能性は否定できない。酸化皮膜の形成やその後の除染処理が応

力測定値へ与える影響を定量的に評価したような報告は存在しないことから、今後要素試験等により実験的な調査を行う必要がある。

② 材料の放射化の影響について

測定対象となるピーニング施工面は運転中に放射化する可能性がある。特に、施工面が炉心領域等の比較的高放射線量領域に位置する場合、材料が高い放射能を帯びることが想定される。この結果として、機器へのアクセスが困難となる状況が想定され、使用可能な測定手法や測定を実施可能な時間が大きく制約を受けることとなる。このように測定対象の放射能レベルが非常に高く、測定対象機器のその場測定が困難な場合は、測定対象から試験片を採取し、試験研究施設に輸送して測定する必要がある。そのような測定を仮定した場合に、機器表面の残留応力測定手法として有力と思われる手法としては、a)X線回折法、b)ひずみゲージを用いた穿孔法、c)ESPI法を用いた穿孔法が挙げられる。以下、これらの方法に関する懸念事項について記載する。

① X線回折法

本手法は表面残留応力測定手法として多数の実績があり、表面の測定であれば被測定物に一切の加工が不要であり、同一点の再測定も可能であることなど、3手法の中では最も実現性が高い手法であると考えられるが、測定対象が放射化している場合は、検出器に対して測定試料から回折X線以外に γ 線や制動X線等が入射することになる。この影響により、検出器のバックグラウンド値の増加により回折X線の検出が困難となり、測定不能、もしくは測定値の信頼区間が著しく大きくなるなど、定量的な応力評価が困難となる可能性がある。

バックグラウンド線量がX線回折法の測定精度に及ぼす影響に関し、バックグラウンド低減の観点から鉄製部品をできる限り使用せずに作製した、エネルギー分解能を持つ検出器を備えた専用のX線回折装置を用いた放射線下での測定に関する報告^[3.3.2(3)-6]が存在する。測定では1及び2 TBq程度の放射能を持つサンプルを図3.3.2(3)-2に示すように測定試料の後方に配置してバックグラウンドとして扱い、その状態でのS/N比や各種試験片の測定値をバックグラウンド試料の有無で比較している。その結果、図3.3.2(3)-3に示すように市販装置と比較して大幅なS/N比の改善が見られており、測定値としても、図3.3.2(3)-4に示すように、パウダー、エメリー研磨、SP、浸炭処理面に対し、信頼区間は広がるものの、バックグラウンドのない状態の測定値と近い結果が得られることを報告している。ただし、当該装置は市販品ではなく、現時点ではすでに廃棄済みとなっていることから、X線回折法を用いるためには、改めて最新知見を踏まえた装置作製に向けた調査や、装置の製作可否や、他装置を用いた場合のバックグラウンド影響の検討等が必要である。

② ひずみゲージを用いた穿孔法

穿孔法では 3.3.1 項にて記載したように、正確な穴あけ加工が要求されることから、測定対象の放射能が高い場合には、遠隔操作で精密穴あけを可能となることが前提である。その上で、測定物にはロゼットゲージを貼付する必要がある。ひずみを測定するためには、対象材にロゼットゲージを強固に貼付する必要がある、かつ前述のように遠隔操作でひずみゲージを確実に貼付する技術が必要となる。さらに、ひずみゲージ本体や貼付に用いるひずみゲージ用の接着剤が放射線の影響を受けて変質する可能性があるため、ひずみゲージや接着剤への放射線の影響等についての調査が必要となる。

③ ESPI 法を用いた穿孔法

ESPI 法を用いた穿孔法については、ひずみゲージ法同様遠隔操作で精密穴あけ加工を必要とする。ただし、ひずみゲージを使用する必要がなく、計測については非接触で実施可能であることから、測定側では放射線の影響を受ける要素はないと考えられる。本手法を用いた SP を実施したアルミニウム合金を対象とした測定では、高精度な測定が実施可能であることが報告されており、材料は異なるものの、ピーニング施工面を対象とした測定に関する実績がある^[3.3.2.(3)・7]。ただし、本手法による軽水炉機器の測定実績や、LP や WJP 施工面、さらにその後高温水暴露と除染処理を受けた面に関する測定実績はないことから、スペックル画像が適切に得られるかどうかなどの検証のための予備試験が必要となる。

<参考文献>

- [3.3.2.(3)-1] 西川聡, 中田志津雄, 堀井行彦, 古村一朗, 山口篤憲, “圧縮残留応力付与部の熱時効による応力緩和挙動”, 溶接・非破壊検査技術センター 技術レビュー, Vol.4, 2008.
- [3.3.2.(3)-2] 大浦正人, 小嶋亨司, 片岡一郎, 山井英樹, 日立 GE ニュークリア・エネルギーの原子力発電施設廃止措置技術, デコミッションング技報, Vol. 50, 21-29, 2014.
- [3.3.2.(3)-3] M. Nagase et al., “Material Compatibility Test Results of HOP Chemical Decontamination Method”, Water Chemistry and Corrosion in Nuclear Power Plants in Asia, Oct. 14-17, 2013, Taichung, Taiwan 2013.
- [3.3.2.(3)-4] 大橋他, 高温純水中における鉄鋼材料の腐食に及ぼす溶存酸素濃度の影響, 防食技術, 37, p198-204, 1988.
- [3.3.2.(3)-5] 日本材料学会, X線応力測定法標準—鉄鋼編—, JSMS-SD-5-02, 2002.
- [3.3.2.(3)-6] H.Seto, F. Kano, Y. Ishiyama, K. Oguiso, S. Tanaka and H. Miyata, “DEVELOPMENT OF THE RESIDUAL STRESS MEASURING TECHNIQUE FOR IRRADIATED MATERIALS BY X-RAY DIFFRACTION”, Proceedings of HOTLAB2013, Idaho Falls, ID, Sep. 23-26, 2013.
- [3.3.2.(3)-7] T. Rickert, “Residual Stress Measurement by ESPI Hole-Drilling”, Procedia CIRP, 45, 203-206, 2016.



図 3.3.2.(3)-1 HOP 法の概要 ^[3.3.2.(3)-2]



図 3.3.2.(3)-2 X線応力測定法に及ぼすバックグラウンド線量の影響評価試験に
おける装置レイアウト [3.3.2.(3)-6]



図 3.3.2.(3)-3 X線応力測定法に及ぼすバックグラウンド線量の影響評価試験
における S/N 比の比較 [3.3.2.(3)-6]



図 3.3.2.(3)-4 X線応力測定法に及ぼすバックグラウンド線量の影響評価試験に
おけるバックグラウンド試料有無に関する残留応力測定値の比較 ^[3.3.2.(3)-6]

3.3.3 現場（発電所構内・放射線環境下）における実機材料を用いた残留応力評価に関する検討

実機材料を用いた現場（発電所構内・放射線環境下）における残留応力評価を実施するために以下の技術的知見について整理した。

- 残留応力の現場（発電所構内・放射線環境下）における計測方法に関する調査
 - 上記調査で選定した測定方法について、想定される実機環境（放射線環境下、水中）への適用性、技術開発課題等の調査
- 調査結果を以下に示す。

(1) 残留応力の現場（発電所構内・放射線環境下）における計測方法に関する調査

残留応力を現場（発電所構内・放射線環境下）で計測する際に想定される制約について、発電所構内での測定であることによる制約と、放射線環境下での測定であることによる制約を分けて列挙し、3.3.1(5)で検討した6種4工法について、その考慮の必要性の有無をまとめた結果を表3.3.3(1)-1に示す。以下表中の想定される各検討項目について記載する。なお、表中の放射線レベル低、中、高は以下を想定して記述した。

・放射線レベル低

測定機器や操作システムへのダメージはなく、適切な管理により、機器の設置及び測定作業時間が十分に確保される放射線レベル

・放射線レベル中

測定機器や操作システムへのダメージは生じないが、作業による機器設置は可能ながら、測定時間が十分に確保されず、作業による直接測定が困難となる放射線レベル

・放射線レベル高

測定機器や操作システムへのダメージの検討が必要となり、作業による短時間の機器設置についても困難な放射線レベル

1) 放射線環境下での測定であることに由来する制約

① 遠隔操作システムの開発

測定対象が水中にある場合や、測定対象及び周囲環境の放射線レベルが高い場合は、作業者が測定機器を測定箇所を設置すること自体が困難となる場合が想定される。この場合、機器を測定対象まで運搬して設置するための遠隔操作システムが必要となる。本項目が対象となるのは【工法3-2】「気中測定遠隔アクセス工法」及び【工法4-1, 4-2】「水中測定遠隔アクセス工法」である。3.3.1(1)で調査した既存の応力測定法では、破壊法、非破壊法ともに、位置決めや穴あけ加工、形状測定、測定機器の操作などに関して、測定者自身が直接操作、調整が可能であることを前提としている。これに対し、上記の3種の工法では、遠隔操作システムを用いてこれらを実現する必要がある。各種応

力測定法において、測定誤差の少ない測定結果を得るためには、測定対象に対して位置決めや加工の精度が求められることから、これらを遠隔で精度良く実現できることが求められる。

② 遠隔測定装置の開発

上記①に関連し、遠隔から測定を行うため、装置を遠隔から操作し、かつ応力測定に必要な変位情報や X 線回折角等の情報を取得し、それを遠隔の作業者に送信する機能が必要となる。本項目が対象となるものは①と同じ【工法 3-2】及び【工法 4-1, 4-2】となり、例えば、3.3.1(1)で調査したような市販の可搬式 X 線回折装置を用いて応力測定を実施する場合、通常は遠隔操作を前提としていないことから、遠隔操作及び操作元の制御装置等に信号を送信する機能の追加が必要となる可能性がある。また、【工法 2】の照射試験設備における測定は、発電所の現場での測定とは状況が異なるものの、ホットセル外からのデータ採取が必要となり既存装置の改造等が必要となる可能性がある。

③ 測定機器へのアクセス性・測定装置設置場所の検討

3.3.1(3)にて調査したように、ピーニング施工部位は BWR 炉心シュラウドや原子炉圧力容器底部管台、PWR 原子炉容器管台及び底部管台、並びに蒸気発生器管台等であり、基本的には運転期間中には取り外しが困難な機器である。したがって、直接、遠隔を問わず、測定箇所へのアクセスは、アクセス経路の干渉等の制約を踏まえ機器のサイズ等を考慮し、廃炉工程における周辺の機器の撤去状況や放射線量を加味した上で、アクセスのための経路や方法を検討する必要がある。さらに、気中環境であった場合でも、隣接機器や鑑賞物で狭隘となる部位では、測定機器の設置スペースの確保や測定部位に応じた治具の検討などが必要となる。これらは現場での測定を対象とする【工法 3】及び【工法 4-2】において必要となると考えられる。

④ 測定機器の高放射線環境への対策

3.3.1(1)で調査した測定法に用いる機器は高放射線環境での測定を考慮していないことから、測定環境及び測定対象機器の放射線量が非常に高い場合は、機器の耐放射線能力が不足し、機器の故障等が生じる可能性がある。従って、測定環境の放射線量を確認もしくは適切に見積もった上で、使用の可否を検討するとともに、必要に応じて遮へいの検討や、耐放射線性に優れた装置の開発そのものが必要となる。なお、機器への影響が懸念される環境下では、そもそも作業による直接測定は不可能であるため、本項目に関して検討が必須となるのは水による遮へい効果の得られない【工法 3-1】となる。【工法 4-1,4-2】の水中測定は水の遮へい効果が期待できることから、【工法 3-1】同様の考慮は原則必要ないが、水遮へいが不十分な場合は、追加遮へいの検討や、装置の耐放射線性能を向上する技術開発が必要となる可能性がある。

⑤ 作業者への被曝対策

測定環境の放射線量に依存するものの、作業者の被曝量管理及び放射線防護は最優先とされるべき項目である。したがって、本項目は、大きな被ばくが想定されない、ホットセル外からのコンピューター等を用いた測定となる【工法 2】以外において対策を生じる必要がある。その際、特に放射線レベル中が想定される【工法 3-1,3-2】【工法 4-1,4-2】においては適切な被ばく管理が求められるため、本検討事項に関してより慎重な検討が求められるものと考えられる。

2) 発電所構内での測定であることの制約

表 3.3.3(1)-1 に示す制約のうち、発電所構内に照射材を扱えるような設備がない、又は発電所構内での設置状況に応じた測定を実施する必要があるという点から想定される以下の項目について記載する。

① 耐水性の確保

ピーニング施工対象の機器は、廃止措置後も炉内水位満水や系統内冠水の状態である場合や、発電所構内や原子炉建屋内のプールに一時保管されている場合が想定される。この場合、測定対象が必然的に水中に位置することになるため、機器の耐水性が要求される。これらが想定されるのは【工法 4-1,4-2】である。測定機器を測定部位に設置するアクセス機構も耐水性が要求されるが、3.3.2(1)の調査結果から、炉内水中環境のピーニング施工でアクセス実績があり機構に関する耐水性は現有技術で対応可能と考えられる。

測定法として部分破壊法を選択した場合、3.3.1(1)項に記載したように、穴あけに用いるガンドリル等の加工機器と、ひずみ測定のためひずみゲージ等の耐水性が要求されるが、水中遠隔作業によるひずみゲージの制度の良い貼付は実績もなく現実的な選択肢ではない。そのためこの場合は可搬式の X 線応力測定装置を用いた非破壊法が選択肢として想定される。ただし、水中での測定実績はないため、水密構造の確保や、水密容器の一部に入射及び回折 X 線が透過可能な窓を設けての測定等が考えられる。この場合も、位置決め精度を確保した状態で大気中同様の測定が可能かどうかの検討が必要であり、既存装置の改造で対応できない場合は、装置の新規開発の可能性も考えられる。

② 作業環境の考慮（アクセス性を除く）

機器の耐放射線性や作業者の被曝量低減に対して適切な対策を講じるためには、測定環境の放射線レベルの把握が必要となる。したがって、【工法 2】照射試験設備での測定を除き、各工法を用いるにあたっては、測定場所、各工法選択時の測定者の周囲の放射線量の把握が必要となる。

【工法 1】「発電所内測定」の場合は、機器の保管のために発電所構内管理区域に一時保管場所を確保する必要があり、廃炉段階での一時

保管場所は管理された保管環境ではないリスクを想定すると、腐食等による状態劣化対策が必要となる。また、【工法 1】「発電所内測定」では発電所構内管理区域の既設測定設備利用、あるいは測定設備追設での測定を想定しており、格納容器内といった現場測定と比較して可搬式を超えるような大型の装置や測定システムの設置が可能な場合も想定され、その場合は大型機器の搬入、設置や保管場所の確保の検討が必要である。

【工法 2】照射試験施設（輸送後）の場合は、サンプルの採取とその後の輸送が前提となるため、サンプルの放射能や輸送容器、輸送先の試験設備の仕様に対応したサンプルサイズを検討する必要がある。

以上のような制約を考慮した場合、考慮すべき検討項目が多い工法ほど実現へのハードルが高い工法であると考えられる。遠隔アクセスとなる気中遠隔測定、水中測定の 2 工法は各種検討や必要に応じた装置開発が必要となるため、実現には長期間を要することが想定される。

表 3.3.3(1)-1 残留応力の現場（発電所構内・放射線環境下）の計測の制約の想定

応力改善施工部位に対する 基本的な応力測定 6種4工法		測定場所が放射線環境下であることによる制約に関する考慮					発電所構内であることによる制約	
		遠隔操作システム 開発の必要性	遠隔測定装置 開発の必要性	機器へのアクセス性、測 定機器設置方法の検討	機器の高放射線環境への対 策の必要性(遮へい等)	作業員への被曝対策の 必要性	耐水性の 確保	作業環境の考慮 (アクセス性除く)
【工法1】	発電所内測定 発電所構内管理区域の既設測定設備利用、 あるいは測定設備追設での測定を想定	不要	不要 ※サンプルが高放 射能 の場合は必要	不要	不要 ※ サンプルが高放射能 の場合は必要	要 作業環境の放射線レベル は 低を想定	不要	<ul style="list-style-type: none"> ● 発電所構内管理区域の一 時保管場所の確保、検討 (防錆、防塵、塩害対策等) ● 発電所構内管理区域の測 定設備設置場所の確保
【工法2】	照射試験施設(輸送後) 発電所外の測定可能施設に輸送して測定	不要	不要 (ホットセル外からの 操作は必要)	不要	不要 ※サンプルが高放射能 の場合は必要	不要	不要	<ul style="list-style-type: none"> ● 発電所構内(現場測定)で はないことから対象外
【工法3】 気中測定	【3-1】直接アクセス 《PWR SG 管台等》 測定時に測定部近傍の配管 系統が撤去されている場合に 想定	不要	不要	要	不要 ※機器に影響を及ぼす ような放射線量の場 合は実施困難 放射線レベル低(作業員がある 程度の作業時間を確保できるこ と)を想定	要 作業環境の放射線レベル は低～中を想定	不要	<ul style="list-style-type: none"> ● 作業環境の放射線レベル の確認
	【3-2】遠隔アクセス 《PWR 蒸気発生器 SG 管台 等》 SG 底部アクセスマンホール等 から内部に測定機材を設置し 測定	要	要	要	要 測定場所の放射線レベルは高を 想定	要 作業環境の放射線レベル は中を想定	不要	<ul style="list-style-type: none"> ● 作業環境及び測定場所の 放射線レベルの確認
【工法4】 水中測定	【4-1】遠隔アクセス 《現地供試材採取時》 対象機器の廃棄のタイミング で取得した供試体を現地建屋 内プール等で一時仮置する間 に測定等	要	要	不要	不要 ※水による遮へいで遮へい 能力が不足する場合は必要 水の遮へい効果を考慮し、測定 場所の放射線レベル中を想定	要 作業環境の放射線レベル は低～中を想定	要	<ul style="list-style-type: none"> ● 作業環境及び測定場所の 放射線レベルの確認
	【4-2】遠隔アクセス 《原子炉内アクセス》 対象機器の廃棄のタイミング 前に、当該機器の測定部位 に遠隔アクセスして直接測定	要	要	要	不要 ※水による遮へいで遮へい能力が 不足する場合は必要 水の遮へい効果を考慮し、測定場 所の放射線レベル中を想定	要 作業環境の放射線レベル は中を想定	要	<ul style="list-style-type: none"> ● 作業環境及び測定場所の放射 線レベルの確認

