

平成30年度

文部科学省 国家課題対応型研究開発推進事業
英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業

廃止措置のための格納容器・建屋等信頼性維持
と廃棄物処理・処分に関する基盤研究および
中核人材育成プログラム

成果報告書

平成31年3月
国立大学法人 東北大学

本報告書は、文部科学省の「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」による委託業務として、国立大学法人東北大学が実施した平成26-30年度「廃止措置のための格納容器・建屋等信頼性維持と廃棄物処理・処分に関する基盤研究及び中核人材育成プログラム」の成果を取りまとめたものです。

目次

概略	Xiii
1. はじめに	1-1
2. 業務計画	2-1
2.1 全体計画	2-1
2.2 各年度計画	2-3
2.2.1 実施内容	2-3
(1) 格納容器・建屋等の健全性・信頼性確保に関する基礎・基盤研究	2-3
① 鋼構造物の防食と長期寿命予測技術	2-3
② コンクリート構造物の長期性能評価技術	2-3
③ 遠隔操作に対応可能な非破壊検査技術	2-3
④ 遠隔操作に対応可能な構造物補修技術	2-3
⑤ 廃止措置時のリスクに関する調査	2-3
(2) 燃料デブリの処理と放射性廃棄物の処分に関する基礎・基盤研究	2-3
① 被覆管及び減速材を含む燃料デブリの性状評価と放射性核種の溶出挙動評価	2-3
② セメント系材料によるウラン化学種閉じ込め効果の評価と処分システムの提示	2-3
③ 市民との対話に基づく社会的受容性醸成の実践	2-3
(3) 教育プログラムの構築	2-3
① 原子炉廃止措置工学プログラムの構築	2-3
② 学生の基盤研究への参画	2-3
③ 産学連携セミナー、施設現地調査等の実施	2-3
(4) 研究推進	2-3
① 専門家会議の開催・運営	2-3
② 国際連携等の推進	2-4
③ プロジェクト推進・取りまとめ	2-4
2.2.2 平成30年度の実施体制及びスケジュール	2-4
3. 実施内容及び成果	3-1
3.1 格納容器・建屋等の健全性・信頼性確保に関する基礎・基盤研究	3-1
3.1.1 鋼構造物の防食と長期寿命予測技術	3-1
(1) γ 線の影響を加味した塗膜下腐食機構の解析と格納容器内面における腐食形態の変化の可能性検討	3-1
(2) 腐食に及ぼす流動影響の評価	3-6
(3) 構造強度低下推定法のモデルと模擬損傷材料の検討（再委託先：福島高専）	3-12
3.1.2 コンクリート構造物の長期性能評価技術	3-23
(1) 構造物への外乱履歴影響調査と材料・構造物性能確認実験	3-23
(2) 損傷した構造部材の性能低下定量評価方法の検討	3-37

3.1.3	遠隔操作に対応可能な非破壊検査技術	3-52
(1)	配管減肉モニタリング用EMATシステムの信頼性評価	3-52
(2)	EMATのモデリングのための電磁特性に関する研究・調査（再委託先：福島大学）	3-55
(3)	テラヘルツレーザー光源による分光・イメージング測定と現場適用検討	3-59
(4)	遠隔操作に対応するための課題の検討	3-61
3.1.4	遠隔操作に対応可能な構造物補修技術	3-69
(1)	低エネルギーコールドスプレーシステムの開発	3-69
(2)	錆びた模擬欠陥を有するフェライト鋼の水中摩擦攪拌接合（FSW）技術の開発	3-74
(3)	遠隔操作に対応するための課題の検討	3-77
3.1.5	廃止措置時のリスクに関する調査	3-81
3.2	燃料デブリの処理と放射性廃棄物の処分に関する基礎・基盤研究	3-101
3.2.1	被覆管及び減速材を含む燃料デブリの性状評価と放射性核種の溶出挙動評価	3-101
(1)	これまでの研究成果の概要（H26～H29）	3-101
①	模擬燃料デブリの合成と相関係の把握	3-101
②	トレーサー添加模擬デブリを用いた核種の溶出挙動評価	3-102
(2)	今年度の実施内容と研究成果（H30）	3-104
①	酸化雰囲気でのウラン-ジルコニウム-ホウ素系の相関係の把握	3-104
②	ウラン-ジルコニウム-ホウ素系デブリからの放射性核種の溶出実験による評価	3-106
(3)	U-Zr-Fe-B-コンクリート系デブリの総合評価	3-108
(4)	研究成果のまとめ	3-109
3.2.2	セメント系材料によるウラン化学種閉じ込め効果の評価と処分システムの提示	3-111
(1)	これまでの研究成果の概要（H26～H29）	3-111
(2)	今年度の実施内容と研究成果（H30）	3-113
①	セメント系材料とウランとの相互作用の確認試験	3-113
②	セメント系材料とウランとの相互作用の評価（再委託先：福島高専）	3-125
(3)	まとめ	3-127
3.2.3	市民との対話に基づく社会的受容性醸成の実践	3-129
(1)	これまでの研究成果の概要（H26～H29）	3-129
(2)	今年度の実施内容と研究成果（H30）	3-131
①	今年度の対話実施に当たっての方針	3-131
②	対話の結果	3-132
(3)	まとめ	3-133
3.3	教育プログラムの構築	3-135
3.3.1	原子炉廃止措置工学プログラムの構築	3-135

3.3.2 学生の基盤研究への参画	3-140
3.3.3 産学連携セミナー、施設現地調査等の実施	3-140
3.4 研究推進	3-150
3.4.1 専門家会議の開催・運営	3-150
3.4.2 国際連携等の推進	3-153
3.4.3 プロジェクト推進・取りまとめ	3-153
4. 結言	4-1

表一覧

表 2. 1-1	本プログラムの年度別全体計画	2-2
表 2. 2. 2-1	本プログラムの平成 30 年度月別年間計画（実施スケジュール）	2-5
表 3. 1. 1-1	試験片(実機格納容器用鋼材 SA738B)の化学組成（重量%）	3-2
表 3. 1. 1-2	SS400 の化学組成, 重量%	3-7
表 3. 1. 2-1	コンクリートの調合とフレッシュ性状及び 56 日間水中養生後の圧縮強度	3-24
表 3. 1. 2-2	Monosulfate の結合水の変化	3-35
表 3. 1. 2-3	Monocarbonate の結合水の変化	3-35
表 3. 1. 2-4	試験体一覧	3-39
表 3. 1. 2-5	試験体諸元	3-42
表 3. 1. 2-6	試験体諸元	3-46
表 3. 1. 2-7	損傷度と基準化残留ひび割れ幅	3-50
表 3. 1. 3-1	代表測定点での厚さ測定結果	3-53
表 3. 1. 3-2	シミュレーション結果	3-54
表 3. 1. 3-3	EMAT モニタリングシステム装置の概要	3-64
表 3. 1. 3-4	SNC 解析による評価厚さ及び SNC 規格化ピーク値	3-67
表 3. 1. 4-1	レーザー加工条件	3-70
表 3. 1. 4-2	コールドスプレー条件	3-71
表 3. 1. 5-1	原子炉施設のハザード源調査結果	3-81
表 3. 1. 5-2	事故炉廃止措置の特徴	3-83
表 3. 1. 5-3	R&D 項目の抽出と実施計画(案)の概略検討(例)	3-86
表 3. 1. 5-4	安全リスクに影響を与える因子	3-86
表 3. 1. 5-5	経済リスクに影響を与える因子	3-87
表 3. 1. 5-6	状態把握の難しい主要構造物の部位の健全性予測・推定方法の例	3-92
表 3. 1. 5-7	クリティカル部位に対する設備保全計画の立案方法（案）	3-93
表 3. 1. 5-8	R/B 及び PCV 負圧維持システムの機能喪失による 外部追加放出頻度の評価結果	3-96
表 3. 2. 1-1	トレーサー添加 UO ₂ 中の添加核種の ²³⁸ U に対する原子数比	3-103
表 3. 2. 1-2	模擬デブリ成分と B ₄ C との高温反応の自由エネルギー	3-109
表 3. 2. 2-1	共沈条件及び水和条件のウラン収着実験における各試料のパラメータ	3-114
表 3. 2. 2-2	炭酸イオン共存条件のウラン収着実験における各試料のパラメータ	3-121
表 3. 2. 3-1	事後アンケート結果(1)	3-133
表 3. 2. 3-2	事後アンケート結果(2) 自由記述の内容	3-134
表 3. 3. 1-1	「原子炉廃止措置工学プログラム」科目表	3-136
表 3. 3. 1-2	「原子炉廃止措置工学概論」集中講義スケジュール	3-139
表 3. 3. 3-1	これまでの産学官連携セミナーの実績	3-141
表 3. 3. 3-2	原子炉施設等の現地調査実績	3-144
表 3. 3. 3-3	次世代イニシアティブ廃炉技術カンファレンス開催実績	3-148

表 3.4.1-1 専門家会議の実施スケジュール 3-151

図一覧

図 1-1	本プログラム全体の目標	1-1
図 2. 2. 2-1	本プログラムの実施体制	2-4
図 3. 1. 1-1	格納容器内面における防食技術の検討に関するこれまでに実施した 研究の項目と主要な成果	3-1
図 3. 1. 1-2	すき間内面・外面を模擬した試験片の短絡電流計測の概念図	3-3
図 3. 1. 1-3	すき間内部を模擬した試験片から水溶液に流れる電流の経時変化	3-4
図 3. 1. 1-4	すき間内部を模擬した試験片から水溶液に流れる電流に及ぼす 腐食抑制剤の影響(電流はいずれの場合もアノード電流)	3-4
図 3. 1. 1-5	短絡電流計測後のすき間内部を模擬した試験片の腐食状況 (左: Na_2WO_4 無添加、右: Na_2WO_4 添加)	3-5
図 3. 1. 1-6	ホウ酸塩緩衝液中での SA738B のアノード分極挙動に及ぼす Na_2WO_4 の影響 (左: pH 7.0、右: pH 8.0)	3-5
図 3. 1. 1-7	回転円筒電極装置の外観及び試験セルの概略図	3-7
図 3. 1. 1-8	アノード分極試験による腐食挙動の評価	3-8
図 3. 1. 1-9	アノード分極試験後の試験片の外観ならびに光学顕微鏡写真	3-9
図 3. 1. 1-10	腐食試験中の試験片電位	3-9
図 3. 1. 1-11	腐食モードマッピング結果(1)	3-10
図 3. 1. 1-12	腐食モードマッピング結果(2)	3-10
図 3. 1. 1-13	本研究成果の活用イメージ	3-12
図 3. 1. 1-14	構造強度低下推定法のモデルと模擬損傷材料の検討に関する これまでの取り組み	3-13
図 3. 1. 1-15	弾塑性破壊靱性試験片の例	3-16
図 3. 1. 1-16	使用した(a)荷重負荷装置、(b)クリップゲージ(2種あるが、 主に左側のものにエッジを付して用いた)、(c)破壊靱性試験治具、 (d)疲労亀裂導入治具	3-17
図 3. 1. 1-17	破壊靱性試験から求めた STS370 鋼の J-R カーブ 下側の青いプロットが受け入れ材(上は、時効材)	3-18
図 3. 1. 1-18	試験後の 10%加工硬化材の破壊靱性試験片	3-19
図 3. 1. 1-19	破壊靱性試験片における亀裂成長条件と破壊評価線図(option 1)	3-20
図 3. 1. 2-1	コンクリートのひび割れ画像(左: UV 光源下の画像、 右: 白枠内の拡大画像)	3-25
図 3. 1. 2-2	加熱温度と総ひび割れ長さの関係	3-25
図 3. 1. 2-3	高温加熱後の SS カーブ	3-25
図 3. 1. 2-4	加熱温度と圧縮強度の関係	3-25
図 3. 1. 2-5	加熱温度と静弾性係数の関係	3-25
図 3. 1. 2-6	残存圧縮強度率と総ひび割れ長さの関係	3-26
図 3. 1. 2-7	試験体概要	3-27

図 3. 1. 2-8	硝酸銀噴霧による塩化物イオン浸透範囲	3-27
図 3. 1. 2-9	EPMA による塩素 (Cl) マッピング	3-28
図 3. 1. 2-10	SEM による微細ひび割れの観察	3-28
図 3. 1. 2-11	高温加熱を受けたコンクリート中の塩化物イオン濃度の分布	3-29
図 3. 1. 2-12	GSH の XRD チャート	3-33
図 3. 1. 2-13	GSH の水蒸気吸着等温線	3-33
図 3. 1. 2-14	Monosulfate の XRD チャート	3-35
図 3. 1. 2-15	Monocarbonate の XRD チャート	3-35
図 3. 1. 2-16	熱とその後の水の作用によるモルタルの各種耐久性能の変化	3-36
図 3. 1. 2-17	原子炉格納容器内部温度履歴と水和物の変化	3-36
図 3. 1. 2-18	試験体配筋図 (単位 : mm)	3-38
図 3. 1. 2-19	加力装置図 (単位 : mm)	3-40
図 3. 1. 2-20	予備加力による損傷度と構造物の被災度の関係の概念	3-40
図 3. 1. 2-21	荷重-変形関係包絡線と層せん断力比	3-41
図 3. 1. 2-22	試験体配筋詳細図	3-42
図 3. 1. 2-23	荷重-変形関係(直交壁付き SF-13 シリーズ)	3-44
図 3. 1. 2-24	ひび割れ及び破壊状況(直交壁付き SF-13-D0 試験体)	3-44
図 3. 1. 2-25	荷重-変形関係(柱付き壁 SC-13 シリーズ)	3-45
図 3. 1. 2-26	平均せん断応力度計算用の壁板断面積の設定	3-45
図 3. 1. 2-27	荷重-変形関係包絡線	3-47
図 3. 1. 2-28	損傷の有無による層せん断力の比の推移	3-47
図 3. 1. 2-29	両シリーズの層せん断力の比の推移	3-47
図 3. 1. 2-30	総ひび割れ幅に基づく壁の変形推定モデル	3-48
図 3. 1. 2-31	基準化ひび割れ幅の概念図	3-49
図 3. 1. 2-32	基準化ひび割れ幅と変形角の関係	3-49
図 3. 1. 2-33	推定層間変形と実際の層間変形の関係	3-49
図 3. 1. 3-1	試験配管	3-53
図 3. 1. 3-2	Pluse-EMAR とキャリパーゲージによる測定結果	3-53
図 3. 1. 3-3	三次元レーザー走査型顕微鏡による表面観察	3-54
図 3. 1. 3-4	超音波伝搬シミュレーションモデル	3-54
図 3. 1. 3-5	微視的磁気特性測定装置の概念図	3-55
図 3. 1. 3-6	応力を印加したステンレス鋼 (SUS304) の磁気光学測定	3-56
図 3. 1. 3-7	欠陥によって磁壁がトラップされる様子	3-56
図 3. 1. 3-8	炭素鋼管 (STPT370) の周方向に測定された EMAT エコー信号	3-57
図 3. 1. 3-9	sample S 及び sample W の XRD	3-57
図 3. 1. 3-10	sample S 及び sample W の SEM 観察画像	3-58
図 3. 1. 3-11	FIB による微小試料切出し及び sample S 及び sample W の電子線回折像	3-58
図 3. 1. 3-12	VSM による磁気特性測定	3-58

図 3.1.3-13	モンテカルロシミュレーションによる bcc 鉄磁歪の方向依存性	3-59
図 3.1.3-14	コンクリート内部が見えるテラヘルツ非破壊イメージング	3-60
図 3.1.3-15	コンクリート内部の水和水・結合水によるテラヘルツ光の吸収	3-60
図 3.1.3-16	ハイブリッド型テラヘルツ導波路の開発プロセス	3-61
図 3.1.3-17	原子炉建屋におけるテラヘルツ遠隔・非破壊検査	3-62
図 3.1.3-18	軸方向波動伝搬ホイール機構 2 機で構成した台車	3-63
図 3.1.3-19	システムの構成図	3-64
図 3.1.3-20	プローブの固定バンドの概要	3-65
図 3.1.3-21	試作したプローブ固定バンド	3-66
図 3.1.3-22	EMAT システムによる固定バンドの評価試験	3-66
図 3.1.3-23	EMAT システムによる測定画面	3-66
図 3.1.3-24	固定バンドのプローブ SNC 解析結果	3-67
図 3.1.3-25	ロボット搭載におけるテラヘルツ遠隔検査の実証	3-68
図 3.1.4-1	レーザーテクスチャリング処理した SUS304 の表面 SEM 観察例	3-71
図 3.1.4-2	レーザー出力を変化させた際の成膜性の比較 (Single パターン)	3-72
図 3.1.4-3	レーザー出力を変化させた際の成膜性の比較 (Multi パターン)	3-72
図 3.1.4-4	レーザー出力を変化させた際の成膜厚さ、表面粗さの関係 (Multi パターン)	3-73
図 3.1.4-5	溝形状を変えた場合の粒子変形挙動に関する有限要素解析モデル	3-73
図 3.1.4-6	本研究課題の実施項目と主な成果	3-74
図 3.1.4-7	錆びたテーパー状模擬欠陥を有する供試材 (S45C) の外観写真	3-75
図 3.1.4-8	接合ツールの形状の違い	3-76
図 3.1.4-9	錆びた模擬欠陥を有する鋼板に対して通常 FSW と水中 FSW を 実施して得られた継手外観写真	3-76
図 3.1.4-10	錆びた模擬欠陥を有する鋼板を水中 FSW して得られた 断面マクロ写真 (欠陥幅 : 0.3mm の位置)	3-76
図 3.1.4-11	火中から不定形物を把持するトーラスグリッパ機構 (極限環境耐性の例として)	3-78
図 3.1.4-12	現行型コールドスプレー装置を炉内搬送する際の概念図	3-78
図 3.1.4-13	コールドスプレー装置を完全遠隔化し炉内搬送する際の概念図	3-79
図 3.1.4-14	パイプライン敷設工事向けの FSW 装置	3-80
図 3.1.5-1	事故炉廃止措置時におけるリスク管理方法の調査・検討に関する これまでの実施概要	3-81
図 3.1.5-2	事故炉廃止措置時における安全リスク指標	3-83
図 3.1.5-3	事故炉廃止措置時における安全リスクの変化	3-84
図 3.1.5-4	事故炉廃止措置の検討プロセス	3-84
図 3.1.5-5	事故炉廃止措置時における廃止措置活動と設備保全活動の関係	3-84
図 3.1.5-6	安全リスク管理における戦略的リスク低減策の重要性	3-85

図 3. 1. 5-7 主要設備の基本安全機能確保上の重要部位とクリティカル部位の抽出	3-85
図 3. 1. 5-8 安全リスク低減のための戦略	3-87
図 3. 1. 5-9 安全リスク低減対策の効果	3-89
図 3. 1. 5-10 事故炉廃止措置時における安全リスク評価と管理	3-94
図 3. 1. 5-11 想定する R/B 及び PCV 負圧維持システム	3-95
図 3. 1. 5-12 R/B 及び PCV 負圧維持システムの信頼性評価手順	3-96
図 3. 1. 5-13 R/B 及び PCV 負圧維持システムの機能喪失による 外部追加放出頻度の評価結果	3-96
図 3. 1. 5-14 リスク重要度評価結果（ベースケース）	3-97
図 3. 1. 5-15 リスク重要度評価結果（感度解析ケース）	3-97
図 3. 1. 5-16 事故炉廃止措置時における安全性を高度に維持するための監視プロセス	3-99
図 3. 2. 1-1 燃料デブリの性状評価これまでの実施概要	3-101
図 3. 2. 1-2 UO_2 - ZrO_2 - CaO 系模擬デブリの XRD 結果	3-102
図 3. 2. 1-3 アクチノイド・FP トレーサー添加 UO_2 - ZrO_2 - CaO 及び SiO_2 含有 模擬燃料デブリ（酸化雰囲気）の外観	3-103
図 3. 2. 1-4 UO_2 - ZrO_2 - CaO 及び SiO_2 （酸化系）模擬デブリ （合成温度 1200°C 及び 1600°C）から海水への各核種の溶出率 （浸漬液：海水、温度：25°C、浸漬期間：30 日間）	3-104
図 3. 2. 1-5 UO_2 - ZrO_2 - B_4C 系模擬燃料デブリの酸化雰囲気における 加熱前後の XRD 解析結果	3-106
図 3. 2. 1-6 トレーサー添加 U-Zr-B 系模擬デブリ含有 模擬デブリ（1200°C・酸化雰囲気）の外観	3-107
図 3. 2. 1-7 トレーサー添加 U-Zr-B 系模擬デブリ含有 模擬デブリ（合成温度 1200°C）から海水への各核種の溶出率 （浸漬液：海水、温度：25°C、浸漬期間：30 日間）	3-108
図 3. 2. 2-1 平成 26 年度から平成 29 年度までの本研究成果の概要とそれらの関連	3-111
図 3. 2. 2-2 CSH へのウラン収着実験の概要	3-115
図 3. 2. 2-3 共沈及び水和試料の収着実験後の Ca 濃度、Si 濃度、pH、 固相の Ca/Si 比	3-117
図 3. 2. 2-4 UO_2^{2+} 化学種の pH 依存性	3-117
図 3. 2. 2-5 収着実験後に遠心分離を行った CSH 試料の外観（CSH 養生 3 時間 及び 216 時間）	3-118
図 3. 2. 2-6 ウラン溶液及び CSH 共存試料の蛍光減衰挙動	3-120
図 3. 2. 2-7 ウラン収着実験後の CSH 試料の蛍光減衰挙動（CSH 養生 3 時間 及び 216 時間）	3-120
図 3. 2. 2-8 炭酸イオン共存条件における UO_2^{2+} 化学種の pH 依存性	3-121
図 3. 2. 2-9 炭酸イオン共存条件の収着実験後の Ca 及び Si 濃度、pH、 固相の Ca/Si 比	3-122
図 3. 2. 2-10 収着実験後に遠心分離を行った CSH 試料の外観（炭酸イオン 10 mM）	

及び炭酸無し)	3-123
図 3. 2. 2-11 ウラン収着実験後の CSH 試料の蛍光減衰挙動 (炭酸イオン有無の比較)	3-124
図 3. 2. 2-12 ウラン収着実験後の CSH 試料の蛍光減衰挙動 (炭酸イオン濃度による比較)	3-124
図 3. 2. 2-13 処分システムにおける pH を支配する化学種の時間変化の概要 (Atokins et al. (1992) ^[8] に一部加筆)	3-126
図 3. 2. 2-14 処分システムに及ぼす隆起・侵食の影響 (概念図) (JAEA (2015) ^[7] より)	3-126
図 3. 2. 3-1 市民との対話に基づく社会的受容性醸成の実践研究の全体構成	3-129
図 3. 2. 3-2 グループ討論の結果	3-132
図 3. 3. 1-1 原子炉廃止措置工学プログラム	3-135
図 3. 3. 1-2 「原子炉廃止措置工学概論」集中講義風景	3-139
図 3. 3. 3-1 第 1 回セミナー風景	3-140
図 3. 3. 3-2 第 2 回セミナー風景	3-141
図 3. 3. 3-3 第 3 回セミナー風景	3-142
図 3. 3. 3-4 第 4 回セミナー風景	3-143
図 3. 3. 3-5 敦賀発電所 1 号機の現地調査時風景	3-145
図 3. 3. 3-6 敦賀発電所 2 号機の現地調査時風景	3-146
図 3. 3. 3-7 原子力緊急事態支援センター及び総合研修センターの現地調査時風景	3-146
図 3. 3. 3-8 福島第一原子力発電所の現地調査時風景 (1)	3-147
図 3. 3. 3-9 福島第一原子力発電所の現地調査時風景 (2)	3-147
図 3. 3. 3-10 東京電力 廃炉資料館	3-148
図 3. 3. 3-11 NDEC-4 全体セッション風景	3-149
図 3. 3. 3-12 NDEC-4 における口頭発表とポスター発表の状況	3-149
図 3. 4. 1-1 専門家会議の全体会議風景	3-150

略語一覧

- AA : Administrative Assistant (アドミニストレイティブ・アシスタント)
- ASTM : American Society for Testing and Materials (米国試験材料協会)
- bcc : body centered cubic lattice (体心立方格子)
- BWR : Boiling Water Reactor (沸騰水型軽水炉)
- CEA : Commissariat à l'énergie atomique et aux énergies alternatives (フランス原子力・代替エネルギー庁)
- CFReND : Center for Fundamental Research on Nuclear Decommissioning (原子炉廃止措置基盤研究センター)
- CSH : Calcium Silicate Hydrate (カルシウムシリケート水和物)
- CT : Compact Tension (コンパクトテンション)
- DO : Dissolved Oxygen (溶存酸素)
- ECT : Eddy Current Testing (渦電流探傷法)
- EMAR : Electro-Magnetic Acoustic Resonance (電磁超音波共鳴法)
- EMAT : Electromagnetic Acoustic Transducer (電磁超音波探触子)
- EPMA : Electron Probe Micro Analyzer (電子線マイクロアナライザー)
- FDTD : Finite Difference Time Domain (時間領域差分法)
- FGI : Focus Group Interview (フォーカスグループインタビュー)
- FIB : Focused Ion Beam (集束イオンビーム)
- FP : Fission Product (核分裂生成物)
- FSW : Friction Stir Welding (摩擦攪拌接合)
- IAEA : International Atomic Energy Agency (国際原子力機関)
- ICP-AES : Inductively Coupled Plasma-Atomic Emission Spectroscopy (高周波誘導結合プラズマ発光分光分析法)
- IRID : International Research Institute for Nuclear Decommissioning (技術研究組合 国際廃炉研究開発機構)
- JAEA : Japan Atomic Energy Agency (日本原子力研究開発機構)
- MA : Minor Actinide (マイナーアクチノイド)
- NDEC : Conference for R&D Initiative on Nuclear Decommissioning Technology by the Next Generation (次世代イニシアティブ廃炉技術カンファレンス)
- NDF : Nuclear Damage Compensation and Decommissioning Facilitation Corporation (原子力賠償・廃炉等支援機構)
- NRC : Nuclear Regulatory Commission (米国原子力規制委員会)
- PCV : Primary Containment Vessel (原子炉格納容器)
- PRA : Probabilistic Risk Assessment (確率論的リスク評価)
- RA : Research Assistant (リサーチ・アシスタント)
- R/B : Reactor Building (原子炉建屋)
- RC : Reinforced Concrete (鉄筋で補強されたコンクリート)

ROP : Reactor Oversight Process (原子炉監視プロセス)
RPV : Reactor Pressure Vessel (原子炉圧力容器)
SEM : Scanning Electron Microscope (走査型電子顕微鏡)
SNC : Superposition of N-th Compression (N 周期加算法)
TG : Task Group (タスクグループ)
TG-DTA : Thermo-gravimeter Differential Thermal Analyzer (熱重量示差熱分析装置)
THz : Terahertz (10^{12} ヘルツ)
TMI : Three Mile Island (スリーマイルアイランド原子力発電所)
TRLFS : Time-Resolved Laser-induced Fluorescence Spectroscopy (時間分解レーザー誘起
蛍光分光分析)
TRU : Trans-Uranium elements (超ウラン元素)
XRD : X - ray diffraction (X 線回折)

概略

1. 本研究の背景

東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所では東北地方太平洋沖地震をきっかけに発生した事故の収束以降、国の威信をかけてオールジャパン体制で中長期ロードマップに基づき廃止措置に取り組んでいる^{[1][2]}。

東北大学は東日本大震災からの復興・新生を先導することを歴史的使命であると考えており、平成25年に制定した全学ビジョン（里見ビジョン）の中でも「復興・新生の先導」を2大目標の1つとした^[3]。この目標を達成するため、震災直後に開始した8つの全学的プロジェクトと100を超える構成員提案型プロジェクトを継続的に推進するとともに、復興を加速するための新規プロジェクトを立案・開始することとした。その1つが本事業を位置づけている「福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置に向けた基礎・基盤研究と人材育成の推進」である。なお、平成30年に制定された新たな全学ビジョン（東北大学ビジョン2030）においても重点戦略「震災復興から持続可能な社会創造を見据えた新たな課題解決型研究の展開」の中に位置づけて取り組むこととしている^[4]。

以上のような背景の下、本事業では東北大学の伝統的な強みである材料分野のポテンシャルを活用すべく広範な分野が連携した、工学系を中心とした全学横断組織を形成し、さらに福島大学及び福島高専の専門家の協力を得て、本事業を実施することにより、基盤研究を加速する。また、そのような基盤研究のプラットフォームの上に学生教育カリキュラムを構築して、長期に亘る安全な廃止措置をリードできる中核人材の育成を図る。

2. 解決すべき課題

本事業では、最優先すべき研究課題とされている『(1)格納容器・建屋等の健全性・信頼性確保のための基礎・基盤研究』ならびに『(2)燃料デブリの処理と放射性廃棄物の処分に関する基礎・基盤研究』の2つの課題に取り組む。課題(1)の目標は①格納容器・注水配管系等の鋼構造物の実環境下長期における腐食速度予測技術の構築と防食指針の策定、②コンクリート施設の健全性診断・余裕度評価手法の開発と補修・補強対象部位の検知、補強技術の抽出、及び③遠隔操作可能な検査・補修新技術の基礎的開発とフィージビリティ評価である。課題(2)の目標は、①U-Zr-Fe-B-コンクリート系の相関係の解明と放射性核種溶出挙動の把握、②セメント系材料によるウランの閉じ込め効果の定量評価と具体的な処分システムの提示、及び③市民との対話に基づく社会的受容性醸成の実践である。

学生教育では「原子炉廃止措置工学プログラム」を設け、専用の教育カリキュラムを整備して①常に原理・原則に立ち戻って課題解決を図ることができ、②課題の本質を俯瞰的に洞察して幹と枝葉を的確に見極めることができる、そして③課題解決に向けて異分野の専門家と高度にコミュニケーションを図ることができる能力を併せ持つ人材の育成を目指す。また、今後、長期に亘る廃止措置工程において、状況が種々変化する中においても異分野専門家との連携を図り、的確かつ重層的な対応を取ることができる中核人材の育成を目指す。そして、これらを実現するための仕組みの構築に取り組む。

3. 本研究の目的

これまでの成果を整理し、その結果を踏まえて最終年度である平成 30 年度に計画された業務を実施することにより、前項で示した「解決すべき課題」を解決することを目的とする。

4. 本研究の実施内容

平成26年度より以下に示す実施項目について具体的な基盤研究及び人材育成活動に関する計画を立案・実施してきた。

(1) 格納容器・建屋等の健全性・信頼性確保に関する基礎・基盤研究

①鋼構造物の防食と長期寿命予測技術

- a) γ 線の影響を加味した塗膜下腐食機構の解析と格納容器内面における腐食形態の変化の可能性検討
- b) 腐食に及ぼす流動影響の評価
- c) 構造強度低下推定法のモデルと模擬損傷材料の検討（再委託先：福島高専）

②コンクリート構造物の長期性能評価技術

- a) 構造物への外乱履歴影響調査と材料・構造物性能確認実験
- b) 損傷した構造部材の性能低下定量評価方法の検討

③遠隔操作に対応可能な非破壊検査技術

- a) 配管減肉モニタリング用EMATシステムの信頼性評価
- b) EMATのモデリングのための電磁特性に関する研究・調査（再委託先：福島大学）
- c) テラヘルツレーザー光源による分光・イメージング測定と現場適用検討
- d) 遠隔操作に対応するための課題の検討

④遠隔操作に対応可能な構造物補修技術

- a) 低エネルギーコールドスプレーシステムの開発
- b) 錆びた模擬欠陥を有するフェライト鋼の水中摩擦攪拌接合（FSW）技術の開発
- c) 遠隔操作に対応するための課題の検討

⑤廃止措置時のリスクに関する調査

(2) 燃料デブリの処理と放射性廃棄物の処分に関する基礎・基盤研究

①被覆管及び減速材を含む燃料デブリの性状評価と放射性核種の溶出挙動評価

- a) 酸化雰囲気でのU-Zr-B系の相関係の把握
- b) U-Zr-B系デブリからの放射性核種の溶出実験による評価
- c) これまで得られた成果をまとめU-Zr-Fe-B-コンクリート系デブリの総合評価を行う。

②セメント系材料によるウラン化学種閉じ込め効果の評価と処分システムの提示

- a) セメント系材料とウランとの相互作用の確認試験
- b) セメント系材料とウランとの相互作用の評価（再委託先：福島高専）

③市民との対話に基づく社会的受容性醸成の実践

(3) 教育プログラムの構築

①原子炉廃止措置工学プログラムの構築

②学生の基盤研究への参画

③産学連携セミナー、施設現地調査等の実施

(4) 研究推進

①専門家会議の開催・運営

②国際連携等の推進

③プロジェクト推進・とりまとめ

5. 本研究の成果

最優先すべき研究課題とされている『(1)格納容器・建屋等の健全性・信頼性確保のための基礎・基盤研究』ならびに『(2)燃料デブリの処理と放射性廃棄物の処分に関する基礎・基盤研究』の2つの課題に取り組んだ。その結果、課題(1)では長期を要する事故炉廃止措置において主要設備の健全性を確認する上で重要と考えられる検査技術、経年劣化評価技術及び補修技術の開発の目処を立てるとともに、それら技術の事故炉廃止措置時におけるリスク管理上の位置付けと重要性を確認することができた。また、課題(2)では、模擬燃料デブリを用いた実験を通じて燃料デブリの相関係や性状を明らかにし、今後の研究の方向性として経年変化が放射性物質の溶出挙動に与える影響を評価することの重要性を指摘するとともに、地圏環境を利用した処分を想定して実験を行い、U(VI)はセメント利用に起因するCSHと反応し、ウラノフェンのような準安定物質を形成することを明らかにした。後者は処分システムに多量に必要となるセメント系材料が加水分解種によるコロイド状のウランの移行を抑えることを意味し、これらの成果を踏まえ、その処分システムの安全評価への反映方法及び処分システムの提示を行った。さらに、廃止措置の社会的受容性の醸成を目的として行った市民との対話を通じて廃止措置に対する社会的受容性が醸成される可能性を示し、説明者側の社会リテラシー向上が重要な要素となること等を明らかにした。

人材育成面では、教育カリキュラムを整備した他、専門家会議や産学官連携セミナー、原子炉施設現地調査等、廃止措置に対応できる人材を育成するための恒常的な仕組みを構築することができた。

6. 今後の展望、将来の見通し

本学は、廃止措置基盤研究及び人材育成を推進する組織として「原子炉廃止措置基盤研究センター (CFReND)」を全学組織である災害復興新生研究機構の構成組織として平成28年12月1日に設置し、今後は本組織を中心に廃止措置に関連する基盤研究及び人材育成に取り組むこととしている。

基盤研究は、これまでの事業成果を踏まえ、引き続き『(1)格納容器・建屋等の健全性・信頼性確保のための基礎・基盤研究』ならびに『(2)燃料デブリの処理と放射性廃棄物の処分に関する基礎・基盤研究』の2つの課題に取り組み、研究の重点化を進めるとともに、東京電力ホールディングス(株)を中心とするニーズ保有者との連携を深めて新たな研究課題にも積極的に取り組む予定である。

人材育成については、これまでに確立された人材育成のための仕組みを活用して教育カリキュラム「原子炉廃止措置工学プログラム」や産学官連携セミナー等を継続的に行い、下記の能力を備えた多数の有為な人材を社会に送り出していく予定である。

①原理・原則に立ち戻って課題解決を図る能力

- ②課題の本質（幹と枝葉）を的確に見分ける能力
- ③異分野専門家との高度コミュニケーション・協働能力

参考文献

- [1] 東京電力（株）福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ
(http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/130627/130627_01d.pdf)
- [2] 東京電力㈱福島第一原子力発電所廃炉のための技術戦略プラン2015
(http://www.dd.ndf.go.jp/pdf/SP2015_20150623.pdf)
- [3] 里見ビジョン（SATOMI VISION 2013）
(http://www.tohoku.ac.jp/japanese/profile/president/01/president0101/SATOMI_VISION_2013.pdf)
- [4] 東北大学ビジョン2030 最先端の創造、大変革への挑戦
(https://www.tohoku.ac.jp/japanese/newimg/newsimg/tohoku_uni_vision2030.pdf)

1. はじめに

東北大学は「東日本大震災からの復興・新生の先導」を全学ビジョンとして掲げ、その実現のために「福島第一原子力発電所（以下、1Fという。）の廃止措置への貢献」を最重要課題の1つとしている。本事業では、東北大学の伝統的な強みである材料分野のポテンシャルを活用すべく広範な分野が連携した全学横断組織を形成し、さらに福島大学及び福島高専の専門家の協力を得て基盤研究を加速する。また、専用の学生教育カリキュラムを整備して、安全な廃止措置をリードできる中核人材の育成を図る。

原子炉廃止措置の現場のニーズを踏まえた優先研究課題として、『(1)格納容器・建屋等の健全性確保のための基礎・基盤研究』と『(2)燃料デブリの処理と放射性廃棄物の処分に関する基礎・基盤研究』の2つの課題に取り組む。各研究課題には具体的目標を設けて現場で役立つ技術の基盤となる成果の創出を目指す。

人材育成面では、教育カリキュラム「原子炉廃止措置工学プログラム」を設け、基盤研究への学生の主体的な参画を図るとともに、専用カリキュラムを整備して、状況が複雑に変化する可能性がある原子炉廃止措置工程において異分野専門家との連携を図り、的確かつ重層的な対応を取ることができる中核人材を育成する。

なお、本プログラムの直接の目的ではないが、このプロジェクトを実施する過程で東北大学「原子炉廃止措置基盤研究センター」を設置し、長期にわたり研究及び人材育成を推進するための全学体制を構築することを目指す（図 1-1）。

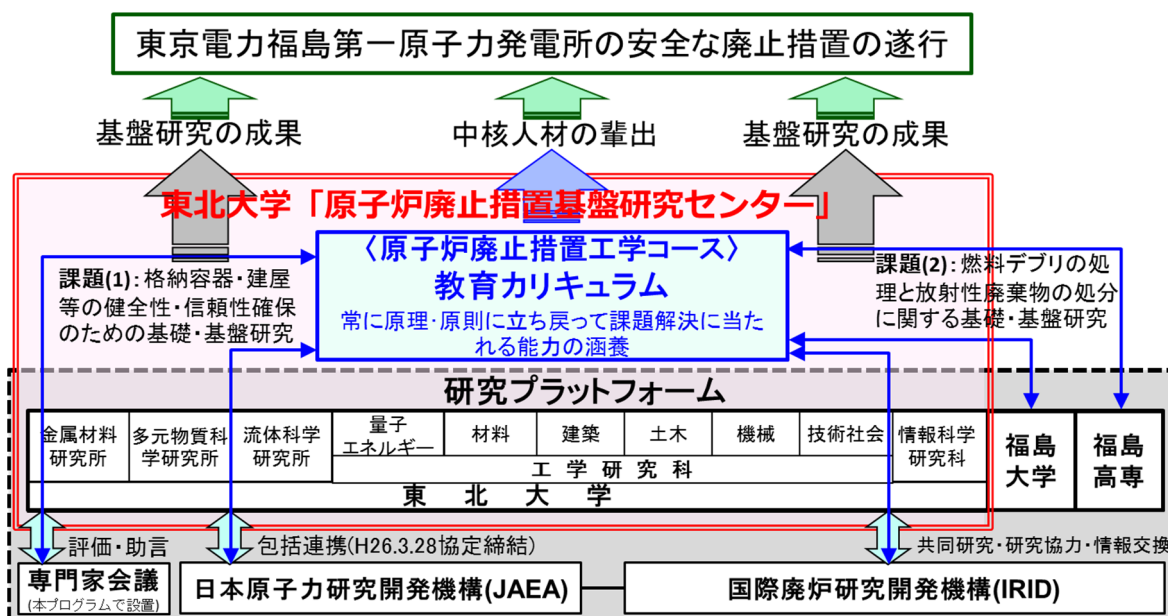


図 1-1 本プログラム全体の目標

2. 業務計画

2.1 全体計画

本プログラムでは、最優先すべき研究課題とされている『(1)格納容器・建屋等の健全性・信頼性確保のための基礎・基盤研究』ならびに『(2)燃料デブリの処理と放射性廃棄物の処分に関する基礎・基盤研究』の2つの課題に取り組む。

事業期間を通じての課題(1)の目標は下記の通りである。

- ・格納容器・注水配管系等の鋼構造物の実環境下長期における腐食速度予測技術の構築と防食指針の策定
- ・コンクリート施設の健全性診断・余裕度評価手法の開発と補修・補強対象部位の検知、補強技術の抽出
- ・遠隔操作可能な検査・補修新技術の基礎的開発とフィージビリティ評価

同じく課題(2)の目標は下記の通りである。

- ・U-Zr-Fe-B-コンクリート系の相関係の解明と放射性核種溶出挙動の把握
- ・セメント系材料によるウランの閉じ込め効果の定量評価と具体的な処分システムの提示
- ・市民との対話に基づく社会的受容性醸成の実践

学生教育では「原子炉廃止措置工学プログラム」を設け、専用の教育カリキュラムを整備して下記の能力を併せ持つ人材の育成を目指す。

- ・常に原理・原則に立ち戻って課題解決を図ることができる能力
- ・課題の本質を俯瞰的に洞察して幹と枝葉を的確に見極めることができる能力
- ・課題解決に向けて異分野の専門家と高度にコミュニケーションを図ることができる能力

今後、長期に亘る原子炉廃止措置工程において、状況が種々変化する中においても異分野専門家との連携を図り、的確かつ重層的な対応を取ることができる中核人材を育成する。

本プログラムの年度別全体計画を表 2.1-1 に示す。

表 2.1-1 本プログラムの年度別全体計画

項目	年度	平成26年度	平成27年度	平成28年度	平成29年度	平成30年度
基礎・基盤研究						
(1) 格納容器・建屋等の健全性・信頼性確保に関する基礎・基盤研究						
① 鋼構造物の防食と長期寿命予測技術		← 腐食モードの塗膜劣化・環境条件依存性評価 (東北大学) →				
		← 実機模擬試験技術 (東北大学、福島高専) →		← 局部腐食臨界条件の定量化と進展性評価 長期寿命予測・管理指針 (東北大学、福島高専) →		
② コンクリート構造物の長期性能評価技術		← 従来手法の整理 (東北大学) →			← 腐食抑制剤探索と有効範囲 (東北大学) →	
		← 事故以降の外力履歴の調査・評価 (東北大学) →				← 構造性能評価手法提示 (東北大学) →
		← 地震動、熱、放射線、経年劣化等が構造部材の性能に及ぼす影響の評価に関する基礎的検討 (東北大学) →				
③ 遠隔操作に対応可能な非破壊検査技術		← ECT, EMAT, テラヘルツ光応用の基礎検討とフィジビリティ (東北大学、福島大学) →		← 実機の状態/現場環境に対応するための技術開発と基盤データ整備 (東北大学、福島大学) →		← 遠隔検査システムの概念設計検討 (東北大学、福島大学) →
		← 検査技術と遠隔技術との組み合わせにおける課題調査と整理 (東北大学) →		← 高所狭所アクセシビリティの高度化の課題検討 (東北大学) →		← 高所狭所アクセス実用化の課題検討 (東北大学) →
④ 遠隔操作に対応可能な構造物補修技術		← ユールスプレー、FSW応用の基礎検討とフィジビリティ (東北大学) →		← 実機の状態/現場環境に対応するための技術開発と基盤データ整備 (東北大学) →		← 遠隔検査システムの概念設計検討 (東北大学) →
		← 補修技術と遠隔技術との組み合わせにおける課題調査と整理 (東北大学) →		← 高所狭所アクセシビリティの高度化の課題検討 (東北大学) →		← 高所狭所アクセス実用化の課題検討 (東北大学) →
⑤ 廃止措置時のリスクに関する調査		← 廃止措置時におけるリスクの考え方等の調査 (東北大学) →				
(2) 燃料デブリの処理と放射性廃棄物の処分に関する基礎・基盤研究						
① 燃料デブリ・コンクリート系の相関係と放射性核種溶出挙動把握		← U-Zr-コンクリート系の評価 (東北大学) →	← U-Fe-コンクリート系の評価 (東北大学) →	← U-Zr-B系の評価 (東北大学) →	← U-Fe-B系の評価 (東北大学) →	← U-Zr-Fe-B-コンクリート系の総合評価 (東北大学) →
② セメント系材料によるウラン化学種閉じ込め効果の評価と処分システムの提示		← 溶解性ウラン化学種とセメント系材料安定性の整理 (東北大学、福島高専) →	← ウラン共存下のセメント安定性の定量化 (東北大学、福島高専) →	← ウランとセメント系材料との分配係数評価 (東北大学) →		← ウラン閉じ込め性能定量化と処分システム提示 (東北大学、福島高専) →
				← 地下冠水環境におけるセメント成分とウランとの相互作用 (東北大学、福島高専) →		
③ 市民との対話に基づく社会的受容性醸成の実践		← コアグループ形成の検討 (東北大学) →	← FGIの実施と分析 (東北大学) →	← 市民対話の仕組みの構想と実施 (東北大学) →		← 市民対話の継続実施と分析、まとめ (東北大学) →
教育プログラム						
(3) 教育プログラムの構築						
① 原子炉廃止措置工学プログラムの構築		← 開設準備(一部開講) (東北大学) →	← コース開講 (東北大学) →	← 実施と改善検討 (東北大学) →	← 実施 (東北大学) →	← 実施と成果まとめ (東北大学) →
② 学生の基盤研究への参画		← 実施準備 (東北大学) →	← 実施準備・一部実施 (東北大学) →	← 実施 (東北大学) →	← 実施 (東北大学) →	← 実施と成果まとめ (東北大学) →
③ 産学連携セミナー、施設現地調査等の実施		← 実施準備 (東北大学) →	← 実施 (東北大学) →	← 実施 (東北大学) →	← 実施 (東北大学) →	← 実施と成果まとめ (東北大学) →
(4) 研究推進						
① 専門家会議の開催・運営		← 実施 (東北大学) →	← 実施 (東北大学) →	← 実施 (東北大学) →	← 実施 (東北大学) →	← 実施 (東北大学) →
② 国際連携等の推進		← 検討・調整 (東北大学) →	← 検討・調整 (東北大学) →	← 検討・調整 (東北大学) →	← 調整・一部実施 (東北大学) →	← 実施と成果まとめ (東北大学) →
③ プロジェクト推進・とりまとめ		← 実施 (東北大学) →	← 実施 (東北大学) →	← 実施 (東北大学) →	← 実施 (東北大学) →	← 実施と成果まとめ (東北大学) →

2.2 各年度計画

2.2.1 実施内容

平成26年度より以下に示す実施項目について具体的な基盤研究及び人材育成活動に関する計画を立案・実施してきた。

(1) 格納容器・建屋等の健全性・信頼性確保に関する基礎・基盤研究

①鋼構造物の防食と長期寿命予測技術

- a) γ 線の影響を加味した塗膜下腐食機構の解析と格納容器内面における腐食形態の変化の可能性検討
- b) 腐食に及ぼす流動影響の評価
- c) 構造強度低下推定法のモデルと模擬損傷材料の検討（再委託先：福島高専）

②コンクリート構造物の長期性能評価技術

- a) 構造物への外乱履歴影響調査と材料・構造物性能確認実験
- b) 損傷した構造部材の性能低下定量評価方法の検討

③遠隔操作に対応可能な非破壊検査技術

- a) 配管減肉モニタリング用EMATシステムの信頼性評価
- b) EMATのモデリングのための電磁特性に関する研究・調査（再委託先：福島大学）
- c) テラヘルツレーザー光源による分光・イメージング測定と現場適用検討
- d) 遠隔操作に対応するための課題の検討

④遠隔操作に対応可能な構造物補修技術

- a) 低エネルギーコールドスプレーシステムの開発
- b) 錆びた模擬欠陥を有するフェライト鋼の水中摩擦攪拌接合（FSW）技術の開発
- c) 遠隔操作に対応するための課題の検討

⑤廃止措置時のリスクに関する調査

(2) 燃料デブリの処理と放射性廃棄物の処分に関する基礎・基盤研究

①被覆管及び減速材を含む燃料デブリの性状評価と放射性核種の溶出挙動評価

- a) 酸化雰囲気でのU-Zr-B系の相関係の把握
- b) U-Zr-B系デブリからの放射性核種の溶出実験による評価
- c) これまで得られた成果をまとめU-Zr-Fe-B-コンクリート系デブリの総合評価を行う。

②セメント系材料によるウラン化学種閉じ込め効果の評価と処分システムの提示

- a) セメント系材料とウランとの相互作用の確認試験
- b) セメント系材料とウランとの相互作用の評価（再委託先：福島高専）

③市民との対話に基づく社会的受容性醸成の実践

(3) 教育プログラムの構築

- ①原子炉廃止措置工学プログラムの構築
- ②学生の基盤研究への参画
- ③産学連携セミナー、施設現地調査等の実施

(4) 研究推進

- ①専門家会議の開催・運営

- ② 国際連携等の推進
- ③ プロジェクト推進・取りまとめ

2.2.2 平成 30 年度の実施体制及びスケジュール

東北大学の伝統的な強みである材料分野のポテンシャルを活用すべく広範な分野が連携した、工学系を中心とした全学横断組織を形成し、さらに福島大学及び福島高専の専門家の協力を得て、下記の 8 つのタスクグループ (TG) と総括グループから成る体制で基盤研究に取り組む (図 2.2.2-1)。また、平成 30 年度の実施スケジュールを表 2.2.2-1 に示す。

- ① 鋼構造物腐食・防食 TG
- ② コンクリート構造物評価 TG
- ③ 検査技術開発 TG
- ④ 補修技術開発 TG
- ⑤ 遠隔技術 TG
- ⑥ デブリ性状把握・処理技術 TG
- ⑦ 放射性廃棄物処分 TG
- ⑧ 社会的受容性 TG
- ⑨ 総括グループ

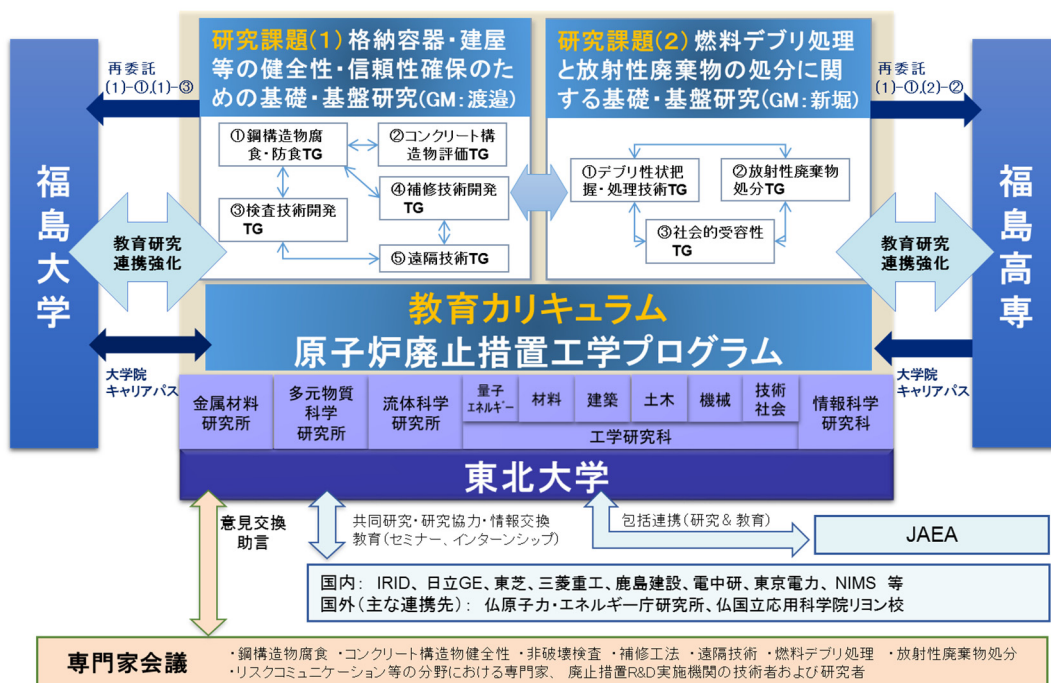


図 2.2.2-1 本プログラムの実施体制

表 2.2.2-1 本プログラムの平成 30 年度月別年間計画（実施スケジュール）

実施日程	4 月	5 月	6 月	7 月	8 月	9 月	10 月	11 月	12 月	1 月	2 月	3 月
項目												
(1) 格納容器・建屋等の健全性・信頼性確保に関する基礎・基盤研究												
① 鋼構造物の防食と長期寿命予測技術				試験体準備	試験実施		試験結果評価					
② コンクリート構造物の長期間性能評価技術			各種要因による材料影響調査			材料・構造部材試験実施・評価		構造部材性能評価方法検討				
③ 遠隔操作に対応可能な非破壊検査技術			配管減肉モニタリング用 EMAT システムの信頼性評価等					遠隔操作課題検討				
④ 遠隔操作に対応可能な構造物補修技術				試験準備	基礎データ取得	特性評価		遠隔操作課題検討				
⑤ 廃止措置時のリスクに関する調査							調査・検討					
(2) 燃料デブリの処理と放射性廃棄物の処分に関する基礎・基盤研究												
① 被覆管及び減速材を含む燃料デブリの性状評価と放射性核種の溶出挙動評価					酸化雰囲気下の高温反応試験・溶出試験実施			試験結果評価				
② セメント系材料によるウラン化学種閉じ込め効果の評価と処分システムの提示					セメント系材料とウランの相互作用に関する熱力学計算と実験			処分システムの性能評価手法の検討				
③ 市民との対話に基づく社会的受容性醸成の実践						廃止措置に関する市民との対話の仕組み検討						
(3) 教育プログラムの構築												
① 廃止措置工学プログラムの構築					教育カリキュラムに従った教育の実施			改善検討				
② 学生の基盤研究への参画						専門家会議への参加や外部発表等の奨励						
③ 産学連携セミナー等の実施					連携セミナー ▽		施設現地調査 ▽					
(4) 研究推進												
① 専門家会議の開催・運営				▽								
② 国際連携等の推進							情報収集・調査・調整・実施					
② プロジェクト推進・とりまとめ							プロジェクト推進					まとめ

3. 実施内容及び成果

3.1 格納容器・建屋等の健全性・信頼性確保に関する基礎・基盤研究

3.1.1 鋼構造物の防食と長期寿命予測技術

(1) γ 線の影響を加味した塗膜下腐食機構の解析と格納容器内面における腐食形態の変化の可能性検討

①これまでの研究成果の概要（H26～H29）

これまでに実施した研究の項目と主要な成果を、図 3.1.1-1 に整理した。まず、平成 26 年度は、実機格納容器の残材 SA738B の金属組織と耐食性を調査した。そのうえで、変成エポキシ樹脂（汎用さび止め塗料）を用いて、熱や水分で劣化した塗膜付き試験片（塗膜厚さ 60 μ m）を作製し、塗膜下での鋼材の腐食を評価する技術を確認した。併せて、塗膜の劣化のみを解析・評価できる方法として、交流電圧に対する塗膜の電気抵抗を解析する手法が有効であることを確認した。

平成 27 年度は γ 線により劣化した塗膜を作製し、腐食現象との関係を解析した。照射条件は、2.2 kGy/h \times 500 h = 1.1 MGy とした。照射材と非照射材で腐食挙動を比較した結果、飽和 NaCl 水溶液による腐食試験では、 γ 線照射により塗膜ふくれが顕著に増加することはなかった。また、1 M Na₂SO₄ 水溶液中で γ 線照射材と非照射材の塗膜の電気抵抗を計測したところ、 γ 線照射による塗膜の保護性の低下は軽微であった。このため、塗膜下で全面腐食が生じることを期待するよりも、疵部等を起点とする孔食やすき間腐食等の局部腐食の発生に配慮する必要があることが明確になった。

この結果を受け、平成 28 年度には、実機格納容器の残材 SA738B を使用し、孔食とすき間腐食に関する検討を行った。その結果、孔食に関しては、塩化物イオン濃度が 100 mM の場合、pH7.0 よりも pH8.0 の方が、孔食発生電位は貴であることがわかった。このように、孔食の発生を防止するには、弱アルカリ化は有効であると思われる。また、代表的な腐食抑制

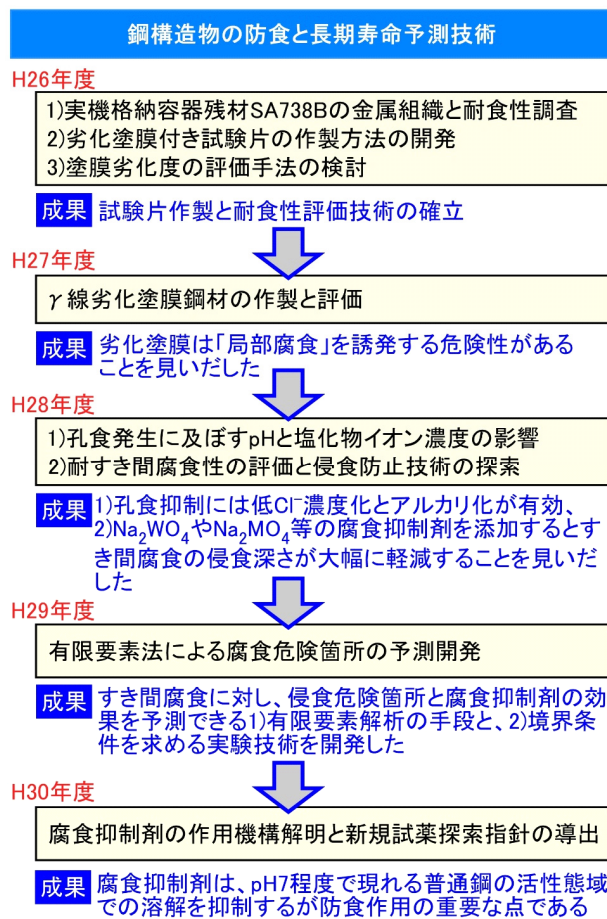


図 3.1.1-1 格納容器内面における防食技術の検討に関するこれまでに実施した研究の項目と主要な成果

剤の効果を検討した結果、 Na_2HPO_4 はあまり効果が無く、 Na_2MoO_4 と Na_2WO_4 は孔食発生を抑制できる可能性があることがわかった。しかし、これらの試薬を用いても、塩化物イオン濃度が 100 mM の場合には、すき間腐食の発生を抑制することは不可能であることがわかった。しかし、これらの腐食抑制剤は、たとえ腐食が発生しても、すき間腐食の「板厚方向」への成長抑制に非常に効果的であることがわかった。

そこで、平成 29 年度は、この腐食抑制剤の効果を定量的に把握し、寿命予測につなげるため有限要素法を使用した腐食危険箇所の予測技術の開発に取り組んだ。有限要素法による腐食現象解析とは、溶液の電気伝導度と金属/溶液界面の反応抵抗をパラメータとして、系全体の電気抵抗が最小になるような電流分布を計算するものである。溶液の電気伝導度の計測は容易であるが、金属/溶液界面での反応抵抗の計測は困難である。特に、狭いすき間内部での反応抵抗の計測に関しては、確立した手法は報告されていない。そこで、十分に腐食が進行したすき間内溶液/鋼材界面を作製し、その後、鋼材の電位を変化させて電流を計測し、電位-電流曲線の傾きから反応抵抗を求めた。そして、求めた値を使用し、有限要素法による解析を行うことで、現実のすき間腐食の侵食形態を計算機内に再現できることを確認した。さらに、すき間部の腐食はすき間の間口に集中することと Na_2MoO_4 や Na_2WO_4 等の腐食抑制剤にはこの電流集中を抑制する作用があることがわかった。

最終年度である、平成 30 年度は、 Na_2WO_4 等の腐食抑制剤によるすき間腐食軽減のメカニズムを電気化学的に解析することとした。

②今年度の実施内容と研究成果

1) 目的

平成 29 年度までの研究により、 Na_2WO_4 等の腐食抑制剤は、すき間間口での侵食深さを軽減する作用を示すことがわかっている。廃炉の工程においては、廃棄物の処理等の観点から、各種の腐食抑制剤を併用することが想定される。また、新たな腐食抑制剤を開発する必要性が生じることも想定される。そこで、 Na_2WO_4 等の腐食抑制剤によるすき間腐食軽減のメカニズムを電気化学的に解析することと、新たな腐食抑制剤を開発する際の指針を導出することを目的に研究を行った。

2) 試験方法

a) 試験片と溶液

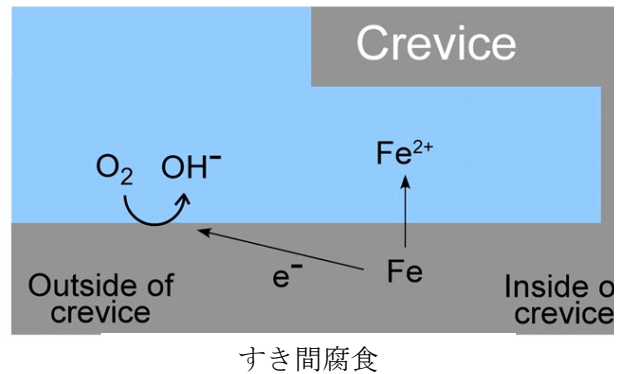
試験には、1F の原子炉格納容器に使用されていたものと同じ SA738B 鋼(板厚 60 mm)を用いた。表 3.1.1-1 に使用した鋼材の化学組成を示す。鋼材を所定の大きさに切断した後、表面を湿式 SiC 研磨紙で 1500 番まで研磨した。その後、6 μm 及び 1 μm のダイヤモンドペーストを用いて、鏡面状態に仕上げた。試験溶液としては、0.3 M H_3BO_3 と 0.0745 M $\text{Na}_2\text{B}_4\text{O}_7$ を混合した pH 緩衝溶液(pH 8.0 あるいは 7.0)と、それに NaCl 及び腐食抑制剤として Na_2WO_4 を添加したものを使用した。すべての実験は 25°C で行った。

表 3.1.1-1 試験片(実機格納容器用鋼材 SA738B)の化学組成(重量%)

	C	Si	Mn	P	S	Cu	Ni	Cr	Mo	V	Nb
SA738B	0.09	0.20	1.45	0.005	0.001	0.28	0.55	0.04	0.23	0.040	0.020

b) 動電位分極曲線の計測

電極面積を 1cm^2 として、 23 mV min.^{-1} の掃引速度で、アノード分極曲線を計測した。電位掃引に先立ち、空気中生成皮膜を除去する目的で、 -1.2 V (vs. Ag/AgCl , 3.33 M KCl 、以下同様) で 10 min. 間定電位処理を行った後、試験片を開回路状態に戻すことなく、アノード分極方向に電位を掃引した。溶液は脱気状態とした。



c) すき間内・外面を模擬した試験片の短絡電流の計測

図 3. 1. 1-2 に模式的に示すように、腐食状態にあるすき間では、すき間内部では金属の溶解(酸化)が、すき間外部では溶存酸素等が還元される反応が生じている。したがって、すき間の外部と内部を異なる試験片で作製し、その間の短絡電流を計測することで、すき間腐食の溶解速度をモニタリングすることが可能である。そこで、電極面積を 1cm^2 として短絡電流を計測した。

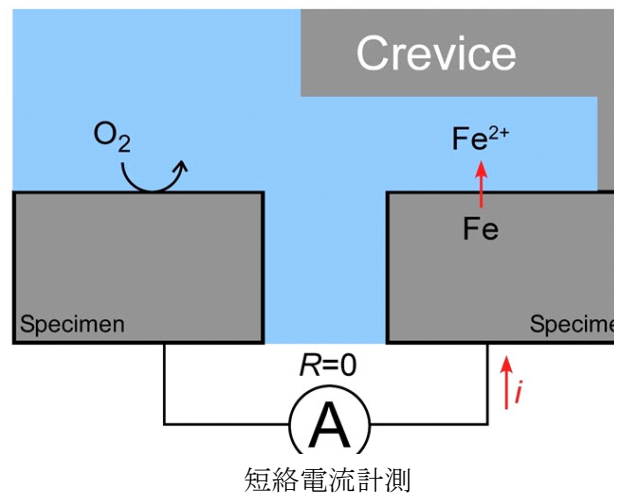


図 3. 1. 1-2 すき間内面・外面を模擬した試験片の短絡電流計測の概念図

H 型の電気化学セルを使用し、片側を Ar ガスで脱気し、すき間内部を模擬した。もう片方は Air を吹き込むことで、すき間外部を模擬した。すき間内部とすき間外部を模擬した溶液が自由に混合することを避けるため、濾紙を使用し溶液の自由な混合を防止した。すき間内部と外部を模擬した試験片の距離は、 85mm とし、ポテンショスタットを用いて両試験片の電位差が零になるように設定し、電流を計測した。

③試験結果及び考察

1) 酸素濃度差の影響解析

普通鋼のすき間腐食は、すき間の内部と外部での酸素濃度の差による電位差が腐食発生を引き起こすとの見解が多い。そこで、 $\text{pH } 8.0$ のホウ酸緩衝液を用い、すき間内面を模擬した試験片の溶液は脱気し、すき間外面を模擬した試験片の溶液は空気飽和の条件として、短絡電流を計測した。この際の短絡電流の経時変化を、図 3. 1. 1-3 に示す。電流値は非常に小さく、すき間腐食は生じなかった。したがって、普通鋼であっても、酸素濃度の差だけで、すき間腐食が起こることはないと考えられる。

2) すき間内 pH 低下と腐食抑制剤の影響解析

普通鋼のすき間腐食においても、すき間内溶液の酸性化が重要な要因であると推察される。そこで、すき間内面を模擬した試験片の溶液は pH 7.0 のホウ酸塩緩衝液(脱気)で、すき間外面を模擬した試験片の溶液は pH 8.0 の空気飽和のホウ酸塩緩衝液とした条件で、短絡電流を計測した。結果を図 3.1.1-4 に黒線で示す。先の図 3.1.1-3 と比較すると、非常に大きな溶解電流が流れていることがわかる。普通鋼のすき間腐食も、その本質は、すき間内の酸性化であること明らかになった。

次に、溶液に 10 mM の Na_2WO_4 を添加して同様の実験を行った。その結果を、図 3.1.1-4 に緑線で示す。黒線との比較から、 Na_2WO_4 の添加により、大幅に短絡電流が軽減していることがわかる。試験開始後 30 ks 程度の間は、溶解電流が二桁ほど低下しており、このことが、すき間腐食が板厚方向に進むことを抑制している本質ではないかと思われる。図 3.1.1-5 に、短絡電流計測後のすき間内部を模擬した試験片の腐食状況を示す。 Na_2WO_4 を添加した場合には、腐食試験後であっても、試験片の表面がエッチングされている程度の腐食状況である。このように、 Na_2WO_4 の添加により、すき間内の溶解が大幅に軽減することがわかった。

3) 腐食抑制剤の作用機構と新規防錆剤の探索指針

上述したように、普通鋼のすき間腐食においても、すき間内溶液の酸性化が重要な要因であると推察される。そこで、腐食抑制剤の作用機構と新規防錆剤の探索指針を見いだすため

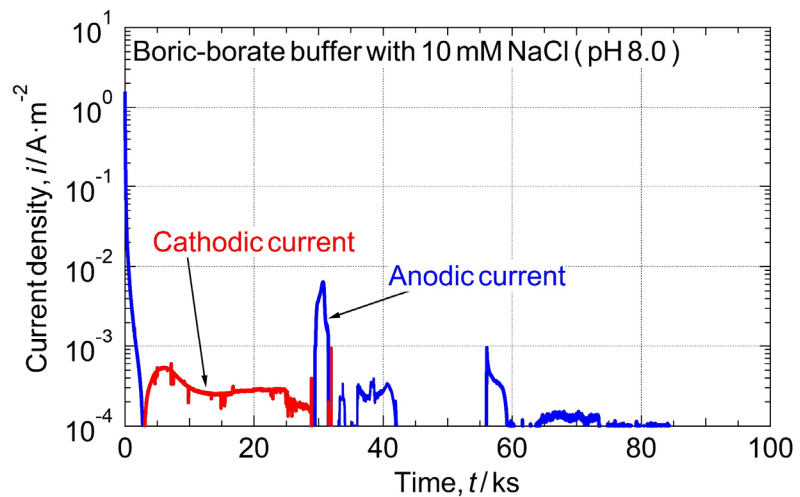


図 3.1.1-3 すき間内部を模擬した試験片から水溶液に流れる電流の経時変化

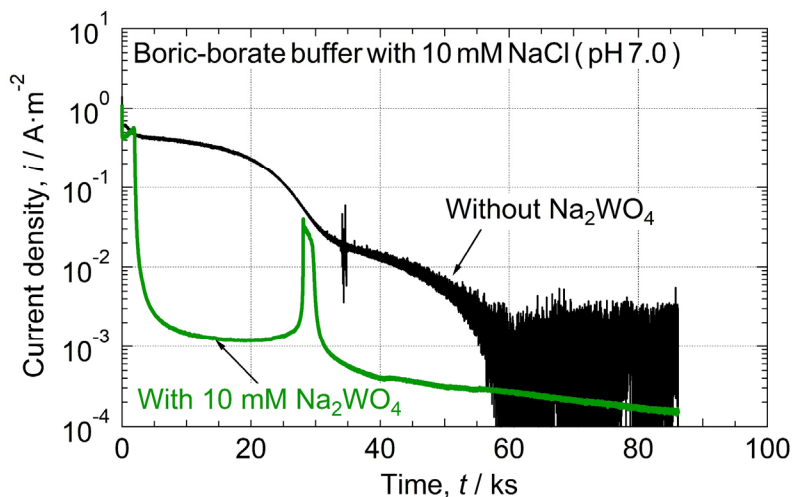


図 3.1.1-4 すき間内部を模擬した試験片から水溶液に流れる電流に及ぼす腐食抑制剤の影響(電流はいずれの場合もアノード電流)

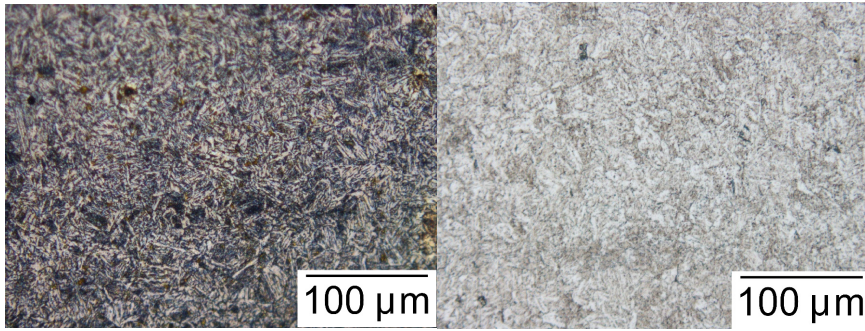


図 3.1.1-5 短絡電流計測後のすき間内部を模擬した試験片の腐食状況
(左: Na_2WO_4 無添加、右: Na_2WO_4 添加)

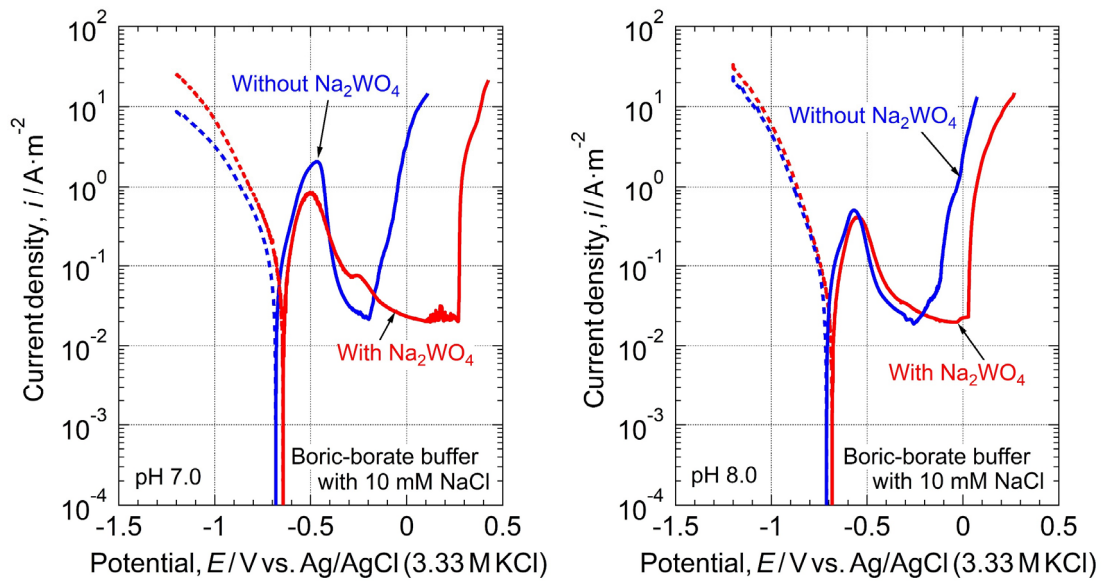


図 3.1.1-6 ホウ酸塩緩衝液中での SA738B のアノード分極挙動に及ぼす Na_2WO_4 の影響 (左: pH 7.0、右: pH 8.0)

アノード分極挙動を FEM 解析により解析した。図 3.1.1-6 に、pH 7.0 及び 8.0 に調整した 10 mM NaCl を含むホウ酸塩緩衝液中での SA738B の動電位分極曲線を示す。この図より、腐食抑制剤である Na_2WO_4 は、pH 7.0 において、SA738B の活性溶解を抑制する作用を示すことがわかった。すなわち、普通鋼に活性態が明瞭に現れる pH において、 Na_2WO_4 は鋼のアノード溶解の速度を低減し、そのことがすき間腐食の侵食深さを軽減する作用の本質ではないかと思われる。逆に、新規防錆剤の探索においては、pH7.0 程度の水溶液中で、鋼のアノード溶解を抑制する試薬を探索することが有効でないかと結論づけることができる。

④まとめ

1) 普通鋼のすき間腐食においても、すき間内溶液の酸性化が腐食の発生にとって重要な要因であることがわかった。腐食抑制剤である Na_2WO_4 は、pH 7.0 の水溶液中において、普通鋼の活性溶解を抑制する作用を示し、このことがすき間腐食の侵食深さを軽減する作用の本質ではないかと思われる。

2) 新規防錆剤の探索においては、pH 7.0 程度の水溶液中で、鋼のアノード溶解を抑制する試薬を探索することが肝要である。

(2) 腐食に及ぼす流動影響の評価

①目的

腐食しるが比較的小さいと考えられる冷却系配管を対象として、腐食速度・腐食モード(局部/均一)に及ぼす流動の影響を明らかにする。また、流動下(拡散律速を軽減した条件)において、腐食抑制剤の効果を定量評価する。

平成 29 年度までに、溶存酸素濃度と流動条件(すなわち溶存酸素の流束)をパラメータとして、これらが腐食速度に及ぼす影響について分極測定により大まかな傾向を把握した。また、回転円筒電極試験で得られた腐食速度を実機配管の腐食速度に読み替えるために、フェリシアン化物イオンとフェロシアン化物イオンの酸化還元反応の拡散限界電流から、回転速度を物質移動係数に換算し、実機配管で想定される物質移動係数との比較を行った。さらに、溶存酸素濃度ならびに流動条件をパラメータとして、腐食モード(均一腐食・不動態化・不均一腐食/局部腐食)をマッピングするとともに、局部腐食の発生が認められた試験条件において、より長時間の流動下腐食試験を実施し、重量法ならびに孔食深さ測定結果から腐食速度を定量的に評価した。併せて、腐食反応の律速過程の関係について考察した。

平成 30 年度は、今後のデブリ取り出し工程において臨界防止の観点から五ホウ酸ナトリウムを投入することが検討されていることを考慮し、流動下における炭素鋼の腐食速度ならびに腐食モードに及ぼす五ホウ酸ナトリウムの影響評価を実施した。

②試験方法

1) 回転円筒電極装置の概要と供試材

図 3.1.1-7 に回転円筒電極装置(北斗電工製:HR-500)の外観と試験セルの概略図を示す。HR-500 は 10000 rpm まで任意の回転数で試験片を回転させることができ、それによって流動下の腐食を再現している。溶存酸素濃度は窒素ガスと人工空気(21% 酸素+79%窒素)をデジタルマスフローコントローラで流量比を調節して吹き込み調整している。試験溶液の温度管理は、恒温槽の水を二重ビーカーの外側に循環させることで行い、試験中の温度は熱電対で測定した。

供試材は表 3.1.1-2 の組成の炭素鋼 SS400 を使用し、 $\phi 14$ mm の丸棒を約 7 mm の長さで切り出し、中心に穴を開けねじ加工したものを試験片とした。

2) アノード分極測定

電気化学測定は三電極法で行い、作用電極を炭素鋼試験片、参照電極は飽和カロメル電極(SCE)、対極は炭素棒を用いた。試験溶液は塩化物イオン濃度 200 ppm(NaCl で調整)、ホウ素濃度 4000 ppm(NaB_5O_8 で調整)含有水溶液とした。また、試験溶液温度は $30 \pm 1^\circ\text{C}$ に保持した。アノード分極測定は自然浸漬電位から $+1.2 V_{\text{SCE}}$ まで 20 mV/min. で掃引した。試験は(i)窒素脱気・静止条件、(ii)曝気(人工空気)・静止条件、(iii)曝気・流動(5000 rpm)条件の 3 条件で行った。

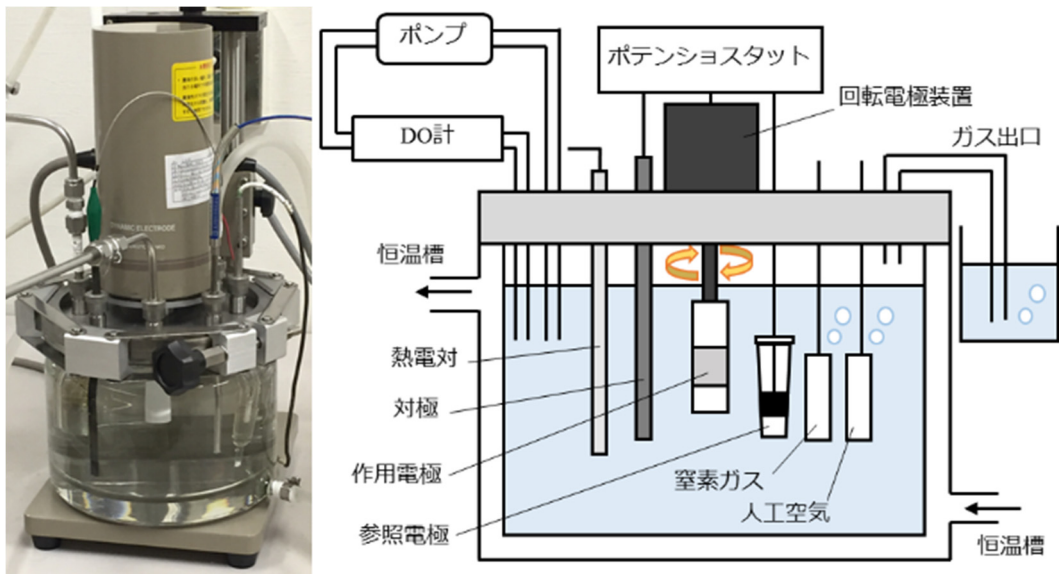


図 3.1.1-7 回転円筒電極装置の外観及び試験セルの概略図

3) 腐食モードマッピング試験

平成 29 年度までに実施した、五ホウ酸ナトリウムを含まない環境中における腐食モードマッピング結果によれば、酸素のモル流束が増大するにつれて腐食モードが全面腐食から不動態、そして局部腐食へと遷移する傾向が認められ、炭素鋼の腐食モードが鋼表面への酸素の供給の観点から整理できる可能性が示された。したがって、平成 30 年度においてもこれまでと同様に、溶液の溶存酸素濃度 (DO) と流動条件 (回転数) を変数とした腐食モードマッピング試験を実施した。試験溶液は塩化物イオン濃度 20 ppm (NaCl で調整)、ホウ素濃度 4000 ppm (NaB₅O₈ で調整) 含有水溶液とした。試験溶液温度は 30±1℃に保持し、試験 (浸漬) 時間は 24 時間とした。(i)100 ppb DO・静止条件、(ii)7.3 ppm DO (人工空気を通気した場合の 30℃における飽和濃度)・静止条件、(iii)7.3 ppm DO・流動 (10000 rpm) 条件の 3 条件で実施した。試験条件範囲は平成 29 年度と同様で、(i)は酸素の流束が最小、(iii)は最大の条件である。また、試験中は試験片の電位を記録した。

表 3.1.1-2 SS400 の化学組成, 重量%

	C	Si	Mn	P	S
SS400	0.19	0.24	0.80	0.014	0.040

③試験結果ならびに考察

1) アノード分極測定結果

アノード分極試験結果を図 3.1.1-8 に示す。比較のため、平成 29 年度までに実施された五ホウ酸ナトリウムを含まない水溶液環境で取得したアノード分極試験結果も併せて示す。五ホウ酸ナトリウムを含まない環境では、脱気条件から溶存酸素、さらに流動が加わるにつれて自然浸漬電位が貴側にシフトすることが読み取れるが、アノード分極挙動に大きな違い

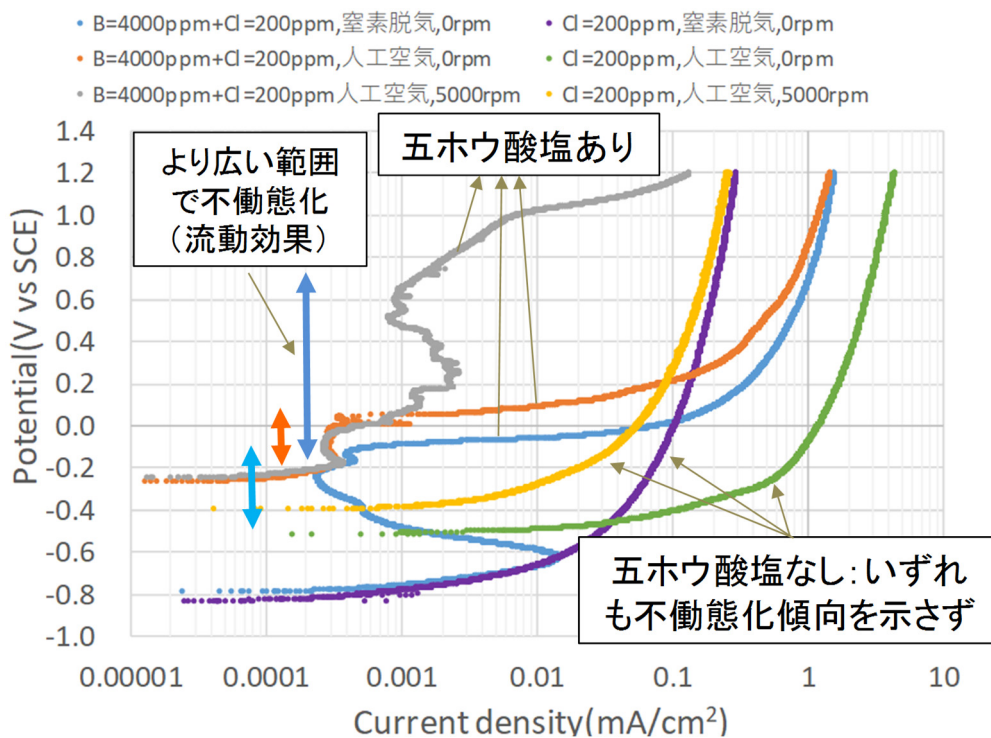


図 3. 1. 1-8 アノード分極試験による腐食挙動の評価

は認められず、不働態化傾向を示さなかった。一方で五ホウ酸ナトリウムを含む環境下では、いずれの条件においても不働態化領域が認められた。窒素脱気・静止条件では、 $-0.6 V_{SCE}$ から不働態化傾向を示し、 $-0.1 V_{SCE}$ から脱不働態化した。次に曝気（人工空気）・静止条件では、 $-0.2 \sim 0 V_{SCE}$ の範囲で不働態化領域が認められた。さらにこれに流動が加わることで、明確に不働態化領域が貴側に拡大した。アノード分極試験後の試験片の外観ならびに光学顕微鏡写真を図 3. 1. 1-9 に示す。脱不働態化領域が比較的大きかった流動なしの 2 条件では、孔食状の腐食が全面に亘って形成されていることがわかる。一方で流動ありの試験片は外観上においては大部分で初期の金属光沢を有しているが、光学顕微鏡を用いて観察すると比較的小規模ではあるものの孔食が形成されている。したがって、本研究で実施した試験範囲においては、五ホウ酸ナトリウムを含む環境下ではいずれの条件においても脱不働態化すると局部腐食モードに移行することが示された。

2) 腐食モードマッピング試験結果

試験中の試験片電位の推移を図 3. 1. 1-10 に示す。7.3 ppm DO 条件下では、試験開始直後から徐々に電位が貴化し、試験終盤にかけて流動条件下では約 $0V_{SCE}$ 、静止条件下では約 $-0.07 V_{SCE}$ に落ち着いた。一方で 100 ppb DO 条件下では、試験開始直後から電位が卑化し、試験中の電位は約 $-0.77 V_{SCE}$ に保たれていた。次に、腐食モードマッピング結果を図 3. 1. 1-11 に示す。上述したアノード分極試験結果と本試験中の試験片電位、試験後の試験片外観から判断すると、7.3 ppm DO 条件下では流動の有無に依らず不働態、100 ppb DO 条件下では全面腐食モードと判断した。しかしながら全面腐食モードであっても、腐食の程度は極めて小さかったため、いずれの条件下においても腐食速度はほぼゼロと判断された。これは五ホウ酸ナ

トリウムは腐食抑制効果によるものと考えられた。

平成 29 年度実施した、五ホウ酸ナトリウムを含まない環境中における腐食モードマッピング試験結果と合わせて、腐食モードをホウ酸濃度と酸素のモル流束で整理して図 3. 1. 1-12 に示す。これから、五ホウ酸ナトリウムを含まない環境中においては、酸素のモル流束が増大するにつれて腐食モードが全面腐食から局部腐食へと遷移し、不動態領域は認められなかった。一方で五ホウ酸ナトリウム含有環境においては、不動態領域が明確に認められた。これは五ホウ酸ナトリウムの不動態化促進作用によるものと考えられた。以上から、五ホウ酸ナトリウム添加により不動態化が促進されること、また炭素鋼の腐食モードが鋼表面への酸素の供給の観点から整理することの合理性が示された。

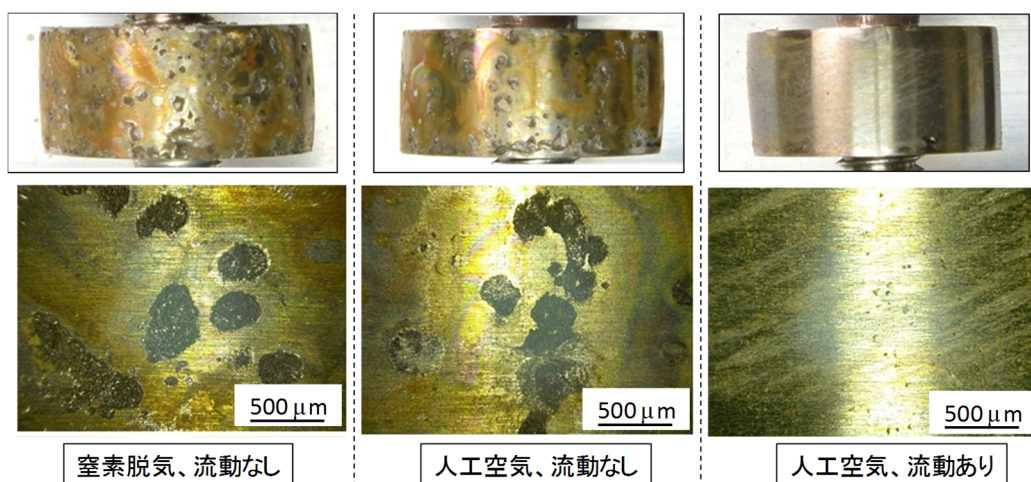


図 3. 1. 1-9 アノード分極試験後の試験片の外観ならびに光学顕微鏡写真

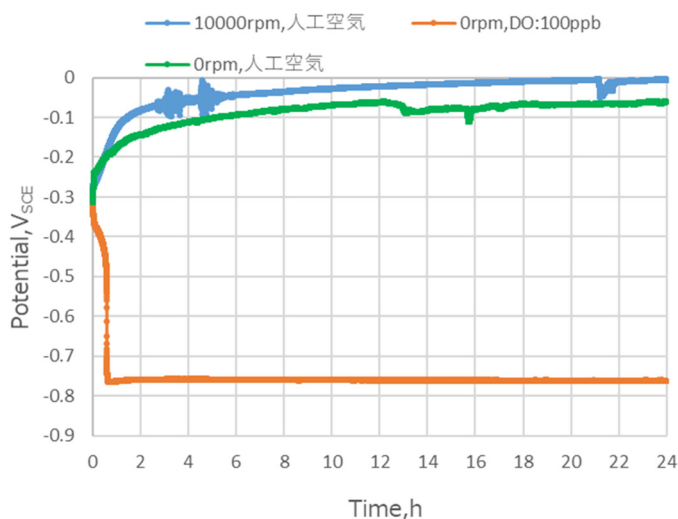


図 3. 1. 1-10 腐食試験中の試験片電位

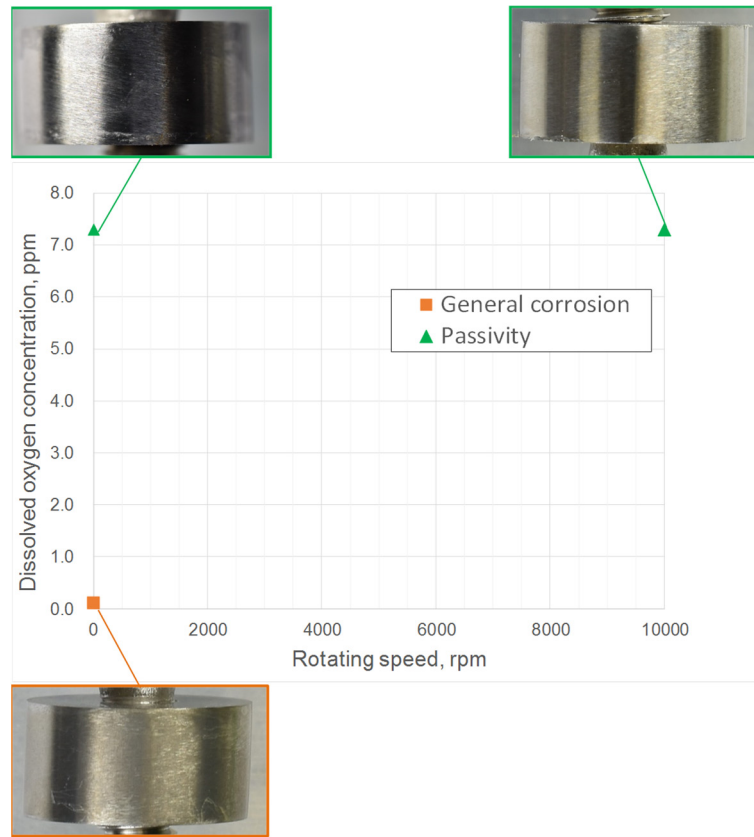


図 3. 1. 1-11 腐食モードマッピング結果(1)

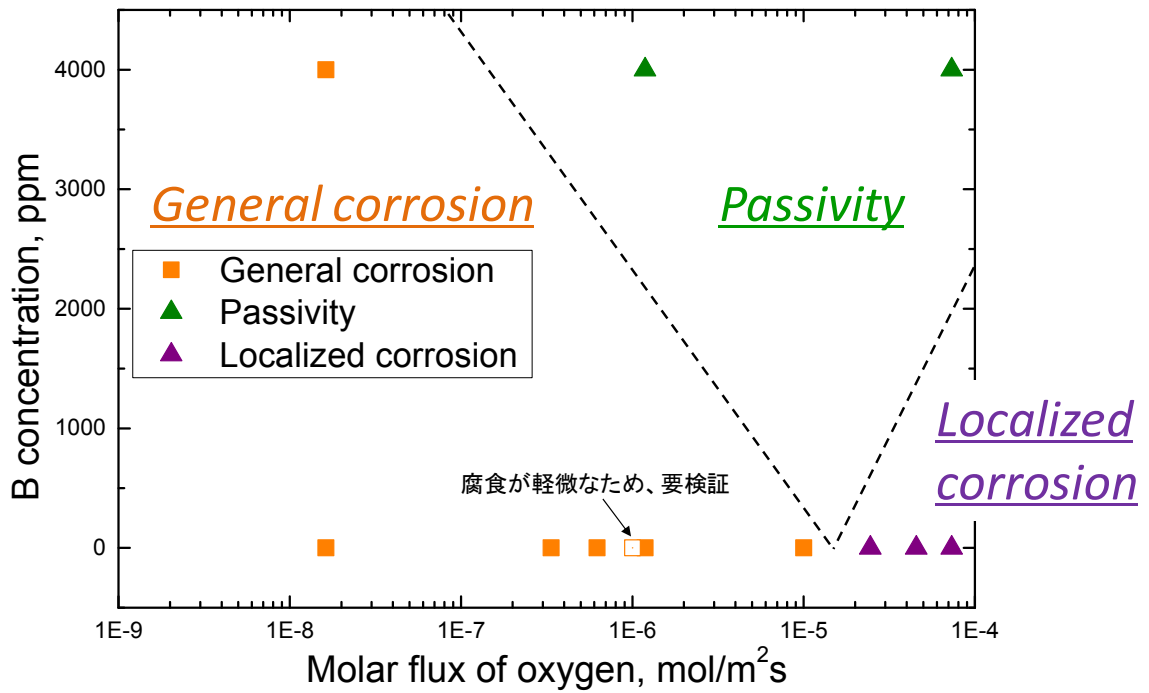


図 3. 1. 1-12 腐食モードマッピング結果(2)

④平成 30 年度成果のまとめ

流動下における炭素鋼腐食を対象として、腐食速度ならびに腐食モードに及ぼす五ホウ酸ナトリウムの影響評価を実施した。アノード分極測定から、本研究で実施した試験範囲においてはいずれの条件下でも不働態化傾向を示し、さらに流動が加わることで不働態化領域が拡大した。また、さらに電位が貴化して脱不働態化すると、局部腐食モードに移行することが示された。腐食モードマッピング試験から、本研究で実施した試験範囲においては不働態、もしくは極めて腐食が抑制された全面腐食モードのみが認められ、五ホウ酸ナトリウムの腐食抑制効果ならびに不働態化促進作用が明確に現れた結果と考えられた。平成 29 年度までの結果と合わせて考察することで、炭素鋼の腐食モードが鋼表面への酸素の供給の観点から整理することの合理性が示された。

⑤本研究で得られた成果の全体のまとめ

本研究の最終的な到達目標は、『注水配管等の防食と長期寿命予測技術の基盤構築』である。そのために、腐食減肉の裕度が比較的低い（と考えられる）配管系を対象として、腐食速度・腐食モード（局部／均一）に及ぼす流動の影響を明らかにすることを目的とした。具体的に得られた成果は以下の通りである。

- 1) 「流動下での腐食評価技術の手法選定と体制整備」を実施した。流動下の試験方法として回転電極を用いた電気化学試験を選択し、試験体系を確立した。流動下の炭素鋼腐食速度を物質移動係数で整理することで、得られたデータを実機配管腐食速度予測へつなげることが可能であることを実験により示した。
- 2) 「腐食速度・モードの流動条件(物質移動係数)依存性の評価」を実施した。流動により腐食速度が最大で一桁程度上昇すること、一方で条件によっては流速増大に伴う腐食速度低下も認められた。溶存酸素濃度と回転電極の回転数（すなわち溶存酸素の流束）を変数として、電気化学的分極測定に基づく律速過程の検討ならびに腐食モードのマッピング試験を実施した結果、酸素のモル流束の増大に伴い、主たるカソード反応が水の還元から酸素の還元へ遷移していくことが示された。そして、酸素のモル流束が増大するにつれて腐食モードが全面腐食から局部腐食へと遷移し、不働態化領域は認められなかった。
- 3) 「腐食挙動に及ぼす五ホウ酸ナトリウムの影響評価」を実施した。アノード分極測定から、本研究で実施した試験範囲においてはいずれの条件下でも不働態化傾向を示し、さらに流動が加わることで不働態化領域が拡大した。また、さらに電位が貴化して脱不働態化すると、局部腐食モードに移行することが示された。腐食モードマッピング試験から、本研究で実施した試験範囲においては不働態、もしくは極めて腐食が抑制された全面腐食モードのみが認められ、五ホウ酸ナトリウムの腐食抑制効果ならびに不働態化促進作用が明確に現れた結果と考えられた。これまでの結果と合わせて考察することで、炭素鋼の腐食モードが鋼表面への酸素の供給の観点から整理することの合理性が示された。

最後に、本研究成果の活用イメージを図 3.1.1-13 に示す。今後廃止措置工程が進むにつれて環境条件が変化し、注水配管等の腐食挙動に影響することが考えられる。今回得られた成果は、顕在化し得る腐食モードを予測・判断するための科学的根拠としての活用が期待でき

る。すなわち、均一腐食モードであればその進展速度を管理・抑制し、また局部腐食発生の可能性があれば停止条件以下（発生させない）に留めるための対策をとる必要がある。本研究成果は、これらに対して具体的な指針を与えるものと考えられる。加えて長期に亘る廃炉作業の観点からは、本研究で整備した試験体系を今後も活用することで、必要に応じて機動的に追加データの取得が可能であることも重要な成果と考えられる。

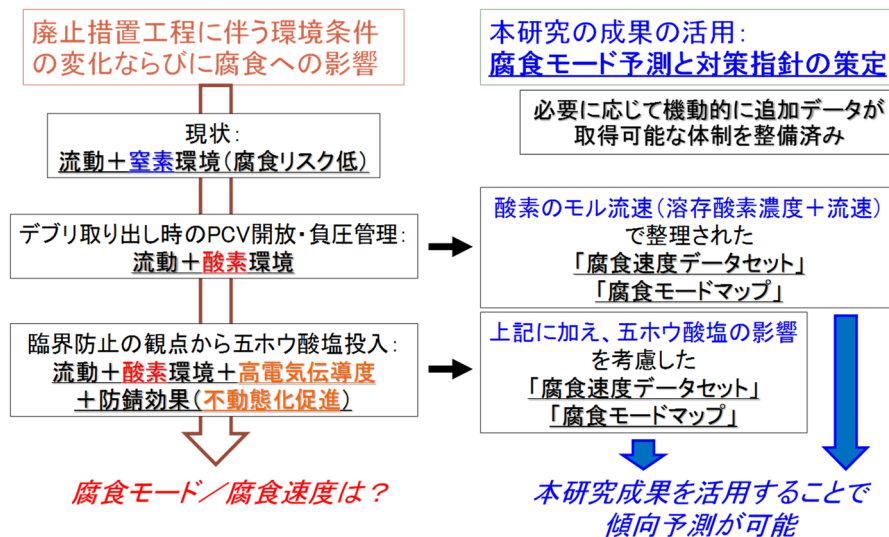


図 3. 1. 1-13 本研究成果の活用イメージ

(3) 構造強度低下推定法のモデルと模擬損傷材料の検討(再委託先:福島高専)

①これまでの研究成果の概要 (H26-H29)

これまで下記の通り実施してきた (図 3. 1. 1-14)。

- H26 年度 試験法の設定、及び解析法の検討
- H27 年度 素材特性の評価
- H28 年度 解析法の検討及び予歪み導入材の検討
- H29 年度 高予歪み材の特性評価

各年度の主な研究成果を以下に示す。

- ・ H26 年度 試験法の設定及び解析法の検討
試験法として、弾塑性破壊靱性値測定等を選択、試験素材として、福島高専のプログラムで用意した STS370 鋼を利用
- ・ H27 年度 素材特性の評価
素材の破壊靱性値等を測定
- ・ H28 年度 解析法の検討及び予歪み導入材の検討
測定した破壊靱性値等を用いて、2 パラメータ法による破壊評価を試みた
デブリ取り出し工法のニーズ (IRID 等の指摘による) を考慮し、塑性変形の影響評価法を

検討

- ・ H29 年度 高予歪み材の特性評価

高予歪み材として 20%及び 40%圧延材を作製し、破壊特性等を測定

平成 30 年度は、低予歪み材として 5%及び 10%圧延材を作製し、破壊特性等を測定し、結果を基に破壊条件評価を行い、塑性変形の影響の強さを確認した。

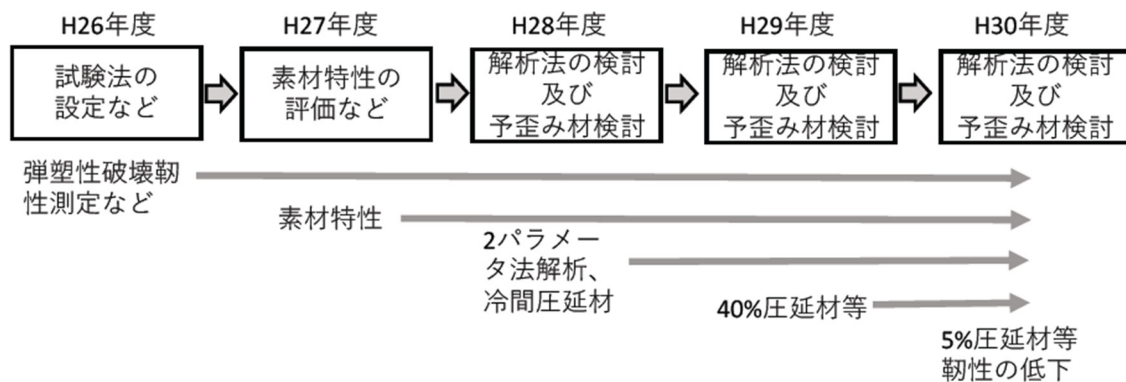


図 3.1.1-14 構造強度低下推定法のモデルと模擬損傷材料の検討に関するこれまでの取り組み

②今年度の実施内容と研究成果 (H30)

1) 目的及び概要

格納容器の強度評価(残存する強度の評価である)に向けて、「鋼構造物の強度評価のために必要となる材料特性を考慮した評価法」を検討している。これまで、BWR の Mark-II 型の格納容器用の鋼材である SA738B 鋼について、母材部及び溶接金属部の破壊靱性値を含む強度評価を行い、また Mark-I 型の格納容器の鋼材である SGV480 鋼に近い化学組成を有する SA370 鋼の母材についての強度評価を行ってきている(素材は福島高専のプログラムで用意したものを用い、併せて、破壊靱性値の評価で重要となる試験片寸法を増加させた)。さらに、平成 28 年度からは、対象を破壊靱性試験片中の安定亀裂成長挙動に限定したが、2 パラメータ法の破壊評価線図と亀裂の成長条件の比較を開始し(亀裂の安定成長の条件は、破壊評価線図の結果に合致した)、これにより、これらの鋼についても 2 パラメータ法により「構造物」の破壊条件評価が行える可能性を示した。平成 30 年度は、平成 29 年度に続き、「機械的負荷による影響(塑性歪み等の損傷)を模擬するための加工硬化材(冷間圧延等による)」に対する強度評価及び破壊条件評価を実施し、結果をまとめる。

加工硬化材を用いた検討の意義について触れる。これまでの報告書でも指摘してきたが、過酷事故を生じた軽水炉の構造物である格納容器は、今後、エネルギー生産のために使用される可能性はない。この場合、対象となる格納容器鋼に要求される材料強度のレベルは(破壊までの余裕の大きさに対応する)、運転可能な軽水炉機器の場合に比べて低くなっても合理的であると考えられる(余裕が少なく、許容される負荷の大きさが、材料の強度に近づく方向)。一方、エネルギー生産のために使用されないとはいっても、廃炉作業時に機械的な負荷が加わることは避けられない。このため、余裕を小さくした場合を含めて、許容されること

になる負荷の範囲を新たに明らかにする（見直す）ことは、作業方法の選択、作業安全の確保等のために有用と考えられる。作業方法の選択についてさらに言えば、たとえば、格納容器内の水位を上げることで、放射線の遮蔽能力を確保し、作業時のアクセスを容易にする方法が指摘されているが、水位を高めることに従い荷重（地震動の影響も考慮する必要がある）は増加することになるので、「許容できる範囲」に対する余裕の大きさによっては、作業方法（たとえば、水位）を変更／調整する必要が生じると考えられる。さらに、部材の形状の影響等のために、負荷による変形が均一に導入されるとは考えられないが（歪みの集中）、余裕を小さくすれば、塑性変形を許容できる領域が拡大されるであろう（部分的に塑性変形をもたらすような、たとえば、地震動が複数回加わるような場合への対応にもなる）。このように、「もはや、エネルギー機器として使用されない」特徴を考慮して、より合理的に、「余裕を少なくした」負荷条件を許容しようとするれば、「作業に伴い発生する付加的な変形」に起因する影響（部分的な塑性変形等の損傷）を含めた付加的な評価が必要になると考えられる。同様に、作業用の機器等による負荷の許容される範囲をより正確に知ることは、作業の合理性の向上（利用可能範囲の拡大）、さらに作業手順検討や安全性の確保に有用と考えられる。このような理由から、加工硬化材を対象にした破壊条件評価の検討を行うものである。

2) 鋼構造物の強度評価法の検討及び関連する材料試験項目

現状では、取り出し方法自体が特定されていないため詳細を議論できないが、炉内で熔融凝固した燃料、損傷を受けた炉内機器、損傷を受けた圧力容器等を十分に安全性高く解体し取り出す場合に、すでに指摘したように、格納容器は重要性の高い構造物（あるいは、強度部材）として利用される可能性がある。今後、「解体時の負荷条件」（地震動等の負荷の作用も含む）が明らかになってくれば、経時変化、負荷変動の回数等を考慮した、より詳細な「残存強度の利用」の方法についての検討が必要となろうが、当面は、「繰り返しのない単調な荷重が作用する場合での、損傷を受けた格納容器部材の破壊条件の評価」に資することを範囲とする。

格納容器の受けた「損傷」について簡単に検討する。事故の過程で、格納容器からの放射性物質や水素ガスの放出が生じた。放出されたこれらの気体等の主なものは、ゼノン等の不活性ガス、水素、ヨウ素、セシウム等の蒸気と思われるが[1]、このように多少なりとも気体が放出されたことは、格納容器のフランジ部、電線を通す貫通部等に、内圧と高温により隙間が生じたことを示唆すると考えられる[2]。地震動の影響を含め、これ以上の損傷が生じたことを否定する根拠はないが（ベロー等の接続部の損傷は可能性が指摘されている[3]）、放射性物質の放出をもたらした内圧の上昇が、格納容器に広範な損傷を与えたとは考えにくい。もちろん、今後、これに反する知見が得られれば、そのような評価も組み込むものとして（なお、熔融燃料の接近に起因する材料特性変化の影響を含む評価については、別プログラムにて進行中であるため、ここでは扱わない[4]）。事故をこのように捉えると、破壊条件に影響を与える可能性がある事柄として、

a) 腐食による減肉

（材料強度の変化は少なく、構造の強度変化は主に腐食による板厚の変化による）

b) 事故前等の期間で形成された亀裂等のマクロ的な欠陥

以上の2項目が主なものとなると考えることが妥当であろうし、加えて、すでに指摘したように、作業時等（事故時に相当規模の変形や破壊が生じたとは考えにくい、小規模な局所的な変形等を含めることは妥当と考える）に加わる変形（損傷）の影響を評価することは、今後の作業方法の選択の幅を広げるためにも重要と考えられ、

c) 廃炉作業に伴い生じる損傷（塑性変形）の影響（事故時、廃炉中の地震動等による変形も含める）

も範囲とすることが妥当と考える。

想定する荷重（負荷）の性質について簡単に指摘する。すでに記したように、解体のために荷重等を受ける可能性はあろうが、現状では、その条件は明瞭でない。一方、立地等を考慮すれば、地震動による短時間の機械的な負荷を考慮すべきであろう。このような負荷に対しての挙動であれば、単調な短時間荷重下での材料特性から推測できる部分が多いと考えられる。もちろん、地震動は、厳密には繰り返し作用する荷重であるが、最も大きい荷重により結果が支配される傾向が強いと考えられ、本検討では、取り敢えず炉内機器等の評価と同様に、荷重の繰り返しの影響は評価しないものとする[5]。もちろん、マージンの適正化を試みる場合には、そのような影響についても検討するべきであろう。

以上のように、格納容器への想定すべき損傷としては、

- a) 腐食による減肉
- b) 事故前等の期間で形成された亀裂等のマクロ的な欠陥
- c) 廃炉作業に伴い生じる損傷（塑性変形）の影響

評価すべき主な荷重の性質としては、

- d) 単調な短時間荷重

これらを前提とする。

次に、構造の強度の評価法について触れる。格納容器には、解体のための荷重等に耐えることが求められるが、それ以前に、放射性物質を閉じ込める機能の保持が必要である。これに対する機器の変形の影響は必ずしも明瞭ではないが、過大な変形や破断、亀裂の進展が生じれば、閉じ込め機能が損なわれる可能性がある。したがって、少なくとも当面は、格納容器にこのような、相当規模の「破壊」（変形を含む）が生じるかどうかについて、検討の対象とする必要がある。

このようなことについての短時間の負荷下での構造物の「破壊評価」の方法として、しばしば、二倍勾配法が用いられ、また、亀裂の影響まで評価できる2パラメータ法も適用してよいとされている[6]。したがって、これらの手法が参考になり得る。一方、格納容器の破壊評価を行う場合、もはやエネルギー生産機器として使用されないことを考慮すれば、よりマージンの小さい、言い換えればより精度の高い方法であるが、負荷の限界等については、これを扱い易く実施できる方法の適用が考えられる。この点では、これまでも指摘してきたように2パラメータ法、あるいは、より実情に即した精度の高い方法を用いることが方向と考えられ、これについて簡単な確認を試みる。すなわち、

- e) 2パラメータ法の適用等について基本的な検討を進める。

3) 材料試験の方法、結果及び考察

破壊評価法として2パラメータ法を用いる場合には、少なくとも、(a) 加工硬化挙動の評価を含む引張特性、及び(b) 破壊靱性値(線形及び弾塑性破壊靱性特性)を評価する必要がある。

平成29年度、板厚が17mmのSTS370鋼管から、なるべく大きな破壊靱性試験片を採取し(図3.1.1-15)、弾塑性破壊靱性値であるJ値を、厚さが17mmの試験片(W=40mmのCT試験片)まで用いて評価した(試験片寸法の限界のため、しばしば測定された破壊靱性値が有効範囲外となることがあるが、試験片の厚さを17mmとすることで、この制約が幾分緩和された)。

加えて、試作を行ったSTS370鋼の冷間加工材について、弾塑性破壊靱性試験片中の亀裂成長条件と、2パラメータ法による破壊評価線図との比較を行うこととした。

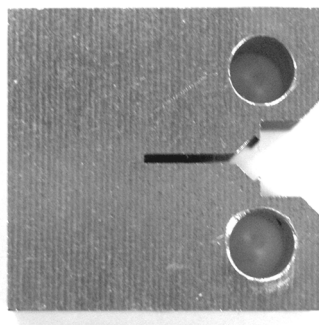


図 3.1.1-15 弾塑性破壊靱性試験片の例

試験に用いた、荷重負荷装置(インストロン製4482型)、クリップゲージ(破壊靱性試験片の荷重点の開口変位を測定; 改造品を含め2例示す)、治具(破壊靱性試験に使用)、破壊靱性試験用疲労亀裂導入治具(疲労試験機に取り付けて使用)を図3.1.1-16に示す。また、引張試験用の試験プログラム(荷重負荷装置の制御等)には、BlueHill3型(インストロン社製)を用い、破壊靱性試験はBlueHill3型のTest profiler機能を用いて、除荷コンプライアンス法のための繰り返し動作を制御し、実施した。引張試験及び破壊靱性試験は、それぞれ、ASTMのE8M及びE1820(旧規格であるE813及びE1152等も参考にした)に準拠した方法で行った(引張試験片の幅Wの寸法等について異なっている点があるが、これまでの経験から影響は小さいと考えられる)。

4) 材料試験結果

a) 破壊靱性

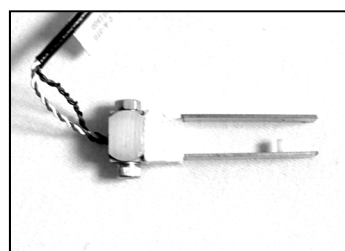
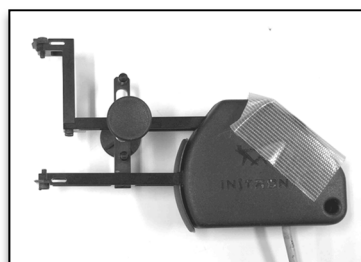
用いる破壊靱性試験片の最小寸法(試験片の厚さ等)は、すでに指摘したように、STS370鋼の受け入れ材については15mmから18mm、冷間加工材については、加工度に従い9mmから12mmを範囲とした(結果として、試験片の厚さである)。言うまでもないが、受け入れ材の破壊靱性値は低くない。したがって、受け入れ材については、亀裂の進展に伴い発生する塑性域の大きさは、試験片の最小寸法(厚さ、リガメント長さ等)に対して無視できない大きさになる。このため、破壊靱性試験の方法として、弾塑性破壊力学試験を適用した。

弾塑性破壊靱性試験では、「亀裂長さ」と、試験片に加えた荷重及び荷重点の変位から求め

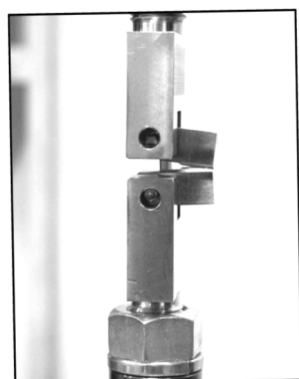
られる「亀裂を進展させるに要した力(エネルギー)」の関係である J-R カーブを作製するが、このため試験中での亀裂長さ測定が必要になる。ここでは ASTM の E813 (E1152 等も参考にした)に準拠した、除荷コンプライアンス法を用いて亀裂長さを測定する。これには荷重負荷装置(ロードセルを含む)の他に、荷重点変位を測定するためのクリップゲージを用いる。



(a)



(b) (2 種用いたが、主に左側のゲージを使用)



(c)



(d)

図 3.1.1-16 使用した (a) 荷重負荷装置、(b) クリップゲージ (2 種あるが、主に左側のものにエッジを付して用いた)、(c) 破壊靱性試験治具、(d) 疲労亀裂導入治具

試験中には、連続的に荷重及び荷重点変位の測定を行うとともに、部分的に除荷を行い、この際の弾性的な応答から試験片のコンプライアンスを評価し、コンプライアンスから亀裂の長さを推定した。規格化した亀裂長さ (a/W) とコンプライアンスの関係については次式を用い、これから a/W 及び a を求めた。

$$C_{iLL} = \frac{1}{EB_e} \left(\frac{W+a}{W-a} \right)^2 (2.163 + 12.219(a_i/W) - 20.015(a_i/W)^2 - 0.9925(a_i/W)^3 + 20.609(a_i/W)^4 - 9.9314(a_i/W)^5) \quad (3.1.1-1)$$

ここで、 C_{iLL} は荷重負荷系における試験片の荷重点でのコンプライアンス、 E はヤング率、 B_e は試験片厚さ、 $(W-a_i)$ はその時のリガメント長に相当する。