(2) 想定される実機環境（放射線環境下、水中）への適用性、技術開発課題等の調査

3.3.3(1)項に示す 6 種 4 工法に対する制約の程度を踏まえ、その場計測でない【工法 2】（照射試験施設での測定）を除いた各工法の残留応力想定法について、想定される実機環境への適用性、技術開発課題についてまとめた結果を表 3.3.3(2)-1 に示す。3.3.3(1)項に示すように、特殊な実機環境（放射線環境下、発電所構内）にて研究目的（予防保全ピーニング施工部位の残留応力測定）を達成するためには、測定技術そのものの課題に加え、測定作業に関する課題（工法としてのそもそもの成立性）が存在する。以下、表中の項目について記載する。

1) 切断、加工に関する技術課題

切断、加工に関する技術課題が検討対象となる工法は、機器切断やサンプル採取時の加工を伴う【工法 1】となる。3.3.2(2)項に記載したように、構造物を切断した場合には拘束が開放され、その結果として残留応力が緩和・喪失の可能性がある。これらの現象は 3.3.2(2)項の調査結果に示すように、炉心シュラウドの構造部材の製造時の残留応力測定といった実機構造を模擬したモックアップ研究がされているものの、これら製造時残留応力を有する構造物に、ピーニングのような表面近傍に局所的に付与された圧縮応力を付与した場合に、その切断によって残留応力の解放が重畳するといった想定については、現状知見では明らかになってはいない。廃止措置時点で、機器に施工した各種ピーニングの応力改善効果を測定するためには、切断による応力緩和の影響として、例えばどの程度のサイズへの切断が許容されるかといった確認的な検討も必要である。したがって、【工法 1（及び工法 2）】を選択するためには、ピーニング施工によって付与された残留応力測定を、構造物からの供試体、又はサンプル採取により行う場合、

- 残留応力の測定有効面積に対し、どの程度まで切断すると影響するかといったピーニング施工応力の単独条件での影響確認といった要素確認試験の実施
- 製造時の圧延・曲げ加工や溶接による残留応力と、ピーニング施工時応力が重畳した複合条件での影響確認といった実機構造を模擬した試験の実施

によって、切断・加工がピーニング施工部位の残留応力に与える影響を踏まえ、実機からの供試体やサンプル採取仕様（切断・加工要領等）の検討が必要である。

2) 測定に関する技術課題

3.3.1(1)項の調査結果に示すように、残留応力測定手法は、大別して破壊法と非破壊法が存在する。以下では各手法及び両手法に共通して想定される技術課題について述べる。

① (部分) 破壊法

発電所の現場（発電所構内・放射線環境下）の測定で、測定環境や工法によって、ひずみゲージを用いた切断開放法の選択は適切ではなく、部分破壊法を選択することとなる場合がある。ピーニング施工部の応力測定という観点から、表面測定に適した手法として有力な選択肢は 3.3.1(1)項の調査結果より、ひずみゲージを用いた穿孔法及び ESPI 法を用いた穿孔法が想定される。穿孔法では、ひずみゲージの測定対象への貼り付けと精密な穴あけが必要となる。放射線環境下ではひずみゲージ及びその貼付に用いる接着材の耐放射線性が要求されるが、現状では高放射線環境下での検討例はないことから、まずは放射線環境下でのひずみゲージ及び接着剤の特性評価が必要となる。また、ESPI 法では 3.3.1(1)項にて報告したように専用の計測システムの設置が必要であり、システムの耐放射線性や設置スペースの確保が必要となる。さらには、これらの手法には測定対象への精密穴あけが要求され、現場環境に対応した精密穴あけ技術が必要となる。仮にひずみゲージや機器の耐放射線性が解決されたとしても、これらを遠隔、さらには水中で貼り付けや加工する技術は技術開発的要素が高い課題となる可能性が否定できない。このように穿孔法のような部分破壊法であっても、遠隔測定となる【工法 3-2】及び【工法 4】での実現は困難な可能性があり、発電所構内における測定に破壊法を適用する場合は、作業者が測定箇所への直接アクセスが可能な条件のみとなることが想定されるため、破壊法の適用は【工法 1】及び【工法 3-1】とした。

② 非破壊法（X 線回折法）

3.3.1(1)項に示すように、現時点で可搬式装置が開発され、すでに実用化されている X 線回折法は、発電所の現場（発電所構内・放射線環境下）の測定において最も有力な手法の一つだと考えられる。

ただし、現時点で遠隔操作機能を有する市販装置はなく、耐放射線性に関しても不明な点が多い。放射線環境下では装置へのダメージに加え、3.3.2(3)項にて報告したように、周囲のバックグラウンドの増加による測定精度の低下という問題がある。同項で併せて報告したように、バックグラウンド対策によって改善が望めるものの、あくまで検証例はホットセル内で仮想バックグラウンド源を設置した事例であり、実機から採取した比較的大きな供試体のようにサイズが大きく、周囲環境から様々な放射線が入射するような環境で同様の結果が得られるとは限らない。そのため、実機環境を想定した検討を改めて実施する必要があると考えられる。ただし、遠隔での操作機能、耐放射線性の

向上や適切な遮へい法の開発、耐水性、アクセスする場所に応じたさらなる小型化といった課題が、現行装置の改良や各種対策によって解決する場合は、6種4工法のいずれの工法においても、非破壊法は候補となりうる手法であると考えられる。なお、現行装置の改良でこれらの課題を解決できない場合は、装置メーカーとの共同での新装置開発となるため、長期的な開発計画が必要となることも想定される。

③ 測定対象の表面状態の把握（共通課題）

ピーニング施工部位の測定対象は最表面の残留応力である。上記では表面の測定が可能な手法として部分破壊法は穿孔法について、非破壊法はX線回折法について示したが、3.3.1(1)項に示すように、穿孔法はロゼットひずみゲージを測定対象に貼付する必要がある、その表面性状の把握は重要である。また、X線回折法の厚さ方向の測定範囲は3.3.2(3)項に示すように10 μm程度であることから、測定手法の成立性については3.3.1(1)項に示したように表面の凹凸の影響は受けにくいものの、測定精度は表面近傍の性状の影響を受けることとなる。測定では検討した6種4工法のどの工法を選択したとしても、廃炉段階の構造物の測定対象表面は化学除染後となる可能性が高く、適した残留応力測定手法選択のため、実機状態模擬として、SP、USP、WJP、LPの各種ピーニング施行後に、供用期間中に材料表面に生成する酸化皮膜等を模擬し、廃炉段階で実施した系統の化学除染を受けた場合の表面状態を把握する必要がある。これらの問題の解決には3.3.2(3)項に示すように、実機の表面状態を模擬した試験片等を用いた要素的な試験による調査を行った上で、破壊法、非破壊法両者の残留応力測定手法の適用性の検討を行う必要がある。

④ 測定作業実施を実現するための事前準備（共通課題）

現場測定においては、上記のような測定技術そのものに関する課題に加え、測定機材の搬入、測定機材設置場所の確保、クレーンや仮設チェンブロック等付帯設備の設置可否の検討、廃止措置工程の対応する現場作業測定時間の確保なども検討する必要がある、選択した工法や残留応力測定手法に応じてこれらを検討する必要がある。

表 3.3.3(2)-1 現場（発電所構内・放射線環境下）の測定で想定される技術課題等

応力改善施工部位に対する 基本的な応力測定 6種4工法 (照射試験設備を除く)		切断、加工に関する 技術課題	測定に関する技術課題	
			(部分)破壊法	非破壊法(X線回折法)
【工法1】 発電所内測定 発電所構内管理区域の既設測定設備利用、あるいは測定設備追設での測定を想定		<ul style="list-style-type: none"> ● 切断による残留応力解放影響の明確化 ● 応力解放の影響を低減する切断方法・輸送方法の検討・確立 	<ul style="list-style-type: none"> ● ひずみゲージ(接着剤含む)への測定対象からの放射線影響の検討 ● 精密穴あけ加工技術の検討・確立 ● 除染処理の残留応力への影響の検討 ● 除染処理後の表面性状の確認・測定への影響の検討 	<ul style="list-style-type: none"> ● 測定場所及び放射化した測定対象によるバックグラウンド影響を考慮した測定機器・測定法の検討・開発 ● 除染処理の残留応力への影響の検討 ● 除染処理後の表面性状の確認・測定への影響の検討
【工法3】 気中測定	【3-1】直接アクセス 《PWR SG 管台等》 測定時に測定部近傍の配管系統が撤去されている場合に想定	<ul style="list-style-type: none"> ● その場測定のため、切断、加工の必要なし 	<ul style="list-style-type: none"> ● ひずみゲージ(接着剤含む)への周囲環境及び測定対象からの放射線影響の検討 ● 現場での精密穴あけ加工技術の検討・確立 ● 除染処理の残留応力への影響の検討 ● 除染処理後の表面性状の確認・測定への影響の検討 	<ul style="list-style-type: none"> ● 測定場所及び測定対象によるバックグラウンドレベルに対応する検出器の選定・開発 ● 除染処理の残留応力への影響の検討 ● 除染処理後の表面性状の確認・測定への影響の検討
	【3-2】遠隔アクセス 《PWR 蒸気発生器 SG 管台等》 SG 底部アクセスマンホール等から内部に測定機材を設置し測定	<ul style="list-style-type: none"> ● その場測定のため、切断、加工の必要なし 	実施困難	<ul style="list-style-type: none"> ● 測定場所及び測定対象による高放射線レベルに対応する測定機器・測定法の検討・開発 ● 除染処理の残留応力への影響の検討 ● 除染処理後の表面性状の確認・測定への影響の検討
【工法4】 水中測定	【4-1】遠隔アクセス 《現地供試材採取時》 対象機器の廃棄のタイミングで取得した供試体を現地建屋内プール等で一時仮置する間に測定等	<ul style="list-style-type: none"> ● その場測定のため、切断、加工の必要なし 	実施困難	<ul style="list-style-type: none"> ● 測定場所及び被測定物による高放射線レベルに対応する測定機器・測定法の検討・開発 ● 除染処理の残留応力への影響の検討 ● 除染処理後の表面性状の確認・測定への影響の検討
	【4-2】遠隔アクセス 《原子炉内アクセス》 対象機器の廃棄のタイミング前に、当該機器の測定部位に遠隔アクセスして直接測定	<ul style="list-style-type: none"> ● その場測定のため、切断、加工の必要なし 	実施困難	<ul style="list-style-type: none"> ● 測定場所及び測定対象による高放射線レベルに対応する測定機器・測定法の検討・開発 ● 除染処理の残留応力への影響の検討 ● 除染処理後の表面性状の確認・測定への影響の検討

3.3.4 事業計画案の策定

3.3.1 項から 3.3.3 項で収集した情報を総合的に検討し、応力改善工法施工部位としてピーニングに対する残留応力評価を行い、事業者が実施した予防保全対策技術施工箇所に対する亀裂の解釈の考え方の保守性を検証することを目的として、令和 3 年度以降の予防保全対策技術の保守性に係る事業計画案を策定した。

本年度の調査検討項目は表 3.3.4-1 の通りであり、明らかとなった課題や検討すべき項目は以下に示す 2 分野に分類される。

- 分類 1：試験片採取時の切断等がピーニング残留応力・評価に与える影響
- 分類 2：残留応力測定法のピーニング部位への適用性・技術開発課題

本項では、表 3.3.4-1 の調査で明らかとなった課題や検討事項に対し、それを解決するための施策を踏まえ、令和 3 年度以降の事業計画案を策定した。課題と解決施策は表 3.3.4-1 に示す分類 1 と分類 2 に対しそれぞれ検討した。

(1) 課題とその解決施策

令和 3 年度以降の事業計画案をまとめるにあたり、調査結果の概要、解決すべき課題に対し、課題に対する解決施策を検討した。

1) 分類 1：試験片採取時の切断等がピーニング残留応力・評価に与える影響

分類 1 に対応した本年度の調査・検討項目、明らかとなった課題と解決施策について、表 3.3.4(1)-1 に示す。

表 3.3.4(1)-1 に示すように、技術知見（最新情報を含む）等の調査「③ 各種ピーニングによる応力改善対策施工実績の調査」では、国内プラントのピーニング施工実績を調査し、代表的な施工部位は原子炉内の高線量水中環境の機器や、蒸気発生器管台内面など機器開口部からアクセスする部位であり、遠隔アクセスピーニングシステムによる施工であった。これら施工部位は、廃炉工程にて除染が行われるが、原則、アクセスはピーニング施工時と同様の遠隔システムによるものと考えられる。そのため、直接アクセスによる応力測定の可否、応力測定系の制約（耐放性・耐水性等）を踏まえた検討が必要であり、本年度に基本的な測定方法の検討を実施した。本検討結果は、次項に示す「分類 2：残留応力測定法のピーニング部位への適用性・技術開発課題」の課題とともに令和 3 年度以降の事業計画へ反映する。

次に上記③の調査を受け、調査④では廃炉プラントピーニング施工部位に対し、中性子照射量、形状、廃止措置後の状態（化学除染の実施）等の調査を実施した。前述の通り、施工部応力測定は遠隔施工システムによりアクセスして測定することがベースと考えられるが、分類 2 で検討する測定機器の耐放性、耐水性や、アクセスシステムへの搭載等に関する課題が解決できない場合には直接測定不可となる。このため、並行してピーニング施工部位から供試体やサンプルを採取し応力測定する工法の検討が必要となる。この場合、ピーニング施工対象機器が廃棄されるタイミングでピーニング施工部位を含む供試体を採取（現地供試体採取）する、あるいは、その機器が廃棄さ

れるタイミングより前に遠隔アクセス等で施工部位からサンプルを採取（自薦サンプル採取）し、発電所構内に設置した測定設備や発電所構外の応力測定可能な施設へ輸送後に応力測定することとなる。両者に共有することは供試体やサンプル採取時の切断・加工で、ピーニング施工部応力が緩和・消失することを回避する必要がある、以下を課題とした。

【課題 1】切断が施工部応力へ与える影響

この課題解決のためには後述の「実機構造模擬試験」といった実機の構造・製造履歴を模擬したモックアップ試験の実施が解決施策として考えられるが、本施策の実施前に「残留応力測定に影響を及ぼす要因」を複合的要因ではなく、単独要因で影響がないことを解決しておく必要があると考え、解決施策として

《実施項目 1》切断の影響確認試験

の立案と実施を事業計画に反映することとした。

また、④の調査から、廃炉プラント特有な状態に「化学除染の実施」がある。廃炉時の除染は放射化量を極力低減させる観点から、プラントの通常運転時の定期検査中作業の被ばく低減で実施する除染より効果的な、酸化・還元により主に表面の酸化皮膜を除去する除染（HOP 法:Hydrazine Oxalic acid Potassium permanganate）が行われている。3.2.1(4)項に示す調査結果から、HOP 法による母材減肉に対する SUS304 試験片による化学除染処理実施前後の重量減少から厚さの減少を評価した事例があり、その減少は 6 μm 程度であるのに対し、例えばウォータージェットピーニングの圧縮応力を付与できる深さが数百 μm であることを踏まえると、施工部応力の残存に与える影響は小さいと考えられるが、直接応力測定によって確認はしていない。そのため、課題 1 と同様に「実機構造模擬試験」の実施前に廃炉時化学除染による施工部応力への影響を確認するとともに、化学除染によって応力測定ができないような表面性状ではないことも含め確認しておく必要がある、以下を課題とした。

【課題 2】廃炉時化学除染の応力測定方法・施工部応力への影響

この課題解決のためには課題①と同様に、後述の「実機構造模擬試験」の実施前に解決しておく必要があると考え、解決施策として

《実施項目 2》化学除染の影響確認試験

の立案と実施を事業計画に反映することとした。

次に、表 3.3.4(1)-1 に示す「(2) 実機材料からの試験片採取方法等の検討」の「① 試験採取が残留応力分布に与える影響の調査・検討」及び「② 残留応力測定に及ぼす、廃止措置後の保管状態や材料の放射化の影響の調査・検討」の検討の結果、試験片採取の工法という観点では「現地供試体採取」や「事前サンプリング」の実績は多数であり、既存技術ベースとして本研究の目的を達成する工法の検討を進めることとなるが、課題 1 に示す切断が施工部位応力へ与える影響が懸念され、3.3.2(2)項の調査でも、炉心シュラウドの実機モックアップ試験体を製作、ひずみ解放法により溶接部の残留

応力を評価した研究事例で、軸方向切断の開口部の形状変化が確認されており、構造部材の切断による自己拘束の開放等で残留応力の変化が懸念されるとの報告があるが、文献調査では残留応力に及ぼす切断の影響を明確にできていない。機器・構造物には製造・成形・加工・溶接に伴う残留応力が構造物全体にマクロ的に残存しているのに対し、ピーニングによる応力改善範囲は施工部位表層部 1mm 程度のミクロ的な分布であり、切断等による部材自己拘束の開放や製造時残留応力のマクロ的变化が及ぼす影響について検討を進める必要がある、

《検討項目 3》実機構造模擬試験

の立案を事業計画に反映することとした。

2) 分類 2：残留応力測定法のピーニング部位への適用性・技術開発課題

分類 2 に対応した本年度の調査・検討項目、明らかとなった課題と解決施策について、表 3.3.4(1)-2 に示す。分類 2 では「残留応力測定法のピーニング部位への適用性・技術開発課題」の整理となり、ピーニング施工面を測定する「残留応力測定法」の課題の解決と、その測定法を備えた計測装置・機材を搭載可能な「測定工法の適用性・技術開発課題」の開発の観点となる。

「残留応力測定法」は、技術知見（最新情報を含む）等の調査「① 残留応力評価手法に関する情報の調査」にて一般的な残留応力測定法として切断法、DHD 法（Deep Hole Drilling）、ESPI 法（Electronic Speckle Pattern Interferometry）等の破壊法と、各種回折法として非破壊法について調査・整理し、適用性について分析し、工法との組み合わせの観点から非破壊法で適用範囲の広い X 線回折法を対象に可搬型装置のサイズ等について調査した。