荷重及び荷重点変位から得られる STS370 鋼の受け入れ材の J 値と、亀裂進展量の関係である J - R カーブの例を示す。使用した試験片は、すでに記したように、最小寸法である厚さ及びリガメント長さが、それぞれ 15mm 及び 20mm となる、 $W = 40\text{mm}$ の CT 型破壊靱性試験片である。0.2mm オフセットでの J 値は、 1300kJ/m^2 程であった (図 3.1.1-17 に一例を示す)。

ところで、 J 値の有効性と試験片寸法の関係は、しばしば、次式で示される。

$$B, b_0 = 25 \frac{J_Q}{\sigma_{ys}} \quad (3.1.1-2)$$

ここで、 B 及び b_0 は試験片厚さ及びリガメント長である。試験の結果の有効性と試験片寸法の間関係を見てみると、式からは、それぞれ 80mm 程度が要求されるが、これは今回使用した STS370 鋼受け入れ材の試験片の寸法よりも大きい (加えて、格納容器の典型的な板厚である 30mm よりも大きい)。したがって、得られた値は、より大きな試験片で求めて得られる J_{IC} 値よりも低いと推測される。そこで、今回取得した J 値は、平成 29 年の評価結果と同様に J_Q 値として扱う。なお、STS370 鋼の降伏応力は、270MPa 程度であり、また、化学組成は、0.14C-0.17Si-0.49Mn-0.008P-0.005S-Fe、最終熱処理は約 1000°C で熱間圧延後空冷である。

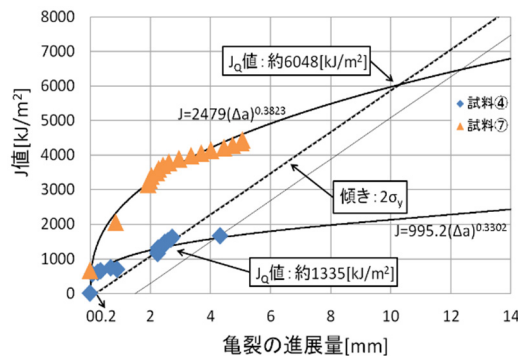


図 3.1.1-17 破壊靱性試験から求めた STS370 鋼の J - R カーブ下側の青いプロットが受け入れ材 (上は、時効材)

一方、冷間加工材試験片の破壊挙動は大幅に異なった。冷間加工材として、5%、10%、20% 及び 40% 圧下材を用いた。これらの試験片の寸法は、厚さ B (それぞれの圧下率で、11.5mm 及び 9.6mm) 以外は、受け入れ材の破壊靱性試験片と同様に $W=40\text{mm}$ 等とした。冷間加工材の引張特性について触れると、たとえば、20% を越える圧延材の場合、室温での降伏応力は、20% 及び 40% 圧延材で、それぞれ 540MPa 及び 670MPa 程度で、受け入れ材の値よりも 2 倍以上高いが、変形能は確保されており、絞り値は高く典型的な延性的挙動を示した (40% 圧延材でも、

絞り値は 55%程度)。しかし、破壊靱性試験片の挙動は相当異なり、図 3.1.1-18 に示すように、10%冷間加工材でも、脆性的な破壊を示した(5%圧延材では、多少の塑性的挙動も示した)。なお、破面はいずれもへき開的ではなく、破壊の機構自体は延性的である。なお、いずれの圧延材試験片でも、荷重-変位曲線にポップインを示したことから、線型破壊力学的に取り扱おうと、5%から 40%圧延材の K 値は、ポップイン時の荷重と試験片形状から、それぞれ、71 MPam^{1/2}、67 MPam^{1/2}、68MPam^{1/2} 及び 44MPam^{1/2} 程度との結果となった(エネルギー開放率である J 値や G 値では、それぞれ、23kJ/m²、20kJ/m²、21kJ/m² 及び 9kJ/m² 程度である)。これらの K 値及び降伏応力から試験片寸法についての要求値(破壊靱性値が、試験片寸法の点で有効な値であることを示す)を求めると、40%圧延材でも 3.6cm となるため、試験片寸法の点からは有効な数値ではないことがわかるが、試験片破壊状況及び寸法の要求値からのずれが余り大きくないことから、評価値のずれは著しいものとは考えられない(J 値での寸法の要求値は 2mm 程度であり、これに比べると試験片の厚さは十分に大きい)。注目すべきは、冷間加工材の試験片が、室温で脆性的に破壊した点と考える。

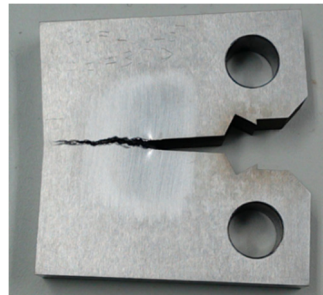


図 3.1.1-18 試験後の 10%加工硬化材の破壊靱性試験片

b) 引張特性

引張試験には、ゲージ部の太さが 2mm でゲージ長が 15mm の丸棒試験片を用いた。試験時には、試験部の変形画像を記録し、これによりくびれ部の寸法を連続的に評価し、「真応力-真ひずみ関係」が得られるようにした。ただし、今回は公称応力及び公称歪みについての報告に止める。

受け入れ材については、すでに記したように、降伏応力、引張強さ及び全伸びは、それぞれ 260MPa、520MPa 及び 20%程度を示した。加工硬化材は、圧下率 5%、10%、20%及び 40%の加工材の降伏応力は、それぞれ、340MPa(確認を要するが)、430MPa、560MPa 及び 670MPa を示した。

5) 亀裂成長条件と破壊評価線図

2パラメータ法における評価線図を Option1[6]により設定し、これと破壊靱性試験時の亀裂の成長条件等の比較を開始した(図 3.1.1-19)。ここでは、試験片を「構造物」として扱い、亀裂の成長条件と破壊評価線図での破壊状況との関係性を評価しようとするものである。

受け入れ材の場合には、亀裂の成長は概ね安定的に生じ、評価線図中に安定亀裂の進展条件を示すことができた(赤いプロット及び破線)。破壊靱性試験片中での亀裂成長量が限られ、亀裂の成長に伴う進展条件の変化の範囲は少ないが、図に示すように、荷重が塑性崩壊の発

生条件 ($L_r > 1$) を超える領域で進展を示したことがわかる。この結果は、2パラメータ法による破壊条件の推定に概ね従う。

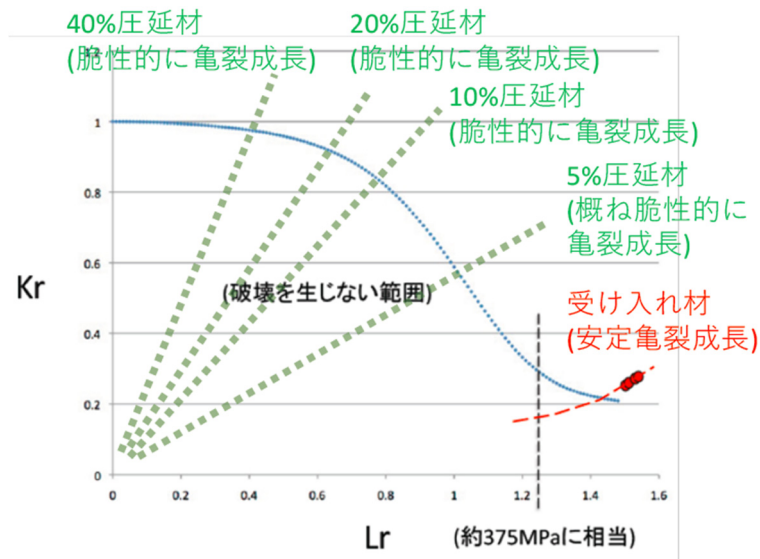


図 3.1.1-19 破壊靱性試験片における亀裂成長条件と破壊評価線図(option 1)

一方、冷間加工材の試験片は前述のように 5%圧延材でも概ね脆性的な破壊を生じた。すなわち、図に示すように（緑のプロット）、用いた試験片での挙動については、大規模な塑性変形を伴う破壊（塑性崩壊）ではなく、亀裂の進展によって「構造」の破壊が生じることを示す。ただし、5%圧延材については、 $L_r \approx 1$ の条件で概ね脆性的な破壊を生じた (L_r が 1 を越えていた)。これについては、さらに検討を要するが、破壊評価線図としては、図に示した Option1 ではなく、Option2 か Option3 (J 値ベース) を用いる必要があるように思われる。なお、 L については、受け入れ材と同様に次式を用いて、リガメント部の平均応力と降伏応力（塑性流動応力）の比を定めた。また、 K_r は、 $K_r = K/K_R$ ； (K_R は線形応答と考えた場合の荷重による K 値) であり、破壊形態から考えれば、ほぼ 1 を取るはずであるが、少なくとも 5% 圧延材の挙動については、無視できない乖離がみられる。これから、破壊評価線図として、Option1 ではなく、Option2 か Option3 が適当と推定する。

6) 考察

STS370 鋼(直径 300mm で、スケジュール 80 のパイプ材)の破壊靱性値等の評価を、加工硬化材に拡張して、構造に導入される機械的損傷の影響を含めた評価を進めた。加工硬化材の加工度(圧下率)を 5%から 40%とした。降伏応力の増加は 1.4~2.6 倍に留まり、加えて相当な残留延性(絞り値で評価)を示したが、破壊靱性試験片は、ほぼ脆性的な破壊を示した。破壊靱性値は、 K 値で 44~70 $\text{MPam}^{1/2}$ であった。加工硬化材の破壊靱性試験片は、ほとんど安定亀裂成長を示さず、したがって、破壊評価線図においても、破壊条件のプロットは、亀裂の進展が破壊靱性値で決まる領域となるはずであるが、5%圧延材での L_r は、ほぼ 1 となり、Option1 による破壊評価線図からの乖離が大きくなった。これから、破壊評価線図には、

汎用であるが評価の保守性が大きい Option1 ではなく、加工硬化、あるいは不連続な降伏挙動を示す材料への適合性を向上させた Option2 か、または破壊靱性値に J 値を用いることで弾塑性的な領域での破壊への適合性を向上させた Option3 の適用が妥当と判断される。

特徴的な知見として、圧延率が 5% を越える場合に、STS370 鋼は概ね脆性的な破壊を生じた点が指摘できる。局所的な変動を考慮すれば、格納容器の残存強度を検討する場合に留意が必要な領域と考えられる。もちろん、構造物の破壊評価を行う場合、局所的な特性のみでは構造物全体の破壊条件が定まらないことが指摘できるが、少なくとも機械的な損傷が格納容器の破壊条件に無視できない影響を与え得ることが示唆されたと考える。

このように加工硬化は、加工度による破壊機構を変化させる可能性がある。少なくとも数%以上の塑性歪みの結果、脆性的な破壊の可能性は増加する。これに腐食環境の影響が加わる場合、慎重な検討が必要であるが、水素脆性についても検討が必要になる可能性について一定の考慮が必要と考えられる。また、福島高専の事業（本事業ではない）では、様々な熱履歴を与えた影響について評価を行っているが（大きな特性変化を生じるケースもある）、その結果を考慮すれば、それらの知見、処理済みの試験片等を用い、腐食への熱履歴や機械的損傷の影響の評価を通じた構造の破壊条件の変化を検討する意味があろうかと考える。

7) まとめ

a) 格納容器鋼である SGV480 鋼に近い強度特性が期待される STS370 鋼に対して、事故時の機械的損傷、廃炉作業時の機械的負荷による変形（損傷）の影響、さらに、このような機械的な損傷が加わっている場合における地震動等による外力下での構造の破壊条件の変化に関する検討を行うに資する基礎的知見を得るために、加工硬化材試験片について強度や破壊条件の測定を行った。

この結果、圧下率 5% 以上を与えた場合には、破壊靱性試験片は概ね脆性的な破壊を示した。なお、この場合でも、引張試験による降伏応力は、受け入れ材に比べて 2 倍程度に留まり、残留延性は低くなかった。また、破壊靱性試験片の破面は、延性的な破壊を示した。

b) 破壊靱性試験片を簡単な構造物と見なし、試験中の亀裂成長条件と、2 パラメータ法による破壊評価線図の比較を行った。破壊評価線図は、option1 により求めたものを用いた。受け入れ材では、亀裂は、荷重が塑性崩壊の発生条件 ($L_r > 1$) を超える領域で進展を示した（亀裂進展条件は破壊評価線図に概ね従った）。一方、加工硬化材試験片は、上述のように、脆性的な破壊を示した（これも 2 パラメータ法に従った）。

参考文献

[1] たとえば、(i)「福島第一原子力発電所事故における放射性物質の大気への放出量の推定について」、東京電力株式会社、平成 24 年 5 月、(ii)須山賢也、「シビアアクシデント時のインベントリ計算と核種組成」、炉物理の研究第 64 号、2012 年 3 月

[2] 岡芳明（「PCV 過温漏洩」として）

http://www.f.waseda.jp/okay/news/news_content/20120525_filter_vent.pdf

[3] たとえば、鈴木俊一 (IRID)、「燃料デブリの取出しに向けた技術開発について」、IRID 基

盤研究に関する福島ワークショップ、コラッセ福島、平成 25 年 10 月 8 日

[4] 国家課題対応型研究開発推進事業、廃止措置等基盤研究・人材育成プログラム、事業計画書「廃炉に関する基盤研究を通じた人材育成プログラムー福島からの学際的なチャレンジー」、福島高専

[5] たとえば、(i) 日本原子力技術協会「BWR 炉内構造物点検評価ガイドライン(シュラウド)」、(ii) 日本機械学会の維持基準の付録 E

[6] I. Milne, R. A. Ainsworth, A. R. Dowling, A. T. Stewart, “Assessment of the integrity of structures containing defects,” *Int. J. Pres. Ves. & Piping* 32 (1988) 3

[7] たとえば、小林英夫他、「弾塑性破壊の 2 パラメータ法と破壊評価線図」、日本機械学会論文集(A) 53 巻 496 号、pp. 2363

3.1.2 コンクリート構造物の長期性能評価技術

コンクリート構造物評価 TG では、東京電力福島第一原子力発電所の廃炉が完了するまでの、原子炉建屋等鉄筋コンクリート（以下、RC という。）構造物の要求機能維持に対する構造性能の健全性評価手法を確立することを目的として平成29年度の成果に基づいて以下のような研究を行った。

平成30年度は、建屋全体の構造性能評価に向け、(1) 構造物への外乱履歴影響調査と材料・構造物性能確認実験として、①高温加熱を受けたコンクリートに対する塩化物イオンの浸透に関する検討、及び②高温の熱履歴とその後の水の作用によるセメント水和物毎の物性変化がセメントマトリックスのマクロな性能に及ぼす影響について研究を行った。また、(2) 損傷した構造部材の性能低下定量評価方法の検討を行った。

ここでは、これらの研究成果について、以下で報告する。

(1) 構造物への外乱履歴影響調査と材料・構造物性能確認実験

① 高温加熱を受けたコンクリートの諸物性に関する検討

1) これまでの研究成果の概要 (H26～H29)

2011年の東日本大震災に伴い、東京電力福島第一原子力発電所施設では、地震と津波により大きな被害を受けた。中でも、燃料棒格納容器下部のコンクリート構造部は、津波や冷却水による海水の流入で塩化物イオンの供給を受けるとともに、燃料棒の溶融により生じたデブリによる高温加熱を受けたことがわかっている[1]。

一般にコンクリートは高温加熱に曝されるとひび割れが発生し、圧縮強度やヤング係数等の力学特性が低下する。また、ひび割れが生じた状態では、海水の影響を受けた場合にコンクリート内部への塩化物イオンの浸透が格段に増大する。平成29年度までの検討では、基礎的な実験によりこれらの力学特性の変化と塩化物イオンの浸透状況を確認した。

a) 高温加熱を受けたコンクリートの力学特性に関する検討

ここでは、高温加熱を受けたコンクリートの強度予測手法について検討する目的で、福島第一原子力発電所のコンクリート部材に使用されていると想定されるセメントペースト・モルタル・コンクリート試験体を作製し、加熱温度をパラメータとして強度、質量、長さ変化、超音波伝播速度、ひび割れ量といった諸性質を実験的に取得した。加えて、高温加熱により生じる表面ひび割れの面積と力学的性質の低下を関連付けて考察を行った。ただし、ここではコンクリート試験体での結果のみを示す。

使用材料として、結合材には普通ポルトランドセメント（密度 $3.16\text{g}/\text{cm}^3$ 、比表面積 $3320\text{cm}^2/\text{g}$ ）とフライアッシュ II 種（密度 $2.15\text{g}/\text{cm}^3$ 、比表面積 $3550\text{cm}^2/\text{g}$ ）を、細骨材には福島県相馬郡新地町産砕砂（表乾密度 $2.66\text{g}/\text{cm}^3$ 、吸水率 1.49% ）と宮城県亘理郡山元町産陸砂（表乾密度 $2.62\text{g}/\text{cm}^3$ 、吸水率 0.76% ）を重量比 $1:1$ で混合したものを、粗骨材には福島県相馬郡新地町産砕石（表乾密度 $2.69\text{g}/\text{cm}^3$ 、吸水率 0.71% ）を使用し、実際の使用材料に近いと想定されるものとした。調合は水セメント比を 0.55 の一定とし、セメントのみ（CN55）とセメントに対しフライアッシュ 15% 内割り置換もの（CNF1555）の2種類で検討した。コンクリートのフレッシュ性状は目標スランプ： $15\pm 2.5\text{cm}$ 、目標空気量： $4.5\pm 1.5\%$ となるように AE 減水剤（ポリカルボン酸エーテル系化合物）を用いて調整した。今回用いたコンクリートの調合

とフレッシュ性状及び56日間水中養生後の圧縮強度を表3.1.2-1に併せて示す。打込み後は材齢1日で脱型し、56日間の水中養生を行った後、後述の前処理乾燥を行った。

表 3.1.2-1 コンクリートの調合とフレッシュ性状及び56日間水中養生後の圧縮強度

シリーズ	W/B	単位量 (kg/m ³)						バッチ	スランブ (cm)	空気量 (%)	練上がり温度 (°C)	56日圧縮強度 (MPa)
		C	FA	S1	S2	G	AE					
CN55	0.55	306	—	395	395	1053	1.38	1	16.5	3.2	24.5	47.0
								2	16.0	3.5	24.2	44.3
CNF1555	0.55	260	46	388	388	1075	0.46	1	14.0	4.2	25.5	43.2
								2	15.0	3.8	25.5	43.3

高温加熱を行う試験体は急速な乾燥を防ぐために、20±1°C、50±10%RH 環境下で加熱前に28日間乾燥を行った。その後、前処理乾燥として試験体を定温乾燥機に入れ、昇温速度0.3°C/min. で105°Cまで昇温後、105°C一定温度環境下で24時間乾燥を行い、試験体内の自由水を蒸発させ、降温速度0.3°C/min. で室温まで徐冷した。300°C以上の加熱を行う試験体は、前述の105°Cでの乾燥後に、電気炉で300・600・750・900°Cの最高温度での加熱を行った。加熱時には試験体内外の温度差による温度応力の発生を抑えるために、予備検討の結果に基づき昇温速度及び降温速度を0.3°C/min. に決定した。ここで採用した温度変化の条件では、表面と中心の温度差が約20°C以下に留められる。なお、比較用として非加熱の試験体（20°C）と前処理乾燥のみの試験体（105°C）についても各試験を行った。

ひび割れ観察には厚さ約2cm に切断・研磨した後に高温加熱を与えた試験体を用いた。加熱の後、試験体表面にひび割れ探傷用蛍光樹脂を真空含浸させ、樹脂の硬化後（約24時間後）にUV光源下で表面観察を行った。UV光源下のひび割れ観察画像と、画像中の白枠内の拡大画像を図3.1.2-1に示す。非加熱（20°C）の試験体にひび割れはほとんど確認できないが、105°C加熱の試験体（画像割愛）では粗骨材周辺から微細ひび割れが生じ、300°Cでは粗骨材同士をつなぐようひび割れが進展している。また、750°Cではモルタル部に発生しているひび割れが複雑化して本数が増加しており、900°Cではより顕著になる。これらの定量評価のため、取得したひび割れ画像に二値化処理と細線化処理を施した後、試験体表面の総画素数に対するひび割れ線の画素数比を総ひび割れ長さとして算出した。加熱温度と得られた総ひび割れ長さの関係を図3.1.2-2に示す。両シリーズともに加熱温度に従い総ひび割れ長さは増加し、特に750°Cからその増加が顕著になる。Alonso et al. [2]は750°Cでセメントペーストのカルシウムシリケート水和物(以下、CSH と略記する。)が脱水し、ビーライトが生成することを報告しており、CSH の脱水によるセメントペーストの収縮がコンクリートのひび割れ発生に大きく影響していることが推察された。

高温加熱後の圧縮試験時におけるひずみと圧縮応力の関係（SSカーブ）を図3.1.2-3に、高温加熱による圧縮強度の変化を図3.1.2-4に示す。ここで得られたSSカーブは、実際の構造物における受熱履歴と併せることで、構造解析における構成則に適用可能と考えられる。圧

縮強度はシリーズに因らず、加熱温度の上昇とともに低下する傾向を示した。この傾向は、たとえば日本建築学会「構造材料の耐火性ガイドブック」[3]で示される加熱温度と圧縮強度残存比の関係や、Eurocode の提案式と概ね一致した傾向にあった。また、同様の傾向が弾性係数 (図 3.1.2-5) でも得られた。

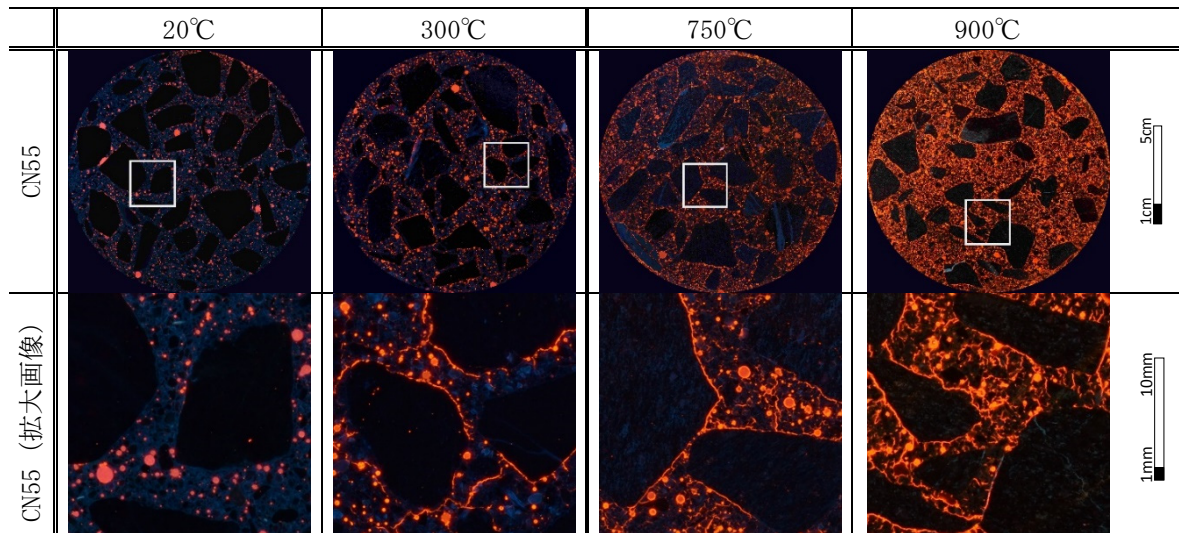


図 3.1.2-1 コンクリートのひび割れ画像 (上: UV 光源下の画像、下: 白枠内の拡大画像)

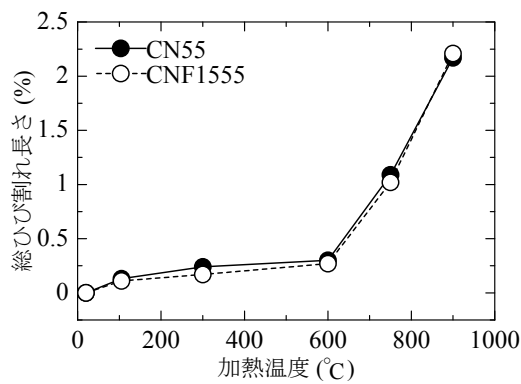


図 3.1.2-2 加熱温度と総ひび割れ長さの関係

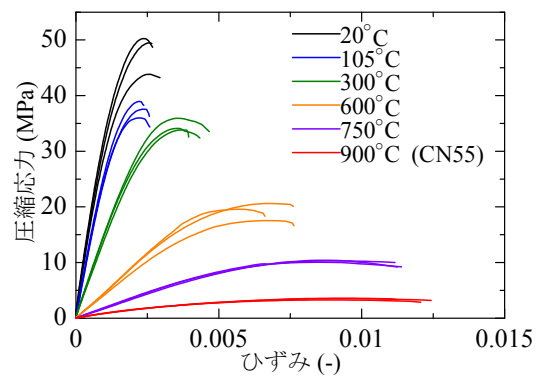


図 3.1.2-3 高温加熱後の SS カーブ

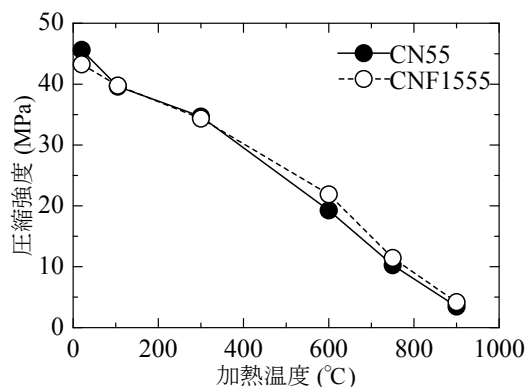


図 3.1.2-4 加熱温度と圧縮強度の関係

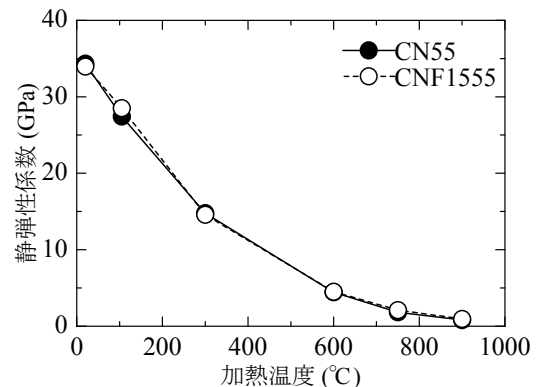


図 3.1.2-5 加熱温度と静弾性係数の関係

また、高温加熱によるコンクリートの圧縮強度低下の予測手法として、Short et al. [4] の報告を参考に、総ひび割れ長さ と 圧縮強度 について検討を行った。図 3.1.2-6 にセメントペーストとコンクリートの総ひび割れ長さ と 残存圧縮強度率 の関係を示す。ここでは、式 (3.1.2-1) に示すような関数で回帰を試みている。ここでの残存圧縮強度率とは非加熱 (20°C) の試験体の値に対する所定の温度で加熱した試験体の比として表記している。

$$R_c = 100 \times a^{-L} \quad (3.1.2-1)$$

ここで、 R_c : 残存圧縮強度率 (%)、 L : 総ひび割れ長さ (%)、 a : 実験定数である。本検討の範囲においては、コンクリートの総ひび割れ長さ と 残存圧縮強度率 には高い相関が確認された。

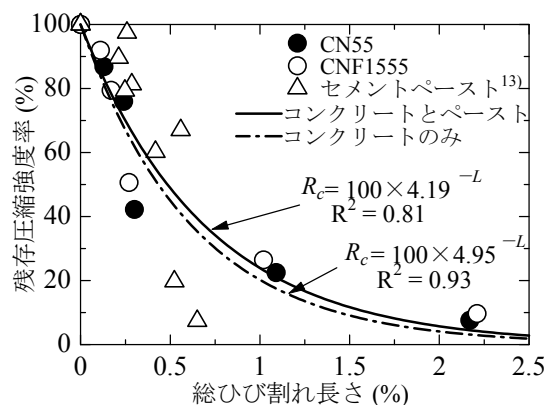


図 3.1.2-6 残存圧縮強度率と総ひび割れ長さの関係

b) 高温加熱を受けたコンクリートの塩化物イオン浸透に関する検討

上述の高温加熱を力学強度の関係に加え、原子炉建屋内の RC 部材の健全性 (特に鉄筋腐食リスク) の評価を目的に、高温加熱を与えたコンクリートを 3.0% に調整した塩化ナトリウム水溶液中に浸漬させ、塩化物イオンの浸透挙動について確認した。使用材料や加熱速度の条件等は前述の力学特性に関する検討で用いたものと同様であり、ここでは CN55 シリーズを対象として検討を行った。また、加熱温度として 150・300・450・600°C の 4 水準を取り上げた。

検討項目としては、0.1mol/L 硝酸銀水溶液の噴霧による塩化物イオンの浸透深さの測定、EPMA による塩化物イオンマッピング、SEM による微細部分の拡大写真を得て微細ひび割れの発生状況の確認、及び浸透深さ方向への浸透塩化物イオン量の定量計測 (平成 30 年度成果) の 4 項目を行った。これらの検討に当たり、高温加熱を行った直径 10cm × 高さ 20cm の試験体を、図 3.1.2-7 に示すように湿式コンクリートカッターにより切断した。これらの切断試験体は電気炉内で 105°C にて 24 時間乾燥の後、20°C、湿度 15%RH のデシケータ内に 28 日間静置した。その後、試験体周囲を塩素フリーのエポキシ樹脂で塗装した上で、20°C 環境下で 3.0% の塩化ナトリウム水溶液に 4 週間まで浸漬した。硝酸銀噴霧は図中の A 部を割裂して得た破面に対して実施した。EPMA マッピングと SEM 観察は、図中の B 部から約 1cm × 1.5cm の小片 B' 部を用いて行った。

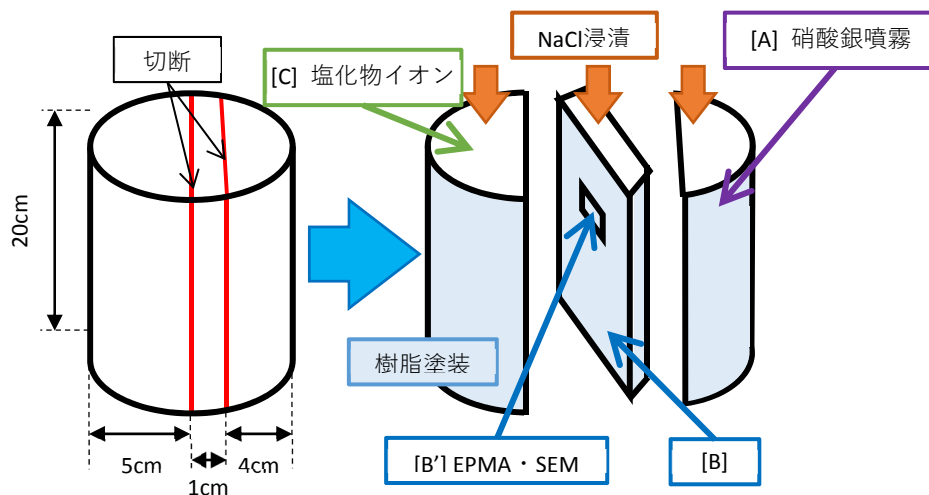


図3.1.2-7 試験体概要

硝酸銀噴霧後の破面を図3.1.2-8に示す。塩化物イオンは呈色範囲に到達しており、浸漬期間1週の場合は加熱条件が150℃では浸漬面から9cmまで、加熱条件が600℃の場合では試験体底面（試験体高さ20cm）まで完全に浸透している。浸漬期間を4週とした場合では、加熱条件150℃では、浸漬期間1週の場合より浸透範囲が拡大しており、600℃の場合には試験体底面まで到達しており変化はみられない。このように、加熱条件が高温になるほど塩化物イオンの浸透深さが大きくなり、これは後述のように高温加熱によってコンクリート中に生じた微細ひび割れが原因と考えられる。

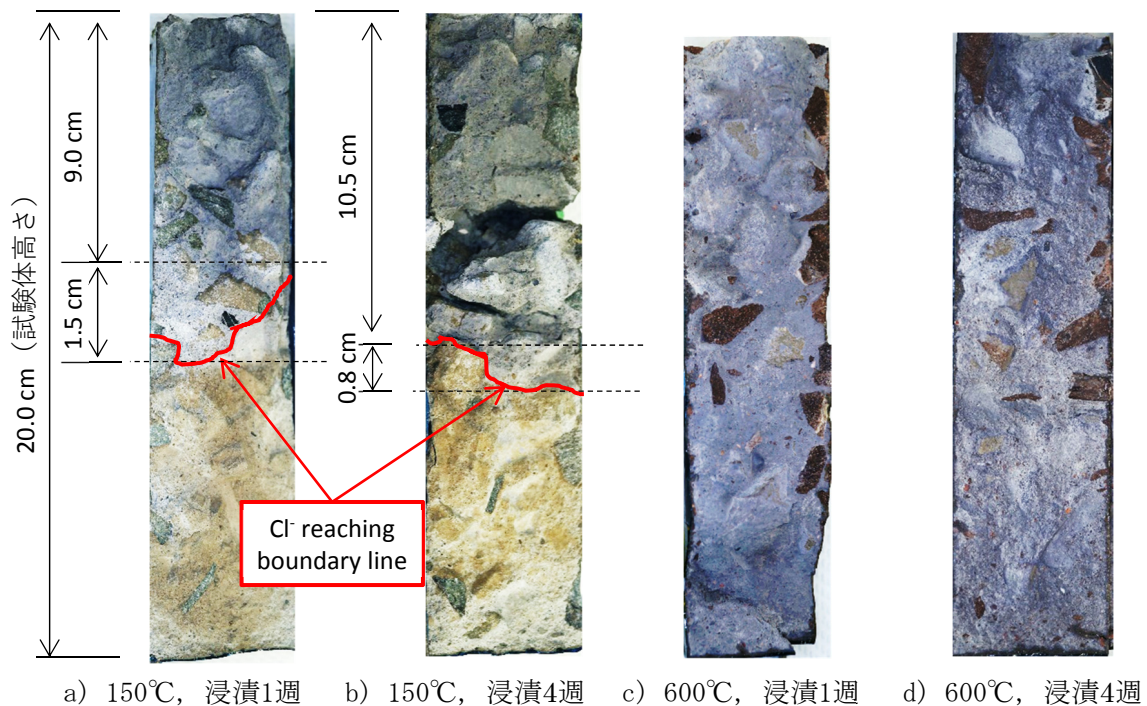


図3.1.2-8 硝酸銀噴霧による塩化物イオン浸透範囲

図3.1.2-9は、加熱条件300℃・浸漬期間1週の場合に塩化物イオンの到達境界近傍の EPMA 分析により得られた塩素のマッピングである。300℃・浸漬期間1週と600℃・浸漬期間1週の試験体を比較すると、硝酸銀噴霧による確認ではいずれも塩化物イオンの浸透範囲と判定される範囲内であるが、内部に存在する塩化物イオン量が大きく異なることが確認できる。

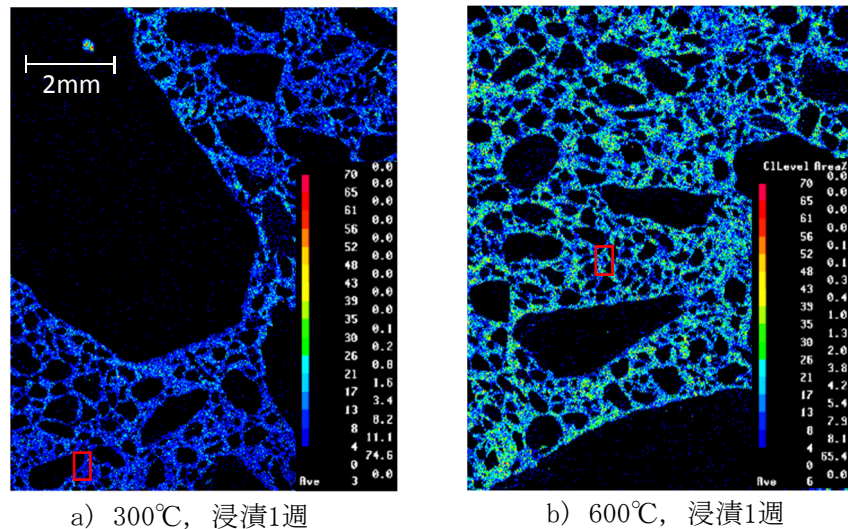


図3.1.2-9 EPMA による塩素(Cl)マッピング

図3.1.2-10は、図3.1.2-9中の赤枠部の SEM 観察画像である。図 a) に示される300℃の加熱条件の場合では、一部の骨材の周囲を中心に微細なひび割れが散見されるが、いずれもひび割れ幅は5 μ m 以下程度の微細なものである一方、図 b) に示したように加熱条件を600℃とした場合には、300℃の場合と比較してひび割れ幅は明らかに大きい。また、多くの骨材周囲でひび割れが発生しておりこれらがセメントマトリクス部分で連結する等、ひび割れ幅及びひび割れ長さが大きく増大している。これらの結果は、上述の高温加熱によりひび割れ面積が増大した結果と一致しており、塩化物イオンの浸透挙動もコンクリートのひび割れの進展に伴って、より浸透しやすくなることが確認できる。

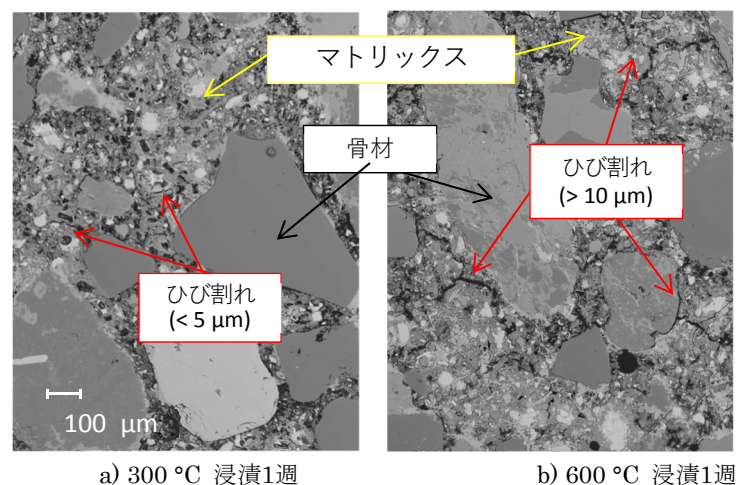


図3.1.2-10 SEM による微細ひび割れの観察

2) 今年度の研究成果の概要

平成29年度までの検討により、高温加熱をひび割れの発生、また、このことに起因する力学特性の低下については、一定の成果が得られたものと考えられる。最終年度となる平成30年度には、主に平成29年度に取り組んだ鉄筋腐食に大きな影響を与える塩化物イオン浸透の定量的な評価を目的に検討を行った。前述した図3.1.2-7の試験体のうちC部を使用し、JIS A 1154に示される電位差滴定法を用いて、試料中の全塩化物イオンを計測した。試験体としたC部は浸透面から15mm 毎に乾式コンクリートカッターで切断し、得られた試験片全量を0.15mm 以下になるまで微粉碎して試料として用いた。これに硝酸（濃硝酸1に対して体積比6の水で希釈した溶液）を加えて溶液のpHを3以下とした後、加熱煮沸したものを濾過して塩化物イオンを抽出した濾液を得た。これを用いて塩化物イオン電極を用いた電位差滴定装置により、試料中の塩化物イオン濃度を計測した。

図3.1.2-11に、浸透面からの深さと塩化物イオン濃度の関係を示す。ここでは、図3.1.2-8に相当する高温加熱を150℃及び600℃、浸漬期間を1週及び4週とした場合の結果のみ示している。この図から確認できるように、150℃の高温加熱を受けた場合には浸漬期間の延長に伴って塩化物イオン濃度が上昇し、浸透面からの深さが100mm 程度（通常のかぶり厚さ程度と考えられる）の場合には腐食発生限界濃度とされる1.2kg/m³を下回っている。この一方で、600℃の高温加熱を受けた場合には、浸漬期間に関わらず同程度の塩化物イオン濃度であり、深さ方向への分布も概ね一定となっている。硝酸銀噴霧により試験体全面に塩化物イオンが確認された加熱温度450℃・浸漬期間4週の条件の場合も、600℃の加熱履歴の場合と同様の傾向がみられた。これは、450℃もしくは600℃程度の高温加熱を受けた場合には、コンクリートの前面にひび割れが生じることによって、塩化物イオンの侵入を防ぐことが殆どできなくなったためと考えられる。すなわち、このような高温加熱を受けた範囲のRC部材に対しては、鉄筋の腐食が生じている可能性を十分に勘案して安全性を評価する必要があるものと考えられる。

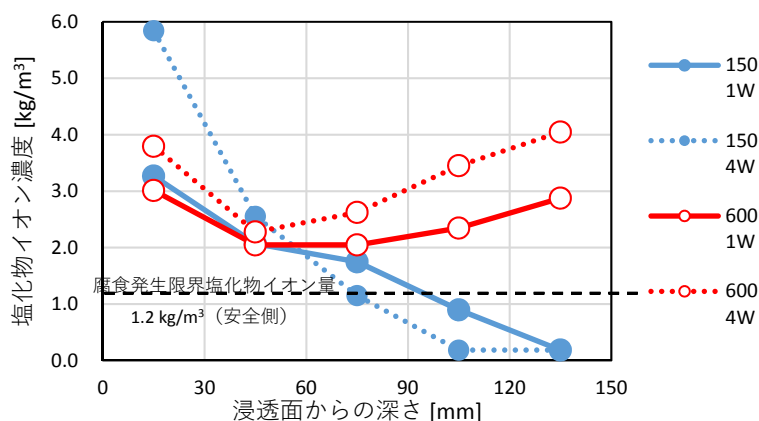


図3.1.2-11 高温加熱を受けたコンクリート中の塩化物イオン濃度の分布

3) まとめ

本検討では、津波や冷却水による塩化物イオンの侵入や、高温加熱を受けたと考えられる

コンクリート材料を対象に、圧縮強度やヤング係数をはじめとする各種の力学特性や、鉄筋腐食に直結すると懸念される塩化物イオンの浸透挙動を確認するための実験的な検討を行った。以下に得られた知見を示す。

- i) 高温加熱によりコンクリートにはひび割れが生じ、圧縮強度・静弾性係数はともに低下する。
- ii) 高温加熱により生じる総ひび割れ長さ比から、力学特性の評価が可能である。
- iii) 高温加熱によるひび割れの進展に伴い、ひび割れ幅が増大し、塩化物イオンの浸透量が増加する。ただし、150℃・1週の条件でも単位体積当たりの塩化物イオン量は大きく、600℃の場合にはひび割れを通じて試験体全体に塩化物イオンが浸透する。

参考文献

- [1] 福島第一原子力発電所 1~3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討第5回進捗報告、<http://www.tepco.co.jp/press/release/2017/pdf2/171225j0102.pdf>、2018年2月16日閲覧
- [2] Alonso, C. and Fernandez, L.: Dehydration and rehydration processes of cement paste exposed to high temperature environments, *Journal of Materials Science*, Vol. 39, No. 9, pp. 3015-3024, May 2004
- [3] 日本建築学会：構造材料の耐火性ガイドブック，2017
- [4] Short, N. and Purkiss, J.: Petrographic Analysis of Fire-Damaged Concrete, *Proceedings of the Workshop Fire Design of Concrete Structures: What now? What next?*, pp. 221-230, Mar. 2005

② 高温の熱履歴とその後の水の作用によるセメント水和物毎の物性変化がセメントマトリックスのマクロな性能に及ぼす影響

1) これまでの研究成果の概要 (H26～H29)

2011年3月に起きた福島第一原子力発電所(1F)の事故では炉心溶融が生じ、これにより炉心部に約2800℃、原子炉压力容器内部に約600℃の温度が作用したと推定されている[1]。その後、原子炉建屋には一時的に冷却のため海水が注入されており、建屋のコンクリート部材は熱と海水の作用を受けたと考えられる。

そこで、平成26～平成29年度においては高温の熱履歴とその後に水が作用した場合のセメント硬化体の性能の変化を明らかにするため、これらの作用を受けたセメント硬化体の強度や塩化物イオン移動抵抗性について評価した。その結果、高温の熱の作用により圧縮強度や鉄筋との付着強度、そして塩化物イオン移動抵抗性は加熱温度が大きいほど低下する傾向にあることがわかった。さらに、加熱後に水が作用した場合には、これらの性能はある程度回復する傾向はあるが、加熱前までは回復しないことがわかった。また、熱とその後の水の作用を受けたセメント硬化体中のセメント水和物の相・鉱物組成の変化について検討したところ、セメント硬化体中の鉱物は加熱温度の上昇に伴い結合水の脱水に起因して広い温度範囲で変化するが、水の作用を受けると脱水した鉱物は再び水和物を形成することがわかった。ただし、加熱温度が900℃と高温の場合には、600℃以下で加熱した場合と比較して鉱物組成や比率が600℃以下で加熱した水準と比較して異なることがわかった。これらの変化に伴いセメントペースト部において収縮・膨張が起こり、この挙動によって硬化体内に形成された微細ひび割れが強度や塩化物イオン移動抵抗性に負の影響を与えることが示唆された。

2) 今年度の実施内容と研究成果

平成30年度は、平成29年度までの研究を踏まえて高温の熱履歴とその後の水の作用によりセメント硬化体の性能が変化する要因をより詳細に明らかにする目的で、熱とその後の水の作用による各種セメント水和物の変化に着目し、熱とその後の水の作用によるセメント水和物の相・鉱物の組成、細孔構造の変化を整理した。さらに、これまでの成果を踏まえ、事故後の原子炉建屋の健全性予測を行った。

a) 実験概要

本研究では、セメント硬化体中の主要なセメント水和物としてCSH、Portlandite (CH)、AFm相であるMonosulfate (Ms)、Monocarbonate (Mc)を対象として各種試験を行った。

CSHは、エーライト(太平洋コンサルタント製)を煮沸して二酸化炭素を除去したイオン交換水(以下、脱炭酸水)中で水和させる方法[2]で作製した。この方法ではCSH単相ではなくCSHとCHが共存するため、この点に留意する必要がある。

MsとMcは、既報²⁾を参考にして、Msは $3\text{CaO}\cdot\text{Al}_2\text{O}_3$ (C₃A、太平洋コンサルタント製)とジブサム(関東化学製、特級)を、McはC₃Aと炭酸カルシウム(関東化学製、特級)をそれぞれ1:1(モル比)に調整して脱炭酸水中で反応させた。なお、Msは高温で安定するため80℃の乾燥炉で、Mcは20±2℃の試験室で反応させた。反応時間はともに10日間とし、容器は1日おきにハンドシェイクで試料を混合した。

反応後の試料は速やかにアセトンで付着水を除去しドラフトチャンバー内で約12時間アセトンを揮発させた。その後、LiCl 飽和溶液により11 % RH に調湿し、ソーダ石灰で脱炭酸したデシケータ内で7日間保管した。なお、このアセトンを用いた乾燥までの一連の工程を水和停止処理と呼称する。

加熱温度は、20 (常温)、100、300、600、900 °C の計5水準とした。100 °C 以上の加熱を行う試料は温度制御可能な電気炉を用いて加熱した。加熱試験では昇温速度を20 °C/min. とし、最高温度の保持は3時間とした。加熱試験が終わった試料は吸引により減圧したアルミ製パックに保管して水和や炭酸化を防ぎ、速やかに試験に供した。また、加熱後の試料を脱炭酸水中で7日間反応させることで水を作用させた。反応させた試料は水和停止処理を施し、吸引して減圧したアルミ製パックに保管して試験に供した。

加熱した CSH、Ms、Mc は粉末 X 線回折 (XRD)、示差熱-熱重量同時測定 (TG-DTA) により各作用による水和物の変化を整理した。さらに、CSH については水蒸気吸着等温試験を行うことで各作用による細孔構造の変化を整理した。

b) 熱とその後の水の作用による各種セメント水和物の組成変化

CSH の熱による組成変化について確認すると (図3. 1. 2-12 (a))、加熱温度が20 °C から300 °C までの XRD チャートでは CH や未水和のエアライトのピークが観察された。加熱温度が600 °C 以上では CH のピークが消失し、Lime とわずかな β -C₂S のピークが観察された。これに加えて、加熱温度が900 °C では β -C₂S のピーク強度が600 °C と比較して増大した。ここで、CSH については700 °C で分解することが報告されていることから[3]、既報と同様の結果が得られたと言える。

また、加熱後に水を作用させた CSH については (図3. 1. 2-12 (b))、加熱温度が600 °C 及び900 °C の場合においても CH のピークが観察された。一方で、特に900 °C で加熱した実験系では、加熱によって生じた β -C₂S のピークは残存した。

次に、CSH の空隙構造の変化に着目する。本研究では既報[4]に基づき、水蒸気吸着に関して相対圧が0.4以下をマイクロ孔 (2 nm 以下)、0.4以上から0.95までをメソ孔 (2 nm-50 nm) による水の吸着として整理した (図3. 1. 2-13)。なお、TG-DTA の結果から CSH 試料中の CH 量は30 % 程度であり、また、CH の水蒸気吸着量は CSH と比較するとごくわずかであるため、本試験での CH の水蒸気吸着量は無視し、CSH 試料の水蒸気吸着性状の変化は CSH の形態の変化に起因するものと考えた。まず、マイクロ孔の吸着量に着目する (図3. 1. 2-13 (a))。なお、マイクロ孔での水の吸着は CSH 層間のゲル空隙や表面に吸着する水に対応する。これを踏まえると、CSH のマイクロ孔での水の吸着量は加熱温度の増加に伴って低下していることがわかる。したがって、XRD の結果と併せると、加熱温度が100~600 °C までは CSH 層間のゲル空隙水の脱離による層間の収縮が、加熱温度が900 °C では CSH の酸化が生じ、これによりゲル空隙や比表面積が減少したことでこの現象が生じたと考察した。

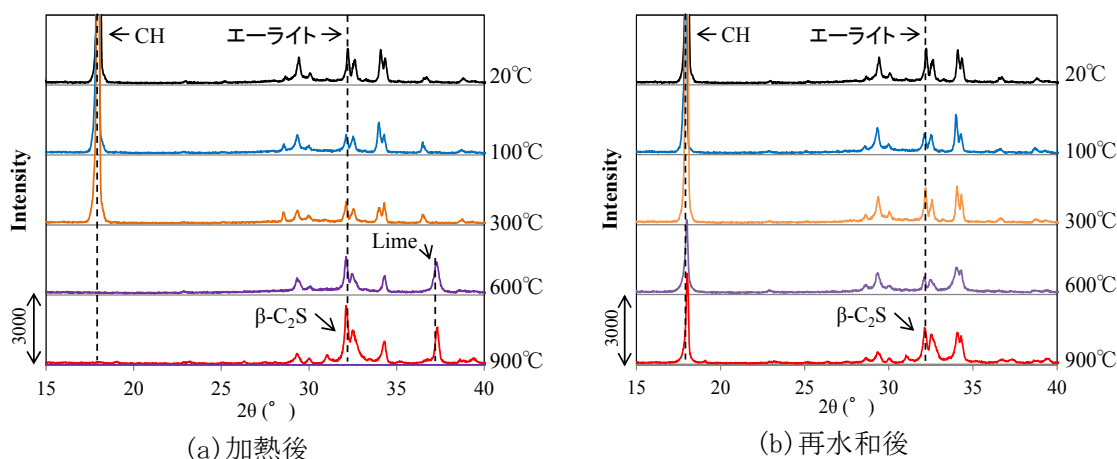


図 3.1.2-12 CSH の XRD チャート

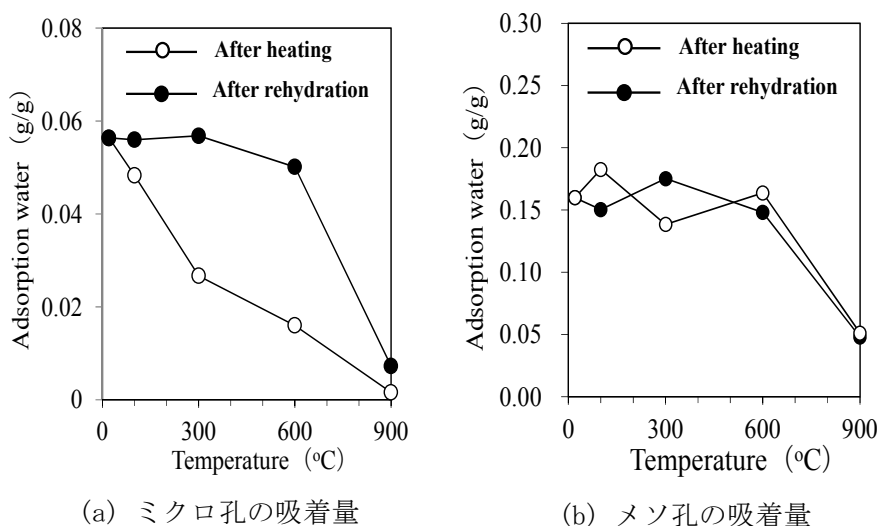


図 3.1.2-13 CSH の水蒸気吸着等温線

次に、加熱温度が600 °C までの場合では水の作用によりミクロ孔の吸着量がほぼ回復したことから (図3.1.2-13 (a))、水の作用により CSH 層間のゲル空隙が回復したと考えられる。なお、加熱温度が900 °C の場合には水の作用を受けてもミクロ孔の吸着量は回復しなかったが、これは XRD において β -C₂S が残存したことと併せて考えると、加熱により生成した β -C₂S は水を作用させても CSH になることが難しいことを示している結果と言える。

次に、加熱後におけるメソ孔の水蒸気吸着量は加熱温度が600 °C までは大きな変化はなく、加熱温度が900 °C で大幅に低下した (図3.1.2-13 (b))。これについては、900 °C では CSH が分解して全体が収縮し水蒸気の吸着サイトが著しく減少したためと考えられる。さらに、900 °C で加熱した場合には水が作用した場合にも β -C₂S はほぼ水和しなかったため水が作用した後の吸着量も作用前と比較して変化しなかったものと考えられる。

以上を踏まえると、CSH の有するミクロ孔 (ゲル空隙や比表面積に依存) は加熱により減少するが、これは加熱温度が600 °C まではゲル空隙水の脱離に伴う層間の収縮と比表面積の減少が原因であり、この変化はその後の水の作用によって回復する。また、この変化は比較的大きなメソ孔にはミクロ孔ほど大きな影響を及ぼさないが加熱温度毎に増加や減少の挙動を示す。

一方で、CSH が酸化するような熱を受けた場合には、ミクロ孔、メソ孔はともに減少し、この変化はその後に水の作用を受けても回復することは困難である。

常温・常圧、かつ11 % RH 環境下における一般的な Ms は $[\text{Ca}_2\text{Al}(\text{OH})_6]_2(\text{SO}_4) \cdot 6\text{H}_2\text{O}$ の示性式で表され、2つの $[\text{Ca}_2\text{Al}(\text{OH})_6]^+$ の層間に SO_4^{2-} が1個、層間水が6個取り込まれた状態となる。

ここで、Ms が加熱を受けると、はじめに層間水が脱離することで層間の距離が収縮し、次に単位構造層中の OH^- イオンが脱離して非晶質化することが報告されている[5]。この報告を踏まえ加熱した Ms の XRD チャートと Ms の熱分解特性から考察する。

まず、XRD チャートから (図3.1.2-14 (a))、100 °C で Ms を加熱した場合には(003)面のピークが高角度側にシフトしていることからこの面に対応している層間距離が減少していることがわかる。この収縮量を Bragg の式により計算したところ、一般的な Ms と比較して層間が約10 %収縮したことがわかった。また、TG-DTA の結果 (表-3.1.2-2) より1 mol の Ms に対して2 mol の水が脱離しているため、層間水の脱離によって層間が約10 %収縮したと考えられる。

次に、300 °C の加熱では XRD の(003)面が消失しており、結合水は Ms が1 mol 当たり約2 mol まで減少していることから、層間水はすべて脱離し単位構造層中の OH^- も脱離して Ms が非晶質化し、(003)面のピークが消失したと考えられる。また、600 °C で加熱した場合には新たに Mayenite ($12\text{CaO} \cdot 7\text{Al}_2\text{O}_3$)、Anhydrite (CaSO_4)、Hauyne ($3\text{CaO} \cdot 3\text{Al}_2\text{O}_3 \cdot \text{CaSO}_4$)、Lime (CaO) 等の酸化物のピークが現れ、TG-DTA で計測した試料の結合水はわずかであるため、Ms が熱により酸化物に分解され始めたと考えられる。さらには、900 °C の加熱ではこれらの酸化物のピークがより大きくなり結合水も消失したため、Ms は完全に分解されたものと考えられる。

次に、加熱後に水が作用した場合の Ms の XRD チャート (図3.1.2-14 (b)) に着目すると、100 °C で加熱し水が作用した場合には Ms の(003)面のピークが加熱前の状態に戻ったことから、加熱後に水が作用したことで層間は加熱前の幅まで戻ったと判断できる。一方、加熱温度が300 °C 以上の場合には(003)面に起因するピークがやや高角度側に広がった。XRD の回折線の半値幅は格子面間隔の変動により広がり、圧縮ひずみを持つ結晶子が存在すると半値幅が高角側に広がる[6]。つまり、300 °C 以上で加熱し層間水がすべて脱離し結晶性が崩れた Ms はその後の水の作用を受けても結晶性は回復するものの、一部の Ms には層間距離が加熱前まで回復しないものも存在することがわかった。