「測定工法の適用性・技術開発課題」は、技術知見（最新情報を含む）等の調査「⑤ 施工部位残留応力測定に対する基本的な方法検討」で以下に示す 6 種 4 工法を整理した。

- 【方法 1】発電所内測定
- 【方法 2】照射試験施設（輸送後）
- 【方法 3】気中測定
 - 【3-1】直接アクセス
 - 【3-2】遠隔アクセス《PWR SG 管台等》
- 【方法 4】水中測定
 - 【4-1】遠隔アクセス（現地プール仮置）《現地廃棄大切断時》
 - 【4-2】遠隔アクセス（原子炉内アクセス）《炉内管台及び機器》

更に、「現場（発電所構内・放射線環境下）における実機材料を用いた残留応力評価に関する検討」として、「① 残留応力その場計測方法に関する調査」と「② 選定した測定方法について想定される実機環境（放射線環境下、水中）への適用性、技術開発課題等の調査」をし、技術開発課題の整理として、現状測定機材・設備の耐環境仕様について検討した。その結果、主要な課題は実機測定環境への適用性であり大別すると以下となった。

【課題】実機測定環境への適用性

- 耐放性に関する課題
- 耐水性に関する課題
- 手法によらない共通課題

この課題解決のためには、前述の具体的に採用する残留応力測定手法と、その測定機材・設備を適用の可能性がある工法と組み合わせて検討する必要があり、解決施策として

《実施項目》残留応力測定方法・設備等の課題解決方法の検討を事業計画に反映することとした。

表 3.3.4-1 令和2年度調査検討項目と分類

実施項目	分類1 切断影響	分類2 測定工法
技術知見(最新情報を含む)等の調査		
① 残留応力評価手法に関する情報の調査	○	-
② 照射による応力緩和に関する情報の調査	-	○
③ 各種ピーニングによる応力改善対策施工実績の調査	-	○
④ 廃炉プラントピーニング施工部位の中性子照射量、形状、廃止措置後の状態(化学除染の実施)等の調査	-	○
⑤ 応力改善施工部位に対する残留応力測定方法の検討	○	-
実機材料からの試験片採取方法等の検討		
① 実機試験片採取方法(採取方法、手順等)の調査	-	○
② 試験採取が残留応力分布に与える影響の調査・検討	-	○
③ 残留応力測定に及ぼす、廃止措置後の保管状態や材料の放射化の影響の調査・検討	-	○
現場における実機材料を用いた残留応力評価に関する検討		
① 残留応力その場計測方法に関する調査	○	-
② 上記調査で選定した測定方法に想定される実機環境への適用性、技術開発課題等の調査	○	-

備考: 分類1: 試験片採取時の切断等がピーニング残留応力・評価に与える影響の調査・検討

分類2: 残留応力測定法のピーニング部位への適用性・技術開発課題の整理

表 3.3.4(1)-1 令和2年度調査検討項目と分類（分類1）

令和2年度実施		課題に対する解決施策
調査項目(分類1※)	結果概要と課題	
(1) 技術知見(最新情報を含む)等の調査		<p>● 応力測定方法の検討 (⇒本年度実施) 技術知見等の調査⑤「応力改善施工部位の残留応力測定に対する基本的な方法の検討」(表 3.3.4(1)-2 参照)</p>
③ 各種ピーニングによる応力改善対策施工実績の調査	<p>➢ 施工部位: 炉内等高線量水中環境や、機器開口部からの遠隔アクセスで施工</p> <p>【検討事項】基本的な測定方法の検討 直接アクセスによる応力測定の可否、応力測定系の制約(耐放射性等)を踏まえた検討が必要</p>	
④ 廃炉プラントピーニング施工部位の中性子照射量、形状、廃止措置後の状態(化学除染の実施)等の調査	<p>➢ 直接測定不可の場合は、施工部位から供試体やサンプルを採取となるが、切断・加工による施工部応力の緩和の回避が必要</p> <p>【課題1】切断が施工部応力へ与える影響 実機構造模擬試験の計画検討のため、切断に伴うピーニング施工面積の縮小等による、施工部応力へ影響の確認を実施</p> <p>➢ 化学除染の実施(HOP 法) ・ 酸化還元により表面酸化皮膜を除去 ・ 母材減肉は数μm以下で酸化皮膜が除去されるが母材腐食は限定的との知見あり【重量測定による減肉評価】</p> <p>【課題2】廃炉時化学除染の応力測定方法・施工部 応力への影響 実機構造模擬試験の計画検討のため、化学除染による測定面への影響、施工部応力緩和がないことの確認を実施</p>	
(2) 実機材料からの試験片採取方法等の検討		<p>1. 要素確認試験1 切断の影響確認試験 ピーニング施工試験片を徐々に切断し、残留応力プロファイルを測定し、応力測定方法で要求される測定必要範囲の応力に対する影響有無を確認する要素試験</p> <p>2. 要素確認試験2 化学除染の影響確認試験 ピーニング施工試験片に対し、化学除染を模擬した環境に曝し、その前後で直接応力測定を実施し、影響の有無や測定面性状を確認する要素試験</p> <p>3. 実機構造模擬試験 (切断・加工仕様の検討) 実機ピーニング施工部位から、切断影響なく供試材を採取する仕様検討するモックアップの検討(解析的アプローチと機械試験アプローチで検討)</p>
① 試験採取が残留応力分布に与える影響の調査・検討	<p>➢ 実績多数(3.2.1(3)参照): 既存技術をベースに対応が可能</p> <p>➢ 円筒状炉心シュラウドモックアップの研究事例等 試験体軸方向切断で開口部形状の変化の確認事例あり(応力解放の可能性) ⇒ 【課題1】</p>	
② 残留応力測定に及ぼす、廃止措置後の保管状態や材料の放射化の影響の調査・検討		

注記※: 分類1「試験片採取時の切断等がピーニング残留応力・評価に与える影響」

表 3.3.4(1)-2 令和2年度調査検討項目と分類（分類2）

令和2年度実施		課題に対する解決施策
調査項目(分類2※)	課題	
(1) 技術知見(最新情報を含む)等の調査		(3) 残留応力測定方法・設備等の課題解決方法の検討 基本的な工法分類6種4工法と応力測定手法の技術課題に対する解決方法を検討し、具体的な課題を解決する研究計画案を検討する。 検討ケースは以下の2ケースを想定して基本年度展開を検討する。 ● 課題解決のため対策の実施・試験(既存技術の組み合わせ) ● 課題解決のため対策研究の検討(解決方法に開発要素がある場合)
① 残留応力評価手法に関する情報の調査	➢ 一般的な応力測定法の整理と適用性 ・ 破壊法(切断法、DHD法、ESPI法)、非破壊法(各種回折法)の応力測定法について整理 ・ 非破壊法で適用範囲の広いX線回折法について、可搬型装置のサイズや $\sin^2\psi$ 法と $\cos\alpha$ 法との比較例について調査	
⑤ 各種ピーニングによる応力改善対策施工実績の調査	➢ 計測環境や制約条件を踏まえ、6種4工法に分類	
(3) 現場における実機材料を用いた残留応力評価に関する検討		
① 残留応力その場計測方法に関する調査	➢ 分類した6種4工法(付表参照)に対する制約条件の検討 ・ 現場測定(その場測定)事例や想定から、耐放性と耐水性の観点で考慮すべき制約を整理	
② 上記調査で選定した測定方法に想定される実機環境への適用性、技術開発課題等の調査	➢ 技術開発課題の整理 ・ 現状測定機材・設備の耐環境仕様の整理 【課題】実機測定環境への適用性 <input type="checkbox"/> 耐放性に関する課題 <input type="checkbox"/> 耐水性に関する課題 <input type="checkbox"/> 手法によらない共通課題	

付表: 基本的な方法の分類【6種4工法】

【方法1】発電所内測定	
【方法2】照射試験施設(輸送後)	
【方法3】気中測定	【3-1】直接アクセス
	【3-2】遠隔アクセス《PWR SG管台等》
【方法4】水中測定	【4-1】遠隔アクセス(現地プール仮置) 《現地廃棄大切断時》
	【4-2】遠隔アクセス(原子炉内アクセス) 《炉内管台及び機器》

注記※: 分類2「残留応力測定法のピーニング部位への適用性・技術開発課題」

(2) 事業計画の策定

令和3年度以降の事業計画は、表3.2.2-1表3.2.2-3に示す課題を解決するため、

- 切断・加工仕様策定のための試験計画案の検討
- 残留応力測定方法・設備等の課題解決方法の検討

を骨子に検討した。令和3年度以降の事業計画を図3.3.4(2)-1に示す。なお、事業計画はその都度、年度の成果を踏まえ見直しを行っていく。

1) 切断・加工仕様策定のための試験計画案の検討

本年度に調査した結果に基づき、令和3年度以降は、切断・加工仕様策定のための試験計画案の検討として、影響確認試験と実機構造模擬試験の試験計画立案と実施に関する事業計画を策定した。検討項目と基本方針案を以下に示す。なお、事業計画はその都度、年度の成果を踏まえ見直しを行っていく。

① 影響確認試験

実機構造模擬試験に資する要素試験として実施。試験は板材や管等にピーニング施工した要素試験片で実施。

・ 要素試験1：供試体切断による影響

ピーニング施工試験片を徐々に切断し、残留応力プロファイルを測定し、応力測定方法で要求される測定必要範囲の応力に対する影響有無を確認する要素試験

・ 要素試験2：除染による影響

ピーニング施工試験片に対し、化学除染を模擬した環境に曝し、その前後で直接応力測定を実施、除染の影響の有無や測定面性状を確認する要素試験

② 実機構造模擬試験

実機ピーニング施工部位から、切断の影響がない供試材採取仕様を検討するため、実機構造を模擬したモックアップを実施。影響確認試験結果をフィードバックし、実機構造模擬方法（例：実機原寸大、スケール試験体、部分模擬試験体等）について検討する。

・ 試験的アプローチ

マクロ的な構造部材内部の残留応力や部材拘束と、ミクロ的なピーニング施工面応力を踏まえた切断影響確認モックアップ試験の検討

・ 解析的アプローチ

試験的アプローチの解析による再現（マクロ的及びミクロ的な残留応力と、その組み合わせ評価等）

2) 残留応力測定方法・設備等の課題解決方法の検討

本年度に調査した結果に基づき、令和3年度以降は、残留応力測定方法・設備等の課題解決方法の検討として、基本的な工法分類6種4工法（表3.3.4(1)-2付表参照）と応力測定手法の技術課題に対する解決方法を検討し、具体的な課題を解決する研究計画案を検討する。本検討は本研究の目的の達成手段とし

て直接的なアプローチである応力測定の実機模擬構造試験の成立性に関する検討であり、前述の実機模擬構造試験の実施にあたり、解決の目途が前提となる。そのため、課題解決法の検討は応力測定手法、設備、工法の詳細について行うこととなるが、既存技術の組み合わせ等に対応可能な課題解決のため対策の実施・試験に対し、解決方法に開発要素がある場合は対策研究の実施検討となることも想定されることから、全体事業計画を進める中で実現性の判断が重要となってくる。

以下に、令和3年度の事業計画の検討案を示す。

【令和3年度事業計画案】

1. 試験計画案の策定

➤ 要素確認試験の試験計画案の検討及び試験の実施

令和2年度に調査した結果に基づき、残留応力分布に影響を与える要因（供試体切断による影響、除染による影響等）について、その影響を詳細調査し、試験計画案を検討する。

・ 切断による影響確認試験

施工面の切断に伴う供試体寸法縮小による残留応力の影響等を調査するための試験計画案を検討する。必要に応じて、要素試験体を製作してピーニング施工する等、切断に伴う残留応力の変化に対する研究に着手する。

・ 除染による影響確認試験

廃炉の化学除染を模擬した影響確認試験実施のため、試験計画を立案する。

➤ 実機構造模擬試験の試験計画案の立案

実機における予防保全施工部位は薄肉円筒構造物、管台及び配管接続部であることから、寸法の影響のみならず切断による自己拘束力解放の影響が想定され、実機構造物を模擬したモックアップ試験の試験計画案を立案する。

2. 残留応力測定方法・設備等の課題解決方法の検討

令和2年度に調査した現地（発電所構内・放射線環境下）における実機材料を用いた残留応力評価に関する検討結果で明らかとなった課題に対し解決方法を検討し、具体的な課題を解決する研究計画案を検討する。

令和3年度実施計画案

(1) 切断・加工仕様策定のための試験計画案の検討

【1】影響確認試験計画の立案及び試験の実施

残留応力分布に影響を与える要因として、

- ✓ 要素試験1: 供試体切断による影響
施工面の切断に伴う供試体寸法縮小による残留応力の緩和・解放がないことの確認
- ✓ 要素試験2: 除染による影響
測定表面性状が応力測定に与える影響やピーニングの表面近傍応力の緩和・喪失がないことの確認

【2】実機構造模擬試験の試験計画案の立案

実機施工部位の自己拘束等も踏まえたモックアップ試験の試験計画案を立案

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

(2) 残留応力測定方法・設備等の課題解決方法の検討

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

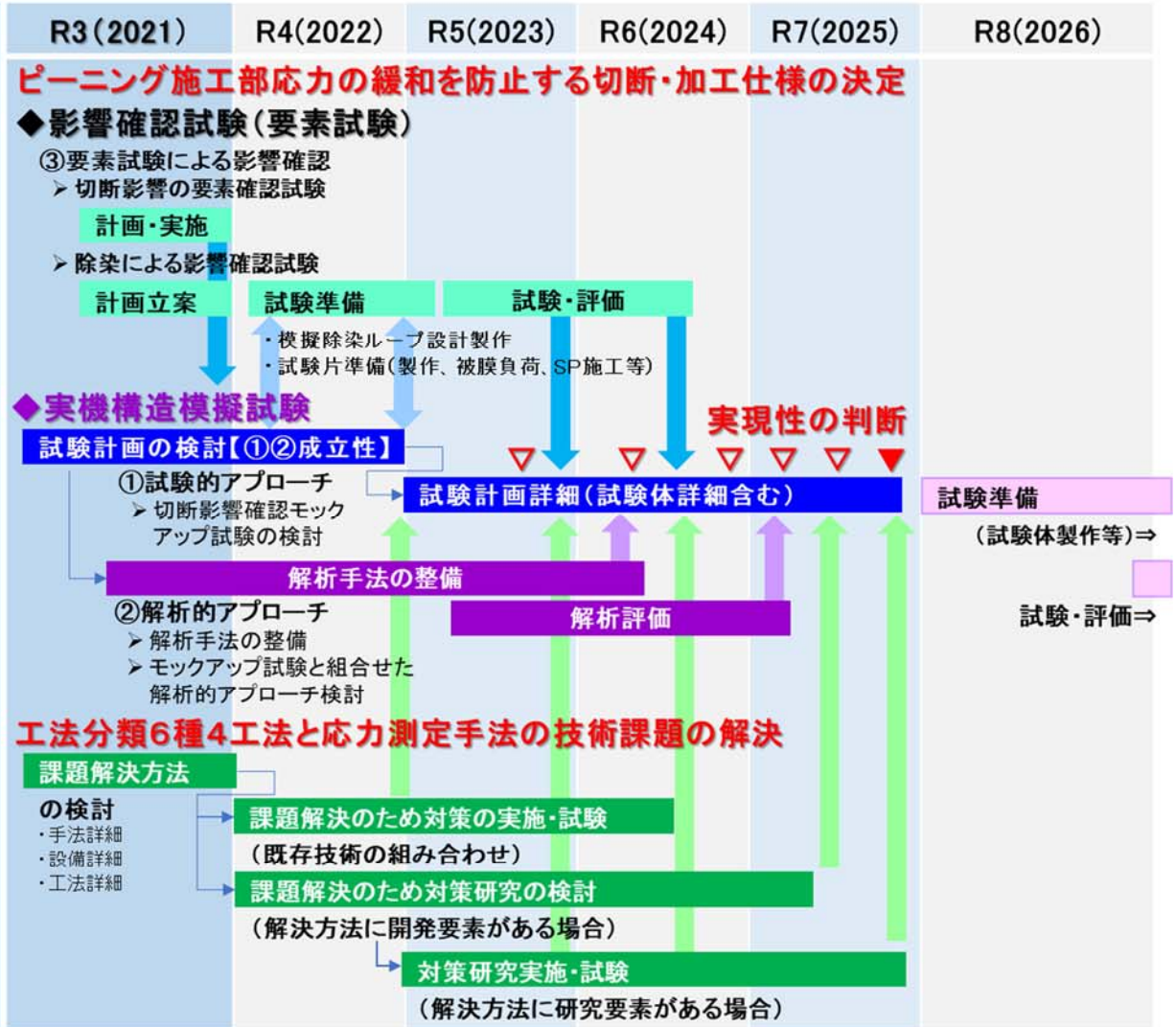


図 3.3.4(2)-1 予防保全の保守性に係る研究 令和3年度以降の事業計画案

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

本事業において収集した情報、研究計画（安全研究戦略マップ含む）、試験方法及び取得したデータの透明性及び客観性を高めるために、電中研及び電中研以外の専門家による「実機材料を活用した安全研究検討委員会」を設置・運営し、有識者からの意見を参考とするとともに技術的側面からのレビューを受けるとともに、原子力規制庁に対し定期的な進捗報告を実施した。本章では以下の実績をまとめた。

- 実機材料を活用した安全研究検討委員会
- 本事業に関する原子力規制庁に対する実績報告

4.1. 実機材料を活用した安全研究検討委員会

4.1.1. 検討委員会の設置

本事業の成果に対し電中研及び電中研以外の専門家による「実機材料を活用した安全研究検討委員会」を設置・運営した。

(1) 名 称

令和2年6月8日（木）に開催した原子力規制庁と電中研との第一回打合せにて、本研究で設置する検討委員会の名称を「実機材料を活用した安全研究検討委員会」とし原子力規制庁の了承を得た。