次に Mc の XRD チャート (図3.1.2-15 (a)) と結合水の変化 (表-3.1.2-3) に着目すると、まず、熱を受けた Mc の化学的性質の変化は Ms のそれと同様であった。すなわち、加熱前には2つの $[\text{Ca}_2\text{Al}(\text{OH})_6]^+$ の層間1つ当たりに CO_3^{2-} を1個と層間水を5個取り込んだ通常の Mc と一致し、100 °C の加熱では層間水の脱離により層間が収縮した。さらに、300 °C の加熱では単位構造層中の OH^- の脱離が始まり非晶質化し、600 °C 以上の加熱では Mayenite ($12\text{CaO} \cdot 7\text{Al}_2\text{O}_3$)、calcite (CaCO_3)、Lime (CaO) 等の酸化物へと分解され始めた。ただし、Mc は Ms と異なり100 °C の加熱で層間に対応する(001)面のピークが完全にシフトしていないことから、Ms と比較して層間水が脱離しにくい可能性が考えられる。さらに、加熱後に水を作用させた Mc の XRD チャート (図3.1.2-15 (b)) ではすべての水準において加熱前の Mc のピークが加熱前とほぼ同位置に回復されたことから、Mc は300 °C 以上で加熱し結晶性が崩れてもその後の水の作用で加熱前の状態に戻る可能性が高いことが示唆された。

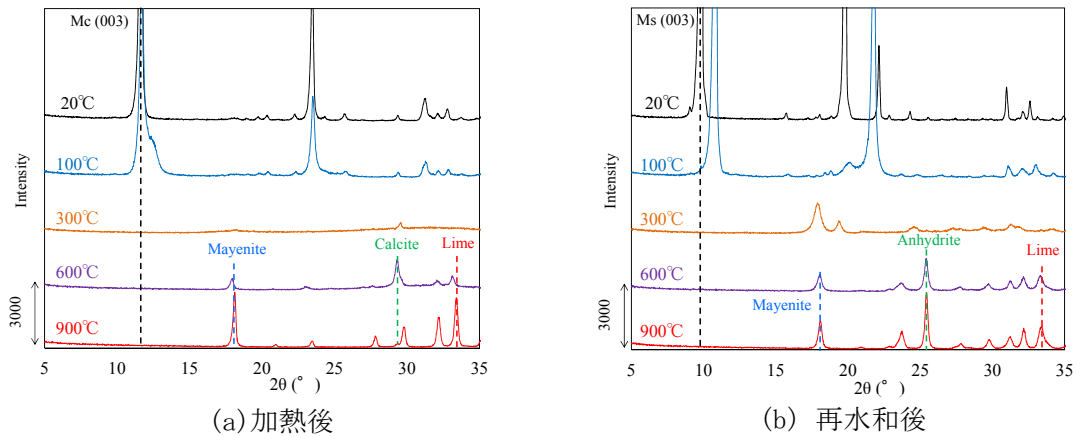


図 3.1.2-14 Monosulfate の XRD チャート

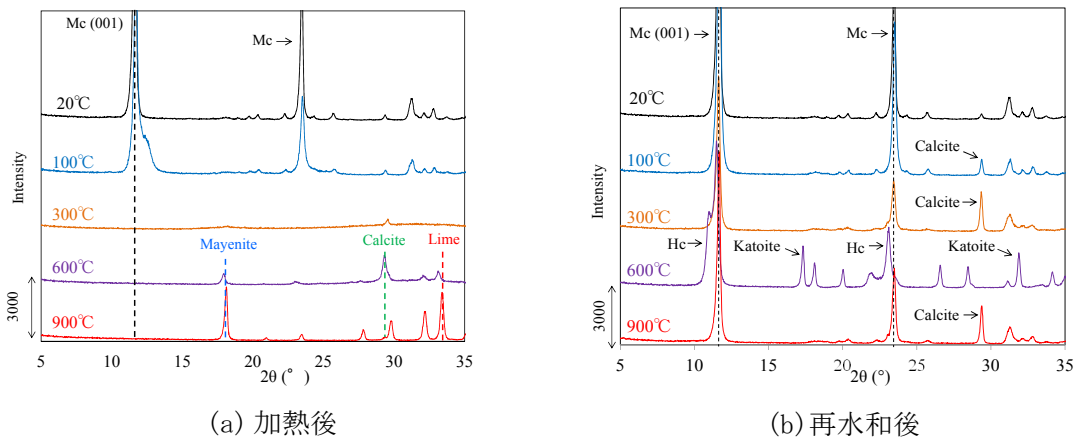


図 3.1.2-15 Monocarbonate の XRD チャート

表-3.1.2-2 Monosulfate の結合水の変化

加熱温度 / °C	20	100	300	600	900
結合水 / mol	12.2	9.9	2.1	0.6	0

表-3.1.2-3 Monocarbonate の結合水の変化

加熱温度 / °C	20	100	300	600	900
結合水 / mol	11.0	9.4	1.2	0.5	0.0

c) 熱とその後の水の作用によるセメント水和物の変化が硬化体の性能に及ぼす影響

熱とその後の水の作用によるモルタルの耐久性能の変化として、図3.1.2-16の(a)に残存圧縮強度比を、(b)に鉄筋の残存付着強度比の関係を、さらに(c)に加熱後の塩化物イオンの実効拡散係数の関係を示す。ここで、前章で整理したセメント水和物の変化がこれらの性能変化に及ぼす影響を整理する。

まず、加熱温度が105 °C の場合には CSH や AFm 相の層間水が脱離して収縮し、緻密になることで圧縮強度や鉄筋の付着強度は増加する。ただし、層間水の脱離は硬化体の空隙の増加を招くため、この影響により塩化物イオン移動抵抗性は低下する。次に、加熱温度が300 °C の場合には CSH や AFm 相のさらなる層間の収縮に加え、AFm 相の単位構造層中の OH⁻ が脱離することで結晶構造が崩壊し始めることで圧縮強度と鉄筋の付着強度は低下する。さらに、加熱温度が

600 °C 以上の場合では300 °C までに生じた水和物の変化に加え CH の分解、900 °C では AFm 相や CSH が酸化物に変態することでペースト部においてさらに収縮が生じひび割れや空隙が増加したことで圧縮強度と付着強度、塩化物イオン移動抵抗性はさらに低下したと考えられる。

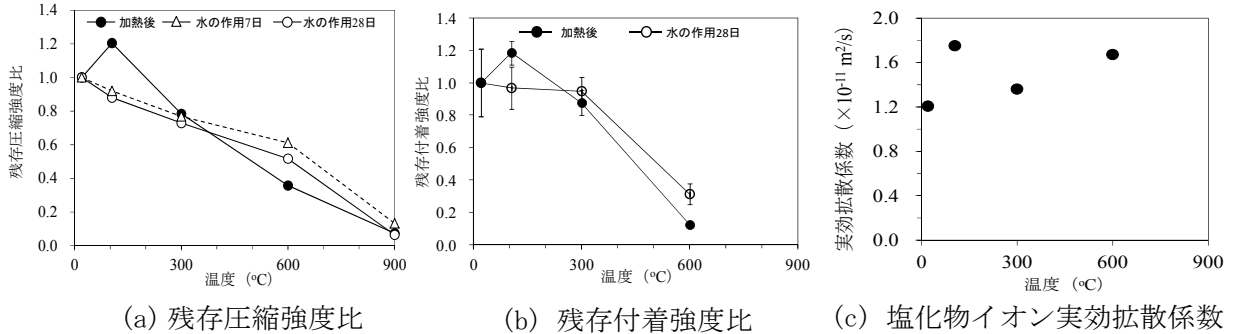


図 3.1.2-16 熱とその後の水の作用によるモルタルの各種耐久性能の変化

一方、加熱後に水が作用した場合、加熱温度が300 °C 以下では CSH や AFm 相の層間が回復することで強度は加熱前の値に戻る傾向を示す。ただし、加熱温度が300 °C の場合、硬化体は一度体積変化の履歴を受けたために強度は加熱前まで回復しない。また、加熱温度が600 °C の場合には水が作用することで強度は回復する傾向を示すが、この温度では水和物が酸化されてさらに収縮が起こり、さらには、酸化物のうち Lime の水和による膨張の影響で加熱温度が300 °C までの場合と比較してさらに小さくなる。加えて、加熱温度が900 °C の場合には CSH は β -C₂S に変態し、 β -C₂S は水の作用を受けても CSH は回復しないため圧縮強度はほとんど回復しないと考察した。

最後に、このプロジェクトで得られた知見に基づいて、1F 原子炉建屋コンクリート部材が受けた熱履歴データを参考にセメント水和物の変化によるコンクリート部材の物性変化について整理した。

図3.1.2-17に、1F1号機の原子炉格納容器内部の熱履歴[7]とその熱履歴から考えられる周辺コンクリート部材表層部のセメント水和物の変化を示す。まず、図3.1.2-17の温度履歴を確認すると、2度にわたり温度の増減を繰り返していることがわかる。この温度履歴によりペースト部ではセメント水和物の変化に伴う収縮・膨張を2度受けたことに

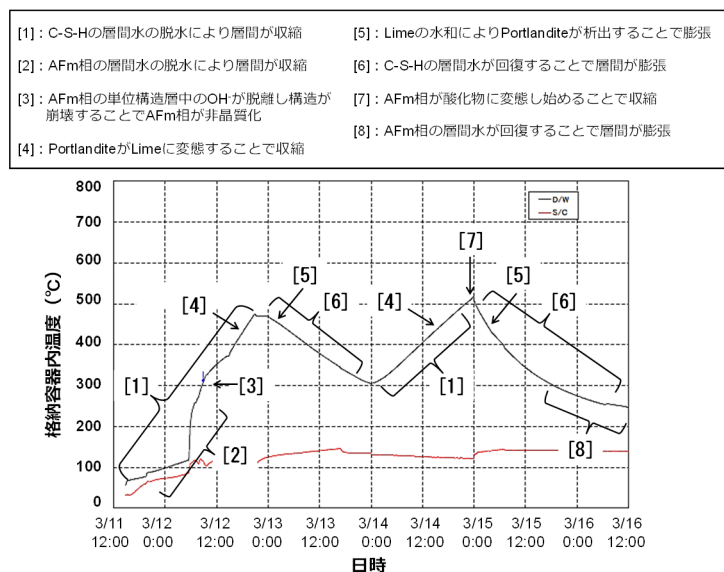


図 3.1.2-17 原子炉格納容器内部温度履歴と水和物の変化

なるため、600℃近い高温が作用した格納容器周辺のコンクリート部材の表層部では、セメント水和物の変化に伴い、少なくとも圧縮強度は事故以前の0.6倍以下、鉄筋の付着強度は加熱前の0.4倍以下に低下している可能性がある。また、塩化物イオンの実効拡散係数は事故前の2.5倍以上となった可能性がある。このように、高温が作用した場合のセメント水和物の物性変化に着目した原子炉建屋コンクリート部材に対する健全性予測を行うことができた。

3) まとめ

本研究で得られた知見を以下にまとめる。

- a) 主要なセメント水和物であるカルシウムシリケート水和物 (CSH) や monosulfate、monocarbonate、portlandite の酸化温度、熱とその後の水の作用による収縮・膨張特性を化学分析に基づいて整理した。詳細には、層状水和物の層間水の脱離、水和物の結晶構造の崩壊、酸化という挙動と膨張・収縮、変態の可逆・不可逆性の関係を示した。
- b) 加熱によるセメント水和物の収縮・膨張挙動に基づいて熱とその後の水の作用によるモルタルの圧縮強度や付着強度、塩化物イオン移動抵抗性の変化を整理した。
- c) 福島第一原子力発電所内部の温度履歴を用いて、原子炉建屋コンクリート部材の強度や塩化物イオン移動抵抗性といった性能の変化を、セメント水和物の収縮・膨張挙動に基づいて予測することができた。

参考文献

- [1] 東京電力株式会社：MAAP コードによる炉心・格納容器の状態の推定、2012
- [2] セメント協会：セメント・コンクリート化学 解説付きデータ集、2016
- [3] U. シュナイダー著、(森永繁他訳)：コンクリートの熱的性質、技報堂、1983
- [4] Ippei Mruyama、 Hiroshi Sasano、 Yukiko Nishioka、 Go Igarashi、 Strength and Young's modulus change in concrete due to long-term drying and heating up to 90 ° C、 Cem.
- [5] 鈴木英介ら、モノサルフェートの熱分解と炭酸化、Journal of Society of Inorganic Materials、Japan、8、pp. 17-25、2001.
- [6] 中井泉、泉富士夫、粉末 X 線回折の実際 (第2版)、朝倉書店、2009
- [7] 東京電力：福島第一原子力発電所1～3号機の炉心の状態について、2011

(2) 損傷した構造部材の性能低下定量評価方法の検討

① これまでの研究成果の概要 (H26～H29)

1) 実験の目的

従来の原子力発電所の RC 造建屋の耐震設計では、各外乱に対する応答によって構造物の性能が低下しないことを前提とした弾性設計が採用されている。福島第一原子力発電所の RC 造建屋の廃炉までの長期的な予測も含めた構造性能及び健全性評価を実施する上では、RC 造構造部材の非線形領域までを含めた応答と損傷の関係等に基づいて、現在の構造性能を詳細に把握し、また将来の構造性能を予測する必要がある。

本研究項目では、原子炉建屋の主要構造部材である RC 造耐震壁について、1/4スケールの

縮小試験体の静的載荷実験を行い、ひび割れ等の損傷量と耐震性能の低下の関係や、損傷に基づく応答変形の推定に関する検討を行ってきた。平成26年度～平成29年度までは、壁板の両側に柱が取りつく耐震壁を対象に、壁のせん断補強筋量及び破壊モード（曲げ、せん断）をパラメータとしたシリーズの実験を行い、耐震壁に生じた損傷が終局強度、変形性能、剛性及びエネルギー吸収に及ぼす影響を検討した。

2) 実験計画

a) 実験及び試験体の概要

試験体の形状・配筋を図 3.1.2-18 に示す。試験体は両側柱付きの耐震壁とし、柱の断面は 200mm×200mm、壁板の内法長さ 1400mm、壁厚 120mm、壁内法高さ 1000mm とした。両側柱を含めた壁全長は 1800mm である。試験体のパラメータは、壁板部分の鉄筋比 p_s 、破壊モードとした。試験体の一覧を表 3.1.2-4 に示す。壁筋比 p_s は、原子炉建屋の耐震壁で一般的な 1.32% (D6@40 ダブル配筋) を基本として、比較のために壁筋比を半分とした SC-06 シリーズ ($p_s=0.66\%$) も用意した。また試験体の破壊モードは、せん断破壊 (SC-13、SC-06 シリーズ) を基本とし反曲点高さは壁中央高さとしたが、比較のために曲げ破壊型の FC-06 シリーズも作製した。

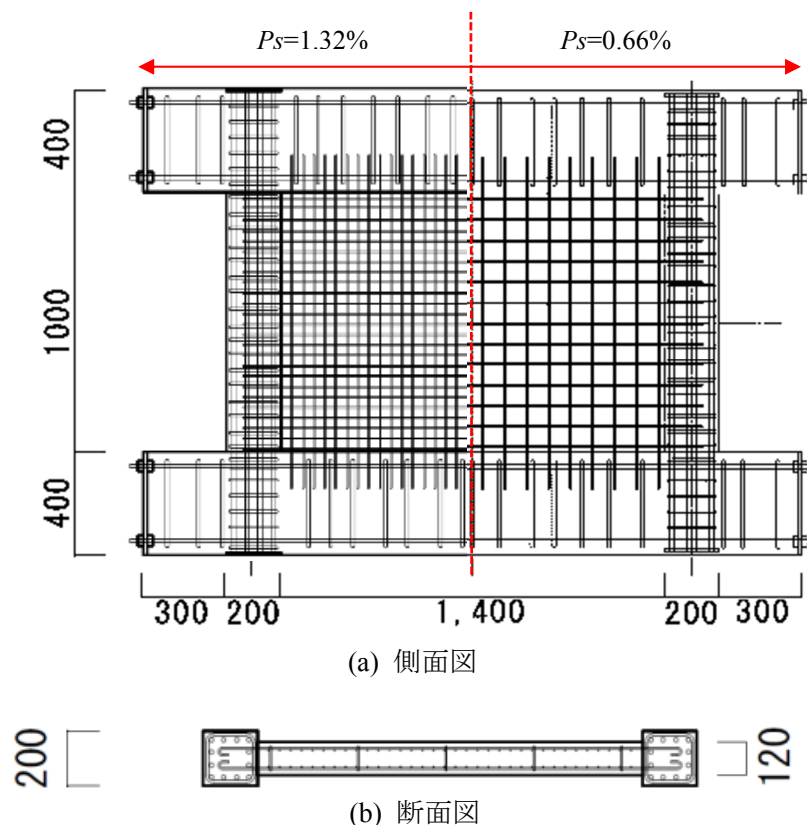


図 3.1.2-18 試験体配筋図 (単位: mm)

試験体の終局せん断力は、日本建築学会「靱性保証型耐震設計指針」[1]のトラス・アーチ機構に基づくせん断強度式 (式(3.1.2-2)～式(3.1.2-4)) により算出した。

$$V_u = t_w l_{wb} p_s \sigma_{sy} \cot \phi + \tan \theta (1 - \beta) t_w l_{wa} \nu \sigma_B / 2 \quad (3.1.2-2)$$

$$\beta = \{(1 + \cot^2 \phi) p_s \sigma_{sy}\} / \nu \sigma_B, \quad (3.1.2-3)$$

$$\tan \theta = \sqrt{(h_w / l_{wa})^2 + 1} - h_w / l_{wa} \quad (3.1.2-4)$$

ここで、 t_w ：耐震壁の壁厚(mm)、 l_{wa} 、 l_{wb} ：等価壁長さ(mm)、 p_s ：壁板のせん断補強筋比、 ν ：有効圧縮強度係数、 h_w ：耐震壁の高さ(mm)、 σ_{sy} ：壁板のせん断補強筋の強度(N/mm²)、 ϕ ：トラス機構のコンクリート圧縮束の角度、 σ_B ：コンクリートの圧縮強度(N/mm²)。

終局曲げ強度は、日本建築学会「鉄筋コンクリート構造計算規準」[2]により求めた。

表 3.1.2-4 試験体一覧

試験体シリーズ		SC-13	SC-06	FC-06
実施年度		H27 年度	H28 年度	H29 年度
壁	壁高さ(mm)	1000		
	厚さ(mm)	120		
	全長(mm)	1800		
	配筋(縦筋・横筋)	D6@40(SD295) ダブル	D6@80(SD295)ダブル	
	壁筋比 p_s (%)	1.33	0.66	
	せん断高さ(mm)	500	1000	
	せん断スパン比	0.29	0.58	
柱	断面(mm)	200×200		
	主筋	12-D16 (SD345)		
	横補強筋	2-D10@60 (SD345)		
スタブ	断面(mm)	400×400		
	主筋	10-D22 (SD390)		
	横補強筋	2-D13@100 (SD390)		
せん断終局強度(kN)		1499	1371	1371
曲げ終局強度(kN)		2802	2452	1044

b) 加力計画と事前損傷の与え方

加力装置図を図 3.1.2-19 に示す。2本の鉛直ジャッキにより試験体に軸応力度 0.5N/mm²の一定軸力を加え、左右の2本の水平ジャッキで正負交番繰り返し静的漸増载荷を行った。せん断破壊型の試験体(SCシリーズ)では、反曲点位置が常に壁高中央になるように、曲げ破壊先行型の試験体(FCシリーズ)は、試験体の反曲点が常時試験体上部の鉄骨梁の中心になるよう水平ジャッキ2本を制御し、加力を行った。

各シリーズの試験体で、同一の試験体4体ずつ用意し、無損傷のものと、予め予備加力で異なるレベルの損傷を生じさせた後に、本加力を行い損傷の影響を調べる試験体を用意した。試験体に生じた損傷度と構造物の被災度の関係の概念を図 3.1.2-20 に示す。以下試験体名でD0, DI, DII, DIII, DIVは、予備加力における損傷度を示す。

実験はまず無損傷試験体(D0)の加力から行い、その結果に基づき判定した各損傷度の変形レベルを有損傷試験体に事前加力として与える。なお、事前加力は小変形(層間変形角

R=0.025%) から正負交番で2回ずつ繰り返し、目標とする損傷度に対応する層間変形角の載荷は確実に各損傷度の損傷状態を再現するため5回繰り返し、その後一度除荷して残留変形を0にし、本加力を実施した。

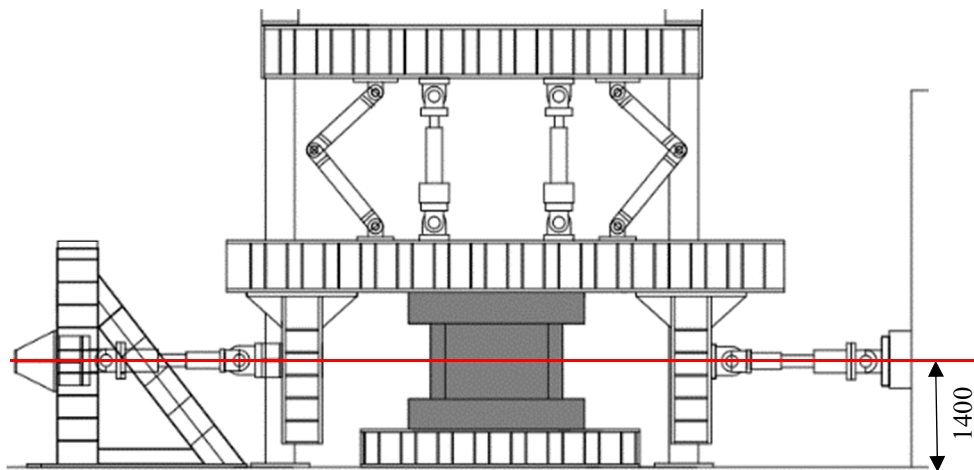


図 3.1.2-19 加力装置図 (単位 : mm)

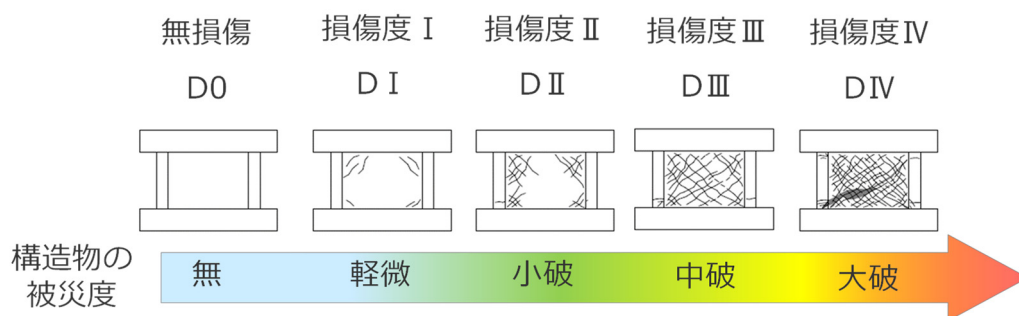


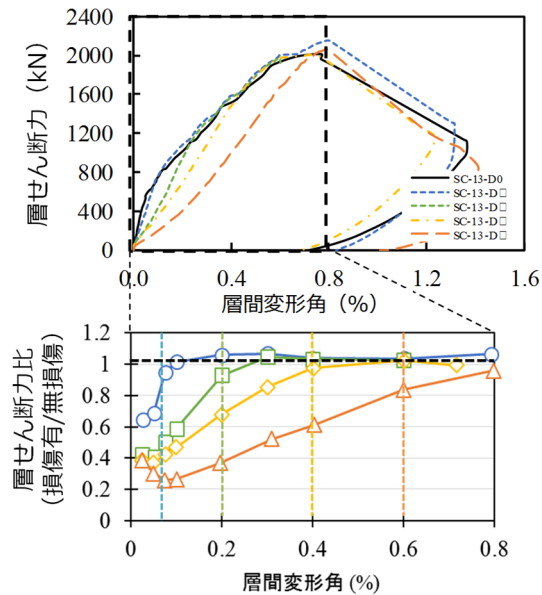
図 3.1.2-20 予備加力による損傷度と構造物の被災度の関係の概念

3) 実験結果の概要

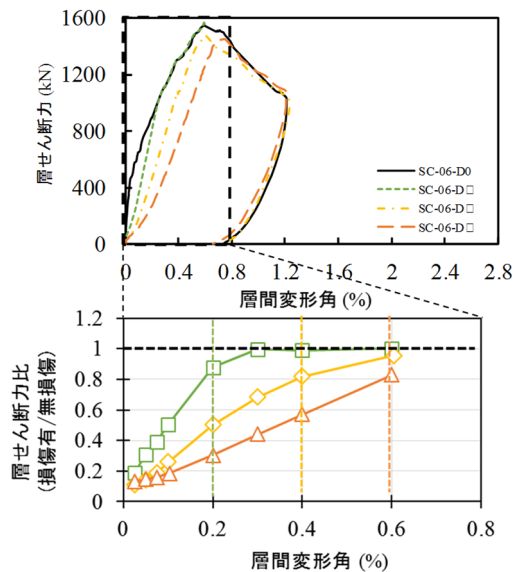
a) 実験及び試験体の概要

それぞれのシリーズの試験体の荷重 - 変形関係包絡線の比較と、無損傷試験体に対する有損傷試験体の各変形におけるせん断力の比 (回復率、あるいは、維持率) を図 3.1.2-21 に示す。いずれのシリーズでも、事前の損傷で経験した変形領域では、ひび割れ等の損傷の影響で、剛性低下し負担するせん断力も低下するが、未経験変形領域に達すると剛性が回復し、負担するせん断力も、無損傷の試験体と大きな差はない。事前損傷の有無にかかわらず、最大耐力に大きな差はみられず、RC 造耐震壁に地震による損傷が生じたとしても、最大耐力や変形性能は低下せず大きな影響がないことがわかった。

【 SC-13 series (側柱付き) 】



【 SC-06 series (せん断破壊) 】



【 FC-06 series (曲げ破壊) 】

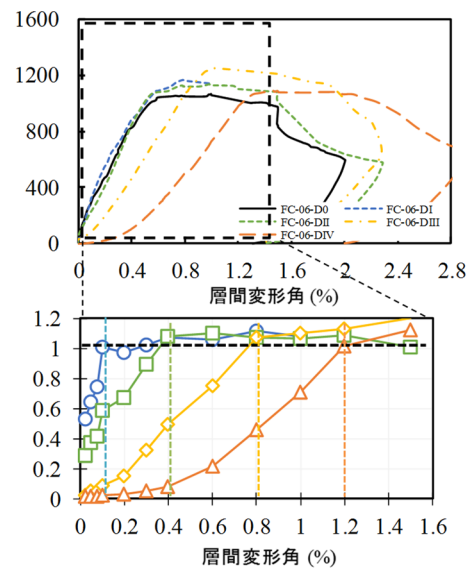


図 3.1.2-21 荷重-変形関係包絡線と層せん断力比

② 今年度の実施内容と研究成果

1) 実験の目的

平成29年度までに実施した RC 造耐震壁が、一般の建築物で多い壁板の両端に柱が取り付け耐震壁であったが、平成30年度は柱の代わりに直交方向の耐震壁が取り付け形状の耐震壁の実験を行った。耐震壁の構造性能は、柱・梁等の周辺架構による拘束の程度により変化すると考えられる。原子炉建屋の主要構造は RC 造耐震壁からなるボックス形状が一般的であるため、直交壁付き耐震壁の構造性能や損傷による影響を、平成29年までの柱付き試験体と比較して検討することとした。

2) 実験計画

a) 実験及び試験体の概要

表3.1.2-5、図3.1.2-22に試験体諸元を示す。試験体は、平成27年度に実施した側柱付き壁（図3.1.2-22左）の側柱部分を直交壁に変更した H 形断面の立体壁4体とした。試験体の壁筋比は、原子炉建屋を想定し1.32%とした。また、壁板の端部拘束条件は、平成27年度（SC-13シリーズ）は側柱（200mm×200mm）であったのに対して、平成30年度（SF-13シリーズ）は厚さが壁板と同様の直交壁（600mm×120mm）とした。また、せん断強度を比較するため、試験体の全長を一致させている。実験のパラメータは、平成29年度までと同様に、事前加力で与える損傷度、すなわち変形レベルとし、無損傷の試験体1体、予め損傷を与えた試験体3体の計4体とした。

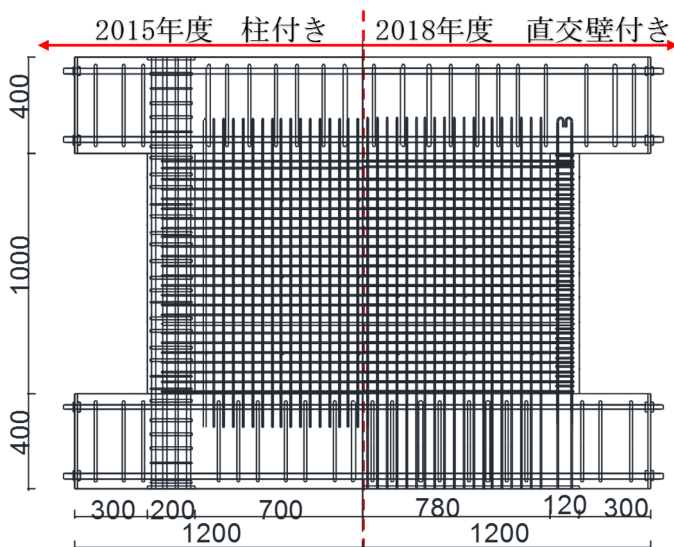


図 3.1.2-22 試験体配筋詳細図

表3.1.2-5 試験体諸元

試験体シリーズ		SF-13	SC-13 (参考)
実施年度		H30 年度	H27 年度
壁	壁高さ(mm)	1000	
	厚さ(mm)	120	
	全長(mm)	1800	
	配筋 (縦筋・横筋)	D6@40(SD295) ダブル	
	壁筋比 p_s (%)	1.33	
	せん断高さ(mm)	500	
	せん断スパン比	0.29	
柱/直交壁	断面(mm)	200×200	600×120
	主筋/縦筋	12-D16 (SD345)	D6@40(SD295) ダブル
	横補強筋	2-D10@60 (SD345)	D6@40(SD295) ダブル
スタブ	断面(mm)	400×400	600×400
	主筋	10-D22 (SD390)	14-D22 (SD390)
	横補強筋	2-D13@100 (SD390)	2-D13@100 (SD390)
せん断終局強度(kN)		1499	1521
曲げ終局強度(kN)		2802	2771

なお、事前に与える損傷のレベルは、(一財)日本建築防災協会の「震災建築物の被災度区分判定基準」[2]に基づき損傷度 I から IV の4レベルとした。ただし、損傷度 IV を与える試験体 (SF-06-DIV) の事前加力は、損傷度 I (SF-06-DI) を与える試験体の「事前加力+本加力 (損傷度 IV まで)」とし、試験体を兼用した。これは平成29年度までの検討結果から、壁筋が降伏する以前の損傷度 I 程度の損傷では、その後の構造性能にはほとんど影響がないと

判断できたためである。事前加力時に各損傷度に応じて与える層間変形角の大きさは、後述の通り無損傷試験体の載荷実験における損傷状況に基づき決定することとした。

b) 加力計画

加力装置図を図3.1.2-19に示す。2本の鉛直ジャッキにより試験体に軸応力度 0.5N/mm^2 の一定軸力を加え、左右の2本の水平ジャッキで正負交番繰り返し静的漸増載荷を行った。破壊形式を曲げ破壊先行型とするため、試験体の反曲点が常時試験体上部の鉄骨梁の中心になるよう水平ジャッキ2本を制御し、加力を行った。

実験はまず無損傷試験体の加力から行い、その結果に基づき判定した各損傷度の変形レベルを有損傷試験体に事前加力として与える。なお、事前加力は小変形(層間変形角 $R=0.025\%$)から正負交番で2回ずつ繰り返し、目標とする損傷度に対応する層間変形角の載荷は確実に各損傷度の損傷状態を再現するため5回繰り返し、その後一度除荷して残留変形を0にし、本加力を実施した。

③ 実験結果

1) 荷重—変形関係と破壊性状

直交壁付き壁試験体 (SF-13シリーズ) の荷重—変形関係を図3.1.2-23に示す。また、SF-13-D0試験体のひび割れ発生状況の推移と最終破壊状況を図3.1.2-24に示す。0.3%サイクル時に直交壁縦筋が降伏し始め、その後0.6%サイクル時に壁板縦筋・壁横筋が降伏し始めた。変形の進行とともに、せん断ひび割れが進展し、最終的には壁板のせん断すべり破壊が生じた。

比較のために、柱付き壁試験体である SC-13シリーズの荷重—変形関係を図3.1.2-25に示す。無損傷、損傷有り試験体ともに、ひび割れの発生時点は、SC-13-D0は0.05%サイクル時、他は0.025%サイクル時であった。柱付き壁 SC-13試験体は、0.4%サイクル時に柱主筋が降伏し始め、その後の0.6%サイクル時に壁板縦筋・壁横筋が降伏し始めた[3]～[5]。変形の進行とともに壁板の対角方向のひび割れが開き、側柱と壁板が同時に圧縮破壊した。

両シリーズともに、事前の損傷の有無にかかわらず、損傷の進展状況に大きな差はなく、最終破壊状況にも大きな差はみられなかった、荷重—変形関係では、事前損傷で経験した変形の範囲(図中の網掛け部分)では、剛性が低下しているが、未経験領域では、無損傷試験体とほぼ同じような性状となった。

グラフに示した赤点線は、材料実験データに基づくせん断強度(日本建築学会靱性指針[1])の計算結果である。両シリーズの無損傷試験体最大耐力の実験値を比較すると SF シリーズは SC シリーズの8割程度であるが、コンクリートの実圧縮強度 σ_B が低かったことの影響が考えられる。そこで、各試験体の壁断面の平均せん断応力度 τ_s を求めて比較検討した。両シリーズの壁試験体の最大せん断力 Q_u を図3.1.2-26に示す壁板断面積 A_w で除すことで平均せん断応力度を求め、表3.1.2-6に示した。

$$\tau_s = Q_u / A_w \quad (3.1.2-5)$$

ここで、 Q_u : 実最大耐力(N)、 A_w : 壁板の断面積

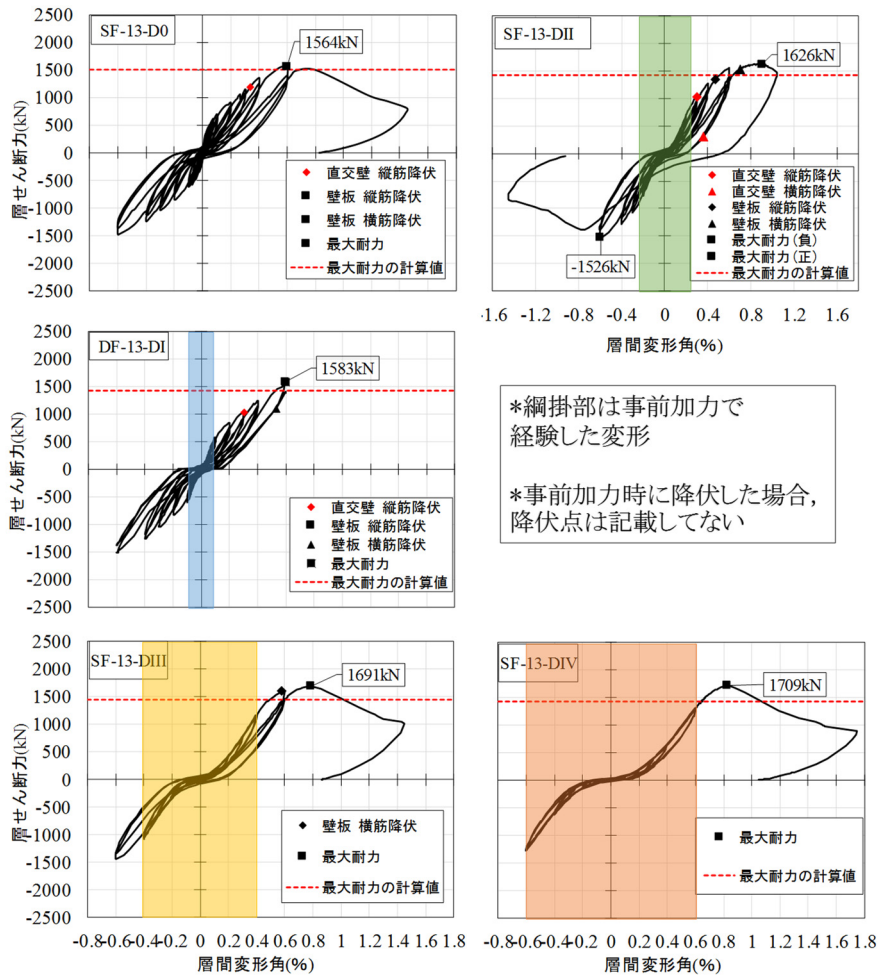


図3.1.2-23 荷重-変形関係(直交壁付き SF-13シリーズ)

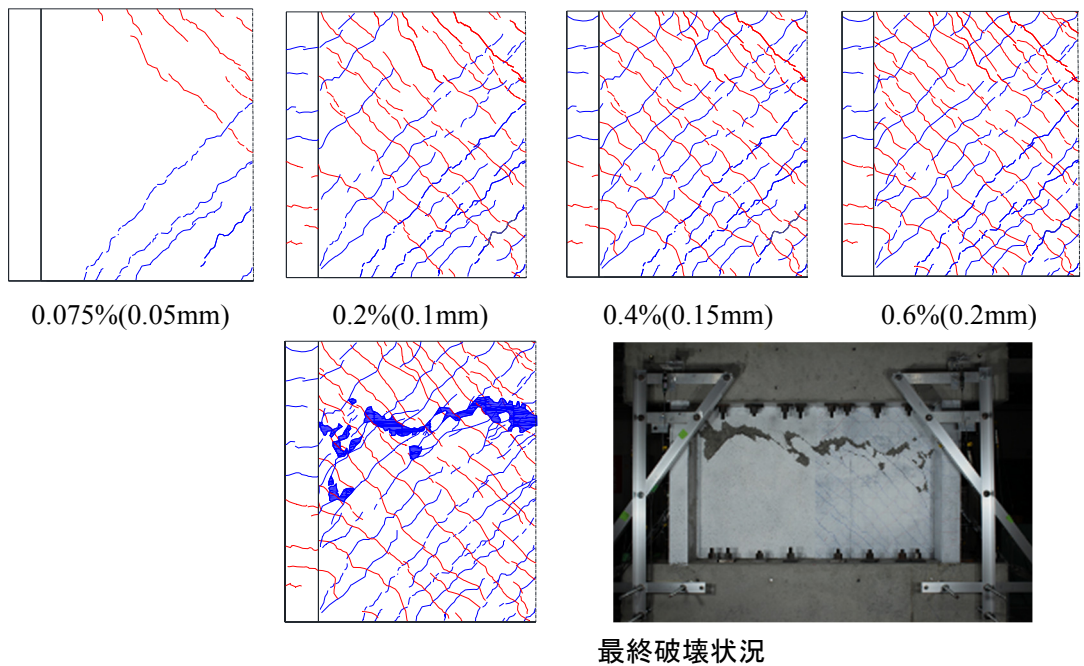


図3.1.2-24 ひび割れ及び破壊状況 (直交壁付き SF-13-D0試験体)

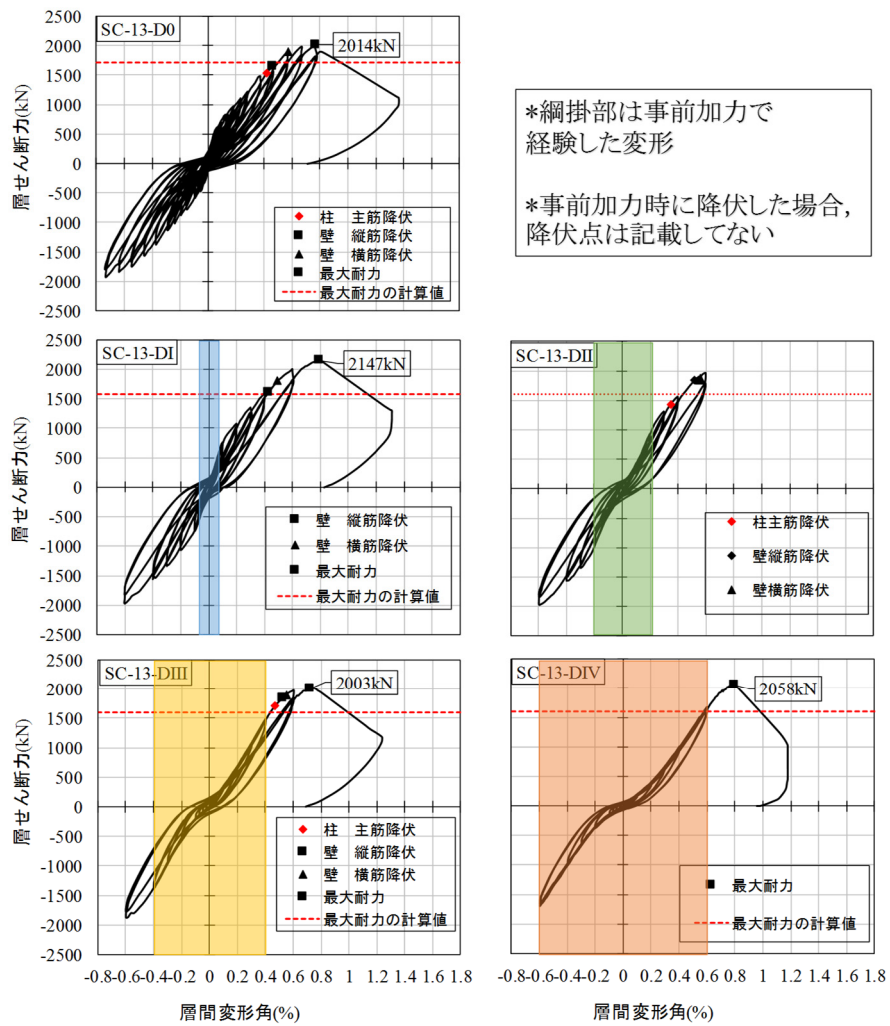


図3.1.2-25 荷重-変形関係(柱付き壁 SC-13シリーズ)

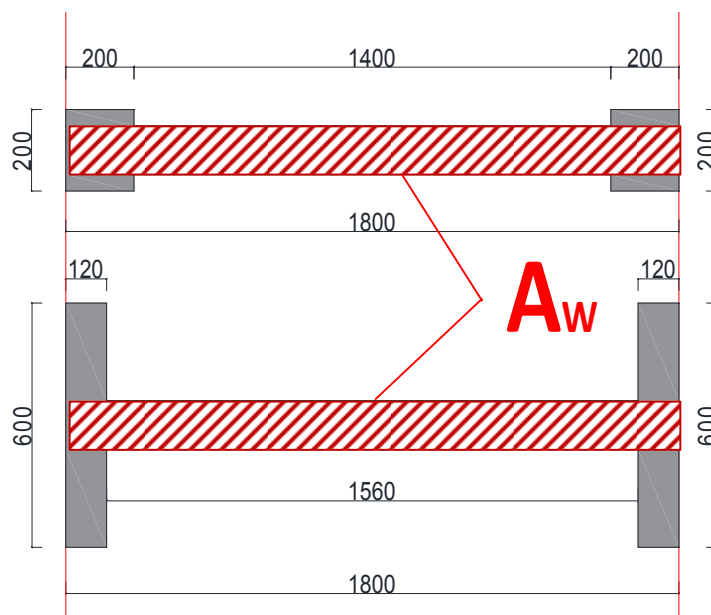


図3.1.2-26 平均せん断応力度計算用の壁板断面積の設定

また、コンクリート圧縮強度が、壁せん断強度に及ぼす影響を考慮するため、平均せん断応力度 τ_s をコンクリートの圧縮強度で基準化した値も示した。せん断強度を評価する際の圧縮強度有効係数 ν [1] を σ_B に乗じて低減した場合 ($\nu \sigma_B$) と、参考のため低減係数 $\nu=1$ とした場合の2通りを求め、表3.1.2-6に示した。表の数値を見ると、圧縮強度の低減を考慮しない τ_s/σ_B では SF シリーズと SC シリーズにほとんど差はない。 $\tau_s/(\nu \sigma_B)$ では、SC シリーズの値がやや大きく、直交壁付き壁の方が周辺架構による拘束の効果がややあるとも言えるが、壁端部形状の差 (柱/直交壁) による拘束の影響はそれほど大きくはなかった。

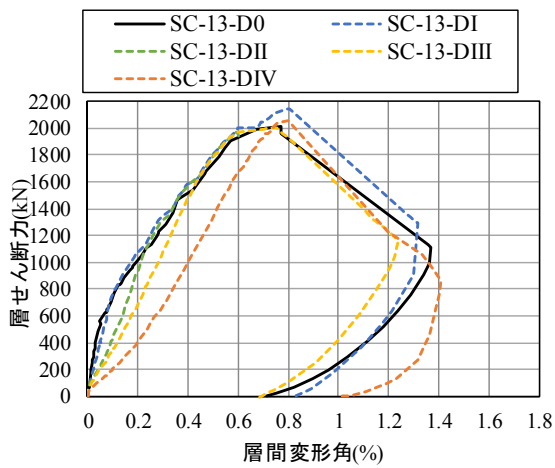
表3.1.2-6 試験体諸元

試験体	Qu(kN)	Aw(mm ²)	τ (N/mm ²)	ν	σ_B (N/mm ²)	τ/σ_B	$\tau/\nu\sigma_B$
SC-13-D0	2017	216000	9.34	0.50	40.2	0.23	0.47
SC-13-DI	2147	216000	9.94	0.49	41.2	0.24	0.49
SC-13-DIII	2003	216000	9.27	0.49	41.3	0.22	0.45
SC-13-DIV	2058	216000	9.53	0.49	41.6	0.23	0.47
SF-13-D0	1564	216000	7.24	0.55	30	0.24	0.44
SF-13-DII	1626	216000	7.53	0.53	34.5	0.22	0.41
SF-13-DIII	1691	216000	7.83	0.53	35	0.22	0.43
SF-13-DIV	1709	216000	7.91	0.52	36.7	0.22	0.42

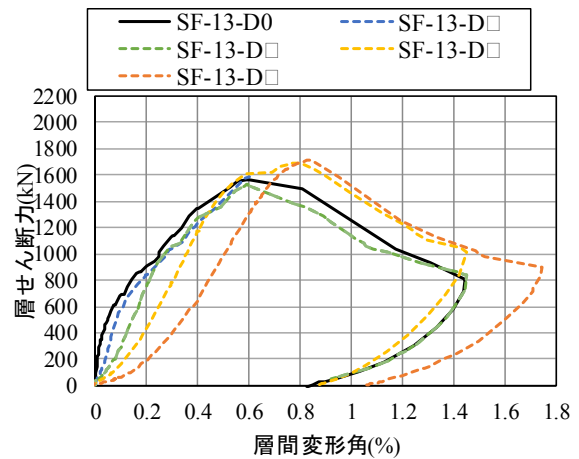
2) 端部拘束条件が損傷後の構造性能低下へ及ぼす影響の検討

図3.1.2-27に両シリーズの試験体の荷重—変形関係包絡線を示す。図3.1.2-28に層間変形角に対する層せん断力比の推移を示す。層せん断力比は、同一の加力サイクルにおける事前損傷を受けた試験体の本加力における層せん断力と無損傷試験体の層せん断力の比である。

図3.1.2-28をみると、最大耐力については、両シリーズとも事前損傷レベルによる影響はほとんどみられない。層せん断力比の推移から、事前载荷により壁板にせん断ひび割れが発生し剛性が低下し負担できるせん断力が下がる。図3.1.2-29に同一損傷度の場合の SC シリーズに対する SF シリーズのせん断力の比の推移を示す。両シリーズを比較すると、小変形のサイクルにおいて、直交壁試験体 (SF シリーズ) の方が負担せん断力が低い傾向があり、壁板の拘束効果が柱より直交壁は低い可能性が考えられる。しかしながら、事前加力の変形範囲を超えて未経験変形領域に近づくにつれ層せん断力比の値が徐々に上がり、無損傷試験体との差が小さくなることが確認できる。したがって、終局状態では、直交壁・柱による拘束効果が、最大耐力に及ぼす影響は小さいと思われる。

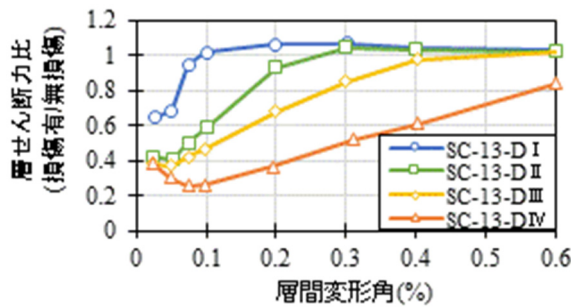


(a) SC-13 シリーズ試験体 (平成 27 年度)

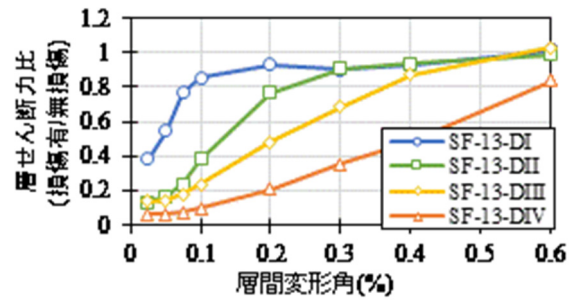


(b) SF-13 シリーズ試験体 (平成 30 年度)

図 3.1.2-27 荷重-変形関係包絡線



(a) SC-13 シリーズ試験体 (平成 27 年度)



(b) SF-13 シリーズ試験体 (平成 30 年度)

図 3.1.2-28 損傷の有無による層せん断力の比の推移

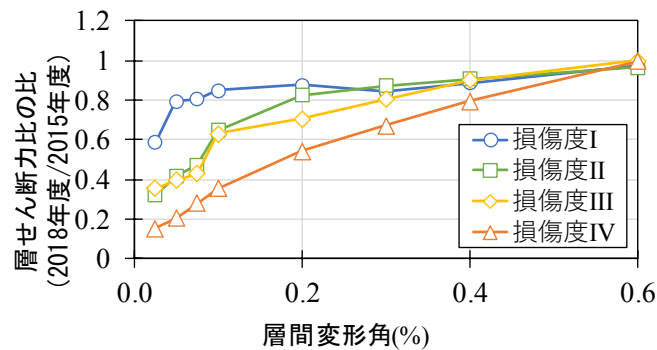


図 3.1.2-29 両シリーズの層せん断力の比の推移

3) 総残留ひび割れ幅に基づく経験最大応答変形と損傷度の推定

a) 損傷量評価法の概要

現行の被災度区分判定基準^[2]では被災した RC 造部材の残存耐震性能を評価する際、部材の損傷度を部材に生じた最大残留ひび割れ幅の値を目安に判定し、それに応じた耐震性能低減係数に用いて残存耐震性能を評価している。しかし、残留ひび割れ幅による損傷度分類において、耐震壁のようにひび割れが多くなる部材では、全変形量に対し1本のひび割れの残留

ひび割れ幅の占める割合が低く、最大残留ひび割れ幅のみで判断すると、正確な損傷度判定ができない。そこで本研究では、計測した総せん断ひび割れ幅、総曲げひび割れ幅から経験した各変形量を推定し、せん断破壊先行型と曲げ破壊先行型における最大経験変形の推定を行った。

図3.1.2-30に総せん断ひび割れ幅とせん断変形、及び総曲げひび割れ幅と曲げ変形の関係の評価モデルを示す。せん断ひび割れ幅は、壁板の対角線方向の伸び変形に対応し、反対の対角方向のコンクリートの圧縮変形から、式(3.1.2-6)により関係づけられる。曲げひび割れ幅は、壁板の高さ方向の伸びであり、壁板の回転変形として式(3.1.2-7)により曲げ変形が評価できる。この2つの変形成分の合計として、経験最大応答変形を式(3.1.2-8)により評価した。

$$\text{せん断変形 } \delta_S = \gamma \times \frac{H}{\alpha_s} = \frac{\sqrt{H^2+L^2}}{2\alpha_s L} (\delta_1 + \delta_2) = \frac{\sqrt{H^2+L^2}}{2\alpha_s L} \times (1 + \beta) \sum W_{Scr} \quad (3.1.2-6)$$

$$\text{曲げ変形 } \delta_F = \frac{1}{\alpha_f} \times H \times \sum W_{Fcr} / x_n \quad (3.1.2-7)$$

$$\text{層間変形 } \delta_{SF} = \delta_S + \delta_F \quad (3.1.2-8)$$

ここに α_s :せん断変形残留率、 α_f :曲げ変形残留率、 δ_1 :引張変形量(= $\sum W_{Scr}$)、 δ_2 :圧縮変形量($\beta\delta_1$)、 W_{Scr} :せん断ひび割れ幅、 W_{Fcr} :曲げひび割れ幅であり、 $\alpha_s \cdot \alpha_f \cdot \beta$ の値については後述する。

ここで、総ひび割れ幅に対する部材寸法の影響を取り除くために、図3.1.2-31に示すように総せん断ひび割れ幅を壁板のひび割れ計測部分の長さ(45°方向の対角線長さ)で基準化し、ひび割れによる伸び変形を引張ひずみ度に換算して評価に用いる。図3.1.2-32に平成29年度以前の試験体も含めたデータについて、層間変形角と基準化残留ひび割れ幅の関係を示す。試験体毎にばらつきはみられるが、壁が破壊する層間変形角0.6%までは、層間変形角と基準化残留ひび割れ幅の間に線形の関係がみられ、基準化残留ひび割れ幅により層間変形角が評価できることがわかる。一方、層間変形角0.6%以降は、せん断破壊によりコンクリートの圧壊等損傷が大きくなり、残留変形が生じるため基準化残留ひび割れ幅も増加する。したがって、せん断破壊が発生する以前は、総ひび割れ幅に基づく変形推定は有効な手法と考えられる。

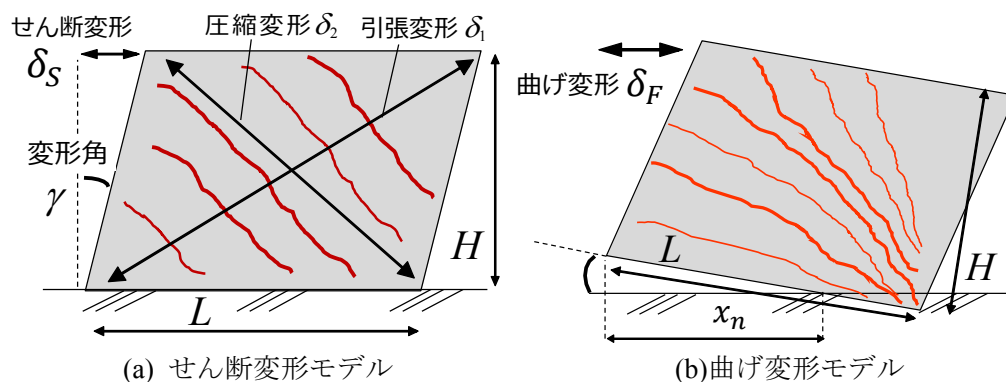


図3.1.2-30 総ひび割れ幅に基づく壁の変形推定モデル

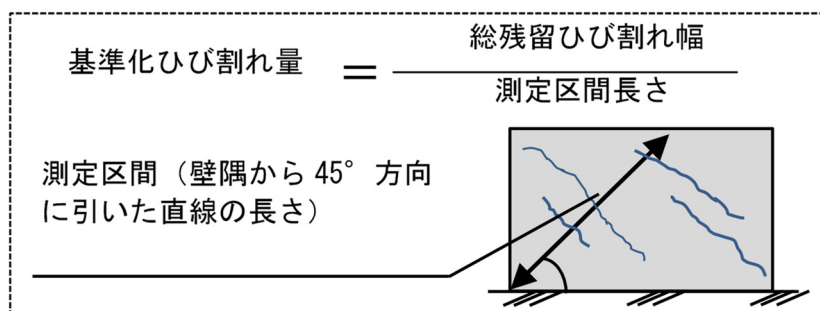


図3.1.2-31 基準化ひび割れ幅の概念図

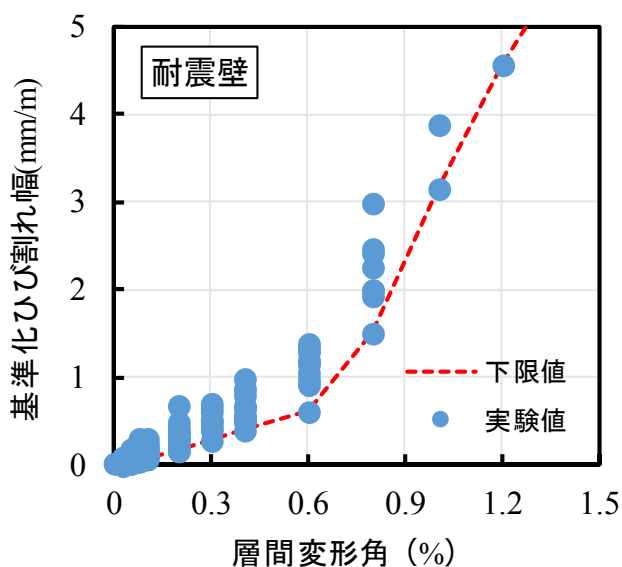


図3.1.2-32 基準化ひび割れ幅と変形角の関係

b) 評価モデルによる変形推定結果

図3.1.2-33に、式(3.1.2-6)～式(3.1.2-8)により推定した変形と実験での変形（経験変形）の関係を示す。なお、式中のせん断・曲げ変形残留率 $\alpha_s \cdot \alpha_f$ の値は、実験結果を分析した結果、 $\alpha_s=0.3$ 、 $\alpha_f=0.2$ とした。壁板対角方向の圧縮歪：引張歪が約1:4の割合で推移したため、 $\delta_2=0.25\delta_1$ ($\beta=0.25$)とした。

図3.1.2-33より、層間変形6mm（層間変形角0.6%）までは、ある程度ばらつきはあるものの、推定変形が実際の層間変形と概ね対応している。曲げ壁は、曲げ降伏した層間変形6mm以降は塑性変形による変形残留率 ($\alpha_s \cdot \alpha_f$) が大きくなり推定値との誤差が大きくなる傾向があり、今後の検

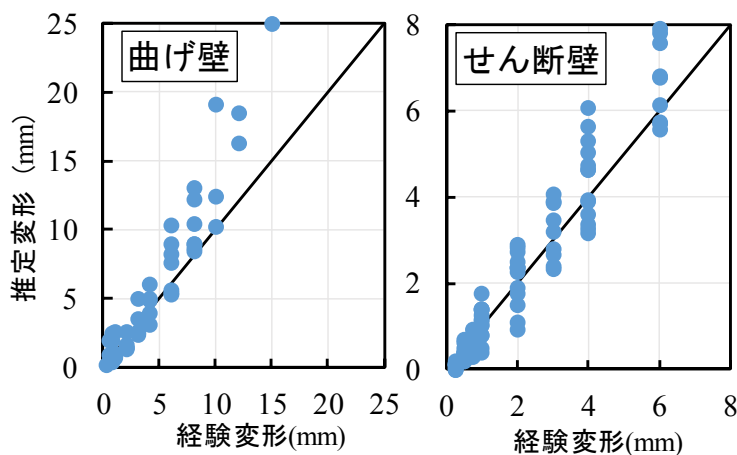


図3.1.2-33 推定層間変形と実際の層間変形の関係

討が必要である。しかしながら、せん断壁が破壊する層間変形6mm（層間変形角0.6%）までの範囲では、本研究で提案した変形推定法が有効であることがわかる。

c) 基準化ひび割れ幅による損傷度判定

本研究の期間で実施した耐震壁試験体の実験結果から、せん断壁及び曲げ壁について基準化残留ひび割れ幅と損傷度（I～V）の関係を整理すると、表3.1.2-7が得られた。今後の原子炉建屋の損傷度や残存性能評価、被災度判定においてこれを参考とすることが可能である。

表3.1.2-7 損傷度と基準化残留ひび割れ幅

損傷度	損傷状況		基準化ひび割れ幅 (mm/m)	
			既往研究 ⁵⁾	本実験適用後
	せん断壁	曲げ壁	せん断壁	曲げ壁
I	ひび割れは発生しているが大きな損傷は残っていない状態		ひび割れ発生 ～0.07	ひび割れ発生 ～0.1
II	ひび割れは壁全体に広がるが剥落はあまり見られない状態	ひび割れは壁全体に広がるが剥落はあまり見られない状態	0.07～0.2	0.1～0.5
III	大きな損傷が残り始め、剥落もいくつか見られる状態	曲げ降伏が生じ、ひび割れが開き始める	0.2～0.9	0.5～2.0
IV	せん断ひび割れが開き始める	大きなひび割れ、剥落が生じ、耐力が徐々に低下	0.9～	2.0～
V	水平耐力が急激に低下し、軸力保持能力の喪失		-	-

④ まとめ

本研究では、RC造原子炉建屋の主要構造部材である壁部材を対象として、耐震壁の静的漸増載荷実験を行い、応答変形及び損傷の大きさに対する各構造性能低下の関係や残留ひび割れ幅から応答変形及び損傷度を推定する手法について検討し、以下の知見を得た。

- 1) 壁筋比が少なく耐震壁に損傷度IVの大きな損傷を受けたせん断壁を除いて、事前差異化によりひび割れ等の損傷が生じて剛性低下しても、未経験の変形領域に入ると剛性が回復し無損傷試験体と同程度のせん断力を負担し、終局耐力や変形性能にも大きな影響は及ぼさないことがわかった。
- 2) しかしながら、損傷による剛性低下の影響で、小変形時の負担せん断力やエネルギー吸収能力が低下していることには注意を要する。
- 3) 耐力壁に発生した残留ひび割れ幅（基準化残留ひび割れ幅）に基づいて、経験した最大応答変形を推定する手法を提案し、耐震壁の被災度を判定することが可能となった。
- 4) 今後は、上記の地震動により発生したコンクリートのひび割れや損傷の影響に加えて、材料グループの研究結果（3.1.2(1)に詳述）による高温の熱履歴を受けたコンクリートの物性変化の影響も含めた構造性能の評価法の検討が必要である。

参考文献

- [1] 日本建築学会：鉄筋コンクリート造建物の靱性保証型耐震設計指針・同解説，1999年
- [2] 日本建築防災協会：2015年改訂版 震災建築物の被災度区分判定基準及び復旧技術指針，2016年3月
- [3] 細谷 典弘、小池 拓矢、鈴木 裕介、前田 匡樹、鶴飼 和也、尾形 芳博：地震により損傷を受けた鉄筋コンクリート造耐震壁の残存耐震性能に関する研究（その1）～（その2），日本建築学会学術大会梗概集，構造IV，pp.157-160，2016年8月
- [4] 田所麻衣，細谷典弘，半沢守，前田匡樹，晉沂雄，尾形芳博：地震により損傷を受けた鉄筋コンクリート造耐震壁の残存耐震性能に関する研究（その4）～（その6），日本建築学会学術大会梗概集，構造□，pp.469-474，2017年8月
- [5] 田所麻衣，半沢守，西田智康，前田匡樹，晉沂雄，尾形芳博，相澤直之，細谷典弘：地震により損傷を受けた鉄筋コンクリート造耐震壁の残存耐震性能に関する研究（その8）～（その10），日本建築学会学術大会梗概集，構造□，pp.27-32，2018年9月

3.1.3 遠隔操作に対応可能な非破壊検査技術

(1) 配管減肉モニタリング用 EMAT システムの信頼性評価

①これまでの研究成果の概要 (H26～H29)

本研究では、配管減肉の進行をモニタリングするため、遠隔操作に対応可能な非破壊検査技術を検討した。非破壊検査技術として渦電流探傷法であるリモートフィールドによる減肉の評価と小型 Transmitter-Receiver (T-R) プローブによる狭隘部の亀裂の評価、また電磁超音波による肉厚評価を検討した。最終的に電磁超音波による肉厚モニタリングシステムを提案し、福島第一原子力発電所 4 号機の使用済み燃料プールの配管システムに設置し、モニタリングを実施した。

渦電流探傷法ではオーステナイト系ステンレス鋼等の非磁性配管を対象として、リモートフィールドと小型 T-R プローブによる欠陥評価の可能性を検討した。リモートフィールドによる減肉の評価では、減肉深さの定量的評価が可能であり、測定精度は超音波厚さ計と比較すると劣るものの、スクリーニングツールとしての適用が可能であると考えられる。また、小型 Transmitter-Receiver (T-R) プローブによる狭隘部の亀裂の評価では、プローブの周波数とコイル間距離を調整することによりリフトオフの影響を抑え探傷できることがわかった。

電磁超音波による肉厚評価では、電磁超音波共鳴法と N 周期加算法の組合せにより底面傾斜及び流れ加速型腐食による鱗片形状の減肉の測定と数値解析を行い両者の一致を確認した。底面の傾斜及び凹凸により超音波が散乱することにより、N 周期加算法の評価パラメータである SNC 規格化ピーク値が低下することがわかった。

②今年度の実施内容と研究成果 (H30)

構築した EMAT システムと信号処理部により、配管減肉の評価を行うとともに、肉厚測定結果の信頼性評価法について、数値解析と実験の両面から検討した。

1) 実験の概要

本研究では、実際の配管システムに発生した流れ加速型腐食の特徴的な鱗片状を呈した減肉を有する配管の肉厚を EMAT システムにより測定し、キャリパーゲージの測定結果と比較して評価する。また、三次元レーザー操作型顕微鏡を使用して鱗片状減肉の形状を観察する [1]。

図 3.1.3-1 に試験配管の写真を示す。試験配管は火力発電プラントで使用され流れ加速型腐食による減肉が発生した曲管である。配管の外径は 139.8 mm、公称肉厚 6.6 mm、曲管の曲率半径は 420 mm である。減肉の大きい配管の背面部を EMAT とキャリパーゲージを用いて同じ測定点において肉厚測定する。キャリパーゲージの測定では、測定点付近の鱗片状の凹凸の最大値と最小値を測定する。また、測定点の鱗片状を、三次元レーザー操作型顕微鏡 3D CLSM (VK-X 100; Keyence Corp.) を用いて、その凹凸形状を評価する。さらに超音波の伝搬を GiD 及び ComWAVE (Itochu Techno-Solutions Corp.) を用いて鱗片形状のモデルをシミュレーションする。

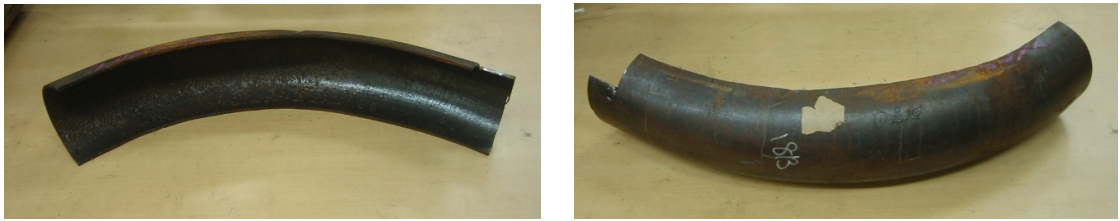


図 3.1.3-1 試験配管

2) 肉厚測定結果

図 3.1.3-2 に Pulse-EMAR による肉厚測定値とキャリパーゲージによる最小測定厚さの関係を示す。キャリパーゲージの最小厚さに対して、EMAR の測定では厚く評価している。表 3.1.3-1 に代表点での EMAR とキャリパーゲージの最小値と最大値を示す。EMAR の測定値はキャリパーゲージの最小値と最大値の間にある。

図 3.1.3-3 に三次元レーザー操作型顕微鏡による測定点 A-1、B-1、C-1、D-1 での減肉面の 3D 画像を示す。鱗片状面積率はそれぞれ 0、71.2 %、88.2 %、100 %である。表面凹みの最大深さは、それぞれ 0、1090 μm 、1416 μm 、及び 1176 μm である。測定点 D-1 の測定領域では、大きな鱗片状の凹凸が互いに干渉している。

図 3.1.3-4 に超音波伝搬のシミュレーションに使用したモデルを示す。モデル I は凹凸がなく滑らかな平面の測定点 A-1 を、モデル II は 69.8 %の鱗片状面積率で平滑な面が残る測定点 B-1 を、モデル III は 90.7 %の鱗片状面積率を持つ測定点 C-1 を、モデル IV は鱗片状面積率が 100 %の測定点 D-1 をそれぞれモデル化している。表 3.1.3-2 に数値解析シミュレーションによる肉厚評価の結果を示す。評価肉厚は平坦部の残るモデル I ~ III では肉厚の最大値を示し、モデル II ~ IV のように反射面が不均一な場合、SNC 規格化ピーク値は急激に減少している。

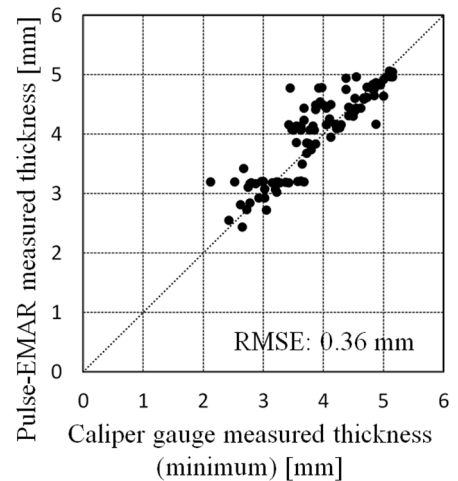


図 3.1.3-2 Pulse-EMAR とキャリパーゲージによる測定結果

表 3.1.3-1 代表測定点での厚さ測定結果 (mm)

Point	Pulse-EMAR	Caliper gauge (min)	Caliper gauge (max)
A-1	4.96	5.00	5.00
B-1	4.11	3.36	4.20
C-1	4.14	3.15	4.23
D-1	3.11	2.63	3.38

3) まとめ

SNC 法によって得られたモデル II と III の厚さは最大厚さに近い。これは、測定面積のそれぞれ 30.2 %と 9.3 %が平面であり、平面からの超音波の繰り返しを受信信号に強く表れたためと考えられる。モデル IV では、SNC 法で得られる厚さは最小厚さと最大厚さの間にあ

る。これらの結果は実験結果と一致している。そのため、測定領域が鱗片状になっている割合が測定結果に影響を与えると考えられる。

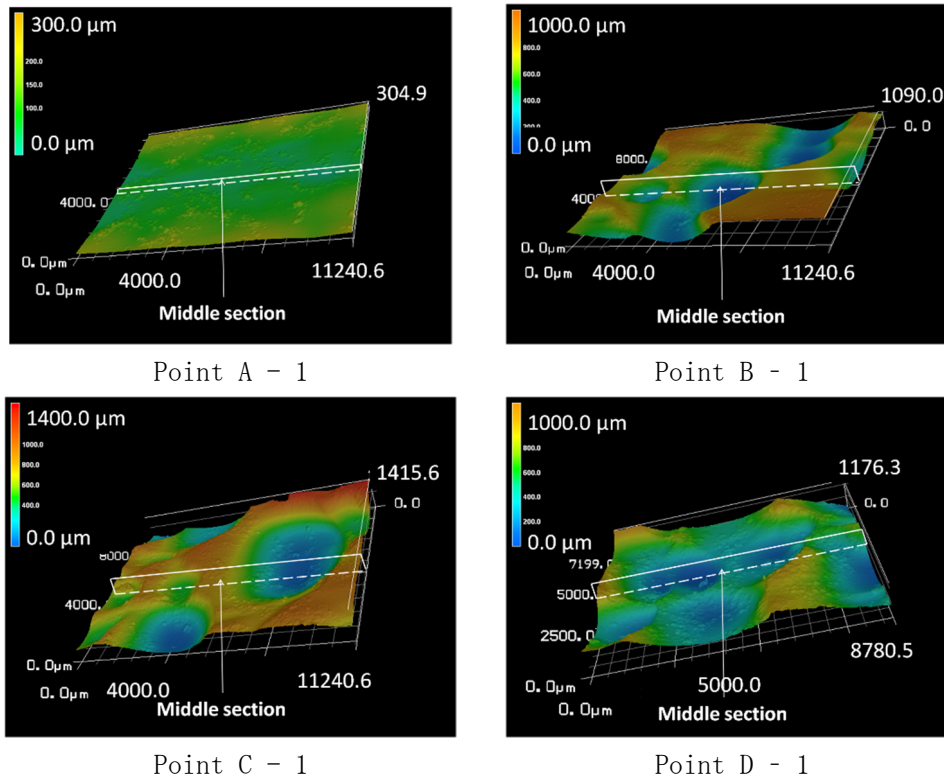


図 3.1.3-3 三次元レーザー走査型顕微鏡による表面観察

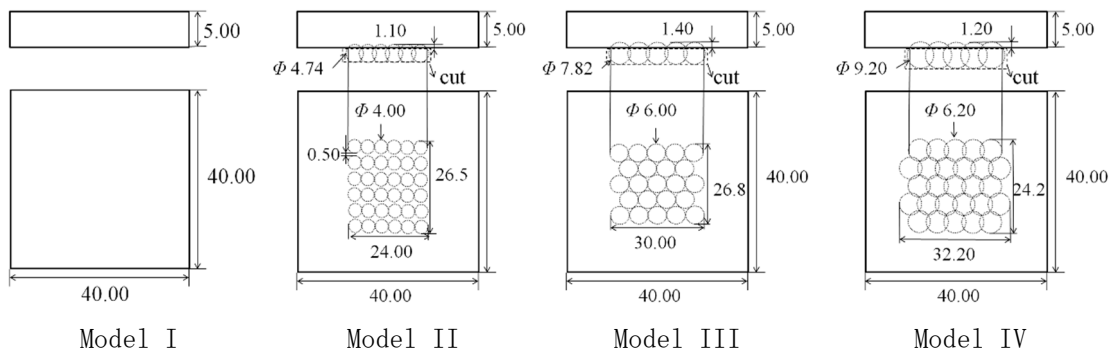


図 3.1.3-4 超音波伝搬シミュレーションモデル

表 3.1.3-2 シミュレーション結果

	Real thickness of scaly structure area	Thickness by SNC method	Normalized SNC peak value
Model I	5.00 mm	5.05 mm	1.000
Model II	3.90 - 5.00 mm	5.02 mm	0.104
Model III	3.60 - 5.00 mm	5.00 mm	0.065
Model IV	3.80 - 4.60 mm	4.41 mm	0.050

参考文献

- [1] Hongjun SUN, Ryoichi URAYAMA, Tetsuya UCHIMOTO, Fumio KOJIMA, Toshiyuki TAKAGI, Hiroshi ABE, Kunihiro KOBAYASHI, Effect of Scaly Structure on the Measurement of Pipe Wall Thickness using EMAT, Japan Society of Maintenology, E-Journal of Advanced Maintenance Vol.9-1 (2017) 15-25

(2) EMAT のモデリングのための電磁特性に関する研究・調査（再委託先：福島大学）

①これまでの研究成果の概要（H26～H29）

本研究課題においては、電磁超音波探触子（EMAT）や渦電流探傷試験（ECT）等の電磁非破壊試験を用いた検査の有効性を検討することを目的とし、特に鉄基構造材料の微視的状態とマクロな電磁特性との関わりを検証してきた。

微視的な磁気特性を測定するために、図 3. 1. 3-5 に示したドメインスコープと μ -MOKE 磁力計を組合わせた磁気光学的測定法を開発し、劣化部位検出を行った。図 3. 1. 3-6 はステンレス鋼に応力を印加し、リュウダス帯周辺の微小領域での磁区観察像及び磁化特性を測定した結果である。磁区観察像からリュウダス帯が視覚的に検出され、同時に磁化特性が印加応力によって異なることを示すことができた。また、磁場強度を変化させた際に生じる磁区像の時間的挙動をモンテカルロシミュレーションにより解析する手法を提示している [1] [2]。

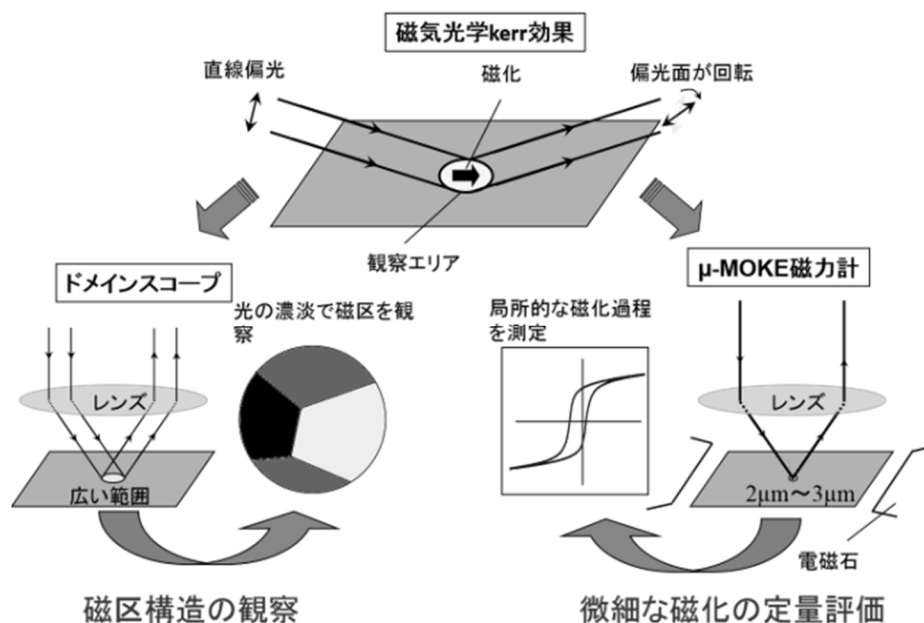


図3. 1. 3-5 微視的磁気特性測定装置の概念図

また、このような微小領域の磁気特性においては温度によって磁化反転の挙動が異なると考えられたことから、モンテカルロ法による磁化反転シミュレーションを行っている [3]。なお、磁性材料が劣化した際に生じる空孔等の欠陥導入によって、磁壁移動が妨げられる挙動を LLG シミュレーションにより再現している。図 3. 1. 3-7 に 1 つの欠陥に対する磁壁トラ

ップの様子を示す。

一方で、EMAT に用いられる電磁超音波エコー信号の強度が同一試料内で大きく変動することがあり、その要因を微視的レベルから明らかにすることをを行った。これについては平成 30 年度の研究成果として詳述する。

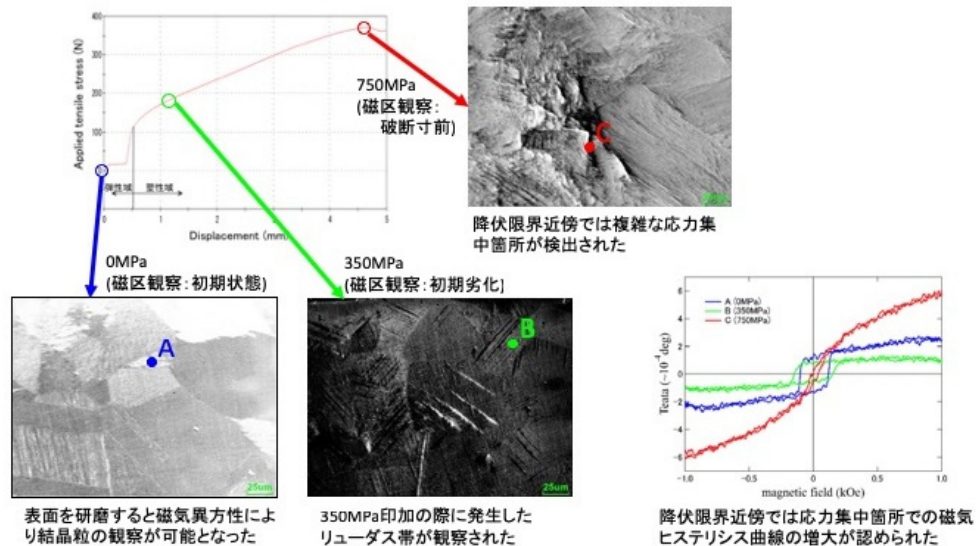


図 3. 1. 3-6 応力を印加したステンレス鋼 (SUS304) の磁気光学測定

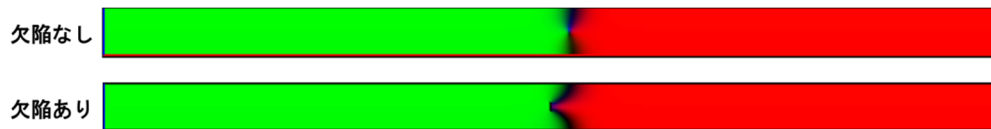


図3. 1. 3-7 欠陥によって磁壁がトラップされる様子

②今年度の実施内容と研究成果 (H30)

EMAT は試料表面にパルス磁場を印加した際に発生する電磁超音波を用いた超音波探傷法であり、従来のピエゾ素子等を用いた手法と異なり試料表面に超音波素子を接触しなくてもよいため適用範囲が広い。しかし、電磁超音波は試料表面でのローレンツ力や磁歪によって生じるため、導入した超音波強度が試料特性に影響される可能性がある。図 3. 1. 3-8 は劣化させていない炭素鋼管 (STPT370) に対して、管の周方向に沿って EMAT エコー信号を測定した結果である。管の長手方向ではほぼエコー信号の強度に変化がないのに対して、周方向に 30 度ずらした場合に急速に強度が減少する領域があることがわかる。周方向に 15 度ずつずらした場合の信号強度分布が右列に示されている。

ほぼ均質と考えられる炭素鋼管において EMAT エコー信号強度が大きく異なる要因を追求するために、微小に切り分けた試料の特性を評価した。以下では切り出された試料のうち、EMAT エコー信号強度の強い部位を sample S、弱い部位を sample W と呼ぶ。

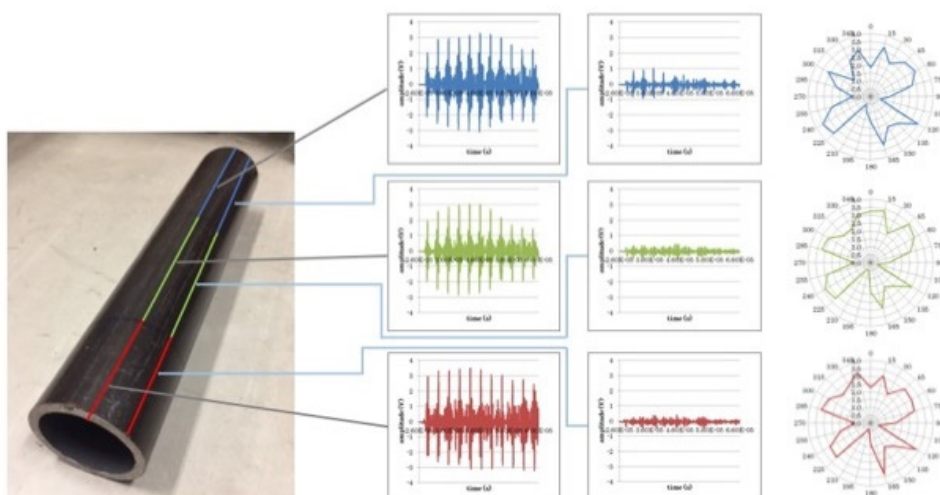


図3.1.3-8 炭素鋼管 (STPT370) の周方向に測定されたEMATエコー信号

図 3.1.3-9 は sample S 及び sample W の X 線回折 (XRD) の測定結果である。どちらの試料も bcc 鉄のピークを示しているが、sample W に比べて sample S のピーク強度が大きいことがわかる。ピークから Scherrer の式 $D_{hkl} = K \cdot \lambda / \beta \cos \theta$ を用いて結晶子サイズを見積もると sample S では 81.64 nm、sample W では 74.84 nm となり、sample S の方が 1 割ほど大きくなっている。また図 3.1.3-10 は両試料表面を走査型電子顕微鏡 (SEM) で観察した結果を示しているが、表面組織の平均粒径はやはり sample S が大きいことがわかる。

さらに、図 3.1.3-11 に示すように、集束イオンビーム (FIB) を用いて試料を $20 \times 20 \times 0.1 \mu\text{m}^3$ に切り出し、透過型電子顕微鏡を用いて電子線回折像を測定したところ、sample S での結晶性がよいことが確認された。

図 3.1.3-12 は試料振動型磁力計で測定した sample S 及び sample W の磁気特性を示しているが、sample S は sample W に比べて印加磁場 4000 Oe 以下

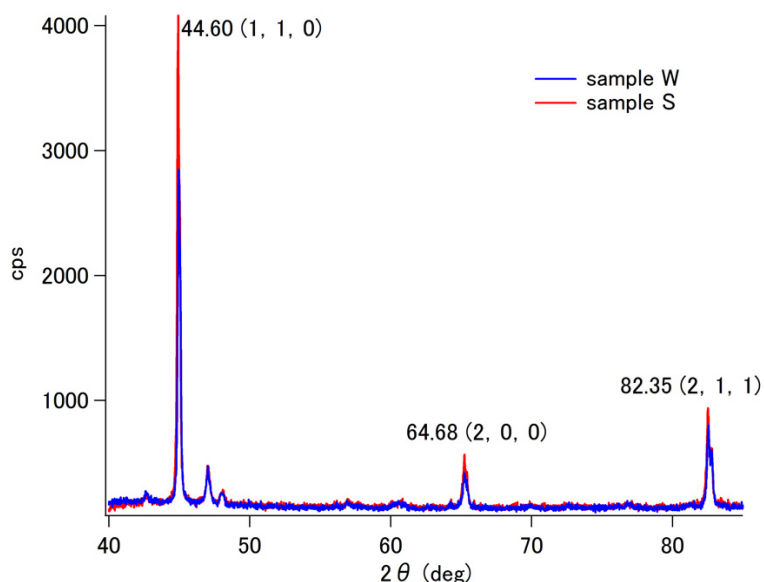


図 3.1.3-9 sample S 及び sample W の XRD

における帯磁率が大きいことがわかる。帯磁率は磁壁移動の移動度によって異なるため、結晶子サイズの違いが影響していると考えられる。

EMAT の発生要因の 1 つである磁歪は、パルス磁場と別に与えられる永久磁石による定常磁

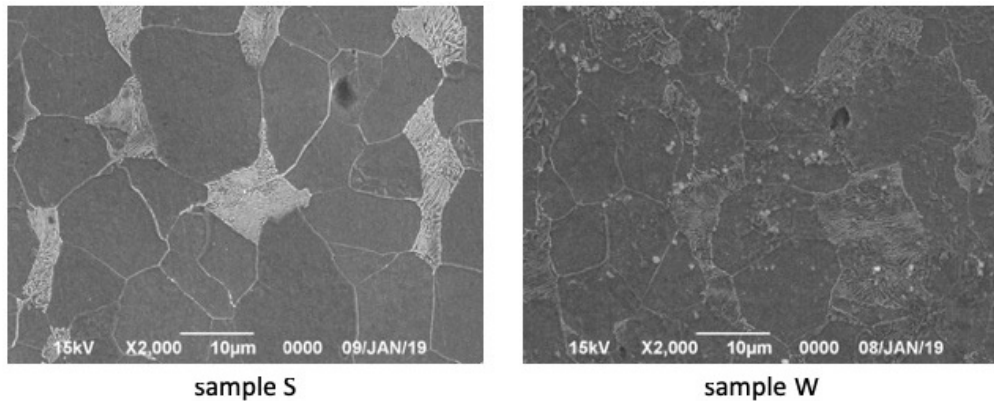


図 3.1.3-10 sample S 及び sample W の SEM 観察画像

場の大きさによって異なることが知られており、本試料では帯磁率の異なる領域に相当する磁場強度となっている。そのため、EMAT エコー信号の強度は結晶子サイズを敏感に反映している可能性がある。これは EMAT エコー信号を単に通常の超音波探傷法として見るだけでなく、その強度を試料表面の結晶子サイズと関連付けることで結晶子サイズを変えうる微小な劣化度合いを示す新たな非破壊検査手法の可能性を示していると言える。

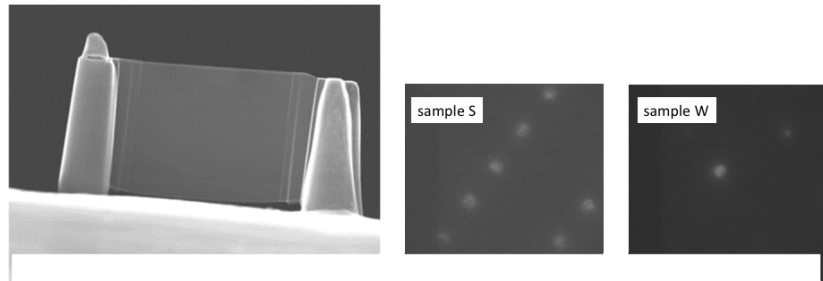


図 3.1.3-11 FIB による微小試料切出し及び sample S 及び sample W の電子線回折像

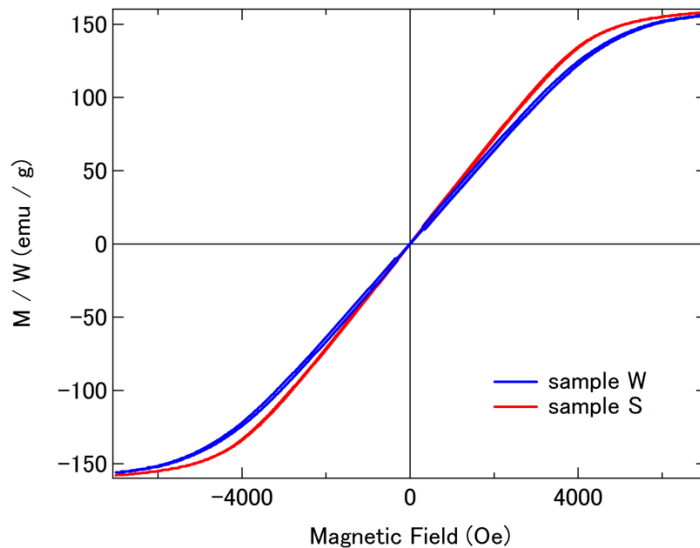


図 3.1.3-12 VSM による磁気特性測定

なお、図 3.1.3-13 に示すようにモンテカル

ロ法を用いて bcc 鉄の磁歪の方向依存性をシミュレーションする解析方法にも着手した。実際の試料において結晶粒は様々な方向に向いているため、印加磁場に対して磁歪の大きさは異なると考えられるが、本シミュレーションにより、各結晶粒の磁歪を統計的に扱える可能性を示すことができた。

③まとめ

本研究では鉄基構造材料の劣化度合いを非破壊的に評価するために必要な電磁特性について、実験及びシミュレーションを通して解析を進めてきた。特に微視的な磁気特性と結びつけることで EMAT エコー信号強度から対象試料の劣化度合いをより詳細に評価できる可能性を示すことができた。ただし、より詳細な EMAT エコー信号強度の解析モデルとしては本研究で対象とした磁歪だけでなくローレンツ力による超音波発生についても考慮することが適切と考えられるため、本研究結果を基盤としてさらなる精度向上が期待される。

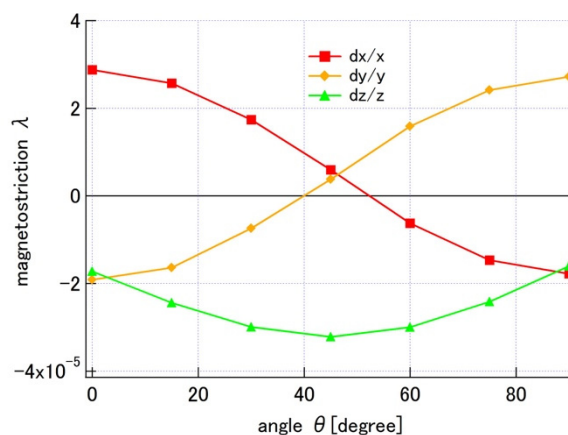


図 3.1.3-13 モンテカルロシミュレーションによる bcc 鉄磁歪の方向依存性

参考文献

- [1] K. Tearshima, M. Ishiwata, K. Suzuki, K. Yamaguchi, T. Uchimoto and T. Takagi, Visualization Method for Detecting of Residual Stress using Magnetic Domain Scope, The 17th International Symposium on Applied Electromagnetics and Mechanics, PS2-43, 2015.9, (淡路市)
- [2] 寺島顕一, 山口克彦, 内一哲哉, 高木敏行, 残留応力により生成された磁区のモンテカルロ法解析, 第39回日本磁気学会学術講演会, 9aB-6, pp.108, 2015.9, (名古屋市)
- [3] K. Terashima, K. Suzuki and K. Yamaguchi, Monte Carlo simulation for thermal assisted reversal process of micro-magnetic torus ring with bistable closure domain structure, Physica B: Condensed Matter, 486, 52-56, 2016.

(3) テラヘルツレーザー光源による分光・イメージング測定と現場適用検討

①これまでの研究成果の概要 (H26~H29)

コンクリート建屋の健全性を診断するため、コンクリートに対する透明度が高く、金属表面では反射するテラヘルツ光を用いる遠隔検査技術を開発した。テラヘルツ光の発振器と検出器は放射線により損傷するため、原子炉建屋に導入可能なロボット（遠隔技術TGで開発）がテラヘルツ光ファイバー（導波路）と計測ユニットを運搬する。建屋内のコンクリート健全度としてはコンクリート内部における鉄筋腐食と水の浸潤、コンクリート自体のひび割れ

を非破壊・非接触で検査する。そのためにまず、コンクリート内の鉄筋表面に生じる18種類の腐食生成物について、11 THzまでの広帯域におけるテラヘルツ分光測定を行った。その結果、腐食の進行とそのレベルに応じて、腐食生成物に特有のテラヘルツ周波数の吸収が増加してテラヘルツ光の反射率が低下した。これらの測定により、コンクリート内部の鉄筋腐食状態をテラヘルツ光により非破壊で評価できることがわかった(図3.1.3-14)。ちなみに、超音波検査では鉄筋腐食を識別できない。さらに、コンクリート内部における水の浸潤はコンクリート構造物評価TGと連携し、コンクリート内部の水分によるテラヘルツ光の吸収・反射特性を解明した。コンクリート構造物を良好な状態に保つには表面含水率を把握して制御する必要がある。その結果、コンクリートの表層10 mm程度領域に対して、0~10%の含水率が検出可能性であることがわかった(図3.1.3-15)。また、コンクリート厚さ7 mmにおける反射率の変化は含水率1%に対して10%変化する。これらの成果は国際学術誌に3報の論文を發表するとともに、テラヘルツ技術の研究開発に関する国際会議での優秀ポスター賞及び日本保全学会の奨励賞を受賞した。

テラヘルツイメージング測定の現場適用について、カメラの絞りに相当するアパーチャーの適用を実証した。その結果、イメージング測定の空間分解能は波長限界以下である0.5 mm幅の断線欠陥を検出可能であることがわかった。アパーチャーによるイメージング測定の空間分解能向上については国際学術誌で論文発表した。

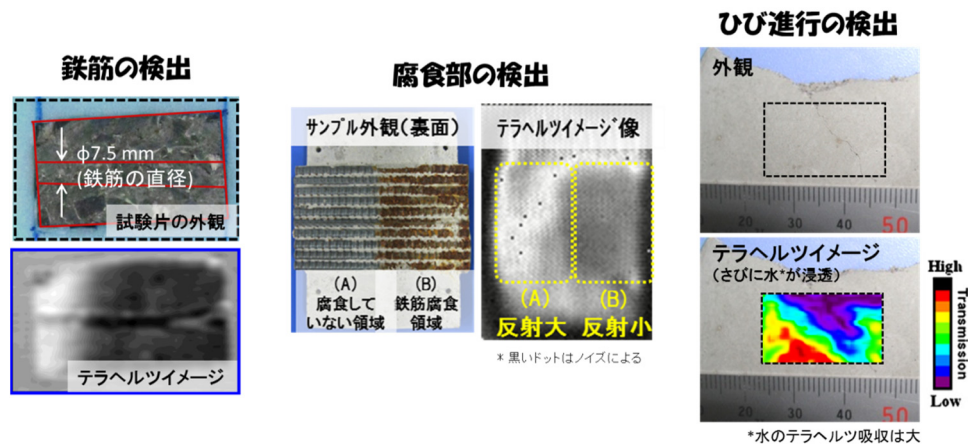


図3.1.3-14 コンクリート内部が見えるテラヘルツ非破壊イメージング

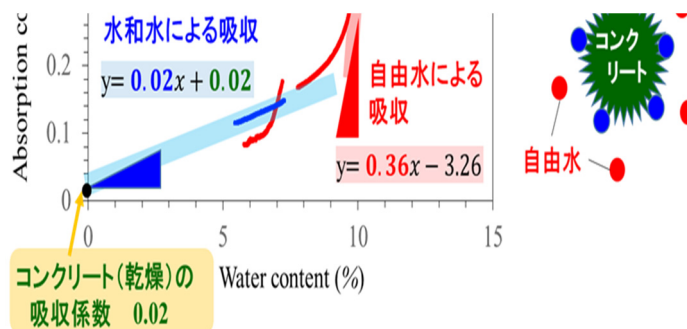


図3.1.3-15 コンクリート内部の水和水・結合水によるテラヘルツ光の吸収

②今年度の実施内容と研究成果（H30）

テラヘルツ非破壊検査技術の現場適用に必要なテラヘルツ光ファイバーとして、メタルワイヤーとフォトニック構造のハイブリッド型導波路を開発した（図3.1.3-16）。3Dプリンター及びレーザー加工機を用いて、コア部としてのメタルワイヤーとクラッド部におけるフォトニック構造を製作して評価した。メタルワイヤーの幅と高さはそれぞれ0.6 mmと0.3 mmであり、フォトニック構造は0.3 mmφの空気ロッドをピッチ0.5 mmで配置した導波路のテラヘルツ光伝送特性として、2.3 THzにおいて良好な導波特性を示し、FDTD法の電磁界解析による設計特性と一致することを確認した。検査に必要なテラヘルツ周波数に適した導波路構造を設計して製作することを可能とした。さらに3Dプリンターを用いてメタルワイヤーに対する保護層の形成が可能となり、使用環境に対する耐性が向上するとともに、大気中の水蒸気によるテラヘルツ光の減衰を低減できる。また、本事業とは別に原子炉建屋の健全性診断におけるコンクリート含水率の検査条件と判断基準となる指針を明確にすべく取り組んでいるが、テラヘルツ非破壊検査技術の1Fへの適用に当たっては、この成果を考慮した検討を実施する。

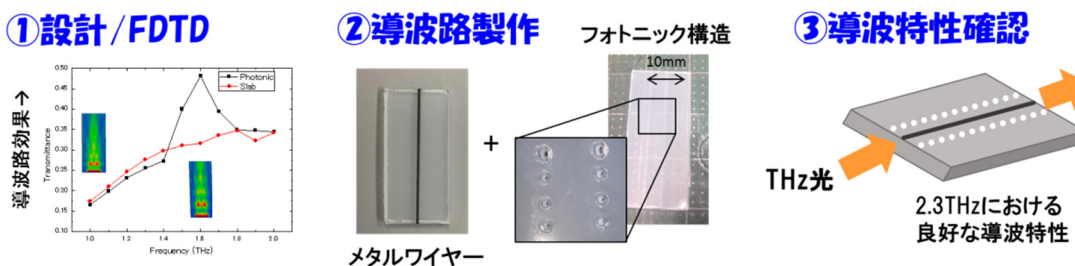


図3.1.3-16 ハイブリッド型テラヘルツ導波路の開発プロセス

③まとめ

格納容器・建屋等の健全性・信頼性確保のためにテラヘルツ光を用いる遠隔検査技術を開発した。テラヘルツ光を用いることで、コンクリート構造物に関する健全性（下記の2項目）を非破壊検査できる技術を開発した（図3.1.3-17）。

- 1) コンクリート内鉄筋の腐食状態（腐食生成物）
- 2) コンクリート内部におけるひび割れと水の浸潤

さらにテラヘルツ光を現場適用できる遠隔検査技術として、テラヘルツ光を建屋に導くテラヘルツファイバーを開発し（図3.1.3-16）、ロボット搭載によるテラヘルツ遠隔検査を実証した（図3.1.3-17）。

(4) 遠隔操作に対応するための課題の検討

①これまでの研究成果の概要（H26～H29）

非破壊検査技術を廃止措置に適用するためには、非破壊検査技術自体の基盤・応用研究ならびに装置開発だけでなく、それを遠隔操作に対応させるための研究開発が必須と言える。この観点から、遠隔技術TGではこれまで非破壊検査装置を遠隔化するための課題を整理する

とともに、装置を運搬する遠隔操縦型台車の課題を解決する基盤技術を開発してきた。また、遠隔操作に対応した非破壊検査装置の概念検討を非破壊検査TGと共同で実施してきた。

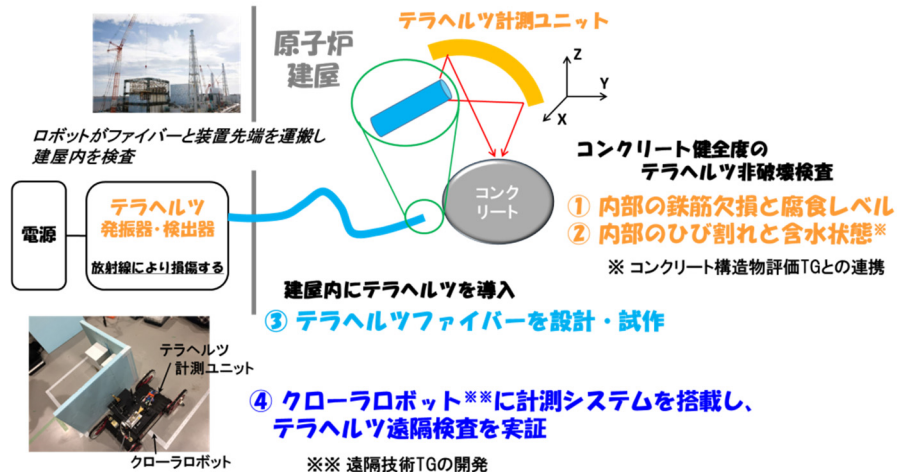


図3. 1. 3-17 原子炉建屋におけるテラヘルツ遠隔・非破壊検査
(本事業において概念実証)

遠隔操縦型台車の課題を解決する基盤技術開発の主な成果としては、『狭隘路におけるクローラロボットの走行制御』(平成28年度に実施)や『廃炉作業における多種多様な不定形・軟脆弱物の把持を可能とする柔剛切替なじみグリップ機構』(平成29年度に実施)があげられる。これらは遠隔操縦による狭隘路の走行ならびに、グリップを用いたサンプル採取や検査装置の被検査物への押し付けを容易化するものであり、廃止措置に寄与するところが大きい。実際にこれらの研究は高く評価され、それぞれ実施年度の次世代イニシアティブ廃炉技術カンファレンスにおいてロボット・遠隔技術に関する研究部門研究奨励賞を受賞している。平成30年度の成果は後述する②で示す。

遠隔操作に対応した非破壊検査装置の概念検討については、過年度より非破壊検査TGと遠隔技術TGで実施してきた予備検討に基づき平成30年度実施した成果を後述する③及び④に示す。

②軸方向波動伝播ホイール機構を用いた全方向移動台車の開発 (H30年度)

遠隔技術TGでは、『狭隘路におけるクローラロボットの走行制御』(平成28年度に実施)や同制御の階段への拡張(平成29年度に実施)の開発により、遠隔操縦型台車の課題である操縦容易性を直線状の狭隘路や階段において改善する成果をあげてきた。一方で、階段の踊り場のような曲がり角が連続する地形への対応は未解決であったため、平成30年度に開発を行った。

原発建屋の階段の踊り場に代表される狭隘かつ曲がり角が連続する地形において台車が移動する場面を考えると、広い路面積を必要とする方向転換自体が相応しくない。また、クローラ機構の場合は路面とクローラベルトを滑らせながら方向転換を行うため、路面に大きな負荷がかかり、路面を構成する瓦礫の崩落や台車自身の滑落を招く恐れもある。

このような背景から、平成30年度は従来の前後方向の移動に加え左右方向や斜め方向の移動も可能な全方向移動機構の開発及びその台車化を実施した。開発した全方向移動機構2機により構成した台車を図3. 1. 3-18に示す。開発した全方向移動機構は前後方向には車輪として、左右方向には車輪表面を波打たせて波動により推進力を発生させ移動するものである。

平成30年度の開発では本機構のコンセプトの提案及び具現化方法の確立、実機を用いた原理実証や移動特性の評価を実施した。

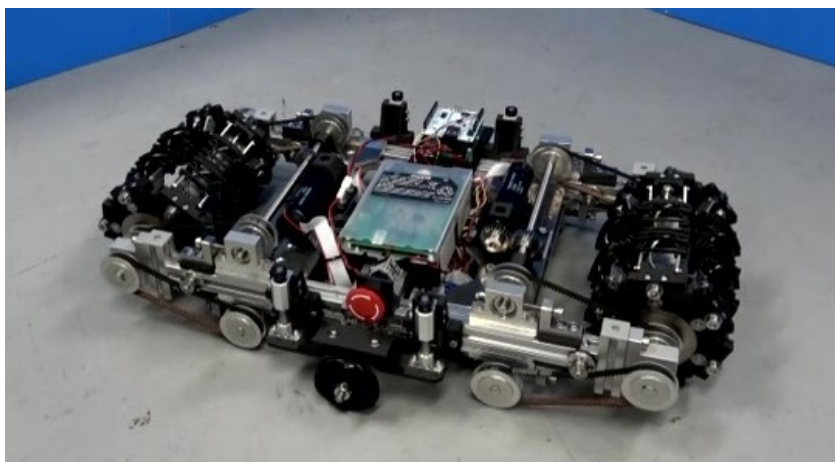


図3. 1. 3-18 軸方向波動伝搬ホイール機構2機で構成した台車

③配管減肉モニタリング用電磁超音波（EMAT）システムの遠隔操作に対応するための課題の検討

非破壊検査技術の遠隔操作に対応するための課題を検討した。また、これまで得られた成果をまとめ、遠隔検査システムの概念検討を検討した。

福島第一原子力発電所の廃炉の過程において、配管システムの安全性を確保するために、配管の減肉の度合いを遠隔非破壊検査によりモニタリングすることを検討した。遠隔システムの概念検討をするために、設置場所の環境に関して下記の条件を設定した。

1) 測定配管と設置場所の環境

- ・原子炉圧力容器・格納容器注水設備の給水系配管を想定する。
- ・配管材質は炭素鋼、配管の大きさは150A/Sch40（直径165.2 mm、公称肉厚7.1 mm）とする[1]。
- ・配管形状はオリフィス下流の直管とする。
- ・取付け箇所は、高所、狭所を除く。
- ・配管周りの保温材はない、または取り除かれているとする。
- ・装置の搬送経路は確保されているものとする。
- ・高放射線量率であり、作業時間が短時間に制限されているとする。
- ・配管の最高使用温度は66℃とする[1]。
- ・空間温度は大気と同程度とする。
- ・湿気は大気と同程度、雨の影響はないものとする。

2) 遠隔システムの測定環境

- ・測定は定点監視とする。
- ・主要システム装置は低放射線量率の空間に設置することとする。
- ・主要装置とプローブとの接続は有線とし、長さは20 m以下とする。
- ・100 V電源が装置の設置場所で確保できるものとする。

- ・装置設置場所に通信用の社内 LAN が設置されている、若しくは設置できるとする。

3) 配管肉厚モニタリングシステム全体構成

a) 主要構成要素

図 3.1.3-19 に本システムの構成図を示す。システムの構成は、①EMAT プローブから超音波を送受信するためのシステム、②受信信号から FFT により共鳴周波数を計測するシステム、③それらを制御するシステム、④遠隔操作するためのネットワークシステムである。

①はパルサーレシーバー、プリアンプ内蔵のプローブ切替器、及び EMAT プローブ、②は FFT 解析ユニット、③は制御用 PC、④はモニタ用 PC がその役割を担っている。

モニタ用 PC と制御用 PC は社内 LAN によるイーサネット接続とし遠隔操作にて、自動で複数の EMAT プローブの送受信信号を切替え、複数の測定点での肉厚を測定しモニタリングする。表 3.1.3-3 に装置の形状と重量を示す。

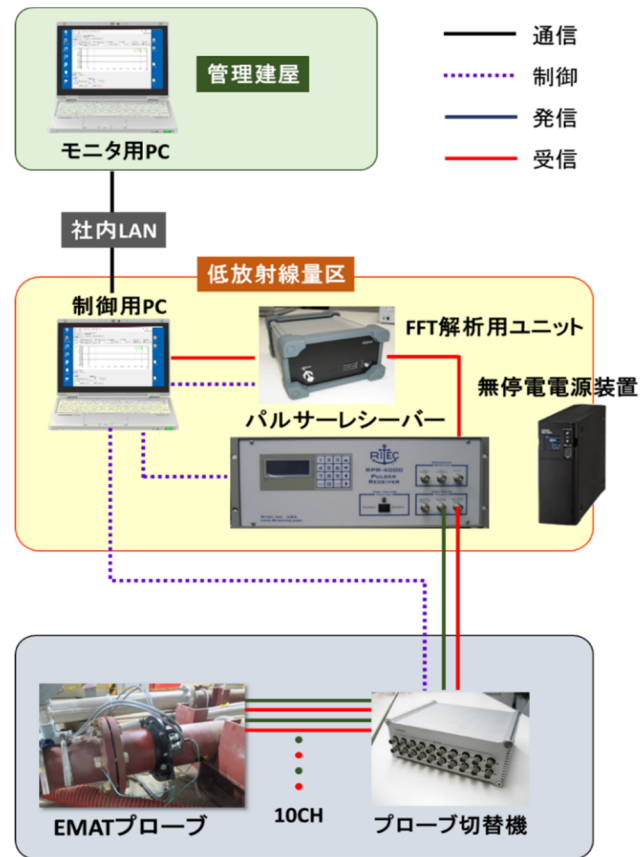


図 3.1.3-19 システムの構成図

表 3.1.3-3 EMAT モニタリングシステム装置の概要

名称	形状 (mm)	重量 (kg)
発信器	483 × 127 × 432	12
EMAT プローブ	30 × 50 × 45	0.1 (最大 10 個)
制御用ノートパソコン	333 × 225 × 25	1.5
FFT 解析装置	160 × 210 × 90	1.7
チャンネル切替機	200 × 210 × 80	1.2
プローブ取付けバンド	直径 300×50	0.5

4) プローブの固定バンドの試作

放射線量率の高い区域での作業において、防護服、全面マスク、靴下、長靴を着用することが義務付けられている。手には白手袋、軍手、ゴム手袋と幾重にも重ねて着用しなければならず、手や指が動きにくく細かい作業が困難となる。プローブを配管に固定する作業では、

工具を使ってボルトとナットを締めるのに時間を要する。そのため、作業者の被ばくの低減が必要であり、作業時間の短縮が課題となる。また、プローブからの配線ケーブルはノイズを低減するために二重シールド同軸ケーブルを使用しているが、柔軟性に乏しくプローブ接続部に常に負荷がかかり取付け時にプローブにズレが生じやすい。以上から課題として、プローブ取付けの簡易化、簡略化による作業時間の短縮、取付けの安定性の改善があげられる。

これらの課題を考慮してプローブ固定バンドの設計と試作を行った。図 3.1.3-20 にプローブ固定バンドの概念図を示す。プローブの取付けは、バンド式として予めプローブを埋め込み、現場の配管にワンタッチで固定することとする。配管をくわえ込む形状として、取付ボルトを排除し EMAT の磁石の吸着力によりバンドを固定する。加えて、配線ケーブルを直径約 2 mm で柔軟性のあるローノイズ同軸ケーブル（マイクロドットコネクタ社製）を採用して、プローブの接続部に負荷がかからないようにする。

図 3.1.3-21 に試作したプローブ固定バンドの外観と配管への固定状態を示す。取付ける配管は炭素鋼配管 STPT370 呼び名 150A Sch40（外径 165.2 mm、公称肉厚 7.1 mm）であり、プローブは No. 1～No. 4 の 4 個のプローブが埋め込まれている。改良された固定バンドの取付けにより、取付け作業の簡易化と作業の時間短縮及びプローブの取付けを安定することができた。

プローブ固定バンドを炭素鋼配管に取付けた状態でチャンネル切替機を含めた EMAT システムを用いて肉厚を十分に測定できるかを評価する。図 3.1.3-22 に使用した EMAT システムの装置を示す。パルサーレシーバー（RPR-4000、Ritec 社製）、FFT 解析装置（IDMS、インサイト㈱）、チャンネル切替機（インサイト㈱社製、）及び PC である。

図 3.1.3-23 に EMAR シグナルの測定画面を示す。それぞれの振幅強度及び共鳴周波数に違いがみられる。図 3.1.3-24 にそれぞれの SNC 解析結果を示す。また、表 3.1.3-4 にそれぞれの肉厚と SNC 規格化ピーク値を示す。SNC 解析結果のグラフから基本共鳴周波数に対応したピークが鋭角であり明確に判断できる。測定肉厚は No. 1 と No. 4 が 7.41、7.40 mm であり、No. 2、No. 3 が 7.07、7.10 mm である。配管がわずかに歪んでいることがわかる。これらの測定結果から、試作したプローブ固定バンドを含めた EMAT システムは十分に炭素鋼配管の肉厚を評価できるものであった。

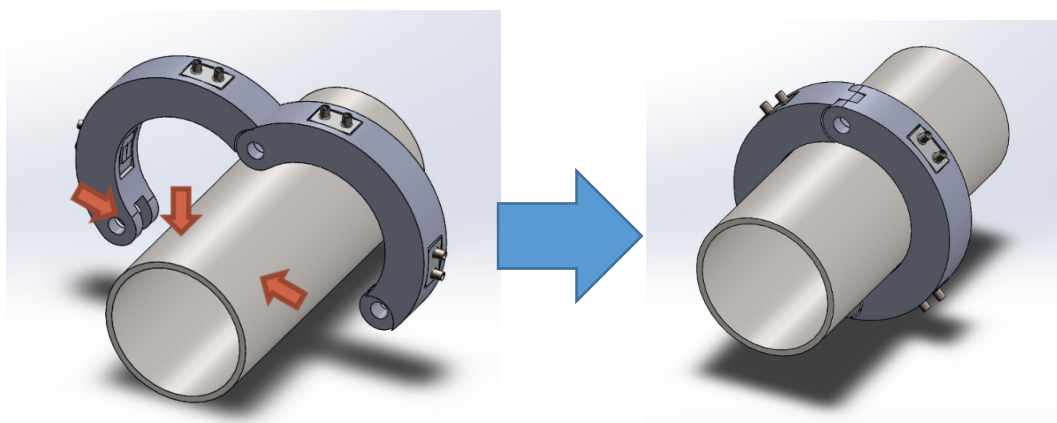


図 3.1.3-20 プローブの固定バンドの概要

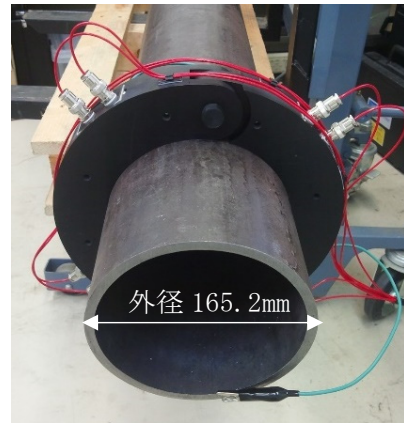
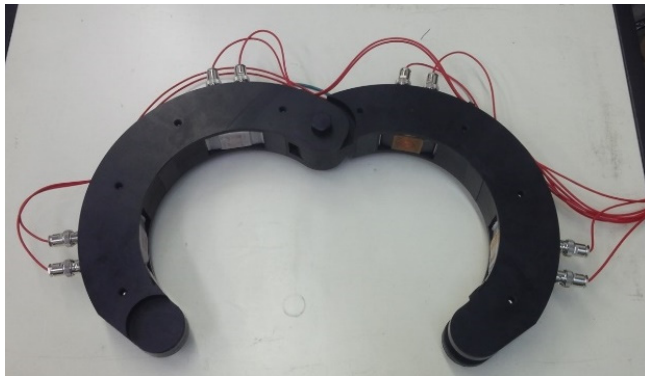