(2) 体 制

令和2年6月8日（木）に開催した原子力規制庁と電中研との第一回打合せにて、本検討委員会の体制について原子力規制庁の了承を得た。有識者・学識経験者の委員候補は電中研提案委員と、原子力規制庁からの推薦委員候補も念頭に電中研にて調整した。委員名簿を表4.1.1-1に示す。

なお、オブザーバ参画機関についても電中研より個別に打診し確定した。オブザーバ参加機関を表4.1.1-1に示す。

(3) 運 営

1) 事務局

令和2年6月8日（木）に開催した原子力規制庁と電中研との第一回打合せにて、本検討委員会の事務局は電中研とすることで了解を得た。

2) 運営要領等

本事業について、有識者から技術的な側面からのレビューを受けることにより、収集した情報、研究計画（安全研究戦略マップ含む）、試験方法及び取得したデータの透明性及び客観性を高めるため、「実機材料を活用した安全研究検討委員会運営要項」を策定した。運営要領を添付資料4.1.1-1に示す。なお、本検討委員会で得た情報の扱いに関し、秘密情報の使用及び開示、その他秘密情報に係る不正行為を防止するため、秘密情報の保持に関する必要事項を定めた「秘密保持誓約」を策定した。「秘密保持誓約」を添付資料4.1.1-2に示す。

これらの運営要領は、令和2年度第一回 実機材料を活用した安全研究検討委員会（令和2年8月6日）にて承認された。

表 4.1.1-1 実機材料を活用した安全研究検討委員会 委員名簿

	氏名	所属機関	所属部署
委員 (主査)	■■■■■	東京大学	大学院工学系研究科 原子力専攻
委員 (副主査)	■■■■■	大阪大学	工学研究科 マテリアル生産科学専攻
委員	■■■■■	福井大学	学術研究院工学系部門 原子力安全工学講座
委員	■■■■■	株式会社 原子力安全システム研究所	技術システム研究所 高経年化研究センター
委員	■■■■■	原子力規制庁	技術基盤 G システム安全研究部門
委員	■■■■■	原子力規制庁	技術基盤 G システム安全研究部門
委員	■■■■■	(一財)電力中央研究所	企画グループ グループマネージャ

オブザーバ:

プラントメーカー(東芝エネルギーシステムズ株式会社、日立 GE ニュークリア・エナジー株式会社、三菱重工業株式会社、日本核燃料開発株式会社)

電気事業者

原子力エネルギー協議会(ATENA)

原子力規制庁

日本原子力研究開発機構(安全研究センター)

東北大学(■■■■■ 大学院工学研究科 量子エネルギー工学専攻)

電力中央研究所

4.1.2. 開催実績

実機材料を活用した安全研究検討委員会の開催実績と議事概要を以下に示す。検討委員会は3回実施した。議事録は添付資料4.1.2-1に示す。

(1) 令和2年度 第一回 廃炉材を活用した安全研究検討委員会

日 時：2020年8月5日（水） 13:30-16:30

場 所：Web EX による会議

出席者：（出席委員、敬称略）

■■■■（東京大学、主査）、■■■■（大阪大学、副主査）、■■■■（福井大学）、
■■■■（原子力安全システム研究所）、■■■■、■■■■（原子力規制庁）、
■■■■（電中研） Part

議事概要：

第一回検討委員会の実施にあたり、運営、役員の選出、研究の実施の背景等に関する説明があった。

- 事務局より、運営規約、守秘義務誓約について説明し、運営規約・守秘義務誓約に従い進めることが了解された。
- 運営規約・守秘義務誓約に基づき、議事録に出席者及び欠席者を議事録に記載することで守秘義務誓約とする運用が了解された。
- 運営規約に基づき、東京大学・■■■■先生を主査に選出し、主査より、大阪大学・■■■■先生を副主査に選任した。
- 原子力規制庁より本研究の位置づけに関する概要説明があった。
- 電中研より、本研究の実施の背景の説明と、関連技術、国内外の廃炉材を活用した材料劣化研究に関する紹介があった。

(2) 令和2年度 第二回 廃炉材を活用した安全研究検討委員会

日 時：2020年12月15日（火） 9:30-12:00

場 所：Web EX による会議

出席者：（出席委員、敬称略）

■■■■（東京大学、主査）、■■■■（大阪大学、副主査）、■■■■（福井大学）、
■■■■（原子力安全システム研究所）、■■■■、■■■■（原子力規制庁）

議事概要：

中間報告として、研究の進捗状況を中心に報告を実施した。

- 下記個別研究の中間成果報告を実施した。
 - ・実機材料を用いた安全研究マップの策定
 - ・靱性低下に係る研究（照射ステンレス鋼）
 - ・予防保全対策技術の保守性に係る研究（ピーニング工法）

(3) 令和2年度 第三回 廃炉材を活用した安全研究検討委員会

日 時：2021年2月8日（月） 13:30-16:00

場 所：Web EX による会議

出席者：(出席委員、敬称略)

■■■■ (東京大学、主査)、■■■■ (大阪大学、副主査)、■■■■ (福井大学)、
■■■■ (原子力安全システム研究所)、■■■■、■■■■ (原子力規制庁)

議事概要：

年度成果の最終報告の位置付けで、調査・検討結果と成果のまとめ方針について説明し、基本的なまとめの方向性について了解を得た。

4.2. 原子力規制庁への進捗報告

原子力規制庁に対する定期的な進捗報告の実績を以下に示す。

(1) 電中研一規制庁 第一回打合せ

○日時：令和2年6月8日(木) 14:00～16:00

○場所：原子力規制庁 15階 会議室

○参加者：原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ システム安全研究部門

■■■■、■■■■
電力中央研究所 ■■■■、■■■■ (対面)、■■■■、■■■■ (WebEx)

○打合議事

令和2年度 実機材料を活用した健全性評価に係る研究について、目的、体制、仕様書に基づく研究実施内容について説明した。

(2) 電中研一規制庁 第二回打合せ

○日時：令和2年8月26日(水) 15:00～17:00

○場所：原子力規制庁 16階 A会議室

○参加者：原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ システム安全研究部門

■■■■、■■■■、■■■■
電力中央研究所 ■■■■、■■■■ (対面)、■■■■、■■■■ (WebEx)

○打合せ議事概略

令和2年度 実機材料を活用した健全性評価に係る研究について、第一回検討委員会の委員コメント対応方針について協議するとともに、進捗状況を報告した。

(3) 電中研一規制庁 第三回打合せ

○日時：令和2年10月15日(木) 14:00～16:00

○場所：原子力規制庁 15階 会議室

○参加者：原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ システム安全研究部門

■■■■、■■■■、■■■■、■■■■
電力中央研究所 ■■■■、■■■■ (対面)、■■■■、■■■■ (WebEx)

○打合せ議事概略

令和2年度 実機材料を活用した健全性評価に係る研究について、第二回打合せ以降の進捗について報告した。

(4) 電中研一規制庁 第四回打合せ

- 日時：令和2年12月1日（火）13:00～15:00
- 場 所：原子力規制庁 16階 会議室
- 参加者：原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ システム安全研究部門
■■■■ Part、■■■■、■■■■、■■■■
電力中央研究所 ■■■■、■■■■（対面）、■■■■、■■■■、■■■■（WebEx）
- 打合せ議事概略
令和2年度 実機材料を活用した健全性評価に係る研究について、第二回打合せ以降の進捗と第三回検討委員会報告について報告した。

(5) 電中研一規制庁 第五回打合せ

- 日時：令和3年2月4日（木）13:00～15:30
- 場 所：原子力規制庁 16階 会議室
- 参加者：原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ システム安全研究部門
■■■■、■■■■（対面）
■■■■、■■■■、■■■■、■■■■、■■■■（WebEx）
電力中央研究所 ■■■■、■■■■（対面）、■■■■、■■■■、■■■■（WebEx）
- 打合せ議事概略
令和2年度 実機材料を活用した健全性評価に係る研究について、第三回検討委員会報告事項（最終成果）について説明し、基本的な成果方針について了承を得た。

(6) 電中研一規制庁 第六回打合せ

- 日時：令和3年3月23日（火）15:30～16:45
- 場 所：原子力規制庁 16階 会議室
- 参加者：原子力規制庁 長官官房技術基盤グループ システム安全研究部門
■■■■、■■■■（対面）
電力中央研究所 ■■■■、■■■■（対面）、■■■■、■■■■、■■■■（WebEx）
- 打合せ議事概略
令和2年度 実機材料を活用した健全性評価に係る研究について、成果報告書案と仕様書を対比して説明し、成果報告範囲が仕様書と合致しており計画範囲の成果をまとめていることを確認頂いた。

5. まとめ

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））事業について、本年度実施計画範囲について研究を完了した。

以下に概要をまとめる。

5.1. 実機材料を用いた安全研究マップの策定

実機材料を用いた安全研究マップの策定のため、以下を実施した。

(1) 実機材料を用いた材料健全性研究に関する最新知見の調査

本事業の目的を踏まえ、「安全性の確保・向上」に関する安全研究分野において、原子力発電所の鋼製機器を対象とし高経年劣化評価上着目すべき劣化事象に対する構造材料の健全性評価に関する国内外の学協会規格の動向や技術的知見を調査し、検討すべき課題についてまとめた。

(2) 実機材料を用いた材料健全性研究の実施に関わる課題等の整理

上記(1)で調査した検討すべき課題とその解決方法を、安全性の確保・向上の観点で「開発研究」と「妥当性確認」の分野に整理し、それぞれの分野に対する研究の位置付けや廃炉材活用の有効性について整理した「実機材料を用いた研究課題整理表」（以下、「研究課題整理表」という。）を策定した。

(3) 実機材料を用いた安全研究マップの策定

上記の研究課題整理表を基に、妥当性確認の分野でスクリーニングし、研究の実施主体について「産業界・研究機関」或いは「原子力規制庁」を明確にするとともに、廃炉材活用の有効性が課題の解決に決定的な役割を果たす研究項目をスクリーニングしてまとめた「実機材料を用いた安全研究マップ」を策定した。策定にあたり様式及び記載内容等については、原子力規制庁に対する進捗報告を6回開催し、都度協議した。

5.2. 靱性低下に係る研究

オーステナイト系ステンレス鋼製の炉内構造物の経年劣化事象として、中性子照射による破壊靱性の低下があり、その健全性評価は維持規格に基づき破壊力学的評価手法を用いて評価を実施して長期健全性の維持を確認しているが、維持規格の評価式は、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、実機材料で破壊靱性試験を実施して実機劣化条件における破壊靱性特性に関する知見を取得し、評価式の保守性を確認することを目的とし、令和3年度以降の事業計画策定のため、下記の調査を実施した。

(1) 技術知見（最新情報を含む）等の調査

照射ステンレス鋼の破壊靱性特性に関する最新知見を調査・分析し、上記目的を達成するために取得ターゲットとなる照射量レベルと材料について整理し、国内廃炉プラントの炉内構造物の使用材料、運転実績、中性子照射量等の調査結果から実機材料の取得工法となる廃炉プラントと機器の候補を検討し、炉心シュラウドと上部格子板からの実機材料取得が有効で、中性子照射量レベルが

対応する国内廃炉プラントがあることを確認した。また、実機からの供試材（サンプル）採取実績と採取方法の調査、試験研究施設への輸送と試験片加工等の実績と実施方法を調査し、それぞれの実績は国内で多数であること、その方法も既存技術をベースとした検討が可能であることを確認した。なお、課題としては実機材料取得で想定する供試材の重量や寸法が実績に対し大きくなり、放射線エネルギー等が増加することから適切な対策の検討が課題であることが分かった。なお、実機材料を対象とした照射ステンレス鋼の破壊靱性試験が実施可能な試験研究施設に関する調査も実施し、実機材料による破壊靱性試験の実施については、国内照射後試験施設で十分対応可能であることを確認した。

(2) 事業計画案の策定

上記の調査結果を基に、令和3年度以降の事業計画案を策定した。

5.3. 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SCCの発生を低減するため予防保全対策技術を施工しており、維持規格における検査では、予防保全対策の実施により「予防保全実施時期を供用開始時期」として施工部位は検査頻度が緩和されることになる。その予防保全対策の一つにピーニング等による応力改善工法があるが、これまで実機ピーニング施工部位に対して残留応力評価等を実施し、事業者が実施した予防保全対策技術施工箇所に対する亀裂の解釈の考え方の保守性を検証した事例はない。そこで、本研究では、実機施工部位に対する直接の残留応力評価や、施工部位からの実機材料採取による評価等を実施し、ピーニング技術施工箇所に対する亀裂の解釈の考え方の保守性を検証することを目的とし、令和3年度以降の事業計画策定のため、下記の調査を実施した。

(1) 技術知見（最新情報を含む）等の調査

残留応力評価手法に関する情報、照射による応力緩和に関する情報を調査し、国内BWR及びPWRの各種ピーニングによる応力改善対策の施工実績について調査するとともに、廃炉プラントにおけるピーニング施工部位の残留応力評価の検討のため、施工部位の中性子照射量、形状、廃止措置後の状態（化学除染の実施）等について調査した。また、評価対象部位の放射線環境や気中・水中といった現場環境を踏まえた残留応力測定に対する基本的な方法を検討し、6種4工法に分類した。

(2) 実機材料からの試験片採取方法等（切断方法、手順、取出し方法）の検討

応力改善対策施工部の残留応力評価を行う一つの方策として、改善対策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、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ため、測定が可能となるための条件や課題について整理した。具体的には、5.2項で調査した実機からの試験片採取方法の調査を踏まえ、ピーニング施工部位に相当する部位からのサンプル採取工法を調査するとともに、試験採取が残留応力分布に与える影響、残留応力測定に及ぼす廃止措置後の保管

状態や材料の放射化の影響について調査・検討した。その結果、試験片採取にあたってはピーニング施工部の表層部応力を含めた施工対象の構造部材の残留応力の開放や消失の可能性が否定できないこと、残留応力測定に及ぼす廃止措置後の状態として、化学除染の酸化還元反応による施工対象部位の材料表面除去後の性状が残留応力測定方法に及ぼす影響、ピーニングによる残留応力改善効果の緩和の可能性といった課題が明らかとなり、事業計画として実機構造模擬試験による供試体採取仕様の検討計画、その事前確認として、切断や除染による影響を把握する要素試験の実施を検討することとした。

(3) 現場（発電所構内・放射線環境下）における実機材料を用いた残留応力評価に関する検討

上記(1)項の施工対象部位の直接的な残留応力評価の実施や、(2)項の実機材料採取による残留応力評価の実施を念頭に検討した6種4工法の残留応力測定に対する基本的な方法に対し、現場（発電所構内・放射線環境下）における評価の実施のため、残留応力の現場計測方法に関する実績を調査するとともに、6種4工法に対して想定される実機環境（放射線環境下、水中）への適用性、技術開発課題等を調査した。その結果、耐放性や耐水性といった環境要因に対する課題、現存する残留応力測定手法の測定原理や測定機材・設備の仕様制限に関する検討課題を抽出し、今後の事業計画で検討すべき事項を整理した。

(4) 事業計画案の策定

上記、(1)～(3)で収集した情報を総合的に検討し、令和3年度以降の予防保全対策技術の保守性に係る事業計画（案）を策定した。

5.4. 研究実施体制及び実施方法

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による「実機材料を活用した安全研究検討委員会」を設置し、第一回キックオフ、第二回中間報告並びに第三回最終成果報告の計3回を開催し、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た。検討委員会を構成する有識者の選出に際しては、原子力規制庁と第一回進捗報告にて協議し5名を選任した。なお、原子力規制庁には計5回訪庁し進捗を報告するとともに、検討委員会での報告内容について事前確認等を実施した。

6. 結言

電中研は、原子力規制庁より、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））事業を受託し、本年度実施計画範囲の研究を完了し、委託報告書をまとめた。