図 3.1.3-21 試作したプローブ固定バンド

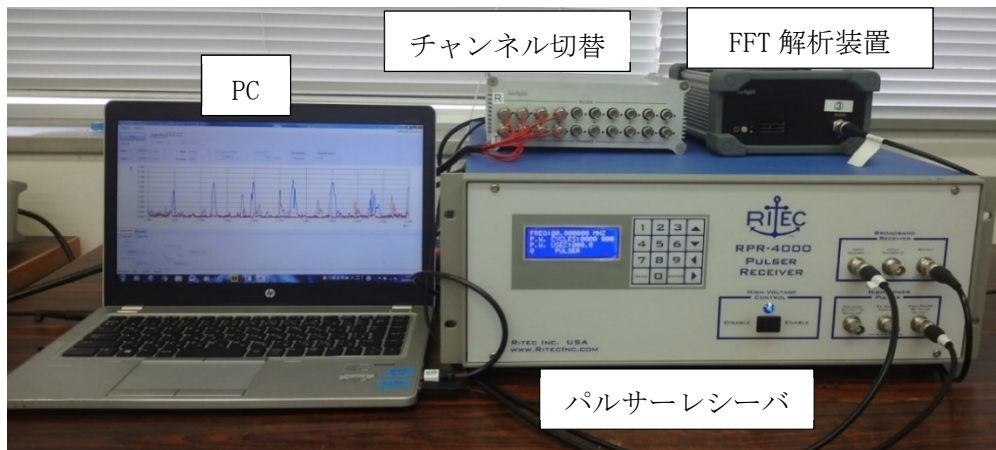


図 3.1.3-22 EMAT システムによる固定バンドの評価試験

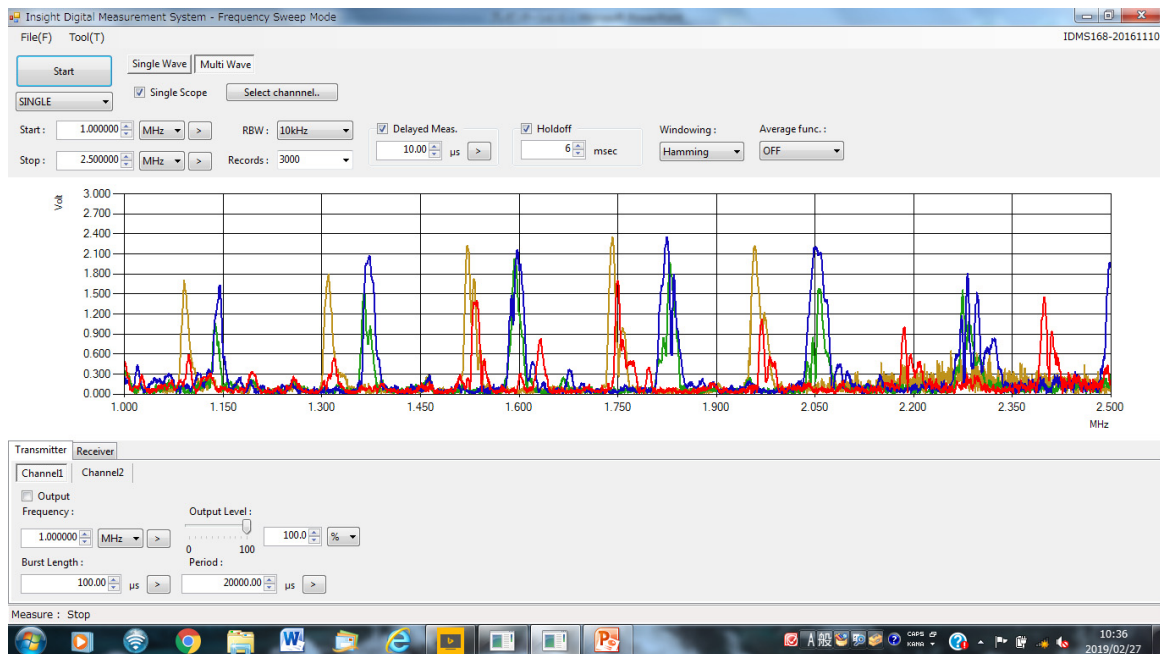


図 3.1.3-23 EMAT システムによる測定画面

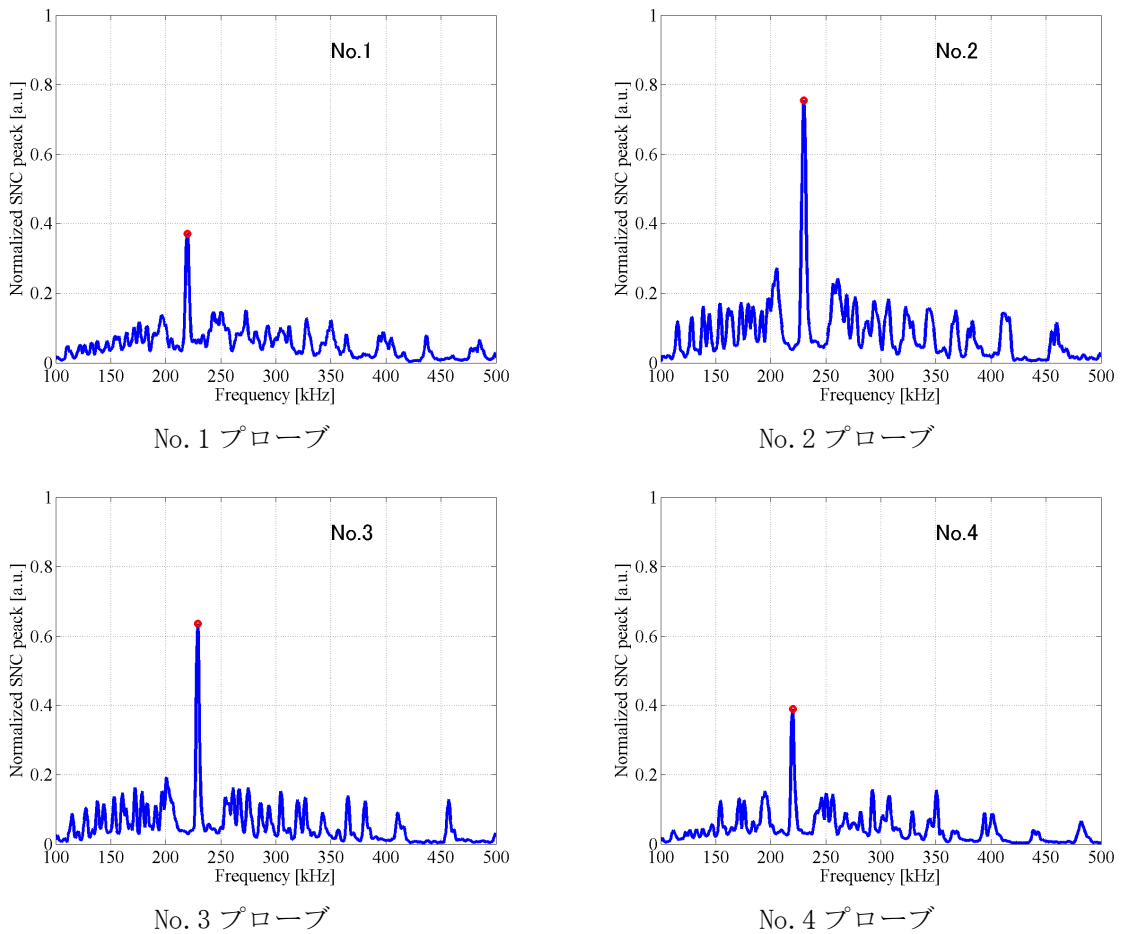


図 3. 1. 3-24 固定バンドのプローブ SNC 解析結果

表 3. 1. 3-4 SNC 解析による評価厚さ及び SNC 規格化ピーク値

プローブ No	測定厚さ (mm)	SNC 規格化ピーク値
No. 1	7.41	0.37
No. 2	7.07	0.75
No. 3	7.11	0.64
No. 4	7.40	0.39

参考文献

- [1] 東京電力ホールディングス株式会社、福島第一原子力発電所 特定原子力施設に係る実施計画 2019. 2 (<http://www.nsr.go.jp/activity/earthquake/kisei/plan/plan01.html>)

④テラヘルツレーザー光源による分光・イメージング測定システムの遠隔操作に対応するための課題の検討

- 1) テラヘルツレーザー光源による分光・イメージング測定システムの遠隔操作に対応するための課題

テラヘルツ光はそのエネルギーが水分子の回転運動に相当し、水蒸気により吸収されるため、非破壊検査技術の現場適用にはテラヘルツ光を検査現場まで導くファイバーが必要である。そのために前述の通り、ハイブリッド型テラヘルツ導波路を開発しているが、光源・検出部と検査現場の状況に応じた伝送特性の向上が必要である。その他にも必要となる大気中水蒸気のテラヘルツスペクトル測定（ファイバーのテラヘルツ光出射端と検査対象との空間における水蒸気の影響を想定）、テラヘルツ光源強度の安定化、テラヘルツ光と微細周期構造の干渉解明を実施し、いずれも国際学術誌の論文として発表している。今後の課題としてファイバー伝播特性の向上とテラヘルツ光の反射波をファイバーに導入する技術開発がある。

2) テラヘルツレーザー光源による分光・イメージング測定システムの概念検討

格納容器・建屋等の健全性・信頼性確保のためにテラヘルツ光を用いる遠隔検査技術の概念は前述の図3.1.3-17に示す通りである。概念検討のために遠隔技術TGと連携し、クローラロボットにテラヘルツ計測のユニットを搭載し、テラヘルツ遠隔検査を実証した。

具体的には図3.1.3-25に示すようにテラヘルツ光の発振器と受信器を含む計測ユニットを30×20 cm²のサイズに構築し、それを遠隔技術TGで開発しているクローラロボットに搭載した。その結果、建築材料である遮蔽物の向こうに置いた金属表面（鉄筋を模擬）からの反射が確認でき、ロボットアームによるテラヘルツ光の走査を実証した。テラヘルツ光に比べて短波長の可視光を用いた同様の実証試験にも成功しており、ロボット搭載による機械的振動が光計測に及ぼす影響は小さいことがわかった。

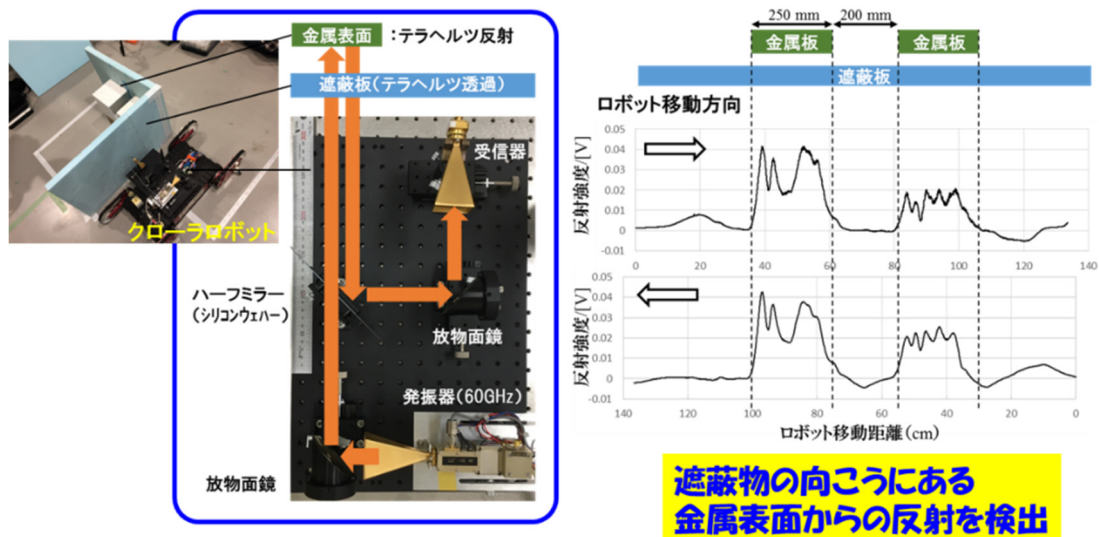


図3.1.3-25 ロボット搭載におけるテラヘルツ遠隔検査の実証

3.1.4 遠隔操作に対応可能な構造物補修技術

(1) 低エネルギーコールドスプレーシステムの開発

①これまでの研究成果の概要 (H26～H29)

廃炉までには多くの時間を要し、その間の格納容器ならびに配管等の健全・安全性を確保するためには、何らかの補修技術が必要不可欠である。また、格納容器内等の補修時に火炎や熱が発生する施工方法は望ましくなく、比較的低温で補修可能な技術が望まれる。そこで本研究では、コールドスプレー(CS)法と呼ばれる固相成膜手法の応用を試みた。CS法は、数十 μm の粒子を圧縮空気等の高速ガス流に乗せて基材へ衝突させることで成膜が可能となる技術であり、飛翔粒子の温度はその材料の融点よりも低い環境にあるため、熱影響が発生しにくい、高温酸化が少ない等、多くのメリットを有する。ただし、CS法には大別して2種類の装置があり、1つが1 MPa以上の作動ガス圧力である高圧型、他方は1 MPa以下である低圧型である。高圧型は硬い金属粒子の成膜可能であることから、格納容器や配管で使用される鉄鋼材料やステンレス鋼への適用が可能である。しかし、装置自体が大掛かりとなるため、炉内への遠隔操作による補修における可搬が問題となる。そのため、低圧型CS装置が有効と考えられるが、鉄鋼材料やステンレス鋼の補修は極めて困難であった。そこで本研究では、ロボット等による炉内への可搬可能な補修技術として、低圧型CSを用いた軽量化・小型化技術の確立を目標に研究を進めた。

初年度である平成26年度から平成29年度までは、低圧型CSによる鉄鋼材料成膜可否の検討、プラズマクリーナーを用いた基材表面の活性化による成膜性の向上、基材表面へのレーザーテクスチャリング処理による付着効率の改善、さらに、金属粒子へのセラミック粒子添加による成膜性の向上から、装置軽量化・小型化の目処を得た。

②コールドスプレー補修部の健全性確認 (H30)

1) 目的

廃炉までには多くの時間を要し、その間の格納容器ならびに配管等の健全性を確保するためには、何らかの補修技術が必要不可欠である。本研究では、数十 μm の金属粒子を高速ガスに乗せ、基材へ衝突させることで粒子を熔融させることなく固相のまま成膜可能なコールドスプレー(CS)法を用いた耐劣化コーティング及び補修の可能性を検討した。

しかし補修等を行う場合、ロボット等による炉内へのCS装置の可搬が必須であるが、格納容器あるいは配管等で使用される鉄鋼材料・ステンレス鋼等の成膜には、粒子噴射圧力が高い高圧型CS装置を利用する必要がある。高圧型CS装置は、大がかりな装置であることから可搬は難しく、そのためには低圧型CS装置の利用あるいはさらなる装置の小型化が必要である。小型化には、低い噴射圧であっても付着効率が良好で、かつ密着強度の強い皮膜形成が重要である。そのため本研究においては、これまでに低温プラズマ装置を用いた基材表面の活性化や鉄粉末に活性なナノセラミック粒子を混合させる等の検討を行い、付着効率・密着強度の向上に成功してきた。しかし、その効果は装置を小型化させるほどではなく、より粒子付着効率を向上可能な技術の開発を行う必要があった。平成30年度はCS装置にプラス α の技術として、レーザー装置の利用及び高エネルギーボールミルを用いた粒子活性化技術の適用に

ついて検討した。

CS法にレーザーを応用することにより、下記の効果が期待できるものとする。

- a) 前処理としての利用
 - i) レーザーアブレーションによる基材自然酸化皮膜の除去・活性化
 - ii) 基材表面温度上昇による塑性変形の促進
 - iii) 表面テクスチャリングによる塑性変形の促進及び機械的結合力の改善
- b) 同時処理としての利用
 - i) 飛翔中の粒子にレーザーを照射することによる粒子の軟化
 - ii) レーザーアブレーションによる粒子自然酸化皮膜の除去・活性化
- c) 後処理としての利用

表面溶融あるいは加熱による気孔率、界面強度、粒子間強度の改善

平成30年度は、上記の中から、前処理としての表面テクスチャリングの効果に関して検討を行った。

また、高エネルギーボールミルにおいては、粒子活性化を目的に、アルミナ粒子と鉄粒子の混合粉を作製し、硬いアルミナのピーニング効果が期待できるものとする。

2) 試験方法

レーザーテクスチャリング試験の基材には、SUS304を用い、付着効率の高いCu粒子を成膜した。SUS304基材に対し、2種類のパターンでレーザーによるテクスチャリングを施した。表3.1.4-1に、基材表面へのレーザーテクスチャリング条件を示す。また、レーザーテクスチャリングした基材表面に対し、表3.1.4-2に示す条件でコールドスプレー成膜を実施した。

表 3.1.4-1 レーザー加工条件


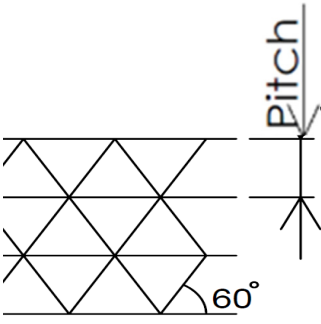
レーザー	YLR-300-AC(air-cooled), CW, 1064 nm Manufactured by IPG	
レンズ	F-θ: F100, WD:87 mm	
	Single パターン	Multi パターン
テクスチャリングパターン		
スキャン速度	10000 mm/s	
ピッチ	50μm	
出力	56.6W, 70W, 85W, 99W, 113.5W, 127.4W, 141.7W	
スポット径	12 μm	

表 3.1.4-2 コールドスプレー条件

粒子	Cu-HWQ, 20 μm, 異形粉
基材	レーザー加工した SUS304
ガス圧力	0.6 MPa (Air)
ガス温度	400 °C
ノズル移動速度	20 mm/s
ノズル-基材間距離	30 mm

高エネルギーボールミルに関しては、鉄粒子とアルミナ粒子の混合比を 3:1、1:1、1:3 の 3 種類を用意し、成膜を行った。

3) 試験結果と考察

SUS304基材へ施したレーザーテクスチャリングによる表面加工例を図3.1.4-1に示す。

レーザー出力の増加に伴い、表面粗さが増加している様子が確認できた。また、Singleパターンでは溝形状に、Multiパターンではピット状の粗さが形成されていた。レーザーの加工に関しては、条件によって溝の形状、深さが異なるため、最適なレーザー条件を見つける必要がある。

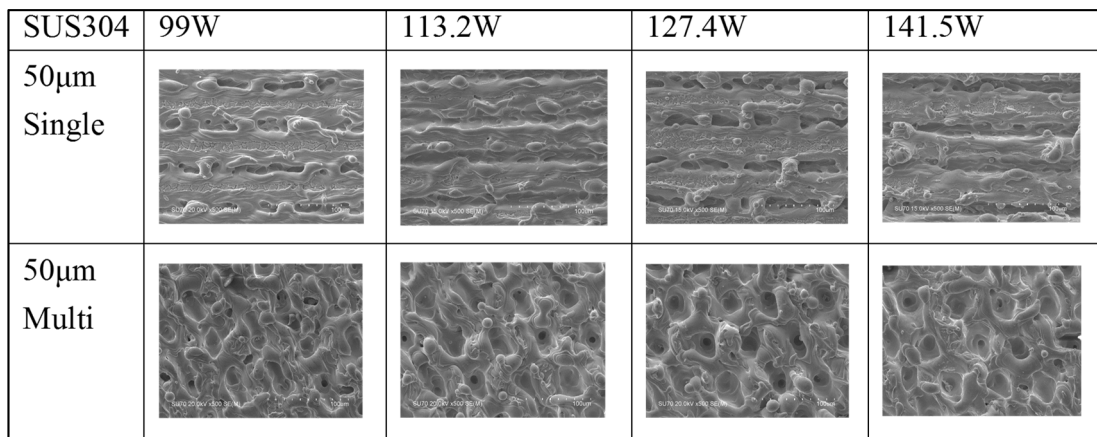


図 3.1.4-1 レーザーテクスチャリング処理した SUS304 の表面 SEM 観察例

まず、Singleパターンでレーザー加工したSUS304基材表面にCS法によってCu皮膜を成膜した。図3.1.4-2に、同ピッチ (50 μm)、同パターン (Single)、同CS条件で、レーザー出力のみ変化させた場合の断面SEM観察例を示す。レーザー出力が高くなると基材表面の加工溝が深くなることわかる。また、レーザー出力が高くなることによって、付着する皮膜厚さも厚くなることわかる。

同様に、Multiパターンでレーザー加工したSUS304基材表面にCS法によってCu皮膜を成膜した。図3.1.4-3に、同ピッチ (50 μm)、同パターン (Multi)、同CS条件でレーザー出力のみを変化させた場合の断面SEM観察例を示す。レーザー出力が低い試験片では、Single同様に皮膜ははく離していた。図からわかるように、レーザー出力が大きくなると、皮膜厚さは顕著に厚くなること確認された。この際のレーザー出力と皮膜厚さ及び基材粗さの関係を図

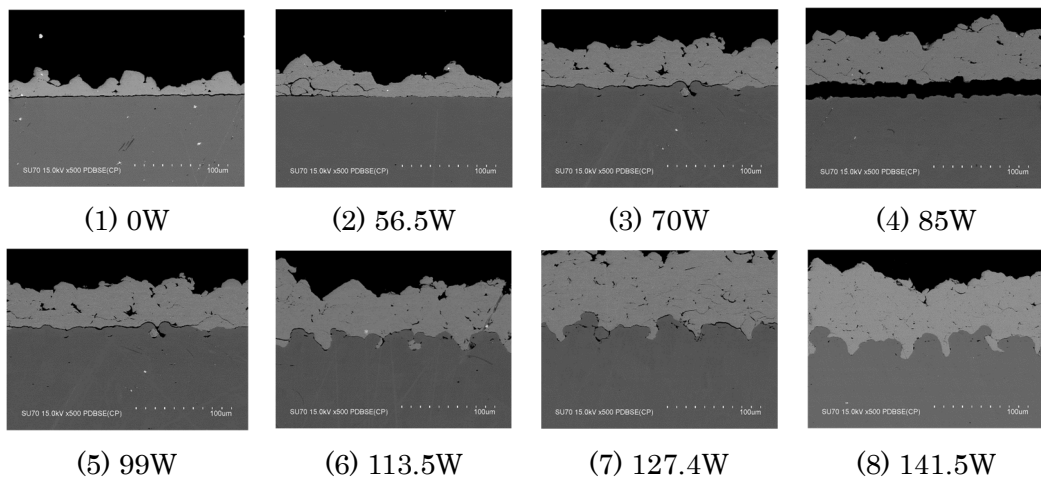


図 3.1.4-2 レーザー出力を変化させた際の成膜性の比較 (Single パターン)

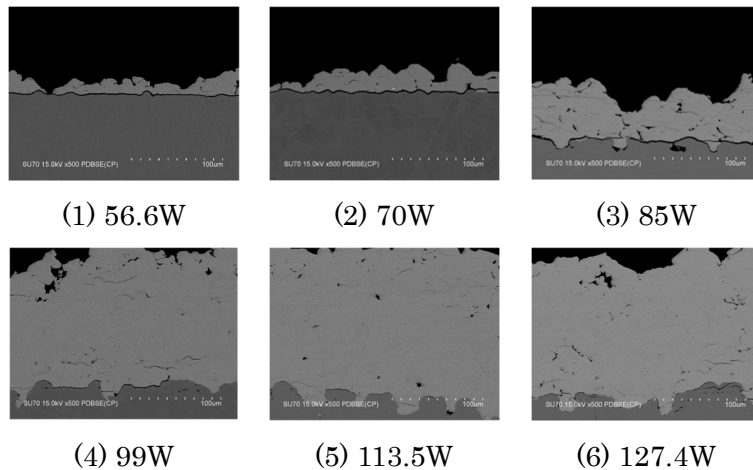


図 3.1.4-3 レーザー出力を変化させた際の成膜性の比較 (Multi パターン)

3.1.4-4に示す。図から、レーザー出力がこの範囲であれば、出力が高くなるほど、基材粗さは粗くなり、それに伴い、付着する皮膜厚さも顕著に厚くなるのがわかった。今回は、CS条件が同じであるため、厚さの変化が直接付着効率につながるが、低出力と高出力で加工した際の成膜厚さには約7倍の差が認められた。

また、有限要素解析により、溝形状を変化させた場合の粒子変形挙動から溝形状の最適化を図った。図3.1.4-5に、有限要素モデルを示す。これらのモデルに関し解析を行い、粒子／基材の接触時間及び粒子の反発速度を求めた。その結果、溝形状は粒子径に比べ、若干小さい(16 μm x 16 μm)方が良好であることがわかった。

高エネルギーボールミルに関しては、鉄:アルミナ比率を1:1にしたものに関し、高圧コールドスプレーでは良好な皮膜が成膜できたものの、低圧コールドスプレー法においては、高エネルギーボールミルの鉄粒子により基材表面が加工硬化し、成膜できなかった。

4) まとめ

平成30年度の研究により、レーザーテクスチャリング処理は、成膜効率向上に極めて有効であることが確認された。ただし、レーザー出力及びピッチ幅の最適化が必要であり、出力を上げ過ぎると基材表面を溶融させ、逆に不利に作用する可能性が考えられる。一方、高エネルギーボールミルに関しては、当初の狙いとは異なり、低圧コールドスプレーによる成膜が困難となった。これらの結果から、レーザー加工の有効性が示された。

このレーザー加工との組合せにより、コールドスプレー装置の小型化が可能になり、ロボットによる炉内への可搬の可能性が見えてきたと判断する。

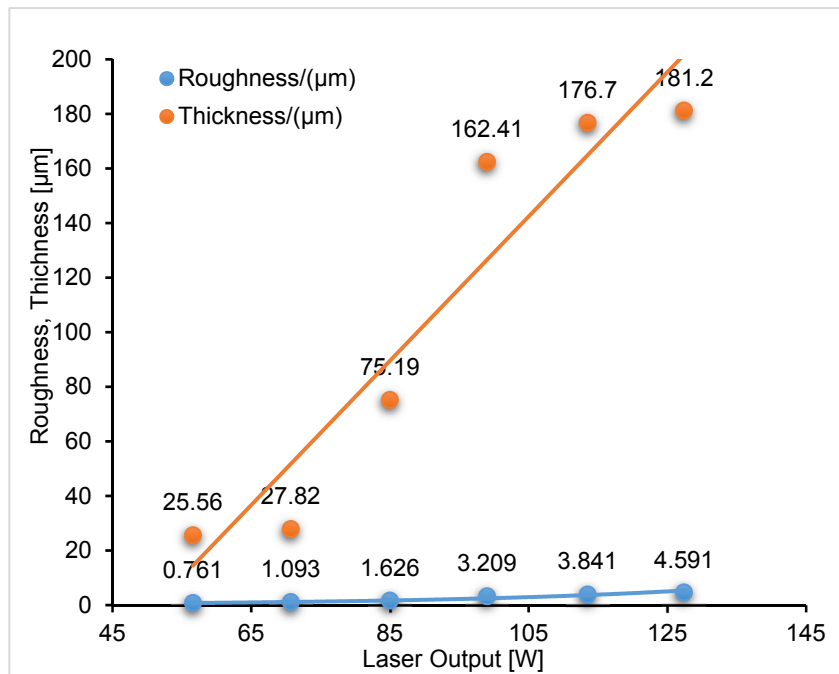


図 3. 1. 4-4 レーザー出力を変化させた際の成膜厚さ、表面粗さの関係 (Multi パターン)

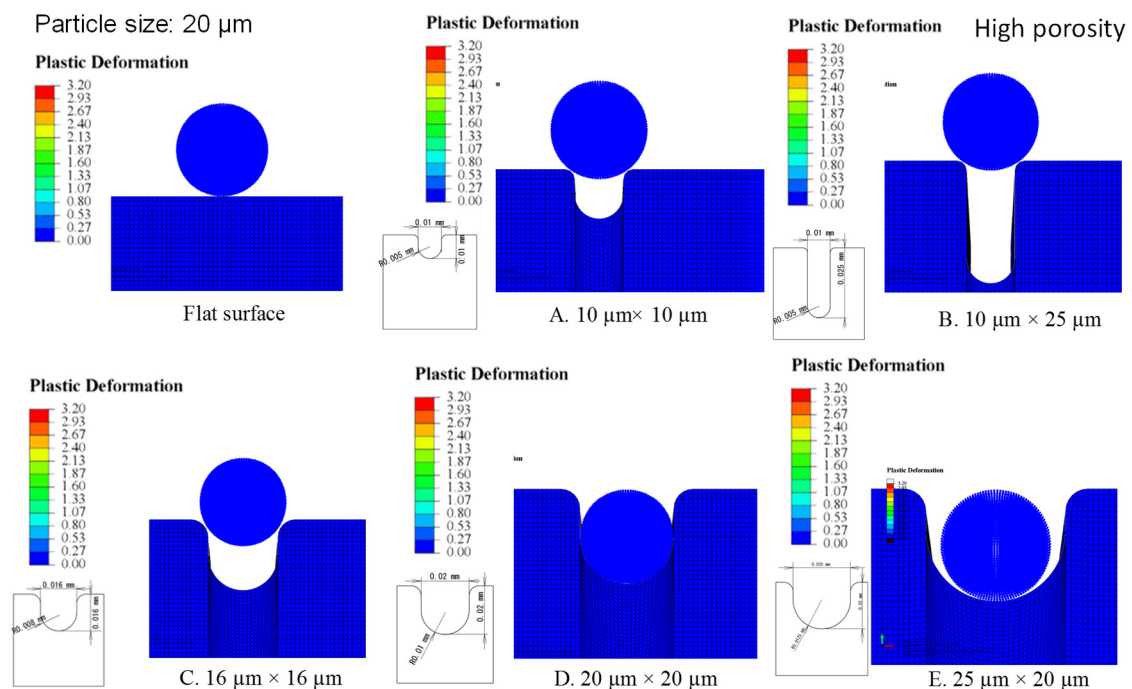


図 3. 1. 4-5 溝形状を変えた場合の粒子変形挙動に関する有限要素解析モデル

(2) 錆びた模擬欠陥を有するフェライト鋼の水中摩擦攪拌接合 (FSW) 技術の開発

① これまでの研究成果の概要 (H26～H29)

格納容器・建屋等はフェライト鋼やステンレス鋼が多用されており、廃止措置では水中で錆びついた構造物に対して強度確保や冠水処理に伴う封止溶接等を行う必要がある。摩擦攪拌接合 (Friction Stir Welding; FSW) は、非消耗の接合ツールの回転による固相攪拌を用いて金属を高品位に接合可能な技術であり、構造物に発生した欠陥除去技術としても用いることができる。さらにFSWは熔融溶接と比較して接合前処理等が不要なため、補修作業に伴う放射線被害を低減させることができる。そこで本研究では、錆びた欠陥を有する鋼構造物をFSWの水中施工にて補修する遠隔操作可能な技術確立を目指した研究を推進した。平成26年度から平成29年度の4年間は、錆びた欠陥を有する鋼を水中FSWにて補修するための要素技術開発に従事した。これまでの実施項目とその成果を図3.1.4-6にまとめる。

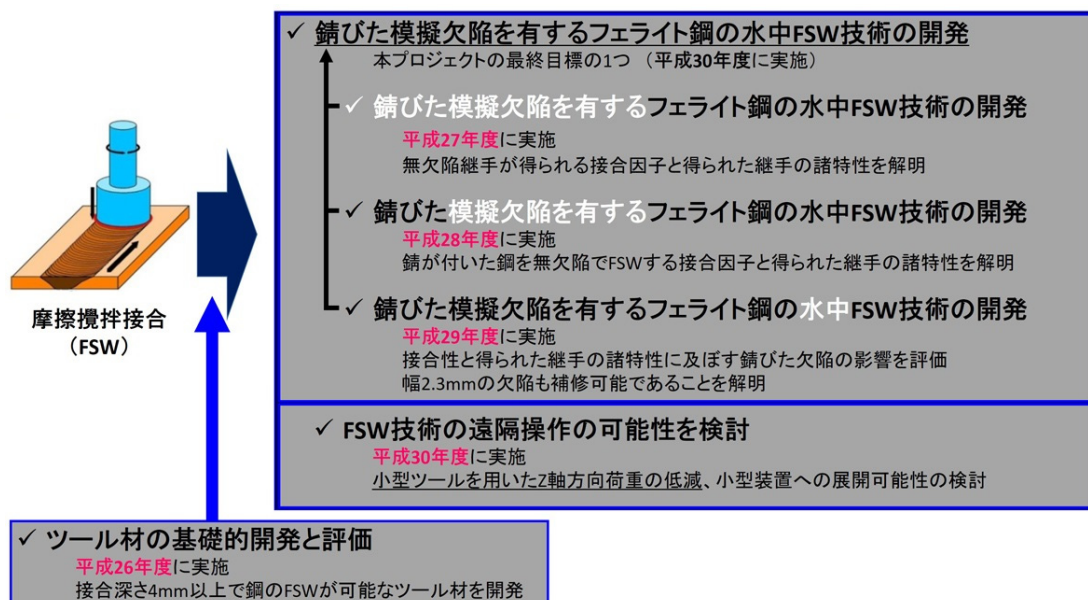


図3.1.4-6 本研究課題の実施項目と主な成果

平成26年度は、「鋼に対するFSWツール材に関する基礎的開発と評価」を行った。Co基耐熱合金ツールの損傷機構について検討し、接合深さ4mm以上でフェライト鋼をFSWが可能な接合ツール材を開発することができ、ツール特性評価を完了した。

平成27年度は、「鋼の水中FSW基本技術の開発」を目的に、水中FSWで鋼を無欠陥で接合するための接合因子と得られた継手の諸特性を評価した。その結果、通常のFSW施工とほぼ同じ接合因子で水中FSWが可能であり、得られた攪拌部は硬化する傾向があることが示された。

平成28年度は、「錆付フェライト鋼のFSW技術の開発」を目的とし、錆の付いたフェライト鋼を無欠陥でFSWするための接合因子と得られた継手の諸特性を評価した。FSW施工条件や継手性能に及ぼす表面錆の影響はほとんどないが、ツール回転速度が高い場合、錆が攪拌部に混入し、引張強度を低下させる場合があることを示した。

平成29年度は、「錆びた模擬欠陥を有するフェライト鋼のFSW技術の開発」を目的とし、錆

びた模擬欠陥を付与したフェライト鋼に対してFSWを行い、接合性及び得られた接合部の諸特性に及ぼす錆びた欠陥の影響について評価した。その結果、主軸方向荷重を一定に制御する“荷重制御モード”のFSWを用いることで、幅2.3 mmの欠陥であっても欠陥の封止、すなわち補修自体は可能であることが示された。

② 錆びた模擬欠陥を有するフェライト鋼の水中摩擦攪拌接合 (FSW) 技術の開発 (H30)

1) 目的

平成26年度から平成29年度までの4年間で得られた成果を踏まえ、錆びた欠陥を水中で除去する技術としてのFSWの適用可能性について明らかにするため、錆びた模擬欠陥を有するフェライト鋼に対して水中FSWを行い、FSW施工性及び得られた接合部の諸特性について評価した。また、本補修法の遠隔操作に対する課題の1つとして、接合ツールの押込み荷重が高いことがあげられるため、プローブ長の短い接合ツールを用いて押込み荷重の低減効果について調べた。また、その他本補修法を遠隔操作するための課題等について検討した。

2) 試験方法

FSW試験は高剛性摩擦攪拌接合装置を用いて実施した。被接合材には中炭素鋼(0.45 %C鋼)を用い、板中央部に図3.1.4-7に示したような幅0.3~3.0 mmのテーパ状模擬欠陥をワイヤ放電加工にて付与した後、鋼材に表面錆を形成させた。アクリル製の水槽中に錆びた模擬欠陥を有する鋼板を固定した後、ホースから水槽内に水を供給しつつ、ポンプにて水を排出することで、接合中の水温が19 °Cで一定となるようにした。接合ツールには平成29年度までと同じQ60 (cBNとW-Reの複合材料) ツールを用いた。FSWにおける接合条件は、ツール回転速度を400 rpm、接合速度1.0 mm/s、ツール傾斜角0 ° とした。FSW試験はビードオンプレートで実施し、主軸方向荷重(ツール押込み荷重)が26 kNになるようにツール挿入位置を制御した。接合ツールは欠陥のない領域で挿入し、走行することで模擬欠陥の領域に到達し、走行とともに模擬欠陥幅が増大するようにFSW試験を行った。

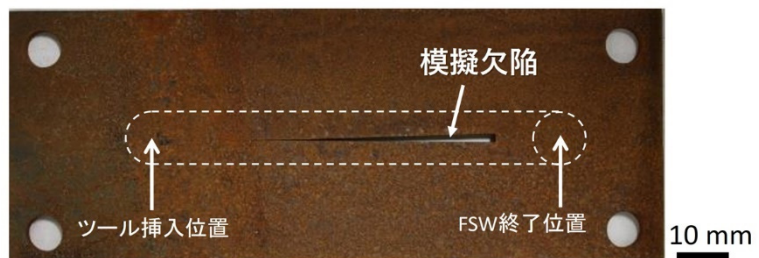


図 3.1.4-7 錆びたテーパ状模擬欠陥を有する供試材 (S45C) の外観写真

FSW試験後、得られた継手を接合方向に垂直に切断し、断面に対して研磨、エッチングを行って、断面マクロ及びミクロ組織を観察した。断面マクロにおいて、表面欠陥、補修できた領域の深さ、攪拌部への錆の混入具合を定量化した。接合方向に垂直に切断した試験片を用いて継手引張試験を実施し、最大引張強さを評価した。用いた接合ツールのプローブ長は約4 mmであったため、補修可能な深さは最大4 mmと考えられる。したがって、引張試験片の裏面から2 mmの領域を除去し、引張試験に供した。

FSWによる補修技術の欠点として、接合ツールの押込み荷重が大きいことがあげられるため、プローブ長の短い小型接合ツールを用いることで、押込み荷重の低減効果について調べ

た。用いた接合ツールの形状の違いを図3.1.4-8に示す。

3) 試験結果と考察

錆びた模擬欠陥を有する鋼板に対して、荷重制御モードでFSWした結果、図3.1.4-9に示すように、通常FSWと水中FSWのいずれでも、模擬欠陥を除去することに成功した。水中FSW後には、補修部分の表面外観に金属光沢はみられないが、これは接合直後に酸化したためと考えられる。錆びた模擬欠陥の幅が

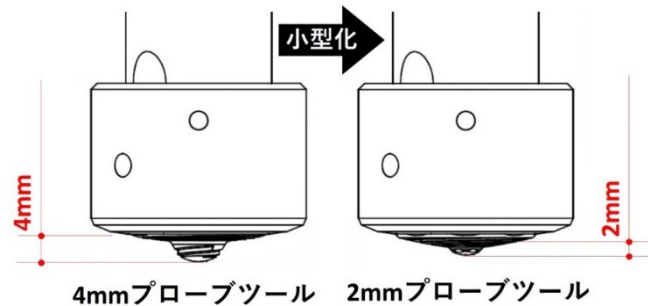


図 3.1.4-8 接合ツールの形状の違い

0.3 mmの位置を水中FSWして得られた断面マクロ写真を図3.1.4-10に示す。用いた接合ツールのプローブ長は4mmであったため、表面から4mmの位置まで模擬欠陥が除去され、また模擬欠陥表面に存在していた錆は分断され、攪拌部内に不均一に混入している様子が観察された。断面マクロ写真上での攪拌部への錆の混入状態に及ぼす模擬欠陥幅の影響はほとんどみられなかった。

得られた継手の上表面から4 mm部分から引張試験片を切り出し、継手引張試験を実施した結果、通常FSW、水中FSWで得られた継手はすべて熱影響部で破断した。継手の引張強さは母材と同等であり、引張強さに及ぼす模擬欠陥の有無ならびに水中施工の影響はほとんどみられなかった。すなわち、幅2.4 mm以下の欠陥であれば、板表面ならびに欠陥内部が錆ていたとしても、水中FSWにより接合ツールのプローブ長に匹敵する深さまで除去可能であることが明らかとなった。

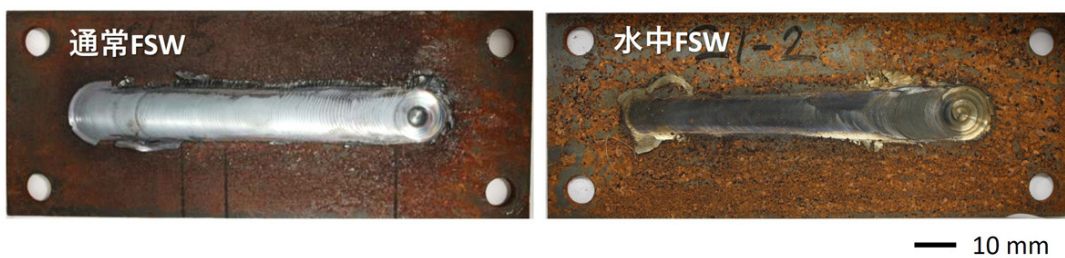


図 3.1.4-9 錆びた模擬欠陥を有する鋼板に対して通常FSW と水中FSW を実施して得られた継手外観写真



図3.1.4-10 錆びた模擬欠陥を有する鋼板を水中FSWして得られた断面マクロ写真（欠陥幅：0.3 mmの位置）

4) まとめ

錆びた欠陥を有するフェライト鋼に対する水中FSWの適用可能性について調査し、錆びた欠陥を水中FSWにて補修可能であることを示した。欠陥表面の錆は攪拌部中に混入されたが、継手引張試験において混入された錆が破断の起点にはならないことを示した。また、接合ツールを小型化することで、接合ツールの押し込み荷重を低減できることを示した。

5年間で得られた本研究全体の成果をまとめると以下ようになる。

FSWを用いることで、水中施工、表面錆、欠陥という3つの悪条件が重なったとしても、フェライト鋼の補修が可能であることが確認された。通常の熔融溶接法を用いた補修技術では、溶接雰囲気の水や錆を除去する必要があるが、本技術では前準備や特殊な処理なくフェライト鋼を補修することができる。FSWは損傷した鋼構造物の補修技術として有効であるが、接合ツールの押し込み荷重が高いため、装置が大型化する傾向があり、さらなるツール形状やプロセスの改良により押し込み荷重を低減させる必要があるが、放射線による影響を受けにくく、また遠隔操作に向けた鋼構造物の補修技術と言える。

(3) 遠隔操作に対応するための課題の検討

①これまでの研究成果の概要 (H26～H29)

構造物補修技術を廃止措置に適用するためには、構造物補修技術自体の基盤・応用研究ならびに装置開発だけでなく、それを遠隔操作に対応させるための研究開発が必須と言える。この観点から、遠隔技術TGではこれまで構造物補修装置を遠隔化するための課題を整理するとともに、装置を運搬する遠隔操縦型台車の課題を解決する基盤技術を開発してきた。また、遠隔操作に対応した構造物補修装置の課題の整理を補修技術TGと共同で実施してきた。

遠隔操縦型台車の課題を解決する基盤技術開発に関しては、非破壊検査装置を運搬する台車を対象とした開発と共通する部分が多く、その成果は3.1.3項の(4)①に示した通りである。平成30年度の成果は後述する②で示す。

遠隔操作に対応した構造物補修装置の課題の検討については、過年度より補修技術TGと遠隔技術TGで実施してきた予備検討に基づき平成30年度実施した成果を後述する③及び④に示す。

②高い放射線耐性を有する1次元柔剛切替メカニズムを活用したトラスグリッパ機構

構造物補修装置を遠隔操作に対応させるためには、遠隔操縦型の台車で装置を建屋内の目的地まで運搬するだけでなく、目的地において装置を被補修物に適切な角度で押し付ける必要がある。平成30年度は装置の把持及び被補修物への押し付けを容易化するためのグリッパ機構の開発を実施した。この成果は、マニピュレーション（物体操作）の分野において近年注目されている、生物のような柔らかい機構を活用したソフトロボティクスの方法論を活用したものである。

開発したグリッパ機構を図3.1.4-11に示す。グリッパの指に相当する部分は多数の金属小片をその中心を貫くワイヤによって結合した数珠構造となっており、ワイヤを引いて金属小片同士を密着させることにより指としての柔剛を切替可能としている。すなわち、柔らかい状態でグリッパを被把持物（補修装置を想定）に密着させ、被把持物の形状にグリッパが変

形したところで固い状態に切り替えて掴む。被把持物を別の物体（被補修物を想定）に押し付ける際には、柔剛の中間状態とし把持を維持したまま適切な柔らかさで被把持物を対象物になじませる。また、手に相当する部分をワイヤと金属小片のみで構成でき、作動に必要なアクチュエータや回路等を台車内部に格納できるため耐放射線性が高いことも大きな特長である。平成30年度の開発では本機構のコンセプトの提案及び具現化方法の確立、実機を用いた原理実証や把持特性の評価を実施した。



図3. 1. 4-11 火中から不定形物を把持するトールスグリップ機構
(極限環境耐性の例として)

③コールドスプレー装置システムの概念検討

1) コールドスプレー装置システムの遠隔操作に対応するための課題

現行型コールドスプレー装置ではガンの重量は1.3 kg程度と比較的軽量であり、可搬可能ではあるが、現行の装置を搬送用ロボットに積載した場合、図3. 1. 4-12 に示すように、大量の作動気体と電力を外部から供給する必要があるために、完全遠隔化が困難である。

完全遠隔化の実現には、可搬可能な小型電源で使用可能にすること、作動気体使用量を減らし、小型コンプレッサで直接作動気体を供給する必要がある。そしてこれら一式を搬送用ロボットに搭載するためには本体の小型化も必要である。

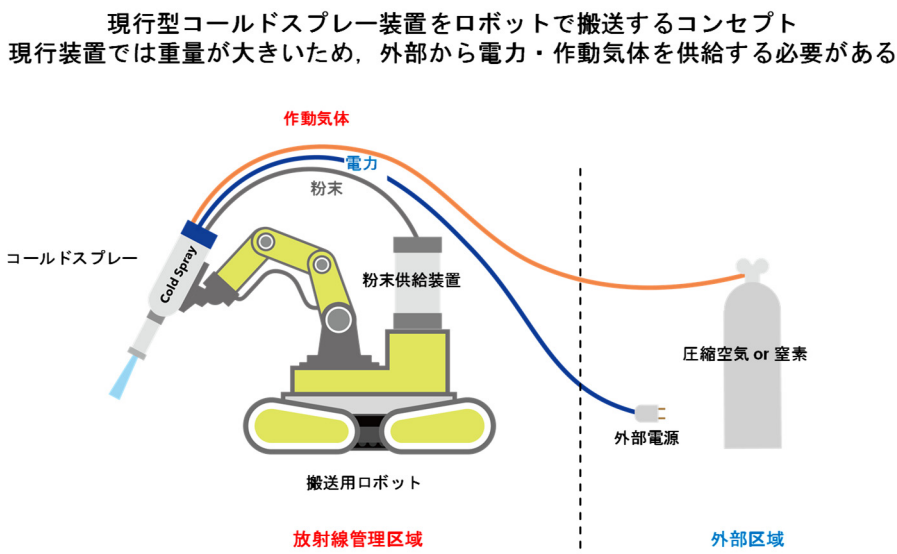


図 3. 1. 4-12 現行型コールドスプレー装置を炉内搬送する際の概念図

2) コールドスプレー装置システムの概念検討

以上のような、課題を解決するためには装置の軽量化・小型化が必須事項である。その実現のためには、これまで本事業で取り組んできた低エネルギー化技術の実現が非常に重要であり、その一つの案としてレーザー同時処理（アシストレーザー）による新しいコールドスプレー装置システムを提案する。これまでの研究によりアシストレーザーを併用することで、施工効率・品質の向上が確認されており、これにより装置の小型化、作動気体使用量の削減が期待できる。

システムを概念を検討したコンセプト図を図3.1.4-13に示す。これは現行装置からさらなる軽量化・小型化を実現させた場合の完全遠隔化を可能にした図になる。

低エネルギー型コールドスプレー装置をロボットで搬送するコンセプト
装置の低エネルギー・小型化により完全遠隔化を実現したい

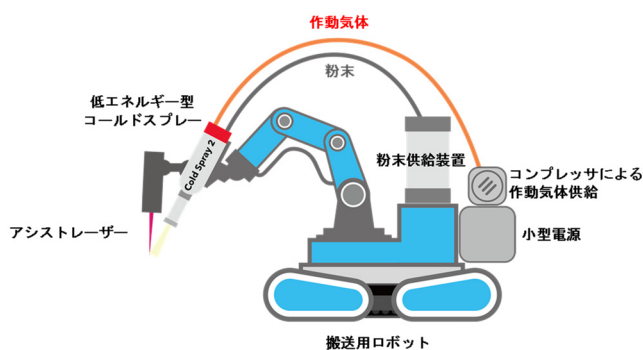


図 3.1.4-13 コールドスプレー装置を完全遠隔化し炉内搬送する際の概念図

④水中摩擦攪拌接合（FSW）技術の遠隔操作に対応するための課題の検討

以下に本技術の遠隔操作に向けた現状と課題を列記する。

1) 摩擦攪拌接合装置システムの遠隔操作に対応するための課題

a) 想定する適用対象、適用条件等

配管等

大気、水中で適用可

b) システム全体構成（案）

図 3.1.4-6 の通り。

c) 実証/検証済み範囲

図 3.1.4-6 で FSW 可能であることを述べた。

d) 今後、実証/検証が必要な事項、課題

ツール押込み荷重が大きい。

ツール形状・サイズの最適化、被接合材の流動応力低減法の適用

装置の搬出入に対する対策

大型設備を搬出入する方策と小型な設備の設計が必要

遠隔操作時における電源の確保

欠陥箇所装置を固定するための機構の開発

許容放射線量が不明

装置の許容放射線量の測定と耐放射線性の向上

2) 摩擦攪拌接合装置システムの概念検討

本技術は、たとえばき裂が入った配管の補修等に利用可能と考えられる。これまでの成果を踏まえると、錆や汚れを除去することなく水中でも補修可能である。米国ではパイプライン敷設工事に対してFSWの適用が検討されており、図3.1.4-14に示すような装置にて接合試験が行われている。

FSWでは接合ツールの押し込み荷重が大きい。パイプ敷設の接合においては、パイプ裏側まで接合が達成されなければならないため、押し込み荷重を支える裏当て材が挿入されているが、廃止措置事業では裏当て材を利用することは難しい。本事業における配管の補修では、止水等が主な目的であるため、表面だけき裂を封止すればよく、その場合には小さな接合ツールを用いた低い押し込み荷重での施工で充分であり、実施可能性



(出典：粉川博之, 佐藤裕, “FSWの鉄鋼材料への展開”, 溶接技術, Vol. 55 (2007), No. 12, pp. 55-59.)