国内廃炉軽水炉BWRの炉内構造物の使用材料、運転実績、中性子照射量等に関する調査

プラント名	プラント出力 (Mwe)	運転時期 (年.月)	停止時期 (年.月)	運転実績 (EFPY)	運転温度 (°C)	炉内構造物 (炉心支持構造物)	使用材料	中性子照射量	備考
浜岡1号機	54	1976.3.17	2009.1.30	16.5	286	蒸気乾燥器	・ステンレス鋼SUS27HP, SUS27CP (フード、スカート、ドレンチャンネル、サポートリング) ・ステンレス鋼ASTM A240 TYPE 304 (蒸気乾燥器ユニット)	不明	<ul style="list-style-type: none"> ●プラント出力： 経済産業省 エネルギー資源庁ホームページ(https://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/001/) (閲覧日：2021/3/15) ●運転時期，停止時期 中部電力ホームページ(https://www.chuden.co.jp/energy/nuclear/hamaoka/hama_about/setsubi/) (閲覧日：2021/3/15) ●廃炉措置計画申請、認可 https://www.nsr.go.jp/activity/regulation/reactor/haishi/sochichu_jitsuyou.html (閲覧日：2021/3/15) ●EFPY 原子力施設運転管理年報 平成21年版 (平成20年度実績) 発電時間(累計)より算出 ●運転温度 浜岡1号機 設置許可申請書 ●使用材料 浜岡1号機 高経年化技術評価書 ●中性子束 ・シュラウドH4溶接線内面：独立行政法人原子力安全基盤機構，平成21年度IASCC健全性評価法検証に関する報告書，10原高報-0006，平成23年2月，p.91 ・上部格子板グリッドプレート底部：三橋他，BWRプラントにおける上部格子板の照射誘起応力腐食割れ評価の適正化，日本保全学会第14回学術講演会，(2017). ●中性子照射量 ・中性子束×EFPYで算出
						気水分離器	・ステンレス鋼SUS27TP, SUS27CP, SUS27HP (SUS304) (パイプ、シェル、スタンドパイプ、リング、鏡板) ・ステンレス鋼SUS316, SUS316TP (シュラウドヘッドボルト) ・ステンレス鋼SCS13 (インレット案内羽根) ・高ニッケル合金NCF600-B (シュラウドヘッドボルト)	不明	
						シュラウドヘッド	不明	不明	
						給水スパーチャ	・ステンレス鋼SUS316LTP, SUS316L (ヘッド、ティー、ノズル) ・ステンレス鋼SUS304 (ピン) ・ステンレス鋼SCS19 (エンドブラケット) ・高ニッケル合金NCF1B (ノズル)	不明	
						炉心スプレイ系配管	・ステンレス鋼SUS27TP (SUS304)	不明	
						炉心スプレイスパーチャ	・ステンレス鋼SCS13 (ノズル) ・ステンレス鋼SUS27(SUS304) (ヘッド、パイプ、スパーチャブラケット、ノズル)	不明	
						残留熱除去系配管	不明	不明	
						上部格子板	・ステンレス鋼SUS27HP, SUS27CP (SUS304)	(グリッドプレート底部) ・フラックス (中性子束) : 3.1×10^{16} n/m ² /s ・フルエンス (中性子照射量) : 1.6×10^{25} n/m ²	
						炉心シュラウド	・ステンレス鋼SUS27HP(SUS304)	(H4溶接部内面) ・フラックス (中性子束) : 1×10^{16} n/m ² /s ・フルエンス (中性子照射量) : 5.2×10^{24} n/m ²	
						燃料支持金具	・ステンレス鋼SCS13 (中央燃料支持金具) ・ステンレス鋼SUS27TP(SUS304) (周辺燃料支持金具)	不明	
						炉心支持板	・ステンレス鋼SUS27HP(SUS304)	不明	
						ジェットポンプ	・ステンレス鋼SUS27TP, SUS27B, SUS27HP (SUS304) (ライザパイプ、インレットミキサ、ライザブレース、計測配管) ・ステンレス鋼SUS28HP (SUS304L) (ディフューザ) ・ステンレス鋼SUS316L (クランプ) ・ステンレス鋼SCS13 (インレットミキサ) ・高ニッケル合金 インコネルX-750相当 (ビーム)	不明	
						制御棒案内管	・ステンレス鋼SUS27TP (SUS304) (スリーブ、ボディ) ・ステンレス鋼SCS13 (ベース)	不明	
						中性子束計測案内管	・ステンレス鋼SUS27TP, SUS27HP (SUS304)	不明	
						シュラウドサポートリング	・ステンレス鋼SUS27HP(SUS304)	不明	
						シュラウドサポートシリンダ	・高ニッケル合金ASTM B168(600合金)	不明	
						シュラウドサポートプレート	・高ニッケル合金ASTM B168(600合金)	不明	
						シュラウドサポートレグ	・高ニッケル合金ASTM B168(600合金)	不明	
						制御棒駆動機構ハウジング (炉内部分のみ)	・ステンレス鋼ASTM A376 TP304, SUS27B, SUSF316	不明	
差圧検出・ほう酸水注入系配管	・ステンレス鋼SUS27TP, SUS27HP (SUS304)	不明							

国内廃炉軽水炉BWRの炉内構造物の使用材料、運転実績、中性子照射量等に関する調査

プラント名	プラント出力 (Mwe)	運転時期 (年.月)	停止時期 (年.月)	運転実績 (EFPY)	運転温度 (°C)	炉内構造物 (炉心支持構造物)	使用材料	中性子照射量	備考
浜岡2号機	84	1978.11.29	2009.1.30	18.4	286	蒸気乾燥器	・ステンレス鋼SUS304 (フード、スカート、ドレンチャンネル、サポートリング) ・ステンレス鋼ASTM TYPE 304 (蒸気乾燥器ユニット)	不明	<ul style="list-style-type: none"> ●プラント出力 経済産業省 エネルギー資源庁ホームページ(https://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/001/) (閲覧日: 2021/3/15) ●運転時期, 停止時期 中部電力ホームページ(https://www.chuden.co.jp/energy/nuclear/hamaoka/hama_about/setsubi/) (閲覧日: 2021/3/15) ●廃炉措置計画申請、認可 https://www.nsr.go.jp/activity/regulation/reactor/haishi/sochichu_jitsuyou.html (閲覧日: 2021/3/15) ●EFPY 原子力施設運転管理年報 平成21年版 (平成20年度実績) 発電時間 (累計) より算出 ●運転温度 浜岡2号機 設置許可申請書 ●使用材料 浜岡2号機 高経年化技術評価書 ●中性子束 ・シュラウドH4溶接線内面: 独立行政法人原子力安全基盤機構, 平成21年度IASCC健全性評価法検証に関する報告書, 10原高報-0006, 平成23年2月, p.91 ・上部格子板グリッドプレート底部: 三橋他, BWRプラントにおける上部格子板の照射誘起応力腐食割れ評価の適正化, 日本保全学会第14回学術講演会, (2017). ●中性子照射量 ・中性子束 × EFPY で算出
						気水分離器	・ステンレス鋼SUS304, SUS304TP (パイプ、シェル、スタンドパイプ、リング、鏡板)	不明	
						シュラウドヘッド	・ステンレス鋼SUS316 (シュラウドヘッドボルト) ・ステンレス鋼SCS13 (インレット案内羽根) ・高ニッケル合金NCF600-B (シュラウドヘッドボルト)	不明	
						給水スパーチャ	・ステンレス鋼SUS304, SUS304TP (ヘッダーパイプ、ティー、エンドブラケット、ピン、ノズル) ・高ニッケル合金ASTM B-166 インコネル600 (ノズル)	不明	
						炉心スプレイ系配管	・ステンレス鋼SUS304LTP (パイプ、ヘッダ) ・ステンレス鋼SUS304 (クランプ、取付ボルト)	不明	
						炉心スプレイスパーチャ	・ステンレス鋼SUS304L, SUS304LTP (ヘッダ、パイプ、スパーチャブラケット) ・ステンレス鋼ASTM A276 TYPE304, ASTM A479 TYPE304 (ノズル) ・ステンレス鋼SCS13 (ノズル)	不明	
						残留熱除去系配管	不明	不明	
						上部格子板	・ステンレス鋼SUS304 (上板、リム胴、下板、ホールドダウン、クサビ) ・ステンレス鋼SUS347 (グリッドプレート)	(グリッドプレート底部) ・フラックス (中性子束): $3.1 \times 10^{16} \text{ n/m}^2/\text{s}$ ・フルエンス (中性子照射量): $1.8 \times 10^{25} \text{ n/m}^2$	
						炉心シュラウド	・ステンレス鋼SUS304L	(H4溶接部内面) ・フラックス (中性子束): $1 \times 10^{16} \text{ n/m}^2/\text{s}$ ・フルエンス (中性子照射量): $5.8 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$	
						燃料支持金具	・ステンレス鋼SCS13 (中央燃料支持金具) ・ステンレス鋼SUS304 (周辺燃料支持金具)	不明	
						炉心支持板	・ステンレス鋼SUS304	不明	
						ジェットポンプ	・ステンレス鋼SUS304 (ライザパイプ、インレットミキサ、ライザブレース) ・ステンレス鋼SUS304L (ディフューザ、計測配管) ・ステンレス鋼SUS316L (クランプ) ・ステンレス鋼SCS13 (インレットミキサ、ディフューザ) ・高ニッケル合金 インコネルX-750 (ビーム) ・高ニッケル合金NCF1B (ディフューザ)	不明	
						制御棒案内管	・ステンレス鋼SUS304 (スリーブ、ボディ) ・ステンレス鋼SCS13 (ベース)	不明	
						中性子束計測案内管	・ステンレス鋼SUS304, SUS304TP	不明	
						シュラウドサポートリング	・ステンレス鋼SUS304L	不明	
						シュラウドサポートシリンダ	・高ニッケル合金NCF1P	不明	
						シュラウドサポートプレート	・高ニッケル合金NCF1P	不明	
シュラウドサポートレグ	・高ニッケル合金NCF1P	不明							
制御棒駆動機構ハウジング (炉内部分のみ)	・ステンレス鋼ASME SA312 TYPE304	不明							
差圧検出・ほう酸水注入系配管	・ステンレス鋼SUS304L (パイプ) ・ステンレス鋼SUS304 (サポート)	不明							

国内廃炉軽水炉BWRの炉内構造物の使用材料、運転実績、中性子照射量等に関する調査

プラント名	プラント出力 (Mwe)	運転時期 (年.月)	停止時期 (年.月)	運転実績 (EFPY)	運転温度 (°C)	炉内構造物 (炉心支持構造物)	使用材料	中性子照射量	備考
女川1号機	52.4	1984.6.1	2018.12.21	18.2	286	蒸気乾燥器	不明	不明	<ul style="list-style-type: none"> ●プラント出力 経済産業省 エネルギー資源庁ホームページ (https://www.enecho.meti.go.jp/category/electricity_and_gas/nuclear/001/) (閲覧日：2021/3/15) ●運転時期, 停止時期 東北電力ホームページ(https://www.tohokuepco.co.jp/electr/genshi/safety/onagawa/introduction.html) (閲覧日：2021/3/15) 原子力施設運転管理年報 平成25年版 (平成24年度実績) ●廃炉措置計画申請、認可 https://www.nsr.go.jp/activity/regulation/reactor/haishi/sochichu_jitsuyou.html (閲覧日：2021/3/15) ●EFPY 原子力施設運転管理年報 平成25年版 (平成24年度実績) 発電時間 (累計) より算出 ●運転温度 女川1号機 設置許可申請書 ●使用材料 女川1号機 高経年化技術評価書 (別冊2) (https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/11036037/www.nsr.go.jp/disclosure/law/PWR/h25fy/1106_01.html) (閲覧日：2021/3/15) ●中性子束 ・シュラウドH4溶接部内面：独立行政法人原子力安全基盤機構, 平成21年度IASCC健全性評価法検証に関する報告書, 10原高報-0006, 平成23年2月, p.91 ・上部格子板グリッドプレート底部：三橋他, BWRプラントにおける上部格子板の照射誘起応力腐食割れ評価の適正化, 日本保全学会第14回学術講演会, (2017). ●中性子照射量 中性子束×EFPYで算出
						気水分離器	不明	不明	
						シュラウドヘッド	不明	不明	
						給水スパーージャ	・ステンレス鋼SUS316LTP, SUS316L (ヘッド、ティ、ノズル、ピン) ・ステンレス鋼SCS19A (エンドブラケット) ・高ニッケル鋼合金NCF1B (ノズル)	不明	
						炉心スプレイ系配管	・ステンレス鋼SUS316L, SUS316LTP, SUSF316L (パイプ、ティ、ヘッド、ノズル) ・ステンレス鋼SUS316L相当 (ノズル)	不明	
						炉心スプレイスパーージャ	・ステンレス鋼SUS304L (スパーージャブラケット) ・ステンレス鋼SUS304 (クランプ、取付ボルト) ・ステンレス鋼SCS13 (ノズル)	不明	
						残留熱除去系配管	不明	不明	
						上部格子板	・ステンレス鋼SUS304	(グリッドプレート底部) ・フラックス (中性子束) : 3.1×10^{16} n/m ² /s ・フルエンス (中性子照射量) : 1.8×10^{25} n/m ²	
						炉心シュラウド	・ステンレス鋼SUS304L	(H4溶接部内面) ・フラックス (中性子束) : 1×10^{16} n/m ² /s ・フルエンス (中性子照射量) : 5.7×10^{24} n/m ²	
						燃料支持金具	・ステンレス鋼SCS13 (中央燃料支持金具) ・ステンレス鋼SUS304LTP (周辺燃料支持金具)	不明	
						炉心支持板	・ステンレス鋼SUS304	不明	
						ジェットポンプ	・ステンレス鋼SUS316, SUS316TP (ライザパイプ、ライザブレース) ・ステンレス鋼SUS304TP (インレットミキサ、ディフューザ) ・ステンレス鋼SUS304L (ディフューザ) ・ステンレス鋼SUS316L, SUS316LTP (クランプ、計測配管) ・ステンレス鋼SCS13 (ライザパイプ、インレットミキサ、ディフューザ、リストレーナブラケット) ・高ニッケル合金ASME SB166 (ディフューザ) ・高ニッケル合金 インコネルX-750 (ビーム)	不明	
						制御棒案内管	・ステンレス鋼SUS304TP (スリーブ、ボディ) ・ステンレス鋼SCS13 (ベース)	不明	
						中性子束計測案内管	・ステンレス鋼SUS304L, SUS304LTP	不明	
						シュラウドサポートリング	・ステンレス鋼SUS27HP (SUS304)	不明	
						シュラウドサポートシリンダ	・高ニッケル合金ASME SB 168 (600合金)	不明	
						シュラウドサポートプレート	・高ニッケル合金ASME SB 168 (600合金)	不明	
シュラウドサポートレグ	・高ニッケル合金ASME SB 168 (600合金)	不明							
制御棒駆動機構ハウジング (炉内部分のみ)	不明	不明							
差圧検出・ほう酸水注入系配管	・ステンレス鋼SUS316L, SUS316LTP	不明							

国内廃炉軽水炉BWRの炉内構造物の使用材料、運転実績、中性子照射量等に関する調査

プラント名	プラント出力 (Mwe)	運転時期 (年.月)	停止時期 (年.月)	運転実績 (EFPY)	運転温度 (°C)	炉内構造物 (炉心支持構造物)	使用材料	中性子照射量	備考
敦賀1号機	357	1970.3.14	2015.4.27	約28.2EFPY 取替前発電時間：約20.8EFPY(推定) 取替後発電時間：約7.4EFPY(推定)	一次冷却材出口温度 285°C	蒸気乾燥器	不明	不明	● 第敦賀発電所1号機のシュラウド取替工事計画に係る事前了解について(福井のみ) http://www.japc.co.jp/news/press/1999/pdf/110811.pdf (閲覧日：2021/3/15) ● 敦賀発電所1号機のシュラウド取替工事計画に係る事前了解について(福井のみ) http://www.japc.co.jp/news/press/1999/pdf/110811.pdf (閲覧日：2021/3/15) ● JNES 高経年化技術評価審査報告書日本原子力発電株式会社 敦賀1号機 (21/79頁) https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/8405841/plec.jnes.go.jp/doc/VLR/GT-1.pdf (閲覧日：2021/3/15) ● 「平成25年版 原子力施設運転管理年報(平成24年度実績)」： http://www.inaco.co.jp/isaac/shiryo/pdf/genpatu/jnes_25.pdf (閲覧日：2021/3/18) (上記運転管理年報からの推定値) 運転開始～第26回定期検査(1999年度)シュラウド取替の発電時間：181,771時間 第26回定期検査(2000年度)シュラウド取替～2010年度末の発電時間：64,962時間 ● 敦賀発電所1号機のシュラウドサポート部損傷の調査状況について http://www.japc.co.jp/news/press/2000/pdf/120420.pdf (閲覧日：2021/3/15)
						汽水分離器	不明	不明	
						シュラウドヘッド	不明	不明	
						給水スパージャ	不明	不明	
						炉心スプレイスパージャ	不明	不明	
						炉心スプレイ系配管	不明	不明	
						上部格子板	取替前： リム胴 SUS27HP グリッドプレート SUS27CP 取替後： リム胴 SUS316L グリッドプレート SUS316L	不明 $4.43 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ ($4.43 \times 10^{23} \text{ n/m}^2$) (運転開始後60年時点)	
						炉心シュラウド	取替前： 胴 SUS27HP 下部リング ー 取替後： 胴 SUS316L 下部リング NCF600	不明 $5.95 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2$ ($5.95 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$) (運転開始後60年時点)	
						シュラウドサポート	取替前： リング SUS27 シュラウドサポート上部 SUS32 取替後： リング NCF600 シュラウドサポート上部 NCF600	不明	
						炉心支持板	取替前： リム胴 SUS27HP 支持板 SUS27HP 補強ビーム SUS27HP 取替後： リム胴 SUS316L 支持板 SUS316L 補強ビーム SUS316	不明 $1.6 \times 10^{19} \text{ n/cm}^2$ ($1.6 \times 10^{23} \text{ n/m}^2$) (運転開始後60年時点)	
						燃料支持金具	周辺燃料支持金具：SUS316L 中央燃料支持金具：SCS13A相当	不明 $1.75 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2$ ($1.75 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$) (運転開始後60年時点)	
						制御棒案内管	SUS304相当	$4.4 \times 10^{20} \text{ n/cm}^2$ ($4.4 \times 10^{20} \text{ n/m}^2$) (運転開始後60年時点)	
						制御棒駆動機構ハウジング	不明	不明	
						中性子束計装案内管	不明	不明	
島根1号機	460	1974.3.29	2015.04.30	総発電時間：約26.6EFPY 取替前発電時間：約19.6EFPY(推定) 取替後発電時間：約7.0EFPY(推定)	286°C	制御棒駆動機構ハウジング	不明	不明	● 島根原子力発電所1号機高経年劣化技術評価書(別冊2)炉内構造物の技術評価(321/540頁以降)平成25年版 原子力施設運転管理年報(平成24年度実績) http://www.inaco.co.jp/isaac/shiryo/pdf/genpatu/jnes_25.pdf (閲覧日：2021/3/15) ● 日本原子力学会(2008) 軽水炉の導入 https://www.jstage.jst.go.jp/article/jaesjb/50/5/50_313/_article/-char/ja/ (閲覧日：2021/3/15) ● 島根原子力発電所 > 発電所に関するご説明(広報) > 施設概要 https://www.energia.co.jp/atom/atom6-2.html (閲覧日：2021/3/15) ● 島根原子力発電所1号機高経年劣化技術評価書(別冊2)炉内構造物の技術評価(321/540頁以降) https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/11036037/www.nsr.go.jp/data/000032275.pdf (閲覧日：2021/3/15) ● 島根原子力発電所1号機の炉心隔壁(シュラウド)取替について https://www.energia.co.jp/atom/press99/p000202-1.pdf (閲覧日：2021/3/15) ● 平成25年版 原子力施設運転管理年報(平成24年度実績)： http://www.inaco.co.jp/isaac/shiryo/pdf/genpatu/jnes_25.pdf (閲覧日：2021/3/18) (上記運転管理年報からの推定値) 運転開始～第22回定期検査(2000年度)シュラウド取替の発電時間：172,060時間 第22回定期検査(2000年度)シュラウド取替～2010年度末の発電時間：61,061時間 https://warp.da.ndl.go.jp/info:ndljp/pid/11036037/www.nsr.go.jp/data/000032275.pdf (閲覧日：2021/3/15) ● 島根原子力発電所1号機の炉心隔壁(シュラウド)取替について https://www.energia.co.jp/atom/press99/p000202-1.pdf (閲覧日：2021/3/15)
						蒸気乾燥器	不明	不明	
						汽水分離器	不明	不明	
						シュラウドヘッド	不明	不明	
						給水スパージャ	不明	不明	
						炉心スプレイスパージャ	ヘッド：SUS316LTP レジューシングティー：SUSF316L ノズル、サポート：SUS316L	不明	
						炉心スプレイ系配管	パイプ、ティー：SUS316LTP クランプ、取付ボルト：SUS316L	不明	
						上部格子板	SUS316L(取替後)	取替前(計算値)：約 $3.9 \times 10^{25} \text{ n/m}^2$ (約19.6EFPY(推定)) 取替後：約 $1.4 \times 10^{25} \text{ n/m}^2$ (約7.0EFPY(推定))	
						炉心シュラウド	取替前：SUS304 取替後： 上部胴、中間胴、下部胴：SUSF316L 下部リング：NCF600	取替前(計算値)：約 $1.9 \times 10^{25} \text{ n/m}^2$ (約19.6EFPY(推定)) 取替後：約 $6.6 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ (約7.0EFPY(推定))	
						シュラウドサポート	シリンダ、プレート、レグ：低合金鋼、高ニッケル合金 マンホール蓋：NCF600 取付ボルト：NCF750相当(取替後)	不明	
						炉心支持板	支持板、リム胴：SUS316L 補強ビーム：SUS316(取替後)	取替前(計算値)：約 $7.6 \times 10^{23} \text{ n/m}^2$ (約19.6EFPY(推定)) 取替後：約 $2.7 \times 10^{23} \text{ n/m}^2$ (約7.0EFPY(推定))	
						燃料支持金具	中央燃料支持金具：SCS19A(取替なし) 周辺燃料支持金具：SUS316L(取替後)	取替前(計算値)：約 $2.4 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ (約19.6EFPY(推定)) 取替後：約 $8.4 \times 10^{23} \text{ n/m}^2$ (約7.0EFPY(推定))	
						制御棒案内管	スリーブ、ボディ：SUS27TP ベース：SUS27B(取替なし)	約 $1.8 \times 10^{24} \text{ n/m}^2$ (約26.6EFPY)	
						ジェットポンプ	不明	不明	
中性子束計装案内管	パイプ：SUS316LTP スタビライザ：SUS316L	不明							