図 3.1.4-14 パイプライン敷設工事向けのFSW装置

が残されている。また、FSW装置は大きな押し込み荷重に耐えるため、大型化してしまう。装置の搬出入、大型電源の確保が必要であるが、押し込み荷重を下げることで装置を小型化でき、狭隘なスペースでの遠隔操作へつなげられる。FSW時の押し込み荷重は接合ツール形状・サイズに依存すると考えられるため、図3.1.4-8に示したプローブ長2mmの小型接合ツールを用いて、押し込み荷重の低減効果について調べた。その結果、プローブ長4mmの接合ツールを用いた場合、26kNのツール押し込み荷重が必要だったが、プローブ長2mmの小型接合ツールを用いることで、押し込み荷重を18kNまで低減できることが明らかとなった。さらなるツール形状・サイズの最適化、被接合材(鋼板)の流動応力低減法の適用等により、押し込み荷重をさらに低減できる可能性があるものと考えられる。

3.1.5 廃止措置時のリスクに関する調査

(1) これまでの研究成果の概要 (H26~H29)

本調査・検討は、事故炉の廃止措置を成功させるために廃止措置プロジェクトの最高レベルのパフォーマンス指標である「安全性」と「経済性」の観点からリスク管理のあり方や考え方を検討し、本事業で実施している基盤研究（技術開発）のリスク管理上の位置付けや重要性等を明確にするため、2年目の平成26年度より実施してきた。これまでの調査検討のプロセス全体を図3.1.5-1に示す。

まず、平成27年度においては、1Fの廃止措置に関する公表資料を随時調査し、事故炉の廃止措置において考慮すべきリスク源、ハザード源は何かについて調査を開始した。平成28年度には、この調査を継続し調査結果をまとめるとともに（表3.1.5-1）、海外機関（IAEA及びNRC）の廃止措置

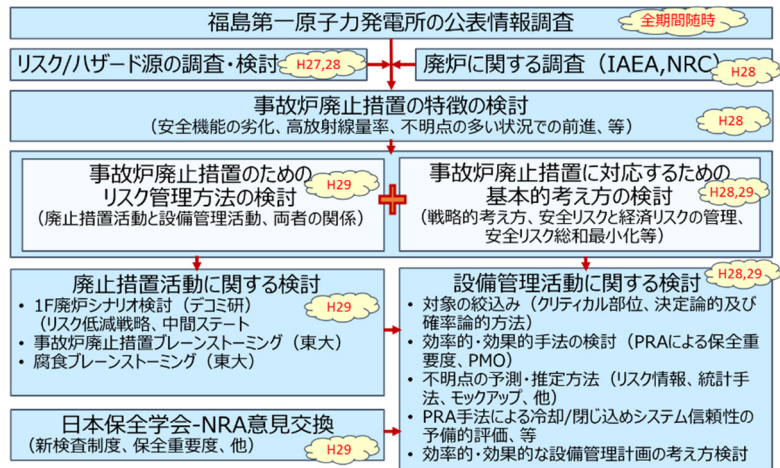


図 3.1.5-1 事故炉廃止措置時におけるリスク管理方法の調査・検討に関するこれまでの実施概要

の安全評価、ハザード評価及びリスク管理に関する調査を行い、下記の成果を得た。

表 3.1.5-1 原子炉施設のハザード源調査結果

起回事象	具体的例	
放射線関連の内部起回事象	臨界	設備及びプロセスライン内に残存した核分裂性物質、タンク内に残存した核分裂放射性液体、核分裂性物質近傍の減速材(例:水、ポリ塩化ビニール)の存在
	汚染拡大	容器健全性の喪失、容器あるいはバリアの解体、放射性物質容器、放射性廃棄物の落下、建屋除染(例:放射化した建屋、汚染した建屋)
	外部被ばく	放射化した材料及び装置、直接の放射線源
	内部被ばく	放射性物質の物理的・化学的状態
	汚染、腐食、その他	スペクトル、放射能、放射体(例:αエミッター)、廃ガス、廃液
放射線関連以外の内部起回事象	火災	熱切断技術(例:ジルカロイを使用したもの)、除染プロセス(金属、コンクリート、その他の除染を目的とした化学プロセス技術、機械プロセス技術、電気プロセス技術、それらの組合せプロセス技術)、可燃物質と放射性物質の集積、可燃ガス・液体
	爆発	除染プロセス、ダスト(例:グラファイト、ジルカロイ)、ラジオリシス(例:放射性物質の貯蔵時、移送時における放射線分解)、圧縮ガス、爆発性物質
	溢水	液体貯槽設備からの漏えい、配管からの漏えい、配管破断
	毒性危険物質	断熱システムのアスベスト、ガラスウール、遮蔽塗装の鉛、ベリリウム及び他の危険物質、ポリ塩化ビフェニール、油類、殺虫剤(使用している場合)、生物災害(バイオハザード)
	電気ハザード	電源喪失、高電圧、非イオン性の放射線(例:レーザ)
	物理的ハザード	重量物質の落下、安全上重要なSSCへの荷重、放射性物質(容器)への荷重、構造物の崩壊(例:経年劣化)、解体作業、高所作業、高ノイズレベル
	人的及び組織の起回事象	運転員によるエラー、違反、放射線管理区域への意図しない入域、操作/作業の誤認、請負・下請けによる作業、両立しない作業・行為の実行、他施設へのサービスの無効化、人間工学的に十分に配慮されていない状態
外部起回事象	地震	
	外部からの洪水	川、海、地下水の浸入
	外部火災	油貯蔵設備
	異常気象	気温、風、雪
	産業ハザード	爆発、他
その他の起回事象	高温・高圧、腐食が発生したバリア、認識されていない物質(Unknown or unmarked materials)	

①IAEA報告書「廃止措置時の不測事態の管理」のAppendix I（シビアアクシデント後の廃止措置時の不測事態を予測する）[1]

・実施機関と規制当局の責務

シビアアクシデント後の廃止措置計画実施の際は、実施機関と規制当局の役割を明確にし、浄化が進展するための迅速な規制判断を提供できるプロセスを確立すべきである。また、従来の規則が事故後の廃止措置には適さない可能性を認識し、リスクに基づく工学的判断を組み込む必要がある。

・除染・解体の戦略及び技術を含む作業の終了状態

事故後の廃止措置は、計画的な廃止措置とは概念的に異なる可能性があるため、廃止措置プロジェクトの終点を特定するためのガイダンス類を事前に策定しておく必要がある。

・リソース

重大事故は予測不可能な性質を持っていることから、廃止措置に必要な人的、科学的、技術的及び財政的なリソースを評価することは困難になる。そのため、重大事故後の浄化の要件を詳細に記述しておくことが推奨される。TMI-2では、10年間で約1000人が除染作業に取り組んでいて、燃料撤去が完了すると、施設を長期間監視できる状態を作って労力を軽減する技術的アプローチが取られた。

・構造物、系統及び機器（SSC）の物理的な状態

事故後、廃止措置戦略を実施するまでに長期間が経過してしまうと、金属製のSSC（Structures, Systems and Components）の腐食拡大やさらなる損傷の拡大につながることを考えられる。問題が生じた場合、その対応により多くの時間を要し、作業員にはより多くのハザードがある。

上記のほか、放射線レベル及び汚染レベル、特殊な廃棄物とその管理等に関する多くの貴重な情報を得た。

②米国NRCにおける廃止措置時リスク評価に関する調査

廃止措置時における米国NRCの保守規則（Maintenance Rule, 10CFR50.65¹）[2][3]に基づく対応活動では、運転永久停止証明書と（炉内）燃料永久撤去証明書を提出する前は、運転中と同様に安全関連または重要なSSCの性能または状態の監視を行なう必要がある。しかしそれらを提出した後は、使用済燃料の貯蔵・管理・保守の安全に関連するSSCの性能または状態の監視のみが要求される。

廃止措置時の主なハザードとしては、Reg. Guide 1.184 [4]では火災をあげている。火災防護に関する規則としては10CFR50.48や10CFR50附則R等があり、10CFR50.48(f)が廃止措置時に対応している。Reg. GuideではReg. Guide 1.191 [5]「原子力発電所の廃止措置時の火災防護」がある。

平成28年度においては、事故炉廃止措置のためのリスク管理方法を検討するに当たり、まずその特徴を把握する必要があると考え、そのための検討・整理を実施した（表3.1.5-2）。そ

¹ 米国連邦規制基準第10部50項65号の規定

表 3.1.5-2 事故炉廃止措置の特徴

比較項目	通常炉	事故炉	備考
1 設備全般の状態 ・本設備(機/電/制/建屋) ・換気、照明、揚重設備等のユーティリティ	正常 使用可能	全般的にダメージあり* 多くが使用不可	*ダメージの種類、範囲、程度など、不明な場合が多い。 従来と異なる環境経年劣化の進行に注意要。
2 安全機能			
停止機能	燃料搬出後は機能不要	炉心崩壊/機能喪失、制御操作不可 燃料及びデブリ回収まで未臨界制御要	事故炉は「再臨界」が放射能外部放出へ直結。 「冷却機能喪失」も同様。
冷却機能	燃料搬出後は機能不要	一部仮設配管等を使用しているとしても一概に信頼性が低いとは言えない。評価要。	
閉込機能	継続維持	一部劣化(放射性物質の外部漏えい懸念)	
3 燃料/デブリ等のハザードの所在と管理	特定の箇所に限定管理下にある	広範囲に散在する 十分な管理下でない	特にT/BにもTRU、FPが散在
4 高線量率区域	特定の箇所	広範囲	
5 高汚染区域	特定箇所に限定	ほぼ全域が汚染	
6 瓦礫・障害物	ない	瓦礫・障害物がある箇所が多い	
7 現場への接近性	容易	高線量率、瓦礫等で容易でない 漏えい、火災、溢水などの事故対応が難しい(通常よりも影響度が大きい)	事故炉廃止措置の際立った特徴の1つ
8 廃炉シナリオ	設備状態に不明な点がないので廃炉手順が明確	廃炉手順が明確でないで、 想定外の発見が多くある可能性がある 各ステップで複数の選択肢の準備が必要	シナリオ決定要素(デブリ位置・量、PCV健全性等)
9 リスク管理	廃炉シナリオ、手順が明確なので、リスク予測評価が可能	各作業ステップにおける設備状態/条件が不明な部分があり、 保守的仮定をせざるを得ない	

の上で事故炉廃止措置に対応するための基本的考え方、特に廃止措置時であろうとも「止める」「冷やす」「閉じ込める」の基本安全機能は確保しなければならないこと、事故炉廃止措置時における安全リスクとは、すでに炉心が損傷していることを考えると、それは「放射性物質の外部への追加放出

運転プラント	廃止措置プラント(事故炉)
◆ 検討対象:健全燃料炉心	◆ 検討対象:破損燃料炉心
◆ ETA, FTA A)「止める」機能 関連事象 B)「冷やす」機能 関連事象 C)「閉じ込める」機能 関連事象	◆ ETA, FTA a) 再臨界事象 b) 原子炉冷却機能喪失事象 c) 「閉じ込める」機能 関連事象
◆ 炉心損傷頻度CDF A),B)を一連の事象として扱い、その失敗/成功確率を評価	◆ 損傷炉心異常発生頻度DAF* a),b)は 独立の事象 DAF=a)頻度+b)頻度
◆ (早期)大規模放出頻度L(E)RF A),B),C)を一連の事象として扱い、その失敗/成功確率を評価 L(E)RF=CDF × CFF	◆ (早期)大規模放出頻度L(E)RF 「閉じ込め」機能は劣化していると考え L(E)RF=DAF

* Damaged-core Abnormality Frequency
(放射性物質の移動性Mobilityが高まる頻度)

図 3.1.5-2 事故炉廃止措置時における安全リスク指標

リスク」であると考えべきであること、「閉じ込め」機能を修復しないと再臨界や原子炉冷却喪失が直接、放射性物質の外部への追加放出につながることを明確にし、「閉じ込め」機能を修復するまでの間は原子炉冷却システムが重要な役割を果たすので、その信頼性をPRA手法で評価しその特性を把握するとともに信頼性向上策を検討した[6]。また、安全リスク管理のあり方について検討し、廃止措置期間中の総和の最小化や燃料デブリ取り出し作業等による一時的な安全リスク上昇の許容とその最小化に努めること等が重要であることを指摘した(図3.1.5-3)。

さらに、高放射線量率のため原子炉建屋内への立ち入りが容易でなく、事故でダメージを受けていると考えられる燃料や主要設備の状態をつぶさに把握することができないので、戦

略的な考え方で廃止措置に取り組み必要があること、不明な点や不確定性を残したまま、廃止措置活動を前に進めざるを得ない面があり、そのような条件下で適用できる効率的・効果的な方法を考案する必要があること等を認識した。

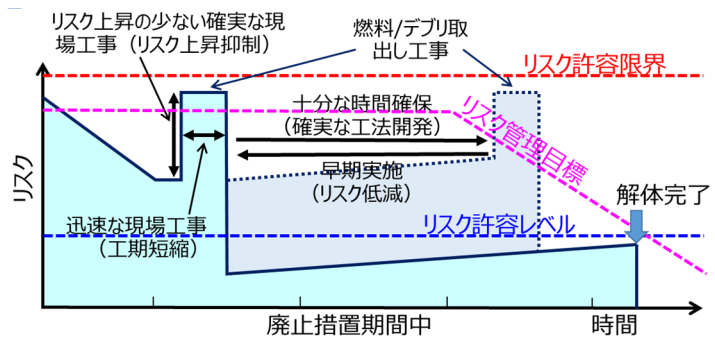


図 3.1.5-3 事故炉廃止措置時における安全リスクの変化

平成29年度においては、それまでの調査・検討を踏まえて、改めて事故炉廃止措置時に実施される活動の全貌を検討し（図3.1.5-4）、廃止措置を実施するには、燃料デブリの取り出しや設備の解体撤去を行う、いわゆる「廃止措置活動」とそれに並行して廃止措置活動の前

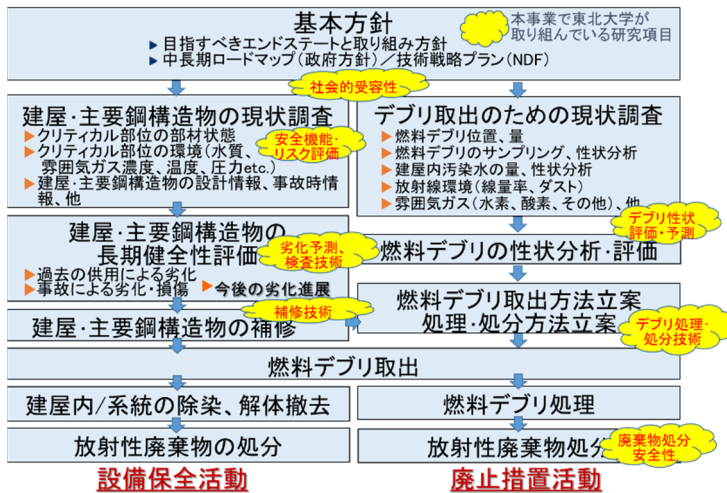


図 3.1.5-4 事故炉廃止措置の検討プロセス

提となる「設備保全活動」が必要であること、両者は別々の活動ではなく、廃止措置活動の進捗に合わせた設備管理活動あるいは設備管理活動で基本安全機能を確認した上で廃止措置活動を実施する必要があること、すなわち両者には強い関係があること等を明確にした（図3.1.5-5）。前述のように、事故炉の廃止措置は、不明な点や不確定性を残したまま、廃止措置活動を前に進めざるを得ない面があり、そのような条件下で適用できるリスク管理方法や効率的・効果的な方法を考案する必要がある。リスク管理のあり方、考え方については、前述の図3.1.5-3に示したように、事故炉廃止措置に当たっては、廃止措置期間中における安全リスクの総和の最小化や一時的な安全リスクの許容等が必要であるが、「閉じ込め」機能を修復した上でリスク低減効果の大きい対策を優先実施する等の戦略的考え

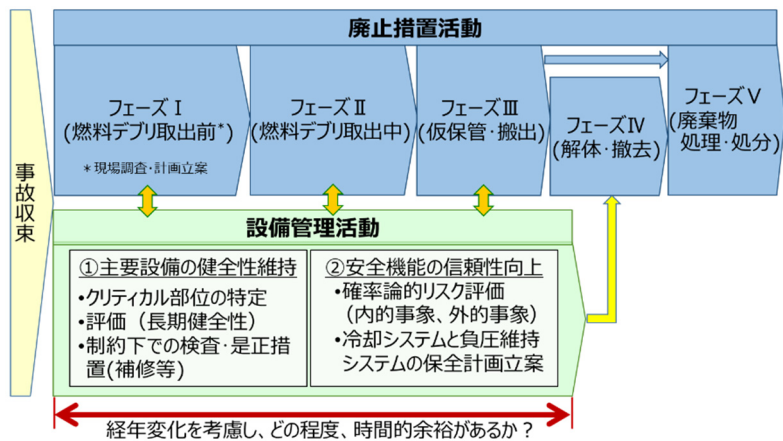


図 3.1.5-5 事故炉廃止措置時における廃止措置活動と設備保全活動の関係

方も重要と考えた（図3.1.5-6）。そこで、この点も含め、次年度（平成30年度）においてリスク管理のあり方、考え方について改めて体系的に検討することとした。

また、廃止措置活動と設備保全活動についてそれぞれ具体的に検討を開始しようとしたところ、廃止措置活動については、東京大学が専門家を招聘したブレインストーミングを行い、これにチャレンジしているので、

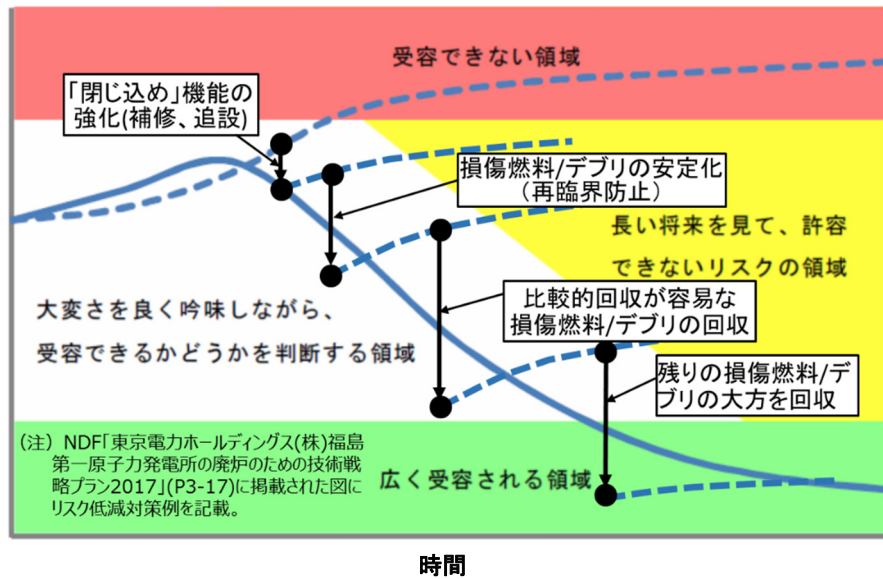


図 3.1.5-6 安全リスク管理における戦略的リスク低減策の重要性

廃止措置活動に関する具体的な検討はこれに参加して貢献することとし、ここでは設備保全活動について具体的に検討することとした。

これまでの調査・検討で、設備保全活動の戦略としては、基本安全機能を有する主要設備の状態を十分に把握するための調査や検査を実施するのが困難であるため、事故時のダメージや各種の経年劣化に関する知見を活用して設備保全管理上重要と思われる部位を抽出し、その中から必要不可欠と考えられるクリティカル部位を選定、それらを設備管理していくことが安全リスク及び経済リスク管理上、有効であると考えた（図3.1.5-7）。また、クリティ

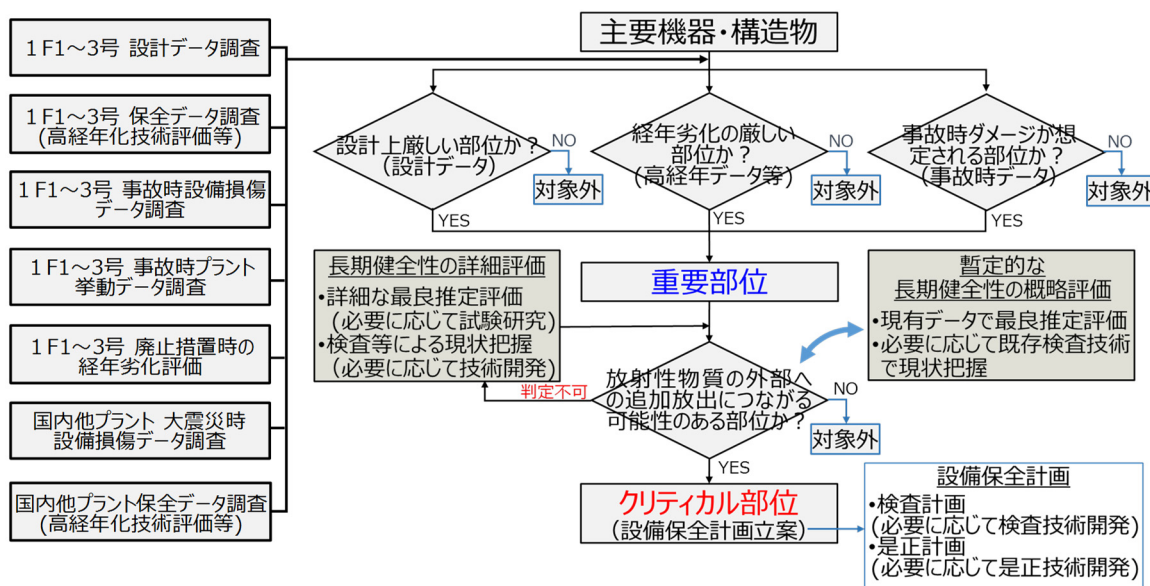


図 3.1.5-7 主要設備の基本安全機能確保上の重要部位とクリティカル部位の抽出

カル部位が明確になれば、当該部位の機器仕様や晒された環境等が明確になり、具体的な技術開発内容等も特定できると期待される(表3.1.5-3)。上記の重要部位からクリティカル部位を選定するに当たっては、小規模なモックアップやテストクー

表 3.1.5-3 R&D 項目の抽出と実施計画(案)の概略検討(例)

主要構造物	安全機能	クリティカル部位	ダメージ経年劣化	クリティカル部位の条件	接近困難部位の健全性予測・推定方法(R&D項目抽出)
原子炉建屋					
格納容器	閉じ込め機能	内面(床面直上)	シールド攻撃 腐食減肉		
		外面(サントクッション部)	腐食減肉	材料構造 寸法 内部流体 その他	①-1モックアップによる腐食状況、化学的環境の確認 ①-2遠隔検査システム開発 ②-1評価手法による腐食進展予測 ②-2統計手法を用いた部分検査結果からの全体予測 ③インビーター等による腐食抑制
原子炉圧力容器					
主要配管					

対象部位が特定されれば、技術開発コースが明確になる

表中の①～③は下記の保全3技術に対応する。
 ①検査・モニタリング技術(現状確認)
 ②劣化進展評価技術(将来予測)
 ③是正措置技術(劣化進展抑制、補修、補強など)

ポンを用いた試験等が考えられるが、これについては引き続き検討することとした。

(2) 今年度の実施内容と研究成果 (H30)

これまで事故炉廃止措置活動の全貌を俯瞰的に捉え、その上で個々の活動とそのリスク管理のあり方等について調査・検討を行ってきた。その結果、事故炉廃止措置として実施する必要のある活動の概要やそれらの活動を実施する場合のリスク管理のあり方、考え方等が明確になってきた。最終年度の平成30年度は、「安全リスク」と「経済リスク」の観点から事故炉廃止措置のリスク管理のあり方、考え方を体系的に整理し、これまでの成果をまとめた。

事故炉の廃止措置を実施するために必要な廃止措置活動と設備保全活動への戦略的取り組みとリスク管理の考え方について検討する。検討に当たっては、安全リスクに影響を与える因子として表3.1.5-4に示す因子を、経済リスクに影響を与える因子としては表3.1.5-5に示す因子を想定する。

表3.1.5-4 安全リスクに影響を与える因子

1. 安全リスクを増大させる因子
<ul style="list-style-type: none"> ◆「止める(再臨界防止)」機能に関連するもの 例：燃料デブリの経年変化(粉体化、拡散・局部堆積等) 臨界制御システムの経年劣化 ◆「冷やす」機能に関連するもの 例：RPVおよび接続配管を含む原子炉冷却システムの経年劣化 ◆「閉じ込める」機能に関連するもの 例：PCV、R/Bバウンダリーおよび接続ダクトを含む負圧維持システムの経年劣化 ◆主要設備の構造強度に新たな負荷を与えるもの 例：燃料デブリ取出装置の新設、PCVおよびR/Bバウンダリー修復等に伴う荷重増加 ◆リスク低減対策の実施時期遅延を引き起こすもの 例：ライセンス、地元自治体等の理解獲得等に要する時間の長期化に伴う安全リスク総和の増大
2. 安全リスクを一時的に上昇させるが、その後、リスク低減につながる因子
例：燃料デブリの取出作業
3. 安全リスクを減少させる因子
<ul style="list-style-type: none"> ◆「止める(再臨界防止)」機能に関連するもの 例：臨界制御システム(冷却材へのB添加、充填材による燃料デブリの可動性抑制等)と保全最適化 ◆「冷やす」機能に関連するもの 例：崩壊熱の減少、原子炉冷却システムの信頼性向上対策と保全最適化 ◆「閉じ込める」機能に関連するもの 例：PCV補修、R/B補修、PCVとR/Bバウンダリー修復、負圧維持システムの設置、保全最適化

表 3.1.5-5 経済リスクに影響を与える因子

1. 経済リスクを増大させる因子
<ul style="list-style-type: none"> ◆ 放射性廃棄物に関連するもの 例：燃料デブリ冷却のための循環冷却水の浄化に伴う二次放射性廃棄物の増加 放射性廃棄物の処理・処分方法（分別基準、廃棄体の技術基準、処分基準）など ◆ 主要設備の経年劣化に関連するもの 例：主要設備の劣化対策の手遅れによる補修・取替・改造等の是正措置の増加 燃料デブリの経年変化に伴う粉体化、拡散・局部堆積による回収コスト上昇 ◆ 実施時期の遅延によるコスト増大 例：ライセンス、地元自治体等の理解獲得等に要する時間の長期化に伴う現場コスト増加 ◆ 杜撰な管理、戦略性のない管理、無駄遣いなどによるコスト増大
2. 経済リスクを減少させる因子
<ul style="list-style-type: none"> ◆ (このような因子は考えにくい。)

① 廃止措置活動におけるリスク管理の考え方の検討

事故炉の廃止措置時における現場環境は極めて劣悪であり、そのような状況が長期間続く可能性がある。そのような条件下では燃料デブリや主要設備の状態を把握するのですら容易ではなく、廃止措置のための事前調査や燃料デブリ取り出しのための事前準備、アクセスルート確保、燃料デブリ取出装置の設置、取出作業等、複雑多岐に亘り錯綜する作業の流れと膨大な数の作業ステップから成る廃止措置活動には多くの困難と安全上のリスクが予想される。そのような場合、闇雲に不明な点や問題点をすべて解消しながら前に進めたり、必要と思われる事項をすべて実施したりするというやり方では却って安全リスクを増大させてしまったり、それが原因で経済リスクを上昇させてしまったりする可能性がある。これを避けるためには、戦略的で効率的・効果的な方法を採用すべきである。

そこで、まずここではリスク管理の原則（安全リスク総和の最小化、経済リスク総和の最小化、安全リスクと経済リスクのバランス）を適用して廃止措置活動に対するリスク管理の考え方について検討し、次いで事故炉廃止措置のためのもう1つの活動である設備保全活動におけるリスク管理の考え方について検討する。

1) 廃止措置活動における安全リスク管理の考え方

廃止措置活動における安全リスク管理については、下記のような戦略的かつ効率的・効果的な考え方を採用すべきと考える（図3.1.5-8）。

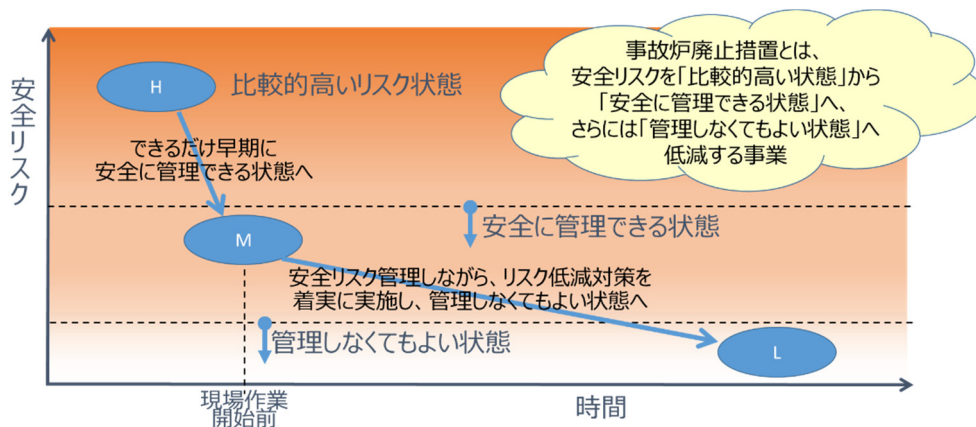


図 3.1.5-8 安全リスク低減のための戦略

- a) 安全リスク管理は、与えられた条件下で安全リスクをできるだけ早期に、しかも大幅に低減できる対策を実施することを基本とし、まず“安全に管理できる状態”への移行を急ぎ、これを目指して安全リスク低減対策に取り組む。
- b) そのため、燃料デブリ取り出しに関する活動に着手する前にその準備として下記の3つの基本安全機能を確保する対策を急ぐ。これらの対策によって3つの基本安全機能が運転プラントと同等以上となれば、その時点で廃止措置時における事故炉は“安全に管理できる状態”となったと言える。
- 「止める」機能：再臨界を防止するための対策を実施する。たとえば、冷却材中への中性子吸収材の添加や中性子吸収材の添加された水ガラスの燃料デブリ表面塗布、ホウ素を含有した多数の小鋼球（ボロンボール）のPCV内充填等により深い未臨界状態を確保するか、あるいはジオポリマー等のPCV内充填による物理的保持で再臨界を防止することが考えられる。
 - 「冷やす」機能：燃料デブリ等を冷却するとともにダスト発生を防止している原子炉冷却システムをできるだけ小さな循環冷却回路にしてシステムを単純化するとともに、リスク情報を活用してシステム設計を最適化することにより、当該システムの「冷やす」機能の信頼性を高くする。また、リスク情報を活用して保全の最適化と運転員による監視範囲/対象の合理化を追求し「冷やす」機能の信頼性を高度に保つ。
 - 「閉じ込める」機能：原子炉建屋（R/B）の損傷部位を代替する圧力バウンダリーを新設し、R/B及びPCVへ負圧維持システムを新設することにより、R/BとPCVの2段階による「閉じ込め」機能を確保する。リスク情報を活用してシステム設計を最適化することにより、当該システムの「閉じ込める」機能の信頼性を高くする。また、リスク情報を活用して保全の最適化と運転員による監視範囲/対象の合理化を追求し「冷やす」機能の信頼性を高度に保つ。
- c) 事故炉の廃止措置活動においては、より高い安全リスクを有すると考えられる対象、すなわち不安定な形でRPV内あるいはPCV内に存在している燃料デブリを優先して何らかの方法により安定化あるいは除去しリスクを大幅に低減することがリスク管理上重要であり、これによりできるだけ早期に安全に管理できる状態を実現する。このとき、取り出しが比較的難しい狭隘部に存在する燃料デブリを完全に取出すことに固執することなく、比較的取り出しやすい燃料デブリの大方を取出すことに専心することが重要である。これにより、廃止措置時における事故炉はさらに確実に“安全に管理できる状態”が確保されることとなる。また、燃料デブリ取り出しに当たっては、取出作業に伴う安全リスクの上昇が考えられるが、その上昇量と継続時間、事後のリスク低減量に対する合理的な判断基準を設定しそれをクリアした燃料デブリ取出方法は廃止措置を進める上で許容することが必要不可欠である。
- d) 上記a)～c)により比較的安全リスクの高いと考えられる燃料デブリの取り出しが完了すれば、これにより大幅に安全リスクが除去され、“安全に管理できる状態”が達成できると考えられる。この段階で時間的余裕が確保されることになると考えられるので、残りの燃料デブリの取り出しについてはじっくりと検討することが可能となる。

- e) 安全リスクを大幅に低減できるポテンシャルを持っている燃料デブリの取出方法は、考慮すべき事項が膨大であるだけでなく、高度の信頼性も要求されるため、その検討と装置の開発等に長期を要すると考えられるので、その準備が完了するまでの間、比較的準備の容易な他の安全リスク低減対策を可能なものから順次実施していくこともリスク管理上重要である（図3.1.5-9）。

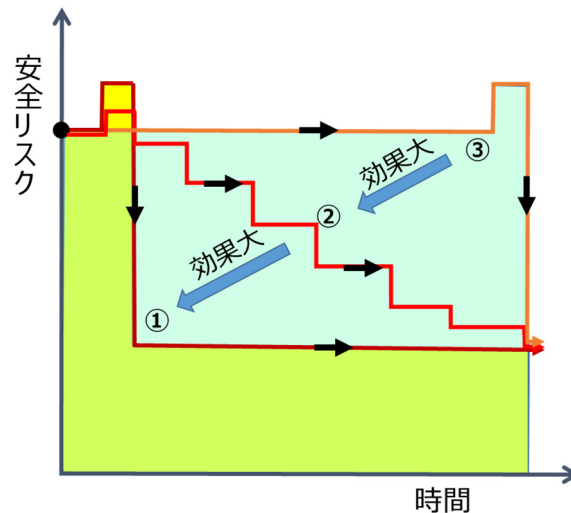


図 3.1.5-9 安全リスク低減対策の効果

- f) 安全リスクを上昇させる要因である、燃料デブリ取り出しのための現場作業や主要設備の経年劣化に伴う安全機能の低下/喪失等で増大する可能性のある安全リスクについては、特に注意が必要である。たとえば、燃料デブリ取り出しに伴う安全リスクの上昇は、取出方法/取出装置等と基本安全機能の確保のそれぞれ信頼性を最高度に追求するよりも両者の組合せで一定以上の信頼性を確保することも考慮すべきである。
- g) 事故炉の廃止措置は、現場が高放射線量率等の状態にあり、燃料デブリや主要構造物の状態を容易に検査・把握することができないため、不明な点や不確定性を多く残したままプロジェクトを少しずつ前へ進めざるを得ない面があるため、想定外に遭遇する場合が多いと考えられる。また、これまで経験したことのないはじめてのことが多いと考えられる。これらに起因して発生する可能性のある廃止措置工程の遅延は安全リスクの増大をもたらすので、これをできるだけ避けるようにする必要がある。工程遅延を引き起こす要因としては下記が考えられる。

- 廃止措置期間中に遭遇する想定外による遅延
- 対策方法の選定や実施時期の決断、ライセンシングや地元自治体への理解獲得等に手間取ったりすることによる遅延

特に前者の「想定外」には注意が必要である。これを最小限に留めるには、できるだけ下記のような対応が可能となるように配慮しておくことは重要である。

- 各作業工程における実施方法に対して複数の選択肢を予め準備しておき、いざという時にそれら複数の選択肢で対応できるようにする。特に複数の選択肢が1つの想定外ですべて破綻することのないように多様な選択肢を準備しておくことが重要である。

- ある特定の作業工程を実施した後、同じ方法あるいは別の方法でやり直したいと考えるような事態が生じるかもしれない。そのような時、やり直しがきいたり、工程を後戻りさせたりすることができるように配慮しておくことは極めて重要である。

上記の考え方にに基づき、具体的な安全リスク評価（PRA を含むすべての利用可能なリスク情報を活用した評価）とその結果に基づく対策を適切に実施することが最も基本的で重要なことである。しかしながら、廃止措置活動に対する具体的な安全リスク評価を行うには、燃料デブリの分布状態や量等の情報の他、燃料デブリ取り出しの手順・方法、作業に当たる作業実施部隊（構成員の技量、経験、知識等）、使用資機材（燃料デブリ取出装置等）が明確になっていないと正確な評価ができない。この時、燃料デブリ取出方法や取出装置の信頼性をどう評価しその判断基準をどの程度に設定するか、それらをどう検証するか等も重要な問題である。これらは今後の重要な課題の一つである。

2) 廃止措置活動における経済リスク管理の考え方

次に、廃止措置活動における経済リスク管理の考え方である。1Fのような事故炉の廃止措置は、人類が過去に経験したことがなく、未知の知見や技術を必要とする大事業である。また原子炉やその他の主要設備の状態をつぶさに観察することが困難な状況にあり、不明な点等を残したまま、前進せざるを得ない状況も考えられる。このため、事故炉の廃止措置活動は、事前に詳細な調査・研究や多数の技術開発、周到な工事計画を行う必要がある等、膨大なリソースを要することが予測されるので、投入できるリソースは有限であるとの認識に立ち、経済的な観点からの経済リスク管理を徹底することが必要不可欠である。

廃止措置活動における経済リスク管理は、安全リスクの適切な管理を前提とした上で、下記のような戦略的かつ効率的・効果的な考え方を採用すべきと考える。

- 経済リスク管理は、与えられた条件下で経済リスク（投入するコスト）をできるだけ低くすることを目指して経済リスク低減対策に取り組む。このための経済リスク管理を行う仕組みと具体的な方法を早期に確立・実施する。たとえば、下記のような方策が考えられる。
 - 廃止措置活動に取り組むと、多種多様な数多くの課題が抽出されてくるが、まず始めにそれらが本当に廃止措置を前へ進めるために克服しなければならない課題であるのか厳選する必要がある。たとえば、事前に得られる情報は何でも欲しくなりがちであるが、現場作業をステップバイステップで進めていけばやがて得られる情報であったり、これまでの経験で十分想定される範囲内の情報であったりする場合が往々にしてよくあることである。
 - 解決しなければならないと確認された各課題に対しては、必ず複数の安全リスク低減対策案を検討し、各対策案を費用対効果等の比較すべきいくつかの項目の観点から比較・評価して最適と考えられる対策案を選定する仕組みと具体的方法を確立・適用する。
 - 安全リスク低減対策案毎に重要度・緊急度等の分析評価に基づく優先順位付けを行い、優先順位のどこまでを実施するか、その判断基準を設定・適用する。
 - 投入できるリソースを勘案して年度予算を設定しコストの目標管理を常時行う（予算シーリングと運用管理）。

- b) 前述の廃止措置活動における安全リスク管理の戦略的考え方に基づき策定される安全リスク低減対策の実施計画がスムーズに実行できるように同計画に合わせた資金計画を策定・実施することを基本とする。
- c) 時間経過とともに将来のコストを大幅に増大させる可能性のある対象には特に注意し、経済リスク低減あるいは防止のための対策を講じる。これに分類されるものとしては、たとえば下記が考えられる。

- 燃料デブリ冷却のための循環冷却水の浄化処理による二次放射性廃棄物の発生
循環冷却水による燃料デブリの冷却は、将来その処理・処分に多大なコストを要することになる二次放射性廃棄物を時々刻々新たに作り出してしまうので、たとえば、伝熱管による冷却方式を採用して燃料デブリと冷却水の接触を断つ方式[7]に早期に変更する等の対策を講じることが重要である。
- 燃料デブリの経年変化に伴う粉体化による放射性物質の移動と堆積
燃料デブリは経年変化によって粉体化、崩壊あるいは拡散する可能性が指摘されている[8], [9]。もしこのような状態が発生すると、燃料デブリの一部が冷却水に運ばれて移動し、流路のどこかで堆積する可能性がある。これらを回収するのに追加コストがかかる可能性がある。本件に関する長期見通しを立てることは重要であると思われる。

上記の考え方に基づき、具体的な経済リスク評価（実施事項の必要性や優先度の評価等）とその結果に基づく対策を適切に実施することが最も基本的で重要なことである。しかしながら、廃止措置活動に対する安全リスク評価と同様、具体的な経済リスク評価を行うには、廃止措置活動の具体的な内容が明確になっていないと正確な評価ができない。経済リスク評価は、前述の経済リスク評価の考え方を具体化し、その結果を廃止措置活動の具体的な検討段階に随時適切に適用していく必要がある。これは今後の重要な課題の一つである。

② 設備保全活動におけるリスク管理の考え方の検討

事故炉の廃止措置には、廃止措置活動の他、それと並行して設備保全活動も必要であることを既に述べた。設備保全活動は、前述のように、主要設備の健全性維持向上活動と基本安全機能の信頼性維持向上活動の2つから成っている。以下にこの2つの活動を念頭に設備保全活動の戦略的取り組みとリスク管理について検討する。

1) 設備保全活動における安全リスク管理の考え方

設備保全活動における安全リスク管理については、前述のリスク管理の原則（安全リスクの最小化の追求）に基づき、下記のような戦略的かつ効率的・効果的な考え方を採用すべきと考える。

a) 主要設備の健全性維持向上活動

通常、設備保全活動は、設備の健全性を把握するための検査、その結果を用いて当該設備の将来における健全性や次回検査時期を知るための評価、その結果に基づき必要に応じて実施する是正（補修等）の3つの活動から成っており、必要と考えられる範囲の検査や是正措置はすべて実施されることが前提で実施される。しかしながら、事故炉廃止措置時において実

施される設備保全活動は、高放射線量率等の理由で設備への接近性に大きな制約があるため検査と是正が十分に実施できず、また設計条件を大きく逸脱した環境に晒されている箇所が多いため当該設備の将来における健全性や次回検査時期を正確に評価するのが容易でない等の問題がつきまとう。事故炉の設備保全活動は、このような大きな制約と不明な点を抱えながら、放射性物質の外部への追加放出リスクを最小化するための長期設備保全計画を立案しようとする前例のない試みとなる。

このようなニーズに応えられる長期設備保全計画を立案するには、まず、事故前の経年劣化と事故によるダメージ、そして廃止措置が完了するまでの経年劣化の全体を視野に入れて、その時点で活用できるデータや情報に基づき主要設備本体の健全性に有意な影響を与える可能性のある部位（ここではこれを重要部位と呼ぶ。）を特定し、今後注目しなければならない対象をできるだけ縮小する方針を取ることが重要である。その上でさらに対象部位を絞り込むため、必要な試験研究や調査を実施し、得られたデータ等を用いて抽出された重要部位の個々の健全性を詳細に評価し、今後長期に亘って管理していかなければならない部位（ここではこれをクリティカル部位と呼ぶ。）を特定し、このクリティカル部位に集中特化した保全を行う設備保全計画（検査計画と是正計画）を立案する。このような効率的・効果的な設備保全計画となるような戦略的検討アプローチが必要である。具体的な手順は前述の図3.1.5-7の通りである。

しかし、クリティカル部位を抽出する過程において主要構造物の状態等に不明点は多いため、検討・評価できない部位が多く出てくる可能性が考えられる。このような場合は、新たに遠隔検査技術の開発や最良推定評価のための試験研究等を実施することによって不明点を解消したり不確定性を小さくしたりして健全性の予測・推定精度を向上させ、判定できない範囲の縮小に努める必要がある。この時、それを実現する手段が重要である。それらは効率的・効果的であり、現実的な方法である必要があることは言うまでもない。そのような方法として考えられる例を表3.1.5-6に示す。

表 3.1.5-6 状態把握の難しい主要構造物の部位の健全性予測・推定方法の例

No.	接近困難等の理由で状態把握が難しい部位の健全性予測・推定方法の例	左記方法を適用できる可能性がある箇所と取得情報の具体例
1	モックアップ試験、試験片設置による健全性確認	<ul style="list-style-type: none"> PCVサンドクッション部の腐食状況、化学環境データ採取
2	設置可能な箇所へのセンサー設置による健全性確認	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋外壁への加速度計設置による建屋躯体状況確認 PCV内生態遮蔽への加速度計設置によるRPVペDESTAL状況確認
3	類似箇所の検査結果に基づく健全性の推定	—
4	部分検査結果から全体を推定する統計手法の活用	<ul style="list-style-type: none"> 炉心シュラウドの部分検査結果から全体を推定する統計手法¹⁴⁾
5	経年劣化による主要設備の安全機能低下シナリオを明確にしたリスク評価	<ul style="list-style-type: none"> 主要設備の各部位の保全重要度の決定や検査必要範囲・頻度の絞り込み等

このような工夫を凝らして重要部位を絞り込んだ結果として得られた部位（これをここではクリティカル部位という。）に対して長期間の廃止措置期間中に適用される設備保全計画（検査・モニタリング計画と補修や環境改善等の是正計画）を立案・実施する（表3.1.5-7）。

表 3.1.5-7 クリティカル部位に対する設備保全計画の立案方法（案）

主要構造物	安全機能	クリティカル部位	ダメージ経年劣化	クリティカル部位の条件	接近困難部位の健全性予測・推定方法（R&D項目抽出）
原子炉建屋					
格納容器	閉じ込め機能	内面（床面直上）	シールド攻撃 腐食減肉		
		外面（サントクッション部）	腐食減肉	材料構造寸法 内部流体その他	① ¹ モックアップによる腐食状況、化学的環境の確認 ① ² 遠隔検査システム開発 ② ¹ 評価手法による腐食進展予測 ② ² リスク評価手法を用いた検査範囲、頻度等の効果評価 ③インビクタ等による腐食抑制
原子炉圧力容器				表中の①～③は下記の保全3技術に対応する。 ①検査・モニタリング技術（現状確認） ②劣化進展評価技術（将来予測） ③是正措置技術（劣化進展抑制、補修、補強など） →これらをまとめて、設備保全計画を立案	
主要配管					

対象部位が特定できれば、技術開発コースが明確になる

b) 基本安全機能の信頼性維持向上活動

主要設備の設備保全活動には、前項で述べた主要設備の健全性維持活動の他、主要設備が担っている「止める（再臨界防止）」「冷やす」「閉じ込める」の3つの基本安全機能の信頼性を維持するための活動がある。この基本安全機能が十分に発揮されず、外部への追加放出につながるリスクを考えると、前述の図3.1.5-5に示した廃止措置活動の流れに従ってフェーズ毎に要求される基本安全機能の重心が以下に示すように3つの機能の中で移動すると考えられる。

すなわち、フェーズ I（燃料デブリ取り出し前の段階（現場調査・計画立案段階））では、前述のように、「止める」機能が十分機能せず、「閉じ込め」機能が劣化している状況において燃料デブリを冷却することによりその物理的形狀を維持し再臨界を防止して「止める」機能を補完するとともに、高温になって放射性物質が動きやすくなるのを抑制して「閉じ込め」機能を補完しているとみることもできる。このような意味において本フェーズは「冷やす」機能の重要性が増しているフェーズであるということが出来る。したがって、このような状況にある期間は「冷やす」機能を有する原子炉冷却システムに着目してその信頼性（放射性物質の外部への追加放出リスク）を評価し、その結果に基づき効率的・効果的な運転管理及び保安全管理を実施することが重要であると考えられる（図3.1.5-10）。この場合、「止める」機能に関連して再臨界を発生させるような人為的操作を加えないこと、また「閉じ込め」機能に関連してR/B及びPCVバウンダリーの現状を人為的に大きく変更しないこと、あるいはこれらにより有意なリスク上昇が生じないような方法で実施することが前提である。このような仮定でフェーズ I のリスク状態を確率論的リスク評価手法を用いて平成28年度に評価を

実施し、論文として発表した[10]。この評価の結果として下記が述べられている。

- 原子炉冷却システムによる注水機能喪失の認知失敗という人的過誤確率が「冷やす」機能の喪失による放射性物質の外部への追加放出頻度に大きな影響を与えること、したがって人的過誤確率を低減させる対策（たとえば、監視対象範囲を特定し絞り込むとともに、検知方法を改善すること等）が有効であることがわかった。
- リスク重要度の高い機器にフォーカスして運転員による監視と原子炉冷却システムを構成する主要な機器の保全とを適切に組み合わせることにより、安全性を効率的・効果的に向上させることができる可能性がある。

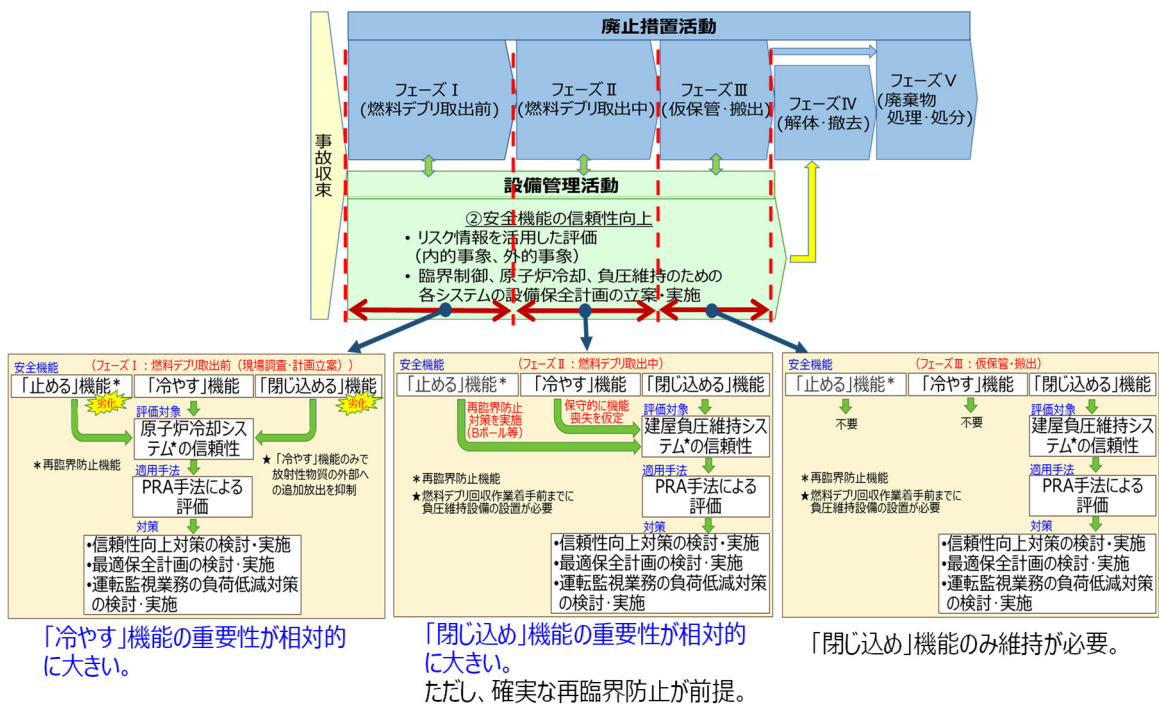


図3.1.5-10 事故炉廃止措置時における安全リスク評価と管理

フェーズII（燃料デブリ取り出し中の段階）は、物理的な手段を用いて燃料デブリに直接手を加えて取出作業を実施する段階であり、当該作業に起因する燃料デブリの意図せぬ移動や切削時の水の浸入による再臨界や切削による放射性ダストの発生リスクがあるので、「止める（再臨界防止）」「冷やす」「閉じ込める」の3つの基本安全機能をすべて確保することが重要となる。特に、燃料デブリ取出作業は、PCV内の状態や燃料デブリの位置、量、形態等の条件の他、燃料デブリへのアクセスルートやそのルート周辺の設備状態、取出作業手順や方法等、複雑多岐に亘る条件が関与するため、放射性物質の外部への追加放出リスクを評価するためのシナリオの構築は極めて困難なものになると予測される。このため、再臨界については、燃料デブリ取り出し中は常時、中性子吸収材等によって未臨界度を十分深く確保する対策を、また、燃料デブリの冷却不足については崩壊熱が十分減少した時点以降に冷却を十分確保できる対策を取ることを前提とすれば、フェーズIIの安全リスクを適切に把握する方法として「閉じ込め」機能を有するPCVバウンダリーの負圧維持システムに着目し、その信頼

性を放射性物質の外部への追加放出頻度を評価することによって把握する方法が考えられる。

このフェーズⅡ段階は、燃料デブリに手を加える作業を実施する段階であり、当該作業に起因する燃料デブリの意図せぬ移動や切削時の水の浸入による再臨界や切削による放射性ダストの発生リスクがあるので、「止める（再臨界防止）」「冷やす」「閉じ込める」の3つの基本安全機能をすべて確保することが重要となる。しかしながら、「止める（再臨界防止）」機能は燃料デブリの状態とそれらの取出作業とが相俟って複雑な作業となり、それに伴って発生し得る事象を正確に予測しリスク評価を実施することは容易でないので、現実的にはボロン等の中性子吸収材を活用して未臨界度を十分に深くして再臨界を確実に防止できるような対策を取りながら、また、原子炉冷却システムに冷却あるいはダスト飛散防止対策を行いながら新設する負圧維持システムによる負圧管理を確実に行うという方法を取ることが現実的であると思われる。この場合、その間のリスク管理としては、負圧維持システムの信頼性を評価し、その結果を踏まえて効率的・効果的な方法で運転安全管理することが重要であると考えられる（図3.1.5-10）。

そこで、平成30年度は「閉じ込める」機能に着目し、事故炉廃止措置時におけるR/B及びPCVの負圧維持システムの信頼性を確率論的リスク評価（PRA）手法を用いて評価することとした。評価指標は「放射性物質の外部追加放出頻度」とし、「閉じ込め機能の喪失頻度」イコール「放射性物質の外部追加放出頻度」と考えて算出した。評価対象システムは、福島第一原子力発電所の廃止措置を想定し検討されているR/B及びPCVの負圧維持システム[11]を参考に、図3.1.5-11に示す系統構成のシステムを仮想的に設定した。

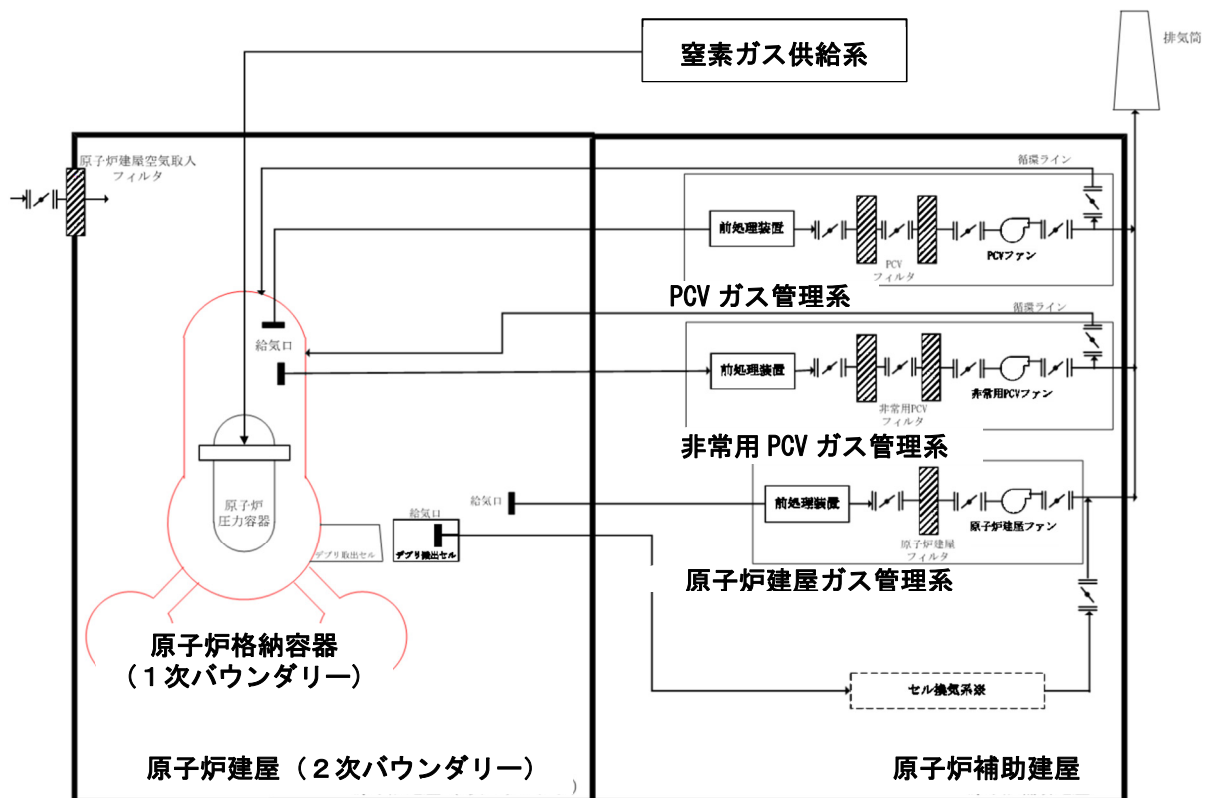


図3.1.5-11 想定するR/B及びPCV負圧維持システム

評価手順は図3.1.5-12に示す手順とし、国内のPRA評価で一般的に使用されている日本原子力学会標準（レベル1PSA編）[12]の手法に従って評価した。感度解析は認知失敗以外の外部追加放出頻度への影響を確認するため実施した。

その結果を表3.1.5-8と図3.1.5.-13に示す。

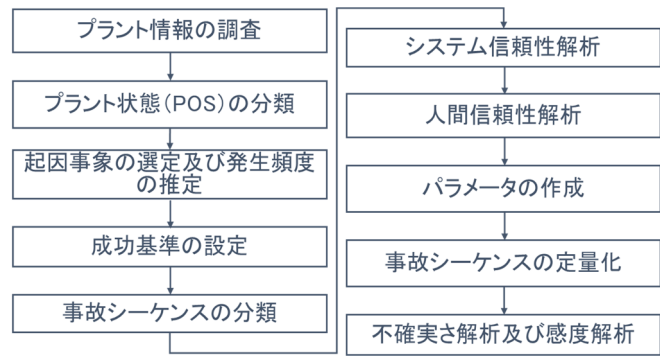


図3.1.5-12 R/B及びPCV負圧維持システムの信頼性評価手順

表 3.1.5-8 R/B 及び PCV 負圧維持システムの機能喪失による外部追加放出頻度の評価結果

	ベースケース(A)		感度解析ケース(B)	
	負圧維持機能喪失頻度 (／作業期間)	寄与割合	負圧維持機能喪失頻度 (／作業期間)	寄与割合
外部電源喪失	8.57E-07	2.2%	1.76E-12	<0.1%
負圧維持システム (運転中)の機能喪失	3.88E-05	98.0%	7.96E-09	100.0%
合計	3.96E-05	100.0%	7.96E-09	100.0%

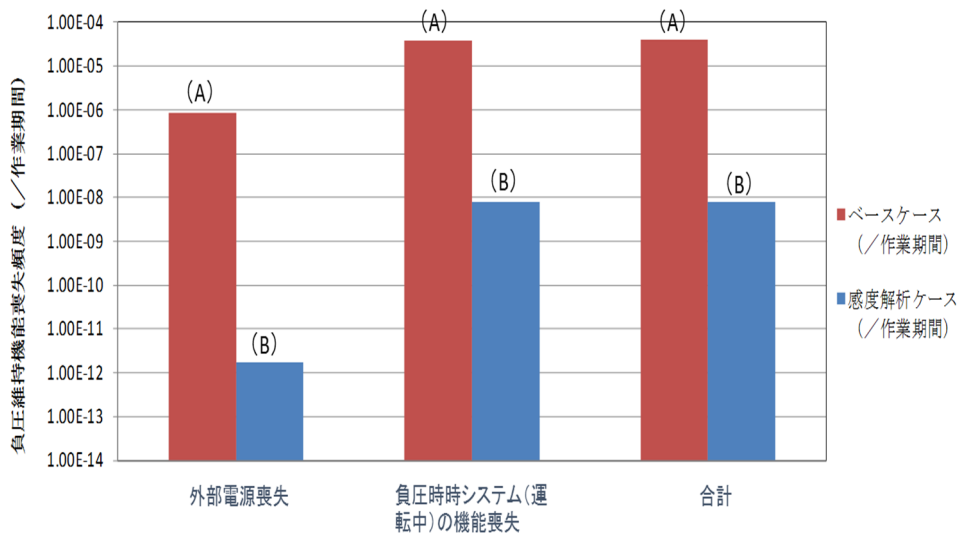


図 3.1.5-13 R/B 及び PCV 負圧維持システムの機能喪失による外部追加放出頻度の評価結果

また、負圧維持システムを構成している個々の機器のリスク重要度解析を実施した。その結果を図3.1.5-14及び図3.1.5-15に示す。

以上の評価結果から下記のことが言える。

- i) 各ガス管理系による負圧維持機能喪失頻度は3.96E-05/作業期間程度であり、その内

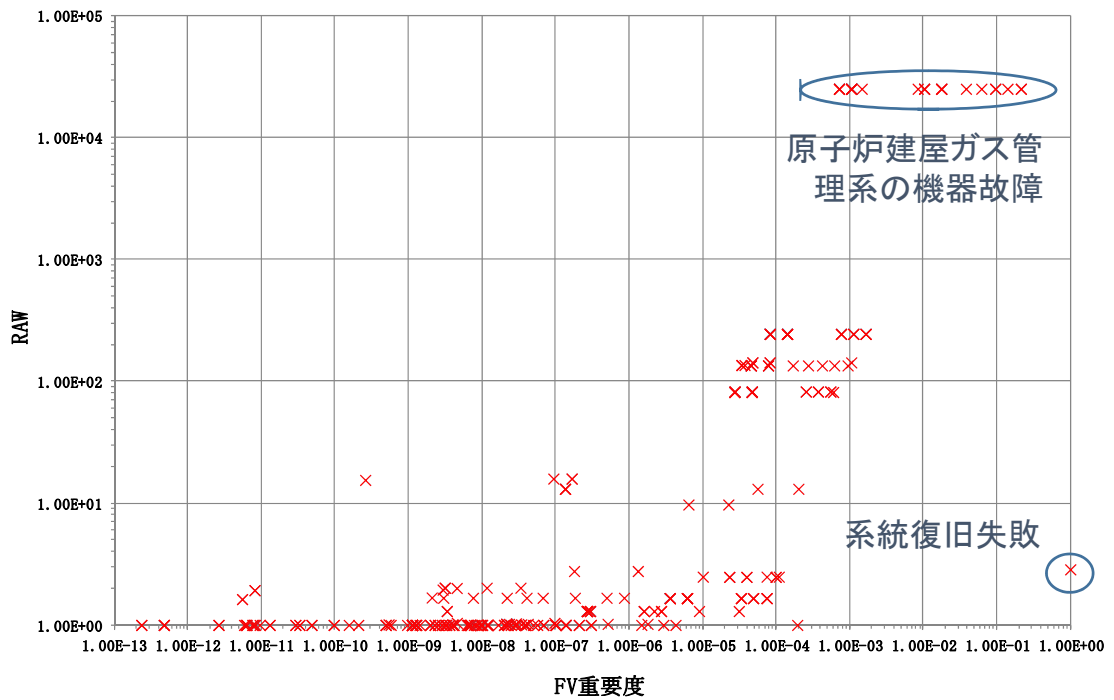


図 3.1.5-14 リスク重要度評価結果 (ベースケース)