国内廃炉軽水炉PWRの炉内構造物の使用材料、運転実績、中性子照射量等に関する調査

プラント名	炉型	プラント出力 (Mwe)	運転時期 (年.月)	停止時期 (年.月)	運転実績 (EFPY)	運転温度 (°C) Tcold: 炉心入口温度 Thot: 炉心出口温度	炉内構造物 (炉心支持構造物)	使用材料	中性子照射量 [E>0.1MeV] n/cm ²	備考
美浜1	2ループ	34	1970.11	2015.4	21.50	Tcold: 289°C Thot: 317°C	上部炉心支持板	SUS304	不明	・ ASME、ASTM材もJSME、JIS相当材の名称で記載 ・ バッフルフォーマボルトは取替後の材料を記載
							上部炉心支持柱	SUS304	不明	
							上部炉心板	SUS304	不明	
							炉心そう	SUS304	5×10 ²¹	
							下部炉心板	SUS304	3×10 ²¹	
							下部炉心支持柱	SUS304	不明	
							下部炉心支持板	SUS304	不明	
							制御棒クラスタ案内管	SUS304	不明	
							熱しゃへい体	SUS304	2×10 ²¹	
							ラジアルキー	SUS304	不明	
							炉内計装案内管	SUS304、SCS13A	不明	
							バッフル板	SUS304	6×10 ²²	
							バッフルフォーマボルト (取替後)	G316CW	9×10 ²¹	
美浜2	2ループ	50	1972.7	2015.4	24.63	Tcold: 289°C Thot: 320°C	上部炉心支持板	SUS304	不明	・ ASME、ASTM材もJSME、JIS相当材の名称で記載 ・ バッフルフォーマボルトは取替後の材料を記載
							上部炉心支持柱	SUS304	不明	
							上部炉心板	SUS304	不明	
							炉心そう	SUS304	6×10 ²¹	
							下部炉心板	SUS304	3×10 ²¹	
							下部炉心支持柱	SUS304	不明	
							下部炉心支持板	SUS304	不明	
							制御棒クラスタ案内管	SUS304	不明	
							熱しゃへい体	SUS304	3×10 ²¹	
							ラジアルキー	SUS304	不明	
							炉内計装案内管	SUS304、SCS13A	不明	
							バッフル板	SUS304	5×10 ²²	
							バッフルフォーマボルト (取替後)	G316CW	9×10 ²¹	

国内廃炉軽水炉PWRの炉内構造物の使用材料、運転実績、中性子照射量等に関する調査

プラント名	炉型	プラント出力 (Mwe)	運転時期 (年.月)	停止時期 (年.月)	運転実績 (EFPY)	運転温度 (°C) Tcold: 炉心入口温度 Thot: 炉心出口温度	炉内構造物 (炉心支持構造物)	使用材料	中性子照射量 [E>0.1MeV] n/cm ²	備考	
玄海1	炉内構造物 取替前	55.9	1975.1	2015.4	22.6	Tcold: 288°C Thot: 323°C	上部炉心支持板	SUS304	不明	・ ASME、ASTM材もJSME、JIS相当材の名称で記載	
					22.6		上部炉心支持柱	SUS304	不明		
					22.6		上部炉心板	SUS304	不明		
					22.6		炉心そう	SUS304	5×10 ²¹		
					22.6		下部炉心板	SUS304	4×10 ²¹		
					22.6		下部炉心支持柱	SUS304	不明		
					22.6		下部炉心支持板	SUS304	不明		
					22.6		制御棒クラスタ案内管	SUS304	不明		
					22.6		熱しゃへい体	SUS304	3×10 ²¹		
					22.6		ラジアルキー	SUS304	不明		
					22.6		炉内計装案内管	SUS304、SCS13A	不明		
					22.6		バップル板	SUS304	5×10 ²²		
					22.6		バップルフォーマポルト	SUS347	5×10 ²²		
	炉内構造物 取替後	2ループ	55.9	1975.1	2015.4	5.8	Tcold: 288°C Thot: 323°C	上部炉心支持板	SUS304	不明	・ ASME、ASTM材もJSME、JIS相当材の名称で記載
						5.8		上部炉心支持柱	SUS304	不明	
						5.8		上部炉心板	SUS304	不明	
						5.8		炉心そう	SUS304	1×10 ²¹	
						5.8		下部炉心板	SUS304	5×10 ²⁰	
						5.8		下部炉心支持柱	SUS304	2×10 ²⁰	
						5.8		下部炉心支持板	SUS304	不明	
5.8						制御棒クラスタ案内管		SUS304	不明		
5.8						熱しゃへい体		SUS304	8×10 ²⁰		
5.8						ラジアルキー		SUS304	不明		
5.8	炉内計装案内管	SUS304、SCS13A	不明								
5.8	バップル板	SUS304	6×10 ²¹								
5.8	バップルフォーマポルト	G316CW	6×10 ²¹								

国内廃炉軽水炉PWRの炉内構造物の使用材料、運転実績、中性子照射量等に関する調査

プラント名		炉型	プラント出力 (Mwe)	運転時期 (年.月)	停止時期 (年.月)	運転実績 (EFPY)	運転温度 (°C) Tcold: 炉心入口温度 Thot: 炉心出口温度	炉内構造物 (炉心支持構造物)	使用材料	中性子照射量 [E>0.1MeV] n/cm ²	備考
玄海2	炉内構造物 取替前	2ループ	55.9	1981.3	2019.4	25.0	Tcold: 288°C Thot: 323°C	上部炉心支持板	SUS304	不明	・ ASME、ASTM材もJSME、JIS相当材の名称で記載
						25.0		上部炉心支持柱	SUS304	不明	
						25.0		上部炉心板	SUS304	不明	
						25.0		炉心そう	SUS304	不明	
						25.0		下部炉心板	SUS304	不明	
						25.0		下部炉心支持柱	SUS304	不明	
						25.0		下部炉心支持板	SUS304	不明	
						25.0		制御棒クラスタ案内管	SUS304	不明	
						25.0		熱しゃへい体	SUS304	不明	
						25.0		ラジアルキー	SUS304	不明	
						25.0		炉内計装案内管	SUS304、SCS13A	不明	
						25.0		バッフル板	SUS304	不明	
						25.0		バッフルフォーマポルト	SUS347	不明	
	炉内構造物 取替後	2ループ	55.9	1981.3	2019.4	2.4	Tcold: 288°C Thot: 323°C	上部炉心支持板	SUS304	不明	・ ASME、ASTM材もJSME、JIS相当材の名称で記載
						2.4		上部炉心支持柱	SUS304	不明	
						2.4		上部炉心板	SUS304	不明	
						2.4		炉心そう	SUS304	5×10 ²⁰	
						2.4		下部炉心板	SUS304	2×10 ²⁰	
						2.4		下部炉心支持柱	SUS304	9×10 ¹⁹	
						2.4		下部炉心支持板	SUS304	不明	
2.4						制御棒クラスタ案内管		SUS304	不明		
2.4						熱しゃへい体		SUS304	3×10 ²⁰		
2.4						ラジアルキー		SUS304	不明		
2.4						炉内計装案内管		SUS304、SCS13A	不明		
2.4						バッフル板		SUS304	3×10 ²¹		
2.4						バッフルフォーマポルト		G316CW	3×10 ²¹		

国内廃炉軽水炉PWRの炉内構造物の使用材料、運転実績、中性子照射量等に関する調査

プラント名	炉型	プラント出力 (Mwe)	運転時期 (年.月)	停止時期 (年.月)	運転実績 (EFPY)	運転温度 (°C) Tcold: 炉心入口温度 Thot: 炉心出口温度	炉内構造物 (炉心支持構造物)	使用材料	中性子照射量 [E>0.1MeV] n/cm ²	備考	
伊方1	炉内構造物 取替前	2ループ	56.6	1977.9	2016.5	21.5	Tcold: 288°C Thot: 323°C	上部炉心支持板	SUS304	不明	ASME、ASTM材もJSME、JIS相当材の名称で記載
								上部炉心支持柱	SUS304	不明	
								上部炉心板	SUS304	不明	
								炉心そう	SUS304	不明	
								下部炉心板	SUS304	不明	
								下部炉心支持柱	SUS304	不明	
								下部炉心支持板	SUS304	不明	
								制御棒クラスタ案内管	SUS304	不明	
								熱しゃへい体	SUS304	不明	
								ラジアルキー	SUS304	不明	
								炉内計装案内管	SUS304、SCS13A	不明	
								バッフル板	SUS304	不明	
								バッフルフォーマポルト	SUS347	不明	
	炉内構造物 取替後	2ループ	56.6	1977.9	2016.5	5.5	Tcold: 288°C Thot: 323°C	上部炉心支持板	SUS304	不明	ASME、ASTM材もJSME、JIS相当材の名称で記載
								上部炉心支持柱	SUS304	不明	
								上部炉心板	SUS304	不明	
								炉心そう	SUS304	1×10 ²¹	
								下部炉心板	SUS304	5×10 ²⁰	
								下部炉心支持柱	SUS304	2×10 ²⁰	
								下部炉心支持板	SUS304	不明	
制御棒クラスタ案内管	SUS304	不明									
熱しゃへい体	SUS304	7×10 ²⁰									
ラジアルキー	SUS304	不明									
炉内計装案内管	SUS304、SCS13A	不明									
バッフル板	SUS304	7×10 ²¹									
バッフルフォーマポルト	G316CW	7×10 ²¹									

国内廃炉軽水炉PWRの炉内構造物の使用材料、運転実績、中性子照射量等に関する調査

プラント名	炉型	プラント出力 (Mwe)	運転時期 (年.月)	停止時期 (年.月)	運転実績 (EFPY)	運転温度 (°C) Tcold: 炉心入口温度 Thot: 炉心出口温度	炉内構造物 (炉心支持構造物)	使用材料	中性子照射量 [E>0.1MeV] n/cm ²	備考	
伊方2	炉内構造物 取替前	2ループ	56.6	1982.3	2018.5	19.9	Tcold: 288°C Thot: 323°C	上部炉心支持板	SUS304	不明	・ ASME、ASTM材もJSME、JIS相当材の名称で記載
								上部炉心支持柱	SUS304	不明	
								上部炉心板	SUS304	不明	
								炉心そう	SUS304	不明	
								下部炉心板	SUS304	不明	
								下部炉心支持柱	SUS304	不明	
								下部炉心支持板	SUS304	不明	
								制御棒クラスタ案内管	SUS304	不明	
								熱しゃへい体	SUS304	不明	
								ラジアルキー	SUS304	不明	
								炉内計装案内管	SUS304、SCS13A	不明	
								バッフル板	SUS304	不明	
	バッフルフォーマポルト	SUS347	不明								
	炉内構造物 取替後	2ループ	56.6	1982.3	2018.5	5.0	Tcold: 288°C Thot: 323°C	上部炉心支持板	SUS304	不明	・ ASME、ASTM材もJSME、JIS相当材の名称で記載
								上部炉心支持柱	SUS304	不明	
								上部炉心板	SUS304	不明	
								炉心そう	SUS304	2×10 ²¹	
								下部炉心板	SUS304	5×10 ²⁰	
								下部炉心支持柱	SUS304	3×10 ²⁰	
								下部炉心支持板	SUS304	不明	
								制御棒クラスタ案内管	SUS304	不明	
								熱しゃへい体	SUS304	8×10 ²⁰	
ラジアルキー								SUS304	不明		
炉内計装案内管	SUS304、SCS13A	不明									
バッフル板	SUS304	8×10 ²¹									
バッフルフォーマポルト	G316CW	8×10 ²¹									

国内廃炉軽水炉PWRの炉内構造物の使用材料、運転実績、中性子照射量等に関する調査

プラント名	炉型	プラント出力 (Mwe)	運転時期 (年.月)	停止時期 (年.月)	運転実績 (EFPY)	運転温度 (°C) Tcold: 炉心入口温度 Thot: 炉心出口温度	炉内構造物 (炉心支持構造物)	使用材料	中性子照射量 [E>0.1MeV] n/cm ²	備考
大飯1	4ループ	117.5	1979.3	2018.3	21.79	Tcold: 289°C Thot: 325°C	上部炉心支持板	SUS304	不明	・ ASME、ASTM材もJSME、JIS相当材の名称で記載
							上部炉心支持柱	SUS304	不明	
							上部炉心板	SUS304	不明	
							炉心そう	SUS304	5×10 ²¹	
							下部炉心板	SUS304	4×10 ²¹	
							下部炉心支持柱	SUS304	不明	
							下部炉心支持板	SUS304	不明	
							制御棒クラスタ案内管	SUS304	不明	
							熱しゃへい体	SUS304	3×10 ²¹	
							ラジアルキー	SUS304	不明	
							炉内計装案内管	SUS304、SCS13A	不明	
							バッフル板	SUS304	5×10 ²²	
							バッフルフォーマポルト	G316CW	5×10 ²²	
大飯2	4ループ	117.5	1979.12	2018.3	23.75	Tcold: 289°C Thot: 325°C	上部炉心支持板	SUS304	不明	・ ASME、ASTM材もJSME、JIS相当材の名称で記載
							上部炉心支持柱	SUS304	不明	
							上部炉心板	SUS304	不明	
							炉心そう	SUS304	5×10 ²¹	
							下部炉心板	SUS304	4×10 ²¹	
							下部炉心支持柱	SUS304	不明	
							下部炉心支持板	SUS304	不明	
							制御棒クラスタ案内管	SUS304	不明	
							熱しゃへい体	SUS304	3×10 ²¹	
							ラジアルキー	SUS304	不明	
							炉内計装案内管	SUS304、SCS13A	不明	
							バッフル板	SUS304	5×10 ²²	
							バッフルフォーマポルト	G316CW	5×10 ²²	

令和 2 年 8 月 5 日制定

実機材料を活用した安全研究検討委員会運営要項

1. 名 称

実機材料を活用した安全研究検討委員会

2. 目 的

原子力規制委員会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（実機材料を活用した健全性評価に係る研究）事業（以下、本事業）について、有識者から技術的な側面からのレビューを受けることにより、収集した情報、研究計画（安全研究戦略マップ含む）、試験方法及び取得したデータの透明性及び客観性を高める。

3. 主催

（一財）電力中央研究所 軽水炉保全特別研究チーム

4. 検討委員会の構成

- （1）本検討会の構成は以下に示す委員とオブザーバ、事務局より構成される。
 - ・ 委員：外部有識者、原子力規制庁、電力中央研究所
 - ・ オブザーバ：電気事業者、ATENA、プラントメーカ（東芝 ESS、日立 GE、三菱重工）、試験・研究機関、大学、JAEA、原子力規制庁等
 - ・ 事務局：電力中央研究所
- （2）主査は各委員の中から互選により選出する。主査は副主査を選任できる。
- （3）主査が検討会に出席できない場合には、副主査が代行する。

5. 検討委員会の活動

本検討委員会は、本事業の実施計画、実施内容、実施結果について、技術的な側面からのレビューを行う。

6. 開催時期・方法

年 3 回程度開催する。

開催方法は、対面形式の会議もしくは Web 会議とする。

7. 秘密保持

本検討委員会の参加者は、本検討委員会に参加した時点で別紙に定める秘密保持誓約書の内容を理解し、署名したものとする。参加者の特定は議事録に記載されている参加者氏名によって行うものとする。

8. その他

- (1) 本検討委員会について、事務局の事前の許可なく録音、録画することを禁止する。
- (2) 本要項に定めのない事項は、本検討会で別途協議する。

以 上

秘密保持誓約

本誓約は、「実機材料を活用した安全研究検討委員会」で得た情報の扱いに関するものである。

秘密情報の使用および開示、その他秘密情報に係る不正行為を防止するため、秘密情報の保持に関する必要事項を定めた下記の条項を遵守することを誓約する。

第 1 条（基本的留意事項）

個人情報保護法、不正競争防止法等の情報保護に関する諸法令（関連する官公庁のガイドラインを含む）の遵守に留意する。

第 2 条（秘密情報の範囲）

「秘密情報」（以下「本秘密情報」という）とは、「実機材料を活用した安全研究検討委員会」で得た情報をいい、口頭、文書、図面、電子データ、磁気データその他一切の形式によるものを含む。

2. 前項の規定にかかわらず以下の各号に該当する場合は、本秘密情報として取り扱わないものとする。

- (1) 相手方からの提供、貸与あるいは収集の時点ですでに公知のもの、または開示後情報を受領した当事者の責によらずして公知となったもの。
- (2) 相手方が提供、貸与した時点ですでに保有しているもの
- (3) 第三者から秘密保持義務を負うことなく正当に入手したもの。

第 3 条（秘密保持の義務）

本誓約において明示的に規定されている場合を除き、本秘密情報を第三者に開示、漏洩してはならない。

第 4 条（本秘密情報の管理）

本秘密情報を自己の役員および従業員（以下「関係者等」という。）に開示することができる。ただし、関係者等に対して本誓約において規定する秘密保持義務と同等の義務を課すものとする。また、本秘密情報を「実機材料を活用した安全研究検討委員会」以外のために使用してはならない。

第 5 条（事故等発生時の報告義務）

本秘密情報につき、漏洩等の不正行為が発生した場合、「実機材料を活用した安全研究検討委員会」事務局に報告するものとする。

第6条（協議解決）

本誓約に関して疑義を生じた場合、または本誓約に定めのない事項については、「実機材料を活用した安全研究検討委員会」にて解決する。

第7条（有効期間）

本誓約の有効期間は、各年度における第1回「実機材料を活用した安全研究検討委員会」開催日から当該年度の3月31日までとする。ただし、本誓約に規定する秘密保持義務は、有効期間終了後も本事業の終了まで有効に存続するものとする。

以上

原子力規制委員会原子力規制庁

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））事業に関する受託研究

令和二年度 第1回 廃炉材を活用した安全研究検討委員会 議事録

日時：2020年8月5日（水） 13:30-16:30

場所：Web EX による Web 会議

出席者：（全49名、順不同、敬称略）

【委員（出席）】

■■■■（東京大学、主査）、 ■■■■（大阪大学、副主査）、 ■■■■（福井大学）、
■■■■（原子力安全システム研究所）、 ■■■■、 ■■■■（原子力規制庁） ■■■■（電中研） part

【オブザーバ（出席）】

■■■■（東北大学）、 ■■■■、 ■■■■、 ■■■■、 ■■■■（原子力規制庁）、
■■■■（電事連）、 ■■■■（ATENA）、
■■■■、 ■■■■、 ■■■■、 ■■■■、 ■■■■（日本原子力研究開発機構）、 ■■■■（原子力安全システム研究所）、
■■■■（北陸電力）、 ■■■■、 ■■■■（東京電力）、 ■■■■（中部電力）、
■■■■、 ■■■■、 ■■■■、 ■■■■、 ■■■■、 ■■■■（関西電力）、
■■■■（中国電力）、 ■■■■（四国電力）、 ■■■■、 ■■■■、 ■■■■（九州電力）
■■■■（三菱重工業）、 ■■■■、 ■■■■（日立 GE）、 ■■■■、 ■■■■、 ■■■■（東芝 ESS）、
■■■■、 ■■■■（日本核燃料開発）
■■■■（電中研）、 ■■■■、 ■■■■、 ■■■■、 ■■■■、 ■■■■（電中研、事務局）

配布資料：

- 資料0 : 第一回委員会 議事次第（運営でのお願い及び資料リスト含む）
- 資料1-1 : 実機材料を活用した安全研究検討委員会運営要項
- 資料1-2 : 秘密保持誓約
- 資料1-3 : 実機材料を活用した安全研究検討委員会 名簿
- 資料1-4 : 安全研究の位置づけ - 実機材料等を活用した経年劣化評価・検証に係る研究 - （R2年度～R6年度）
- 資料1-5 : 廃炉材を活用した国内外の材料劣化研究について
- 資料1-6 : 研究概要説明資料
- 資料1-7-1 : 韌性低下（照射ステンレス鋼）に関する知見の紹介
- 資料1-7-2 : 予防保全対策技術（ピーニング）関連の紹介
- 資料1-7-3 : 残留応力測定関連技術の紹介

議事概要：**1. 開会の挨拶**

事務局より、開会の挨拶と開催にあたってのお願い（資料 0）、運営規約（資料 1-1）・守秘義務誓約（資料 1-2）について説明があった。運営規約・守秘義務誓約について、特に質問、コメントはなく、運営規約・守秘義務誓約に従い進めることが了解された。

2. 人事関連**(1) 委員及びオブザーバの確認**

事務局より、資料 1-3 に基づき、委員及びオブザーバの登録者の紹介とともに、出席者確認を実施した。また、事務局より、運営規約・守秘義務誓約に基づき、議事録に出席者及び欠席者を議事録に記載することで、守秘義務誓約とする旨説明があり、了解された。

(2) 二役の選任

運営規約に基づき、東京大学・■■■■先生を主査に選出し、主査より、大阪大学・■■■■先生を副主査に選任した。

3. 研究事業について**(1) 安全研究の位置づけ（資料 1-4）**

原子力規制庁より、本研究の位置づけに関する概要説明があり、安全マップの検討は非常に重要だと考えていること、安全研究検討委員会の場なので、委員、オブザーバの意見も取り入れながら作成し、広く国内外に情報発信していきたいと考えている旨の説明があった。主要な質疑応答を以下に示す。

- ■■■■主査（東京大学）より、安全研究マップについて立場が異なる者が対等な立場で議論して作成できるような場となるのかとの質問があった。質問の背景は、過去に作成した高経年化ロードマップは公平な議論で作成した経緯があり、本研究の安全マップについてもオープンな場で議論する場を設けることが望ましいとの観点による。これに対し、原子力規制庁より、将来的には多くの人に聞いてもらえる場を作っていきたいと考えているとの説明があった。
- ■■■■主査（東京大学）より、取得した実機材料のデータをどのように活用していくのかとの質問があり、電中研より、規格基準を作成する必要がある場合は、民間側の検討になると考えられること、また、原子力規制庁より、まずはデータをしっかりと整理し総合的に判断していくとの説明があった。
- ■■■■主査（東京大学）より、得られた知見は規制庁と民間で共有できるものと考えてよいかとの質問があり、規制庁より、まずは電中研と規制庁ということになるが、最終的には幅広く共有できるものとしたとの説明があった。

(2) 廃炉材を活用した国内外の材料劣化研究について（資料 1-5）

電中研より、国内外の廃炉材を活用した材料劣化研究に関する紹介があった。世界の原子力発電所の多くは運転年数 30 年以上の経年炉であり、長期運転に向けた検討が進められている。一方で廃炉となった発電所もあり、それらの廃炉材を活用した研究の関心が高まって

いるとの説明があった。主要な質疑応答を以下に示す。

- 委員（規制庁）より、オンサイトコーディネータはエッセンシャルと考えているかとの質問があり、電中研より、EPRI と同じことをやっておけば良いというわけではなく、日本は日本のやり方があると思うので、関連機関との連携が重要と考えているとの説明があった。
- オブザーバ（JAEA）より、取得されるデータをどう使っていくかという点は非常に重要であり、規格基準に対して例えば1点だけデータが取れた場合それをどう活用していくか等これまで関わってきたプロジェクトでとったデータをどう活用していくかという議論はなされているかとの質問があり、電中研より、全てを確認できているわけではないが、取得データをしっかりと活用しているプロジェクトもある一方で、深い議論ができていないプロジェクトもあり、これからしっかりと考えていかなければならないと考えている旨の説明があった。
- 委員（阪大）より、過去のプロジェクトで、大型の破壊試験も実施されているかとの質問があり、電中研より、記憶の範囲ではあまりなく、理由として放射化の観点で大型だと難しいことが背景にあること、大型という観点では、一例としてフランスがステンレス鋳鋼（実機エルボ）の熱時効を評価しており比較的大型であるが、非照射材であったとの説明があった。
- 委員（福井大）より、Zorita プロジェクトで EPRI の報告書が非公開ということだが、今後米国の規格基準に反映される予定はあるのかとの質問があり、電中研より、個々の項目としては公開されている部分もあるが EPRI レポートとして公開されるのは数年後となる見込みであること、日本と米国では民間研究成果を規格化していくシステムが異なり、米国の場合は EPRI レポートが直接 NRC の承認を受けてガイドとして活用できる形となっているので、レポートが一般に公開されていなくても規格基準は必然的にその成果が反映されるプロセスとなっているとの説明があった。
- 委員（福井大）より、80年運転という話があったが本プロジェクトの中で80年運転のことは考慮した検討をするのかとの質問があり、原子力規制庁より、本事業の目的は現行の法令で認められる最大の運転期間（60年）をスコープとしたものであり、80年運転はスコープには入らないとの説明があった。

(3) 研究概要説明（資料 1-6）

電中研より、本研究の概要について説明があった。主要な質疑応答は以下の通り。

- 主査（東京大学）より、資料 1-6 の実機プラントに関する調査票の検討例に対し、単に調査にとどまらずしっかりと検討すること、現状認識は重要なのでそれを踏まえて研究計画に反映するようにとの意見があった。これに対し、電中研より、これらの調査結果を踏まえ廃炉材活用にあたっての現状認識や課題を整理し、それを解決するために安全研究の観点から実施すべきことを安全研究マップに反映させる方針であると説明があった。また、原子力規制庁より、現状認識や課題を整理しつつ安全研究マップとしてまとめていく中で、産業界と規制方における認識のギャップを埋めていくことが大事だと認識しているとの説明があった。
- オブザーバ（東北大学）より、本事業で学術的な要素はどこにあるのかという

質問があった。これに対し、電中研より安全研究としての本事業の位置づけについて説明があり、■■■■委員（INSS）より、本事業でまずは廃炉材に活用研究に資する関連研究やサンプル採取等について調査し検討課題をまとめるとともに、靱性低下や予防保全技術の保守性に関する検討の結果を更に深堀する必要が出てきたときに学術的な研究要素が大きくなるのではとの意見があった。

(4) 研究事業関連技術の紹介

(a) 靱性低下（照射ステンレス鋼）に関する知見の紹介（資料 1-7-1）

本事業に関連して照射ステンレス鋼の靱性低下に関する知見の紹介があった。

- 破壊靱性曲線について、維持規格評価線図や事業者共同研究で検討した線図を策定するために使用されているデータや評価曲線の設定方法に関する質疑応答があった。

(b) 予防保全対策技術（ピーニング）関連の紹介（資料 1-7-2）

本事業に関連して予防保全対策技術としてピーニングに関する技術の紹介があった。

- ■■■■オブザーバ（JAEA）より、ピーニングによる応力改善調査の成果の活用方法について質問があり、原子力規制庁より、時効効果について実機施工から長い年月をかけてどのように変化しているのかも含めて確認していく必要があるとの説明があった。

(c) 残留応力測定関連技術の紹介（資料 1-7-3）

本事業に関連して、残留応力測定技術に関する技術の紹介があった。

- ■■■■委員（福井大学）より、残留応力測定は電力若しくは電中研で行うのかとの質問があり、電中研より、現地測定、発電所測定あるいは照射後試験設備輸送後といろいろな形態が考えられ、今後の検討内容となると回答があった。
- ■■■■オブザーバ（JAEA）より、残留応力測定で X 線回折法が有力との紹介があったが、バックグラウンドが高いことを踏まえると適用性の面で課題があると認識しているが、他の方法もこれから検討していくのかとの質問があり、電中研より、発電所の特殊環境も考慮に入れながらこれからの検討となると回答があった。
- ■■■■委員（大阪大学）より、直接的に残留応力を測るということ以外に、疲労試験のような間接的に残留応力を測定する方法についても検討しているのかとの質問があり、電中研より、代替試験といった点も含めて検討して課題を抽出したいと考えている旨の回答があった。
- ■■■■オブザーバ（東北大学）より、表面性状に留意すべき影響として化学除染が挙げられているがなぜか質問があり、電中研より、通常運転時の保全工事等で実施する作業環境線量改善のための化学除染の場合は除染対象機器やシステムの健全性を損ねない条件で除染を行うが、廃炉の場合は廃棄物線量の低減のため通常運転時よりも強力な薬品等を使用して化学除染を行う場合があり、表面腐食等によってピーニング施工面の応力測定ができなくなる懸念があること、材料表面への影響に対し今後どういう研究をすればいいのかは今後の課題として挙げて検討していくとの回答があった。また、■■■■主査（東京大学）より、化学除染とはどういったものかという質問があり、■■■■オブザーバ（中部電力）より、浜岡原子力発電所で実施した化学除染について補足説明

があった。

4. その他

事務局より冒頭の守秘義務誓約に関する再アナウンスがあった。

本日のコメント等は、次回検討委員会に反映できるよう進めていくこととした。

以 上

原子力規制委員会原子力規制庁

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））事業に関する受託研究

令和2年度 第二回 廃炉材を活用した安全研究検討委員会 議事録

日時：2020年12月15日（火） 9:30-12:00

場所：Web EX による Web 会議

出席者：（全40名、順不同、敬称略）

【委員（出席）】

■■■■（東京大学、主査）、 ■■■■（大阪大学、副主査）、 ■■■■（福井大学）、
■■■■（原子力安全システム研究所）、 ■■■■、 ■■■■（原子力規制庁）

【オブザーバ（出席）】

■■■■（東北大学）、 ■■■■、 ■■■■、 ■■■■、 ■■■■、 ■■■■（原子力規制庁）、 ■■■■（ATENA）
■■■■（原子力安全システム研究所）、 ■■■■、 ■■■■、 ■■■■、 ■■■■、 ■■■■（日本原子力研究開発機構）、 ■■■■（中国電力）、 ■■■■（中部電力）、 ■■■■（北陸電力）、 ■■■■、 ■■■■（東京電力）
■■■■、 ■■■■、 ■■■■、 ■■■■（関西電力）、 ■■■■（四国電力）、 ■■■■（九州電力）
■■■■（三菱重工業）、 ■■■■、 ■■■■、 ■■■■（日立 GE）、 ■■■■、 ■■■■、 ■■■■（東芝 ESS）、
■■■■（電中研）、 ■■■■、 ■■■■、 ■■■■（電中研、事務局）

配布資料：

- 資料 2-0 : 第二回委員会 議事次第及び資料リスト
- 資料 2-1 : 実機材料を活用した安全研究検討委員会運営要項
- 資料 2-2 : 秘密保持誓約
- 資料 2-3 : 実機材料を活用した安全研究検討委員会 名簿
- 資料 2-4 : 実機材料を活用した安全研究検討委員会 第一回議事録
- 資料 2-5 : 研究※成果中間報告

※原子力規制委員会原子力規制庁 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））事業に係る受託研究

議事概要：

1. 開会の挨拶

事務局より、開会の挨拶と開催にあたってのお願い（資料 2-0）、運営規約（資料 2-1）・守秘義務誓約（資料 2-2）について説明があった。運営規約・守秘義務誓約については、第一回委員会と同様であり、特に変更ないため、説明を省略した。委員及びオブザーバからコメントはなく、運営規約・守秘義務誓約に従い進めることが了解された。

2. 人事関連

(1) 委員及びオブザーバの確認

事務局より、運営規約・守秘義務誓約に基づき、第一回委員会と同様に議事録に出席者及び欠席者を議事録に記載することで、守秘義務誓約とする旨説明があり、了解された。

3. 第一回委員会議事録の確認

事務局より、第一回委員会議事録（資料 2-4）について説明があった。なお、議事録の内容についての説明は省略した。

4. 研究成果中間報告（資料 2-5）

(1) 実機材料を用いた安全研究マップの策定（安全研究マップのインプット）及び実機材料を活用した研究の安全研究マップ

電中研より、実機材料を用いた安全研究マップの策定において、①対象設備、②プラント種別、③経年劣化事象、④テーマ（項目）、⑤現状知見（最新動向/課題）、⑥開発・高度化/妥当性検証（課題の分類）、⑦実機材活用の必要性を基に、実機材料活用した研究の課題整理表を作成し、安全研究マップのインプットとして、実機材料を活用した安全・規制研究の観点および産業界/規制方の視点で研究内容やニーズ・課題を整理していくことを説明した。

さらに、上記 7 項目から作成した課題整理表をインプットとして、⑧国内外研究の最新情報収集（諸外国の取り組み等も勘案）、⑨安全規制研究「現行予想・評価の検証（妥当性・保守性）」の視点と運転期間延長認可申請書の審査及び高経年化技術評価に係る妥当性確認のための技術的知見としての活用、学協会規格の技術評価に資する観点でスクリーニングし、安全研究マップを作成することを説明した。

主要な質疑応答を以下に示す。

- ■■■ 委員（INSS）より、課題整理表の対象となる課題が RPV 関連で 40 件、炉内・一次系で 30 件あるとのことだが、課題抽出のプロセスはどのようなものなのかという質問があった。これに対し電中研から産業界の研究開発における過去の検討結果も用いて整理を行っており、適宜プラントメーカー・JAEA と議論を行いながら進めていることを説明した。また、報告書への記載については原子力規制庁と相談の上検討していくことを説明した。
- ■■■ 委員（福井大）より、④テーマ（項目）と⑤現状知見の違いについて質問があった。これに対し電中研より、④は研究で分ける場合の項目であり、⑤はその説明（現

状知見)となるため、④の中に⑤が複数入るイメージであることを説明した。

- ■■■主査（東大）より、本プロジェクトは実機材料を対象としたもののため、非常にインパクトのあるものとなっている。そのため、原子力規制庁からの研究指示のあった範囲だけでなくアンノウンな領域についても検討していることを示す必要がある。そのあたりの手続きが見えるように纏めてほしいとの意見があった。これに対し電中研より、本プロジェクトの成果を学会等の別の場で発展させる等の説明性の向上が必要と考えるが、原子力規制庁と対応を相談したい旨を説明した。また、原子力規制庁より、規制庁としても学会発表して公開していきたいと考えており、電中研報告書は規制庁 HP にて公開する予定であることの説明があった。

さらに、■■■主査より公知化の必要性について質問があり、電中研より、現状ではまだ計画段階のため、成果にはなっていないが、ある程度見通しが立ったところで公知化していく旨を説明した。

- ■■■オブザーバ（東北大）より、安全研究マップの優先順位の重みづけの考え方について質問があった。これに対し電中研より、海外知見も含めて、既存知見が活用出来るのであれば優先度は下がるが、現在進行形で検討中の内容のため確定情報としてご提示できないが、今後アップデートしていくことを説明した。
- ■■■主査より、課題発見のための PDCA も、電力殿の CAP 等をうまく活用してできないかとの質問があった。これに対し電中研から、PDCA の“C”に該当する部分になると思うため、この“C”をどこまで広げられるかという検討は皆様からの意見を頂きながら来年度以降の“C”として検討していきたいと説明した。
- ■■■委員より、全体のスケジュール感を教えてほしい。本年度安全研究マップのたたき台を作成し、来年度から具体的に中身を検討していくと思われるが、廃炉材の活用が必要となった時に廃炉材のデータを入れていくのはこの5年間の研究の中でどのくらい入ってくるのかとの質問があった。これに対し電中研から、廃炉材活用の必要性があるとなっても、実機材が手に入らなければ研究はできないため、そこが廃止措置工程との兼ね合いとなってくる。現実的には簡単に出てこないが来年度実施予定のステンレス鋳鋼機器については候補が出てくると考えている。炉内構造物は Phase 2 で取れるイメージ、原子炉圧力容器については具体的な整理はできていないとの説明をした。これに対し、■■■委員から重要度が高いからといってすぐにデータが取れるわけではない、工程上先にとれるから先にデータを埋めるといった作業が入ると考えていいかとの質問があり、ある程度必要性が高いものに関して実施するが、必要性が高い順番通りではない旨を説明した。さらに、原子力規制庁より何が必要であるかを整理するためにこの課題整理表を策定している。もう一つは廃炉工程を横目で見ながらの対応となることを説明した。

(2) 韌性低下に係る研究（照射ステンレス鋼）

電中研より、韌性低下に係る研究として、

- ①照射ステンレス鋼の破壊韌性特性に関する最新知見の調査・分析
- ②国内廃炉プラントの炉内構造物の使用材料、運転実績、中性子照射量等の調査
- ③実機からの供試材採取について、実績、採取方法、課題等の調査

- ④試験研究施設への輸送、試験片加工等について、実施方法、実績、課題等の調査
- ⑤実機材料を対象とした照射ステンレス鋼の破壊靱性試験が実施可能な試験研究施設に関する調査

の進捗中間報告を説明した。

主要な質疑応答を以下に示す。

- 委員より、評価方法のあり方についてはどのように考えているのか？K でやるのかJでやるのかどうなのかとの質問があった。これに対し電中研より、重要なポイントであると思われるが、課題としては新しい評価体系となると思われるため、本プロジェクトではそこまでの検討の予定はない。ただし、課題整理表には残していきたいと考えていると説明した。
- 主査より、資料 P27 記載の実機照射量は最大値を表しているのかという質問があった。これに対し電中研より、基本的にはその通りであるが、出典により多少異なると思われるためあくまで目安であることを説明した。さらに、主査より採取したサンプルはどこに保管されるかとの質問があった。これに対し電中研より、材料採取し試験したら速やかに電力殿に返却する（法律上の問題のため）ことを説明した。
- 委員より、今回の説明はシュラウドが主要な対象となるため BWR を考えていると理解したが、最近の海外の廃炉材研究では BWR/PWR 含めてデータ共有化している（特に低照射ステンレスの場合）ため、その辺は広く BWR/PWR 併せて取れる範囲で考えていくアプローチがいいと感じたがいかかとの質問があった。これに対し電中研から、海外では PWR のニーズが出てきているが、これは 60 年超を考えた場合の話である。国内の場合、60 年以内の評価のため、PWR のニーズはそこまで高くないと考えている。現状ニーズが高くないのに PWR から採取するというのは難しいと考えているとの説明があった。
- 副主査（阪大）より、採取した試験片で硬さ、強度の分布を取得することは考えているかとの質問があった。これに対し、電中研から、引っ張り・硬さ・金相・マイクロ組織等も併せて評価を行うことを考えていることを説明した。また、原子力規制庁より、電力事業者殿に好意的に協力いただいているため、研究を進めるに当たり何をどうするか考えながら進めたいと考えているとの説明があった。

(3) 予防保全対策技術の保守性に係る研究（ピーニング工法）

電中研より予防保全対策技術の保守性に係る研究として、

(1) 技術知見等の調査

- ①残留応力評価手法に関する情報の調査
- ②照射による応力緩和に関する情報の調査
- ③各種ピーニングによる応力改善対策の施工実績についての調査
- ④廃炉プラントにおけるピーニング施工部位の中性子照射量、形状、廃止措置後の状態（化学除染の実施）等についての調査

(2) 実機材料からの試験片採取方法等の検討

- ①試験採取が残留応力に与える影響
- ②残留応力測定に及ぼす、廃止措置後の保管状態や材料の放射化の影響の調査・検討

の進捗中間報告を説明した。

主要な質疑応答を以下に示す。

- 委員より、照射による応力緩和について、どのくらいの照射レベルが取れると想定しているかとの質問があった。これに対し電中研から、今データを持っていないため、別途回答することを説明した。
- オブザーバ（東北大）より、応力緩和のメカニズムは中性子照射のみを考えているのかとの質問があった。これに対し電中研から、熱時効による緩和も考慮していることを説明した。また、発電技研で過去に検討されているが、熱時効により残留応力が圧縮から引張になるということはないと考えている。実機では熱と照射の両方の影響が見えると考えていると説明した。さらにオブザーバより、中性子照射量が一番高い所で緩和が一番高い、照射量と緩和の程度がある程度リニアであると情報は得られているのかとの質問があった。これに対し電中研から、照射による応力緩和の影響はCリング試験片で緩和式が検討されているが、実機では詳細に検討されているわけではないと説明した。また、オブザーバより、熱と照射の重畳影響、個別影響を本プロジェクトで見られるかとの質問があり、電中研よりそういった材料が取れるか、費用、期間等を考えると本プロジェクトでは難しいと考えていると説明した。
- 委員より、実機で残留応力を測定した実績はあるかとの質問があった。これに対し電中研から、調査中ではあるが、現状ないと思われると説明した。さらに、委員から初期値が無いということでデータ量を定量的に評価することは難しいため、残留応力測定ターゲットはどの辺をゴールとして測定結果を取るのか明確にしないとゴールが見えなくなると思われるがどう考えているか？との質問があった。これに対し電中研から、難しい問題であると考えており、多くのデータが出てくれば初期条件が異なってもある程度検討できると考えているが、データが少ないと難しいと考えている。プラントメーカーでは確性試験にてこの条件で施工すればこの程度残るという検討もしていると説明した。
- 委員より、残留応力の深さ方向は測定できるのかとの質問があった。これに対し電中研から、可能な範囲で深さ方向も測定することを考えていると説明した。
- 委員から、ピーニング施工方法による分類等も含めてデータを取っていく計画はあるかとの質問があった。これに対し、電中研から理想としては行いたい、現実的にはコスト・期間・廃炉工程等も考慮して検討しないといけないと説明した。これに対し、委員から、ピーニング工法によっては深さ方向の影響が変わるため、ピーニング工法によるデータもデータベースに残す方が良いとのコメントがあった。

5. その他

第三回委員会（今年度最終報告）を、2021年2月8日（月）午後を実施することを事務局より説明した。

以上

原子力規制委員会原子力規制庁

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））事業に関する受託研究

令和 2 年度 第三回 廃炉材を活用した安全研究検討委員会 議事録

日 時：2021 年 2 月 8 日（月） 13:30-16:00

場 所：Web EX による Web 会議

出席者：（全 63 名、順不同、敬称略）

【委員（出席）】

■■■■（東京大学、主査）、■■■■（大阪大学、副主査）、■■■■（福井大学）、
■■■■（原子力安全システム研究所）、■■■■、■■■■（原子力規制庁）

【オブザーバ（出席）】

■■■■（東北大学）、■■■■、■■■■、■■■■、■■■■（原子力規制庁）、
■■■■（原子力安全システム研究所）、■■■■（電事連）、■■■■、■■■■（ATENA）、
■■■■、■■■■、■■■■、■■■■、■■■■、■■■■（日本原子力研究開発機構）
■■■■、■■■■（中国電力）、■■■■（中部電力）、■■■■（北陸電力）、■■■■、■■■■（東京電力）
■■■■、■■■■、■■■■、■■■■（関西電力）、■■■■（四国電力）、■■■■、■■■■（九州電力）
■■■■（三菱重工業）、■■■■、■■■■、■■■■（日立 GE）、
■■■■、■■■■、■■■■、■■■■、■■■■、■■■■（東芝 ESS）、■■■■、■■■■（日本核燃料開発）
■■■■（電中研）、■■■■、■■■■、■■■■、■■■■、■■■■（電中研、事務局）

配布資料：

- 資料 3-0 : 第三回委員会 議事次第及び資料リスト
- 資料 3-1 : 実機材料を活用した安全研究検討委員会運営要項
- 資料 3-2 : 秘密保持誓約
- 資料 3-3 : 実機材料を活用した安全研究検討委員会 名簿
- 資料 3-4 : 実機材料を活用した安全研究検討委員会 第二回議事録
- 資料 3-5-1 : 研究※成果最終報告
- 資料 3-5-2 : 研究※成果のうち個別研究成果補足資料
- 資料 3-5-3 : 実機材料を活用した研究課題整理表等

※原子力規制委員会原子力規制庁 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））事業に係る受託研究

議事概要：**1. 開会の挨拶**

事務局より、開会の挨拶と開催にあたってのお願い（資料 3-0）、運営規約（資料 3-1）・守秘義務誓約（資料 3-2）について説明があった。運営規約・守秘義務誓約については、第一回委員会と同様であり、特に変更ないため、説明を省略した。委員及びオブザーバからコメントはなく、運営規約・守秘義務誓約に従い進めることが了解された。

2. 人事関連**(1) 委員及びオブザーバの確認**

事務局より、運営規約・守秘義務誓約に基づき、第二回委員会と同様に議事録に出席者及び欠席者を議事録に記載することで、守秘義務誓約とする旨説明があり、了解された。

3. 第二回委員会議事録の確認

事務局より、第二回委員会議事録（資料 3-4）の内容について説明した。委員およびオブザーバからのコメントはなかった。

4. 研究成果最終報告（資料 3-5-1～-3）**(1) 実機材料を用いた安全研究マップの策定（安全研究マップのインプット）及び実機材料活用した研究の安全研究マップ**

事務局より、実機材料を用いた安全研究マップの策定において、第二回検討委員会中間報告より、進捗に伴う見直しを含め、最終成果を中心に説明を行った。

主な見直し点として、実機材料を活用した研究の課題整理表に集約する情報の 7 項目（①対象設備、②プラント種別、③経年劣化事象、④テーマ（項目）、⑤現状知見（最新動向/課題）、⑥開発・高度化/妥当性検証（課題の分類）、⑦実機材活用の必要性）のうち③経年劣化事象の分類体系を見直し、研究課題の「カテゴリ」と「分類（PDCA フェーズ）」を追加した。また研究題目等の情報を課題区分「大分類」「中分類」で表記した。さらに、課題について、「研究開発」と「妥当性確認」に分類し「研究の位置付け」と「廃炉材活用の有効性」として研究課題整理表の整備を実施した。上記の見直し点について、資料 3-5-3 を用いて概要について報告した。

また、研究課題整理表から実機材料を活用した安全研究マップへの絞り込みの考え方を提案し、研究課題、項目、重要度及び実施方法を取りまとめた「実機材料を活用した安全研究マップ（項目案）」について報告した。

主要な質疑応答を以下に示す。

- ■■■ 副主査（大阪大学）より、「廃炉材活用の有効性」について「課題解決に廃炉材が必要ではない」と分類された項目は、今回の廃炉材活用研究の中では必要ないということなのか、そもそも廃炉材を用いて研究の検討すら必要ではないものなのかどういいうものか説明してほしいとの質問があった。これに対し電中研から、課題整理表をまとめるにあたり、まず各劣化事象に対する課題をまとめているため、課題解決に実機材料を使用しないものも含まれていることを説明した。
- ■■■ 委員（INSS）より、資料 11 ページにおいて、ステンレス鋼鋳鋼の熱時効を経年劣

化評価のカテゴリとして、日常保全の熱時効と区別している理由についての質問があった。これに対し電中研から、本課題整理表のカテゴリは管理の観点から整理しており、同様の劣化事象でもカテゴリを分けている場合がある旨を説明した。

- ■主査（東大）より、研究課題整理表の活用方法や第三者評価をどのように進めていくかを検討しなければいけないのではとのコメントがあった。また、原子力規制庁の人材ワーキング等でまとめた資料が充実しているため、それとどのように対比・差別化していくか検討の余地はあると思うため、今後の検討課題としていくことで良いとのコメントがあった。
- ■委員（原子力規制庁）より、研究課題整理表はたたき台として作成したものと解釈しており、廃炉材活用の有効性が「◎」となっているものは、課題表の現状知見と課題の記載内容が重要であり、その根拠となる文献等を明記するなど、記載の充実を図ることにより第三者の確認ができると考えられるとの意見があった。

(2) 靱性低下に係る研究（照射ステンレス鋼）および予防保全対策技術に係る研究

電中研より、靱性低下に係る研究および予防保全対策技術に係る研究の最終成果を報告した。

主要な質疑応答を以下に示す。

- ■主査より、靱性低下に係る研究において、供試体採取に関し2種類の工法が挙げられていたが、工法2：事前サンプリングで採取できたプラントからは、工法1：現地供試体採取は実施しないのか若しくは工法1・2両方行うのかとの質問があった。これに対し電中研から、廃炉工程と研究成果時期を考慮に入れて、工法1若しくは工法2を選択していくとの説明をした。また、事前サンプリングの場合、工事手法の候補がすでにあるのかとの質問に対し電中研から、ボートサンプル採取実績があり、サンプリング工法の既存技術をベースとすれば良いと判断するが、候補とするプラントへの適用段階の詳細設計でフィードバックすべき検討課題が出てくると説明した。
- ■委員（福井大）より、靱性低下の研究で使用する供試体の物量についての質問があった。これに対し電中研から、本年度の研究で採取するターゲットを検討しており、来年度に照射量分布解析等、来年度具体化して実施する計画であることを説明した。また、物量が決まってきた際に運搬制約ある場合の検討も来年度実施するのかとの質問に対し電中研から、輸送時の制約を踏まえて来年度から検討することの計画であることを説明した。
- ■オブザーバ（東北大）より、靱性低下の研究や予防保全対策技術の保守性において、ボトルネックとなっているものは何があるのかという質問があった。これに対し電中研から、ピーニング施工箇所へ直接アクセスして測定することで応力開放等を考慮に入れずに残留応力の測定は実施できるかもしれないが、直接アクセスの測定はハードルが高いこと、またピーニング施工箇所を切断するにしても応力開放させないような検討等が必要となることを説明した。
- ■委員より、応力測定を念頭にしたアプローチに対して、破壊試験で確認する等フレキシブルに対応できる計画になっているのかとの質問があった。これに対し電中研から、応力測定が主軸ではあるが破壊試験等による確認も勘案していくとの説明をした。

- 委員より、ピーニングによる残留応力に効果がある深さはそれほど深くないと思うが、サンプリングにより残留応力が開放されるとの説明について具体的に説明してほしいとの意見があった。これに対し電中研から、ピーニングによる圧縮応力の深さは板厚に対し1mm程度である。今年度の知見の調査から、板厚全体の自己拘束でもともと存在しているマクロ的な応力の開放が表層部のピーニング応力に影響するか否かの知見がないのが現状であると説明をした。
- 委員より、検査する面に亀裂の有無は確認できるかとの質問があった。これに対し、電中研から事業者検査の炉内点検で亀裂の有無は確認しているが、本研究でサンプル採取する場合は検査の実施は前提としていないと説明した。

5. 全体を通しての質疑応答

- 主査より、ピーニングの残留応力測定は、適切な環境を与えることで炉内環境でなくても模擬実験でも対応可能ではないかとの質問があった。これに対し電中研から、切断の影響はピーニング施工した試験片を徐々に切断する影響確認試験を、除染の影響はピーニング施工した試験片に除染模擬をして表面性状の確認や応力測定を実施するなど模擬試験を計画していると説明した。
- 主査より、試験片採取する際に発生すると思われる切り粉は廃炉工程に影響しないかどうかについて質問があった。これに対し電中研から、具体的な工法については、電力事業者殿及びメーカーと協議しているが、事業者殿に受け入れられる切断方法を採用することを説明した。オブザーバの事業者より、廃炉作業で実際に採用予定の切断方法等について補足があった。
- 主査より、安全研究マップにおいて、事業の研究計画が抽出できたことは良いことであるため、マップをどこまで深掘りして発展させられるかだけではなく、成果として積極的に外部に出していくことも検討してほしいとのコメントがあった。これに対し電中研より、課題整理表をこの事業でブラッシュアップしていきたいと考えており、軽水炉長期運転を考えた場合にどう課題を整理するかについては、本事業にとどまらず検討していく必要があると認識しており、本委員会メンバーを含めて議論していく必要があると考えていると説明した。
- 主査より、本研究は単年契約であるかとの質問があった。これに対し電中研から単年度契約であるとの説明をした。また、次年度継続する場合は、委員会の開催頻度はどの程度かとの質問に対し電中研から、本年度と同様に開催されるのではないかと説明した。また、委員（原子力規制庁）より、単年度契約ではあるが、令和3年度の研究は4月から開始できるように進めており、継続となる旨の説明があり、公表のあり方についても検討する必要があるとの説明があった。

6. 閉会の挨拶

主査より本委員会の閉会の挨拶があり、令和2年度の実施範囲の報告を完了した。

以上