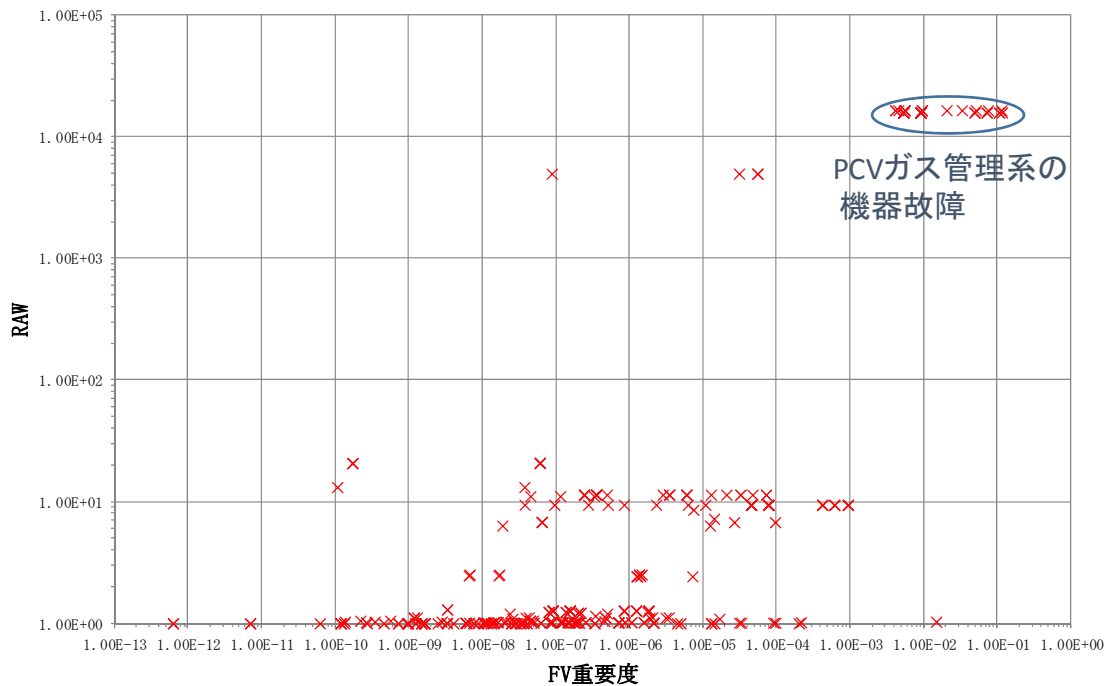


図 3.1.5-15 リスク重要度評価結果 (感度解析ケース)

訳をみると、原子炉建屋ガス管理系の多重性のない機器の故障の寄与が比較的大きいことがわかった (以下、ベースケースという)。また、事故炉の廃止措置時における「閉じ込める」機能の喪失はそのまま放射性物質の外部への追加放出につながると想定されるが、その追加放出頻度は通常の内的事象を評価対象としたBWRプラントの格納容器破損頻度 (10⁻⁰⁵/炉年程度) と比較して同程度となることがわかった。

- ii) ベースケースにおいて故障の寄与が大きい原子炉建屋ガス管理系が多重化された場合の影響を確認するため、成功基準が「非常時における1つの区画の継続的な負圧維持（負圧維持システムの継続運転及び原子炉建屋の爆発・火災防止）」であることを仮定して感度解析を実施したところ、負圧維持機能喪失頻度はベースケースの $3.96E-05$ /作業期間から $7.96E-09$ /作業期間へと変化した。
- iii) 本評価では、負圧維持機能の成功基準をPCVガス管理系（または非常用PCVガス管理系）と原子炉建屋ガス管理系の両系統の継続運転が必要と仮定しているが、この仮定によって多重化されていないシステムに対するバックアップシステムの有無が定量結果に大きな影響を与えることが上記i)、ii)の結果からわかった。
- iv) リスク重要度解析の結果、原子炉建屋ガス管理系に属する機器とPCVガス管理系に属する機器の重要度が高いことがわかった。したがって、負圧維持機能の信頼性を高く維持するためには、当該機器に重点を置いた保全や運転中の監視方法/頻度を適切に実施していくことが効率的・効果的である。

2) 設備保全活動における経済リスク管理の考え方

上記の検討は、設備の経年劣化、ランダム故障、人的過誤等の内的事象のほか、地震、津波、火災等の外的事象も考慮した検討が必要である。

次に、設備保全活動における経済リスク管理についてであるが、これは基本的に「廃止措置活動における経済リスク管理」と同様である。ただし、設備管理活動に関連する「時間とともに将来コストを増大させる可能性のある対象」として特に注意が必要なものに下記がある。戦略的かつ効率的・効果的な考え方を採用して対処すべきである。

● 主要設備の経年劣化の進行に伴う補修等の必要性発生

高放射線量率で現場作業が困難なため、基本安全機能を有する主要設備の経年劣化が進行し手遅れになると、その補修等の是正措置に多大の労力とコストが必要となる。このため、早期に主要設備の健全性に関する長期見通しを得るとともに、必要に応じて比較的实施が容易な環境改善等の対策を講じることにより、経済リスクが大幅に上昇しないようにすることが重要である。

次にフェーズⅢ（燃料デブリ仮保管・搬出）であるが、フェーズⅢでは、燃料デブリの取り出しが終了した段階であるので、建屋内等に残存した放射性物質を確実に閉じ込めておくための「閉じ込める」機能が重要となる。したがって、フェーズⅢはフェーズⅡと同様「閉じ込め」機能を重視した考え方と設備運用を踏襲すればよいこととなる。

残るフェーズⅣ（解体・撤去）及びフェーズⅤ（廃棄物処理・処分）では、主要設備の基本安全機能は不要となる。

(3) まとめ

事故炉廃止措置時におけるリスク管理の考え方について調査・検討してきた。その中で廃止措置時における事故炉は特殊な運転状態になると考えるべきであること、事故炉の廃止措置は長期を要するため廃止措置活動だけでなく、並行して主要設備の設備管理活動が必要であること、これら2つの活動に対してそれぞれ安全リスクと経済リスクの関連から適切な管

理を実施する必要があること等を明確にした。

今後は、本調査・検討の内容をさらに精緻化していくとともに、本事業で行った他の研究、特に鋼構造物の長寿命予測技術研究（腐食研究）、非破壊検査技術研究、コンクリート構造物の長期性能評価技術研究の成果を活用して検討していくことが重要である。その検討の中でダメージを受けた事故炉廃止措置時において3つの基本安全機能を高度に確保し維持していくことも考えていく必要がある。そのためには、運転プラントと同様の管理手法、たとえばNRCの原子炉監視プロセス（ROP：Reactor Oversight Process）[13]を参考に、事故炉の状態を監視する仕組み（手法）を開発すべきと思われる。運転プラントでは、炉心損傷に至る重要プロセスとして起因事象、緩和系、バリア健全性の状態を通してプラント全体の安全性（CDF、LERF）を評価する仕組みとなっているが、廃止措置時における事故炉に対しても同様の仕組みを構築することが考えられる（図3.1.5-16）。その際、本調査で検討した「冷やす」機能を有する原子炉冷却システムの信頼性評価結果や「閉じ込める」機能を有するR/B及びPCVの負圧維持システムの信頼性評価結果は、事故炉廃止措置時におけるプラントの緩和系に対する信頼性レベルの設定に役立つものと期待される。

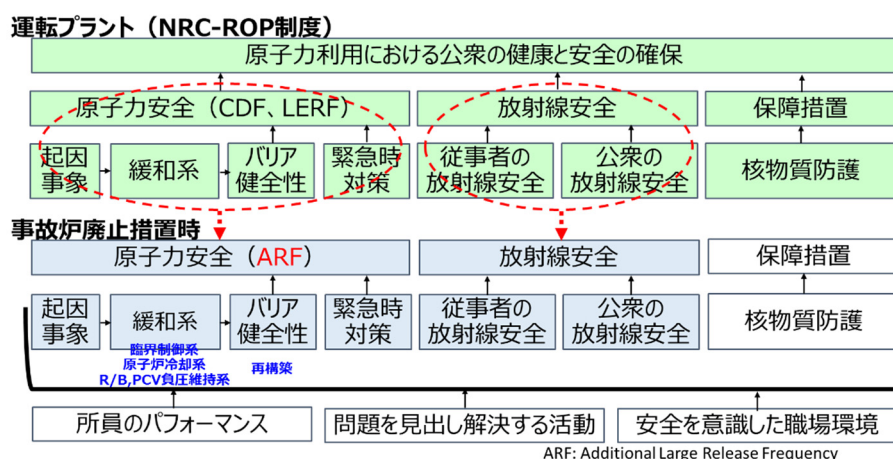


図 3.1.5-16 事故炉廃止措置時における安全性を高度に維持するための監視プロセス

ときにトレードオフの関係にある安全性と経済性の両者を適切に管理し、両立させて成功裏に事故炉廃止措置を完了させるには、本研究で検討したような、単に安全リスクと経済リスクの管理方法を明確にただけは達成できない。それだけでは不十分である。世界中の英知が結集され、結実したIAEAの安全原則やNRCのROP制度にもみられる人間の特性を考慮した安全性向上メカニズムを内蔵した仕組み、すなわち人間の特性を十分考慮し、定量的な目標設定とその達成度合いを継続的にチェックする等の仕組みが別途必要である。今後、さらなる事故炉廃止措置の安全性を向上させるための考え方や具体的な方法の提案が期待される。

参考文献

[1] IAEA NUCLEAR ENERGY SERIES No. NW-T-2.8, “Managing the Unexpected in Decommissioning,” March 2016

- [2] NRC Regulations Title 10, Code of Federal Regulations (10CFR) § 50.65, “Requirements for monitoring the effectiveness of maintenance at nuclear power plants” ,
- [3] Reg. Guide 1.160, “Monitoring the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants”, May 2012
- [4] Reg. Guide 1.184, “Decommissioning of Nuclear Power Reactors ”, August 2014
- [5] Reg. Guide 1.191, “Fire Protection for Nuclear Power Plants” , October 2009
- [6] 青木孝行, 他, “事故炉廃止措置時における安全機能の信頼性評価とリスク管理に関する検討”, 日本原子力学会和文論文誌, Vol. 17, No. 2, p. 86-97, doi:10.3327/taesj.J17.007
- [7] 鈴木俊一, 他, “ジオポリマーを活用した燃料デブリ取り出し工法の提案(その2)”, 日本保全学会 第15回学術講演会 要旨集, pp. 409-412
(http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/130426/130426_02d.pdf)
- [8] 原子力損害賠償・廃炉等支援機構, “東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン2017について”, 2017年8月31日, pp. 14
- [9] 原子力損害賠償・廃炉等支援機構, “東京電力ホールディングス(株)福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン2018”, 2018年10月2日, pp. 160-161
- [10] 青木孝行, 杉原一洋, 諏訪秀和, 根岸孝行, 森田毅 “事故炉廃止措置時における安全機能の信頼性評価とリスク管理に関する検討”, 日本原子力学会和文論文誌, Vol. 17, No. 2, 2018
- [11] 高守謙郎, “IRIDの研究開発の状況 - 安全と実現性を高める概念設計と今後の技術開発 -”, IRIDシンポジウム2018
- [12] 原子力学発電所の出力運転状態を対象とした確率論的安全評価に関する実施基準(レベル1PRA編):2013(AESJ-SC-P008:2013) (社)日本原子力学会
- [13] USNRC Internet Website, “ROP Framework”
(<https://www.nrc.gov/reactors/operating/oversight/rop-description.html>)

3.2 燃料デブリの処理と放射性廃棄物の処分に関する基礎・基盤研究

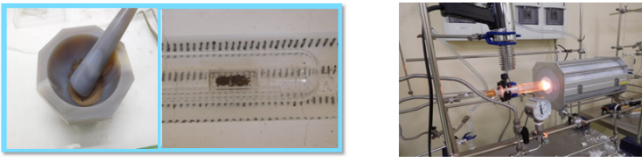
3.2.1 被覆管及び減速材を含む燃料デブリの性状評価と放射性核種の溶出挙動評価

(1) これまでの研究成果の概要 (H26~H29)

① 模擬燃料デブリの合成と相関係の把握

1F1~3号機で生じた燃料デブリの取り出しを行うためには、原子炉内における燃料デブリの性状の把握を行うことが重要である。そこで本項目では、燃料成分と被覆管、減速材、さらに構造材として使用されているコンクリートとの反応を実験により検討し、生成物の性状を調査した。これまでの検討状況を図3.2.1-1に示す。具体的には燃料+被覆管+セメント系及び燃料+被覆管+ホウ素系について、各成分の混合物を酸化及び還元雰囲気下で高温加熱処理(1200-1600°C)し、それぞれの雰囲気下での生成物を評価した。図3.2.1-2に生成物評価の一例として酸素濃度2%の酸化雰囲気下で各温度にて合成した UO_2-ZrO_2-CaO 系模擬燃料デブリのXRDパターンを示す。それぞれの成分系で合成した模擬デブリの分析の結果得られた、生成物の相関係を以下にまとめた。

被覆管および減速材を含む燃料デブリの性状評価



- UO_2-CaO 系: (H26, H27, H28)
1300~1400°Cで、 UO_2 とCaOが一部反応
- $UO_2-CaO-SiO_2$ 系: (H26, H27, H28)
1600°Cでセメント系材料によるウランの溶融固化が起こる。
- $UO_2-ZrO_2-B_4C$ 系: (H29)
1600°Cで UO_2 と ZrO_2 の固溶体と ZrB_2 相が生成
- UO_2-ZrO_2-CaO 系: (H27, H28)
1600°Cで(U/Zr) O_2 固溶体生成
- $UO_2-ZrO_2-CaO-SiO_2$ 系: (H27, H28)
1500°C以上で(U/Zr) O_2 固溶体生成、また、セメント系材料によるウランの溶融固化が起こる。

図 3.2.1-1 燃料デブリの性状評価これまでの実施概要

・ UO_2-CaO 系模擬燃料デブリの相関係

酸素濃度2%の酸化雰囲気では、1200°Cで加熱を行うと、 UO_2 とCaOが反応した $CaUO_4$ 相が確認された。さらに高温になると、 $CaUO_4$ 相の相対量は減少し、 UO_2 固溶体相が増加した。また、1400~1600°Cで加熱を行うと Ca_2UO_5 相が確認された。

一方、水素濃度10%の還元雰囲気では、1200°Cまでの加熱では加熱前と同様の UO_2 相とCaO相が存在していた。1300°Cの加熱では、これらに加え、UとCaの複合酸化物である $Ca_2(Ca_{0.67}U_{0.33})U_{0.83}$ 相が確認された。1400°C以上ではCaO相が存在しなくなり、1500°C以上では UO_2 相のみが確認された。

・ $UO_2-CaO-SiO_2$ 系模擬燃料デブリの相関係

酸素濃度2%の酸化雰囲気では、1200°Cで加熱を行うと、 UO_2 相、CaO相が消滅し、 UO_2 固溶体相、 U_3O_8 相、 Ca_2SiO_4 相が確認された。1300~1600°Cで加熱を行うと、 UO_2 固溶体相のみが確認された。

一方、水素濃度10%の還元雰囲気では、1200°Cでの加熱では、 UO_2 相、CaO相に加え $CaSiO_3$ 相が確認された。1300~1400°Cではこれらの相に加え Ca_2SiO_4 相が確認された。

・ UO_2-ZrO_2-CaO 系模擬燃料デブリの相関係

酸素濃度2%の酸化雰囲気では、1200~1300°Cで加熱を行うと、 UO_2 固溶体相、 $CaUO_4$ 相、 $m-ZrO_2$ 相が確認された。1400°Cで加熱を行うと、 UO_2 固溶体相と $CaUO_4$ 相が主要な相となった。ま

た、高温になるに従い、相対的に UO_2 固溶体相の存在度は大きくなり、 $CaUO_4$ 相は小さくなった。1500~1600°Cでの加熱では UO_2 固溶体相のみが確認された。

一方、水素濃度10%の還元雰囲気では、1200~1300°Cで加熱を行うと、 UO_2 相と $CaZrO_3$ 相が確認された。1400~1500°Cで加熱を行うと、 UO_2 相と $CaZrO_3$ 相に加え $Ca_{0.15}Zr_{0.85}O_{1.85}$ 相が確認されたが、1600°Cでは $Ca_{0.15}Zr_{0.85}O_{1.85}$ 相が消滅した。

・ UO_2 - ZrO_2 - CaO - SiO_2 系模擬燃料デブリの相関係

酸素濃度2%の酸化雰囲気では、1200°Cで加熱を行うと、 UO_2 固溶体相、 $m-ZrO_2$ 相、 $CaUO_4$ 相が確認された。1300°C以上では UO_2 固溶体相、 $m-ZrO_2$ 相のみとなり、1600°Cでは UO_2 固溶体相のみとなった。

一方、水素濃度10%の還元雰囲気では、1200~1300°Cで加熱を行うと、 UO_2 相と $m-ZrO_2$ 相に加え、 $CaZrO_3$ 相が確認された。1500~1600°Cで加熱を行うと、 UO_2 相と $Ca_{0.15}Zr_{0.85}O_{1.85}$ 相が確認された。

・ UO_2 - ZrO_2 - B_4C 系模擬燃料デブリの相関係

水素濃度10%の還元雰囲気では、1200°Cの加熱では反応生成物は確認されず、初期物質である UO_2 相、 B_4C 相、単斜晶の ZrO_2 相のみが確認された。1600°Cで加熱処理を行った結果、 UO_2 と ZrO_2 の固溶体相が確認されたが、 UO_2 と B_4C の反応生成物は確認されなかった。一方で、 ZrO_2 と B_4C が反応した ZrB_2 相が確認された。

以上、これまでの結果に基づくと、燃料+被覆管+セメントから成る燃料デブリの反応系では、酸素濃度2%の酸化雰囲気の場合、1200°Cにおいて UO_2 が酸化した U_3O_8 相が一部存在するが、1200~1600°Cの条件においては UO_2 と被覆管、コンクリート系材料は主に UO_2 固溶体相として存在していると考えられる。一方、水素濃度10%の還元雰囲気では、1600°C以下の条件においては UO_2 と被覆管、コンクリート系材料は別相となる割合が高いと考えられる。

次に、還元雰囲気での燃料+被覆管+ホウ素から成る燃料デブリの反応系では、 UO_2 と B_4C の反応性は ZrO_2 と B_4C の反応性に比べ小さく、 UO_2 - ZrO_2 - B_4C 系では ZrO_2 が存在することで UO_2 と B_4C 間の反応を抑制することが示唆された。

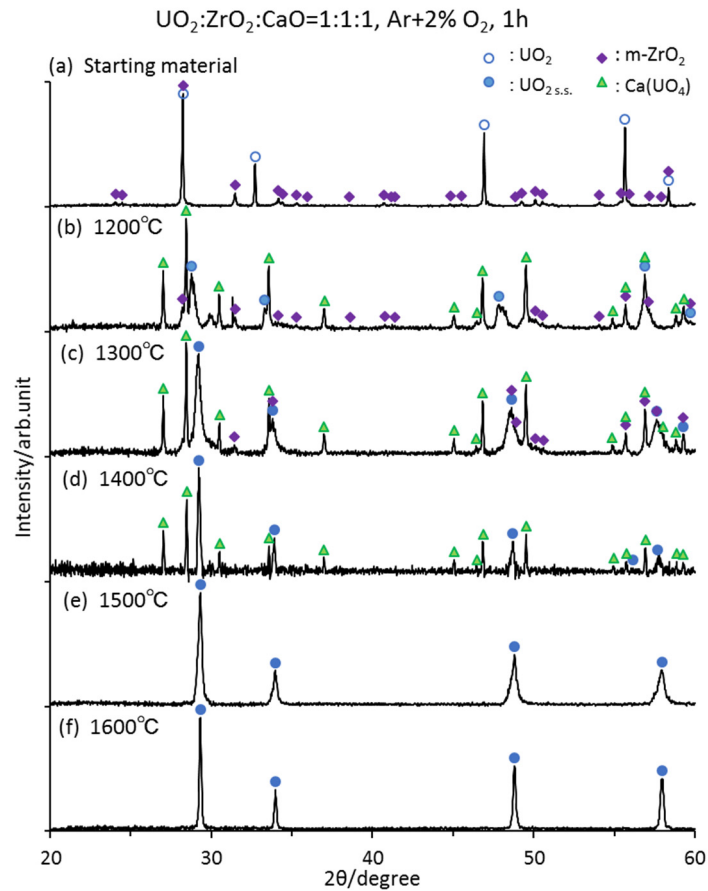


図 3. 2. 1-2 UO_2 - ZrO_2 - CaO 系模擬燃料デブリの XRD 結果

②トレーサー添加模擬デブリを用いた核種の溶出挙動評価

燃料デブリが冷却水と接触した際、核分裂生成物(FP)やマイナーアクチノイド(MA)といった放射性核種がどの程度溶出し得るかを評価する事は、今後発生する汚染水やその処理の結果生じる水処理二次廃棄物の処理・処分を考える上で極めて重要である。そこで、上記の模擬デブリの合成とその分析による性状評価の結果を踏まえて、模擬燃料デブリからの重要な放射性核種の溶出挙動を観察した。ここでは、はじめに重ウラン酸アンモニウム(ADU)共沈法により ^{137}Cs , ^{152}Eu , ^{237}Np , ^{241}Am , ^{236}Pu 添加 UO_2 を調製した。得られたトレーサー添加 UO_2 中の添加核種の ^{238}U に対する原子数比の例を表3. 2. 1-1に示す。

表 3. 2. 1-1 トレーサー添加 UO_2 中の添加核種の ^{238}U に対する原子数比

^{238}U	^{237}Np	^{241}Am	^{137}Cs	$^{151+152}\text{Eu}$	^{236}Pu	^{85}Sr
1	1.6×10^{-3}	4.8×10^{-8}	7.0×10^{-9}	1.3×10^{-6}	6.1×10^{-6}	1.1×10^{-6}

得られたトレーサー添加 UO_2 と ZrO_2 , CaO 及び SiO_2 を物質量比 $\text{UO}_2:\text{ZrO}_2:\text{CaO}:\text{SiO}_2=1:1:1:1$ となるように秤量し、これをメノウ乳鉢にて十分磨砕混合したのち、環状電気炉内の反応管にセットし熱処理を行った。熱処理は $\text{Ar}+2\% \text{O}_2$ ガス (酸化雰囲気) または $\text{Ar}+10\%\text{H}_2$ ガス (還元雰囲気) を 20 ml/min. でフローした状態にて、 1200°C で 1 時間または 1600°C で 2 時間行った。これにより、トレーサー添加ウラン-ジルコニウム-コンクリート系模擬デブリを調製した。また、同様の手順で被覆管及び減速材を含む燃料デブリの模擬体として、ウラン-ジルコニウム-ホウ素を成分とするトレーサー添加模擬デブリを還元雰囲気下で調製した。ここでは物質量比は $\text{UO}_2:\text{ZrO}_2:\text{B}_4\text{C}=1:1:1$ とした。調製したトレーサー添加模擬デブリの一例の外観を図 3. 2. 1-3 に示す。

調製した模擬デブリをポリプロピレン容器に40mg秤量し、ここに人工海水(日本製薬株式会社、ダイゴ人工海水SP)を10ml加え、浸漬実験試料とした。この試料を 25°C に設定した恒温機振とう機内で30日間振とうし、浸漬実験を行った。浸漬終了後、試料を孔径 $0.45\mu\text{m}$ のメンブランフィルターを用いて固相成分と液相成分に分離し、両成分について γ 線及び α 線スペクトロメトリーを行い、模擬デブリから海水への各核種の溶出率を求めた。

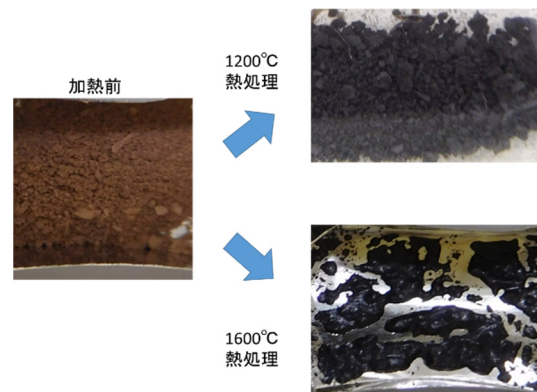


図 3. 2. 1-3 アクチノイド・FP トレーサー添加 $\text{UO}_2\text{-ZrO}_2\text{-CaO}$ 及び SiO_2 含有模擬燃料デブリ (酸化雰囲気) の外観

各核種の $\text{UO}_2\text{-ZrO}_2\text{-CaO}+\text{SiO}_2$ (酸化系) 模擬デブリからの溶出率を図3. 2. 1-4に示す。FP核種である ^{85}Sr と ^{152}Eu については両核種とも 1600°C で熱処理を行った試料からの溶出率が 1200°C 処理を行ったものよりも低い。ここから、より高温で加熱処理をすると、これらのFP核種(特にランタノイド核種)のマトリクス元素であるウランへの固溶が進行したと考えられる。また、 $\text{UO}_2\text{-ZrO}_2\text{-CaO}+\text{SiO}_2$ (酸化系) 模擬デブリ試料からのFP元素の溶出率は、同組成

の還元系模擬デブリからの溶出率とほぼ同程度となり、熱処理時の雰囲気による違いはみられなかった。一方、アクチノイド核種の溶出挙動ではFP核種と逆の熱処理温度への依存性がみられた。²³⁷Npについて



図 3.2.1-4 UO₂-ZrO₂-CaO 及び SiO₂(酸化系)模擬デブリ (合成温度 1200°C及び 1600°C) から海水への各核種の溶出率 (浸漬液：海水、温度：25°C、浸漬期間：30 日間)

は溶出率が検出下限を下回っており、定量的な議論は不可能であるが、他のアクチノイド核種の1600°C熱処理試料からの溶出率は、1200°C熱処理試料からの溶出率を上回っている。FP核種と異なり、1200°C試料と1600°C試料ともに、Np, Am, Puはマトリクス元素であるウランにほぼ完全に固溶して存在していると考えられる。このため、ウランの溶出率が1600°C処理試料で増加したため、他のアクチノイド核種の溶出率もこれに伴い増加したとみられる。増加したとはいえ、1600°Cでのウランの溶出率自体は0.04%と極めて低いため、これはデブリ中のウランのマクロ的な構造変化ではなく、マイナー成分として生成したウラン化合物からの溶出である可能性が高い。本試験で合成した模擬デブリはUO₂-ZrO₂-CaO-SiO₂という四元系の物質であるため、XRDで検出されるようなマクロ的な結晶構造に加え、CaやSiとウランが関与した微小結晶や非晶質といった微量成分が形成されている可能性がある。

一方、ウラン-ジルコニウム-ホウ素を成分とするトレーサー添加模擬デブリ (還元系)の浸漬実験では、ウランの溶出率は0.12%となり、UO₂-ZrO₂-CaO-SiO₂模擬デブリからのウランの溶出率よりも高い値を示した。しかしながら、先行研究[1]では、同様の浸漬実験をUO₂のみの試料で行ったところ、ウランの溶出率は0.26%であったため、ZrやBの存在がウランの安定化に寄与していることは確認できる。先行研究[1][2]や本研究の相関係の分析結果より考察すると、観察されたU-Zr-B系デブリからのウランの溶出抑制はUO₂にZr(IV)が固溶することによりUO₂マトリクスの耐酸化性が向上したことにより生じたと考えられる。¹⁵²Euの溶出率は0.10%とウランの溶出率をやや下回る値であり、マトリクスと調和的な傾向がみられた。一方²³⁷Npと²⁴¹Amの溶出率は0.01%程度であった。U-Zr二元系模擬デブリに関する先行研究[1], [2]と本研究の結果から、NpとAmの溶出抑制はZr(IV)のUO₂への固溶によるマトリクスの安定化により生じており、第三成分であるホウ素は直接的には関与していないとみられる。

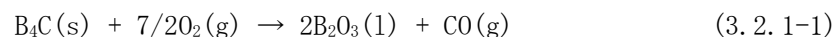
(2) 今年度の実施内容と研究成果 (H30)

①酸化雰囲気でのウラン-ジルコニウム-ホウ素系の相関係の把握

1F1～3号機で生じた燃料デブリの取り出しを行うためには、原子炉内における燃料デブリの性状の把握を行うことが重要である。そこで燃料成分と炉心構造材や、コンクリートペDESTALとの反応を調査する必要があるが、原子炉内部はその位置によって温度分布が異なるため、様々な温度条件における実験を行う必要がある。また1号機、3号機については水素爆発により大気が流入したため、原子炉内部は一部酸化雰囲気中で反応が進行した可能性がある。そこで平成30年度は燃料及び被覆管の主成分を含む模擬デブリと制御剤(B₄C)系について、酸素濃度2%の酸化雰囲気下での高温反応による生成物の性状を評価するため、ウラン(UO₂)、ZrO₂、B₄Cを酸化雰囲気下で高温加熱処理を行い、相関係を調査した。実験手順を以下に示す。

- 1) UO₂、ZrO₂、B₄Cをそれぞれモル比(U:Zr:B)が1:1:1となるように秤量し、メノウ乳鉢で約20分間摩砕混合した。
- 2) 混合試料をXRD測定した後、アルミナボートに入れ、電気炉にセットした。
- 3) 反応系内をロータリーポンプにより真空排気し、その後高純度Arガス(大陽日酸社製)を流量 20 ml/min. で供給した。
- 4) 反応管を取り囲む管状電気炉により1000℃まで16℃/min. で昇温し、その後所定温度までは10℃/min. で昇温し、設定温度(1200℃、1600℃)に達してからArガスを流量 19.6ml/min.、O₂ガスを流量4 ml/min. で供給し1時間加熱した。
- 5) 加熱後、O₂ガスの供給を止め、Arガスのみを供給しながら室温まで放冷した。
- 6) 放冷後、加熱後試料のXRD測定を行った。

図3. 2. 1-5に、UO₂、ZrO₂とB₄Cを実験手順に従って作製した模擬デブリの加熱処理前後のXRD測定結果を示す。平成30年度は加熱温度を1200℃、1600℃に設定して加熱処理を行った。加熱前のUO₂、ZrO₂、B₄C混合試料はUO₂相、B₄C相、単斜晶のZrO₂相が確認された。1200℃で加熱を行った結果、B₄C相の消滅が確認された。これはB₄Cが1200℃の酸化雰囲気において以下の反応が進行したためと考えられる[3]。



生成したB₂O₃はガラス状となりXRDではピークが確認されず、COは還元剤として働きUO₂の酸化を抑制したと考えられる。

1600℃で加熱処理を行った結果、UO₂とZrO₂の固溶体とみられる相が確認された。また、ZrO₂についても斜方晶のZrO₂のほかに立方晶のZrO₂が確認された。ZrO₂は高温で立方晶のZrO₂として存在することが知られているが、本実験ではUO₂が一部ZrO₂相に固溶することによって結晶構造の安定性が増し、立方晶のまま室温まで冷却されたと考えられる。また、UO₂とB₄Cの反応については確認されなかった。また、還元雰囲気の場合と同様に1600℃ではZrO₂とB₄Cが反応してZrB₂相が確認された。この結果は先行研究[4]でUO₂-ZrO₂-B₄C-Fe系試料を1500℃以上でAr、Ar+0.1%O₂雰囲気中で加熱処理をした結果も主要な相としてZrB₂は確認されていることと一致した。これらの結果から、UO₂とB₄Cの反応性はZrO₂とB₄Cの反応性に比べ小さく、UO₂-ZrO₂-B₄C系ではZrO₂が存在することでUO₂とB₄Cの反応を抑制することが示唆された。

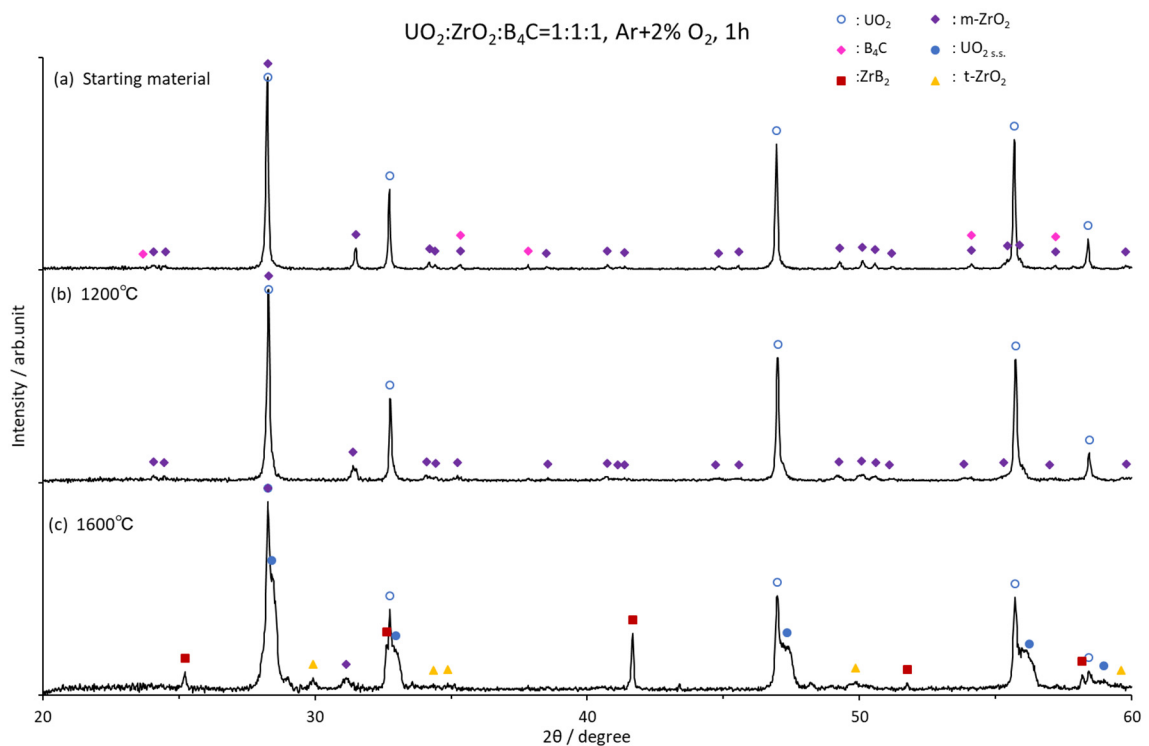


図 3. 2. 1-5 $\text{UO}_2\text{-ZrO}_2\text{-B}_4\text{C}$ 系模擬燃料デブリの酸化雰囲気における加熱前後の XRD 解析結果

②ウラン-ジルコニウム-ホウ素系デブリからの放射性核種の溶出実験による評価

前節にて検討した、ウラン-ジルコニウム-ホウ素を成分として含む燃料デブリが冷却水と接触した際の、含まれる放射性核種がどの程度溶出し得るかを評価することを目的として、平成30年度は酸化雰囲気下1200°Cで調整したウラン-ジルコニウム-ホウ素から成る模擬デブリについて海水への放射性核種の溶出実験を行い、溶出挙動を評価した。

・トレーサー添加模擬デブリの調製

平成26年度本事業にて確立した調製手順にて ^{152}Eu , ^{237}Np , ^{241}Am 添加 UO_2 を調製した。得られたトレーサー添加 UO_2 と二酸化ジルコニウム ZrO_2 及び炭化ホウ素 B_4C を物質量比 $\text{UO}_2:\text{ZrO}_2:\text{B}_4\text{C}=1:1:1$ となるように秤量し、これをメノウ乳鉢をセットした自動乳鉢にて20分間磨砕混合した後、環状電気炉内のアルミナ反応管にセットし加熱処理を行った。加熱処理は $\text{Ar}+2\% \text{O}_2$ ガスを20 ml/min. でフローした酸化雰囲気下にて1200°Cで行った。加熱時間は1時間とした。これにより、酸化雰囲気下でのトレーサー添加U-Zr-B系模擬デブリを調製した。ここでは、前項①の図3. 2. 1-5と同じ結晶構造及び組成を持つ模擬デブリが得られたと見なした。調製した試料の外観を図3. 2. 1-6に示す。写真に示したように、加熱前の試料は二酸化ウラン($\text{UO}_{2.00}$)特有の赤茶色を呈しているが、加熱処理後の模擬デブリは黒色の粉末となった。

・海水浸漬実験

調製した模擬デブリをポリプロピレン容器に40 mg秤量し、ここに人工海水を10 ml加え浸漬実験試料とした。固液比は4 g/Lである。この試料を25°Cに設定した恒温機振とう機内

で30日間振とうし、浸漬実験を行った。浸漬終了後、試料を孔径0.45 μmのメンブランフィルターを用いて固相成分と液相成分に分離し、両成分についてγ線スペクトロメトリーを行い、¹⁵²Euの人工海水への溶出率を測定した。同様にα線スペクトロメトリーを実施し、²³⁸U、²³⁷Np、²³⁶Pu、²⁴¹Amの溶出率を決定した各核種の放射線強度から、模擬デブリから人工海水への溶出率を求めた。

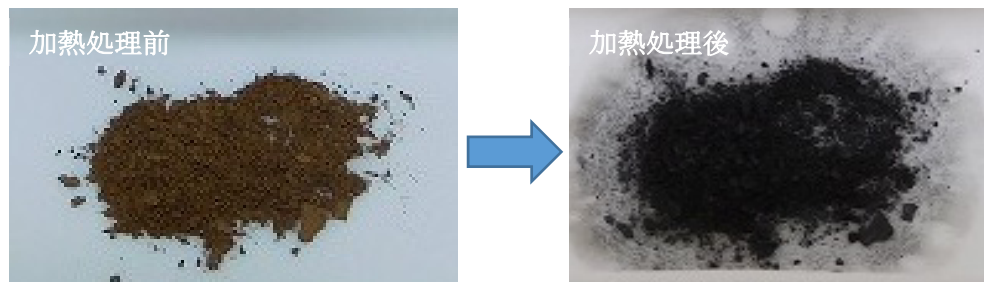


図 3. 2. 1-6 トレーサー添加 U-Zr-B 系模擬デブリ含有模擬デブリ（1200℃・酸化雰囲気）の外観

・結果と考察

得られた各核種のU-Zr-B系模擬デブリ含有模擬デブリ（酸化雰囲気・合成温度1200℃）から人工海水への溶出率を図3. 2. 1-7に示す。比較として図にはトレーサー添加UO₂のみを同条件で人工海水に浸漬した先行研究[1]と、平成29年度の成果であるU-Zr-B系模擬デブリ含有模擬デブリ（還元雰囲気・合成温度1200℃）の浸漬試験結果[5]も示した。先行研究[1]にはEuのデータが含まれていない。

デブリのマトリクス元素であるウランの溶出率は、UO₂のみの試料からは0.26%であったが、U-Zr-B（酸化雰囲気）系デブリでは2.2倍の0.57%に増加した。図3. 2. 1-5に示したように今回検討した熱処理条件ではウランはUO₂相のみが確認されておりマクロ構造としては二酸化ウランとみなせる。しかしながら、2%酸素の酸化作用によりデブリ粉末表面はより高酸化状態であるU₃O₈に酸化されている可能性が高い。図3. 2. 1-6に示したデブリ粉末は黒色を呈しているが、これはUO₂表面が酸化されたことに由来する可能性がある。U₃O₈には人工海水への溶解性の高いU(VI)が多く含まれるため、これにより、U-Zr-B（酸化雰囲気）デブリからは、UO₂のみやU-Zr-B（還元雰囲気）デブリに比べUの溶出率が増加したと考えられる。U-Zr-B（酸化雰囲気）デブリからのNpの溶出率は0.47%となり、マトリクス元素であるウランの溶出率と調和的であった。ここから、この模擬デブリ中のNpの大部分はウラン相に固溶していると考えられる。

一方、EuとAmの溶出率はそれぞれ、11.4%、9.5%となり、UO₂のみやU-Zr-B（還元雰囲気）デブリと比べて著しく増大した。化学的にはEuは酸化状態ではIII価となり、AmはIII価もしくはIV価を取りうるということが知られている。しかしながら、上述したようにU-Zr-B（酸化雰囲気）デブリからのEuとAmの溶出率は非常に調和的であり、かつ溶出率が高いことから、この試料中では両元素ともにIII価を取っていたと考えられる。さらにEuとAmは、マトリクス元素

であるウランをはるかに上回る（ウランに対して）非調和な溶出挙動を示していることから、浸漬実験により溶出したEu(III)とAm(III)はU-Zr-B（酸化雰囲気）デブリ中でウランとは別相に存在していたとみられる。図3.2.1-5の結果からは1200℃、2% O₂の加熱条件ではB₄Cが酸素と反応し、ガラス状のB₂O₃となったとみられる。B₂O₃は水と反応してホウ酸になり溶解する性質がある。このため、UO₂中にトレーサーとして添加されていたEuとAmの一部が、加熱処理により生成したガラス状のB₂O₃相に移行した場合、これを浸漬実験に供すると、マトリクスであるB₂O₃相の水への溶解により、ここに存在していたEuとAmも水相へ溶出することになる。図3.2.1-7 でみられた10%程度のEuとAmの高い溶出率は、両元素のB₂O₃相へ移行に起因するとみられる。平成29年度検討したU-Zr-B（還元雰囲気）の加熱処理ではB₂O₃は生成しない。このためEuとAmの溶出率は0.1%未満[5]の極めて低い値となったとみられる。以上の結果から、U-Zr-Bから形成されるデブリの場合、デブリ形成時の酸素濃度が一部の核種の溶出挙動に影響を及ぼす可能性があることが示された。

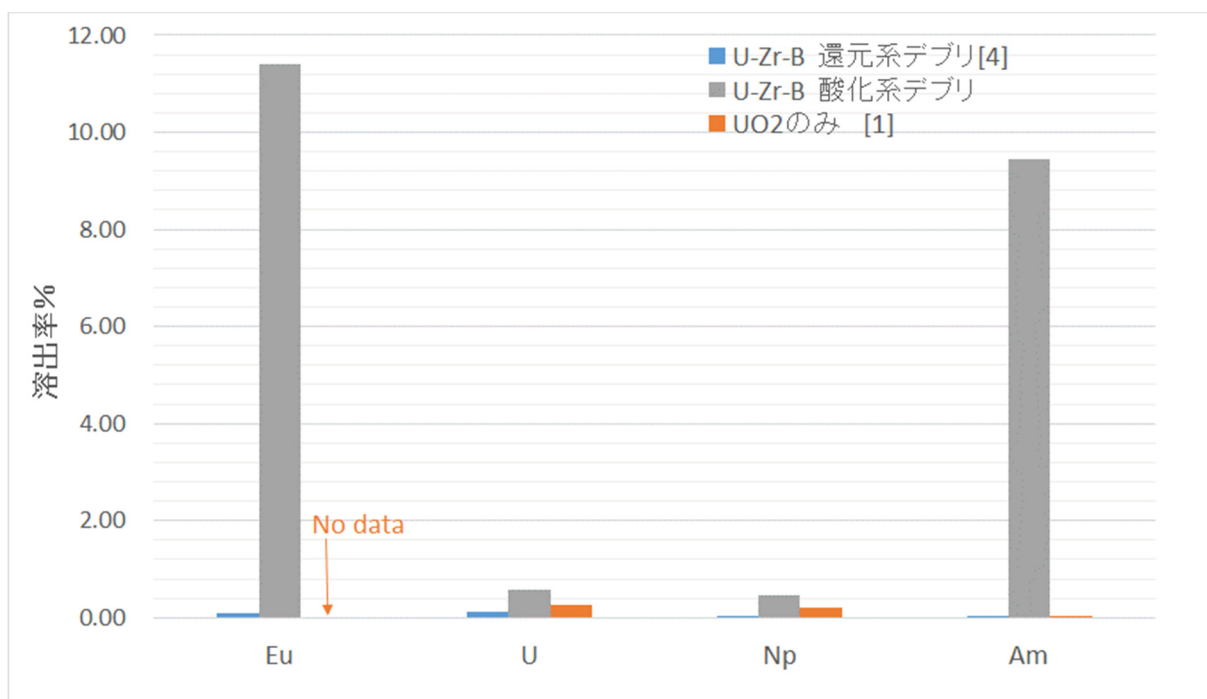


図 3.2.1-7 トレーサー添加U-Zr-B系模擬デブリ含有模擬デブリ（合成温度 1200℃）から海水への各核種の溶出率（浸漬液：海水、温度：25℃、浸漬期間：30日間）

(3) U-Zr-Fe-B-コンクリート系デブリの総合評価

本項目の平成26年度から平成30年度までの5か年の研究成果と既往の関連研究の知見を総合し、1F1～3号機で生じた燃料デブリの総合的な評価を行う。原子炉内では燃料及び燃料被覆管由来のウラン、ジルコニウムに加えて減速材由来のホウ素が燃料集合体近傍に存在していた。これが炉心溶融により、構造材であり鉄を主成分とするステンレスやPCVペDESTALに多量に使用されているコンクリートと高温で相互作用したとみられている。そこで本節

では U-Zr-Fe-B-コンクリートという 5 元共存系での燃料デブリの性状について本研究の成果と既往知見及び熱力学平衡計算ソフト MALT による熱力学的検討に基づき考察する。

表 3.2.1-2 には、模擬デブリ成分と B₄C が高温 (1200°C、1600°C) において反応した場合の該当する反応式について B₄C 1 モル当たりのギブス自由エネルギー変化 (ΔG) を熱力学計算ソフト (MALT) を用いて計算した結果を示した。UO₂ の場合、UB₄ を生成する反応とともに、ホウ素が酸化されて B₂O₃ を生成する反応についても検討したが、いずれの場合も両温度において ΔG は正に大きな値を取り、反応は自発的には進行しないことがわかる。次に ZrO₂ の場合には、UO₂ と同様な反応とともに、ZrC を生成する反応についても検討した。ZrB₂ のみあるいは ZrB₂ と ZrC を生成する場合にはいずれも ΔG は正の値を取り、反応は自発的には進行しない。これに対し、ZrB₂ と B₂O₃ を生成する場合、1200°C の ΔG は正であるが、1600°C では負の値となり、反応が自発的に進行することがわかる。このことは、前項(2)で示した UO₂-ZrO₂-B₄C 系模擬燃料デブリの相関係の実験結果と一致する。ステンレス材料は主に金属として存在しており、ここでは Fe と B₄C との反応について検討した。酸素がない場合には、FeB といったホウ化物を生成する反応の ΔG が負値となり、反応が進行する。酸化雰囲気においては B₂O₃ を生成する反応の ΔG が大きな負の値を取り、優先的に進行すると考えられる。セメント成分としての SiO₂ や CaO と B₄C との反応があるが、Si や Ca のホウ化物の熱力学データがなく、安定には存在しないもの考えられる。Si の場合には炭化物 SiC を生成する反応の ΔG が負値となり、反応が進行する。Ca の場合には表にあるように他の酸化物との複合酸化物の生成反応について ΔG が負となり、種々の複合酸化物を生成すると考えられる。特に、これらの酸化物が B₂O₃ と高温にて反応するとホウケイ酸ガラスを生成し、UO₂-ZrO₂ のような固体酸化物を被覆するような形で熔融、固化し、燃料デブリの安定化が図られる。

表 3.2.1-2 模擬デブリ成分と B₄C との高温反応の自由エネルギー

元素	反 応	ΔG(kJ/mol)	
		1200°C	1600°C
U	$UO_2 + B_4C = UB_4 + CO + 1/2O_2$	418	317
	$8/9UO_2 + B_4C = 8/9UB_4 + 1/4B_2O_3 + CO$	116	64
Zr	$2ZrO_2 + B_4C = ZrB_2 + CO + 3/2O_2$	872	716
	$9/5ZrO_2 + B_4C = 4/5ZrB_2 + ZrC + 6/5B_2O_3$	27	24
	$7/5ZrO_2 + B_4C = 4/5ZrB_2 + 3/5B_2O_3 + CO$	12	-50
Fe	$4Fe + B_4C = 4FeB + C$	-430	-447
	$3Fe + B_4C + 3O_2 = Fe_3C + 2B_2O_3$	-1758	-1578
Si	$SiO_2 + B_4C + 2O_2 = SiC + 2B_2O_3$	-1156	-1032
Ca	$2CaO + B_4C + 1/2O_2 = 2CaB_2O_4 + CO$	-2231	-2126

(4) 研究成果のまとめ

原子炉過酷事故において燃料(U)及び燃料被覆管(Zr)に加えて減速材(B, C)や構造材(Fe)、コンクリート (Ca, Si)が、高温反応によりU-Zr-Fe-B-コンクリート系燃料デブリを生成す

る。これまでの成果をまとめるとその性状については以下のようなことが考えられる。

- ・燃料デブリは、酸化物デブリ、合金デブリ、MCCIデブリがある。
- ・炉心溶融により酸化物相及び金属相が共存し、固化している
- ・燃料成分やFP、MAは主に酸化物デブリに分配している。
- ・主に酸化物相は UO_2 - ZrO_2 系であり、固溶体化により化学的に安定する傾向。
- ・金属相はFe-Zr合金であり、ウラン含有合金の生成は難しいとみられる。
- ・MCCIデブリでは UO_2 - ZrO_2 系酸化物とケイ酸化合物が存在する。
- ・ B_4C との反応ではホウ化物 (ZrB_2 , FeB) 生成の可能性がある。
- ・MCCIデブリではケイ酸及びホウ酸成分によるガラス安定化がみられる。

以上の結果から、今後の燃料デブリの処理と放射性廃棄物の処分に関する基礎・基盤研究については、燃料デブリの代表的な成分について経年による形態・組成等の状態を評価するとともに、燃料デブリの経年変化に対応した放射性核種の溶出挙動の評価が重要であると言える。

参考文献

- [1] Akira Kirishima, Masahiko Hirano, Takayuki Sasaki, Nobuaki Sato, Leaching of actinide elements from simulated fuel debris into seawater, *Journal of Nuclear Science and Technology*, 52, (2015), 1240-1246
- [2] Akira Kirishima, Masahiko Hirano, Daisuke Akiyama, Takayuki Sasaki, Nobuaki Sato, Study on the leaching behavior of actinides from nuclear fuel debris, *Journal of Nuclear Materials*, 502, (2018), 169-176
- [3] Ryosuke Sasaki, Shigeru Ueda*, Sun-Joong Kim, Xu Gao, Shin-ya Kitamura, Reaction between B_4C and austenitic stainless steel in oxidizing atmosphere at temperatures below 1673 K, *Journal of Nuclear Materials*, 466. (2015), 334-342
- [4] Masahide Takano, Tsuyoshi Nishi, Noriko Shirasu, Characterization of solidified melt among materials of UO_2 fuel and B_4C control blade, *Journal of Nuclear Science and Technology*, 51, (2014), 859-875
- [5] 平成29年度文部科学省 国家課題対応型研究開発推進事業英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業「廃止措置のための格納容器・建屋等信頼性維持と廃棄物処理・処分に関する基盤研究及び中核人材育成プログラム」成果報告書, 平成30年3月, 国立大学法人 東北大学

3.2.2 セメント系材料によるウラン化学種閉じ込め効果の評価と処分システムの提示

(1) これまでの研究成果の概要 (H26~H29)

これまでの研究成果の概要を図3.2.2-1に示す。ウランを多く含むデブリは、現時点では固体廃棄物の区分とされていない。しかし、長半減期の α 核種を含み、取り出し後、廃棄体化等の処理・貯蔵を経て、最終的に地下への離隔を必要とすることも考慮しておく必要がある。本研究では、デブリ等のウランを含む廃棄物を地下の処分システムに導入することを想定し、止水、坑道躯体、プラグさらには固化に必要となるセメント系材料とウランとの相互作用を地下の冠水環境を考慮して検討している。

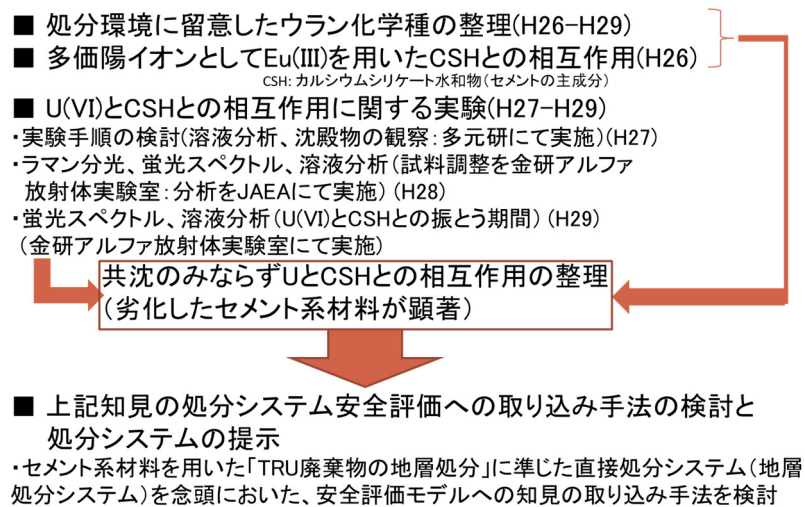


図3.2.2-1 平成26年度から平成29年度までの本研究成果の概要とそれらの関連

平成26年度では、酸化還元雰囲気やセメント系材料による高アルカリ化環境等多様な処分環境を考慮し、セメント系材料の主成分であるカルシウムシリケート水和物(以下、CSHと略記)とU(VI)の共存系における安定及び準安定な化学種を、熱力学データベース(TDB)としてFactPS、FThelgを用い、OECD/NEA、JAEA-TDB、SCDatabase、THEREDAからデータを追加して探索した。その結果、出現する化学種を示すとともに、処分の冠水環境、すなわち高pHの還元雰囲気ではCSHとU(OH)₄の共存となること等が判明した。また、冠水環境におけるセメント系材料の安定性把握を実験的に行うとともに、U(VI)との比較物質としてEu(III)を用いて、多価陽イオンとしてのCSHとの相互作用を蛍光スペクトル及び蛍光寿命から把握する方法を確認した。さらに、これらの知見をまとめ、セメント系材料-ウラン相互作用把握のために必要な実験系を提示した。

平成27年度では、平成26年度と同様の熱力学データベースを用い、CSHとU(VI)の共存系における安定及び準安定な化学種について、塩や炭酸の影響を酸化性条件で調べた。その結果、NaClの存在ではNa₂U₂O₇が生成し、さらに炭酸との平衡でウラン(VI)炭酸錯体が数ppm程度生成することが明らかになった。また、結晶相のCSHは形成されないものの、ゲルという形でのCSHの存在が実験的に確認されていることから、溶解度制限固相となる安定な化学種(非CSH系)をマスクして検討を行ったところ、酸化性でpH10の条件でCSH系結晶固相が出現し

た。このことは、ゲル相が広範な条件において出現することを示唆する。また、CSH と U(VI) との相互作用を把握する実験手順の検討を、実際に U(VI) を用いて行った。その結果、Ca/Si モル比の比較的大きい1.2及び1.6の場合、ウランと Ca との化合物による黄色の沈殿が観察できた。また、Ca/Si モル比の小さい0.4及び0.8では、CSH の色である白色のままであり、U(VI) と CSH との相互作用が示唆された。さらに、これらの結果を受け、ウランの挙動の評価について重要となる点を検討し、 ^{235}U や ^{238}U の半減期は7億380万年及び44.68億年と超長期であることから、その処分システムは、ウランの移行を抑えつつ、最終的には希釈するものであり、CSH の安定性と処分システム内外の pH との関係が重要であることを整理した。

平成28年度では、引き続き、平成27年度までの熱力学データベースを用いて、酸化還元電位と pH との関係における相図の作成を試みた。ここでは、これまでの熱力学データベース (TDB) に加え、錯体形成に関する熱力学データベース SCDatabase、JAEA-TDB、欧州 KIT、PSI、AG Salzchemie、GRS、HZDR ほか THEREDA からデータを追加し、より詳細にウランの酸化還元雰囲気評価できることが明らかにした。また、CSH と U(VI) との相互作用を見る実験では、昨年度の実験手順を基礎とし、あらかじめ調整した試料を、JAEA にて固相のラマン分光や蛍光寿命の測定を試みた。前者は CSH と U(VI) との相互作用を示すスペクトルは得られなかったものの、蛍光スペクトル及び寿命の測定では、CSH の Ca/Si モル比が比較的小さい方が、U(VI) の相互作用が顕著となることが明らかになった。このことは、実験での沈殿物の色の違いと調和的である。さらに、セメント系材料とウランとの相互作用の評価として、安全評価上の重要パラメータである遅延係数（地下水の流れに比較して、核種の移行速度が固相との相互作用によって遅延する効果を表す係数）への保守的な導入方法及び CSH による地下水透水性自体の減少を加味する必要性を整理した。

平成29年度では、CSH と U との相互作用による化学種について、自然界で生成している U-CSH 系の鉱物を調査した。その結果、ウラノフェン(Uranophane) ($\text{Ca}(\text{UO}_2)_2(\text{SiO}_3\text{OH})_2 \cdot 5\text{H}_2\text{O}$) がしばしば観察された。ウラノフェンは $[\text{Ca}^{2+}][(\text{UO}_2)_2^{4+}][(\text{HSiO}_4)_2^{6-}] \cdot 5\text{H}_2\text{O}$ と記載するとわかりやすいように、6価のウランがウラン酸イオンとなり、カルシウムイオンとともに H_4SiO_4 のケイ酸から高 pH において解離してプロトンを3つ外し、 HSiO_4^{3-} と結合する形であり、その Ca/Si モル比は0.5になる。その他の候補としては、ハイウィーアイト (Haiweeite) ($\text{Ca}(\text{UO}_2)_2[\text{Si}_5\text{O}_{12}(\text{OH})_2](\text{H}_2\text{O})_3$)、ソディアイト (Soddyite) ($(\text{UO}_2)_2(\text{SiO}_4)(\text{H}_2\text{O})_2$) が自然界において観察される。ただし、セメント系材料の主成分でもある CSH の普通ポルトランドセメントの Ca/Si 比が1.6程度であり、その変質は Ca 成分の溶出であることを考慮すると、ハイウィーアイトの場合 Ca/Si 比0.2は、比較的 Ca 成分を含む地下水環境において Ca の消費がかなり進行する必要がある。また、ソディアイトは Ca/Si 比0となり完全に Ca が消失している。本研究では、平成26年度の結果でもウラノフェンの存在を指摘するとともに、ウラノフェンが高 pH 領域において支配化学種のひとつであることを平成28年度までの TDB から確認している。そこで、この相互作用をさらに確認するために、平成28年度までの2時間の反応時間（接触時間）を、平成29年度はより長期間(30日間)の反応時間を設け、ウランと CSH との相互作用を実験的に追跡した。その結果、Ca/Si モル比が小さくなるに従って、蛍光寿命が長くなる傾向にあることを確認した。このことは、CSH からの Ca の溶脱が進む期間において

CSH と U(VI) との化学的な相互作用が期待できることを示す。また、蛍光スペクトルでも CSH が 0.4 のとき、ウラノフェンにみられる特徴的な蛍光スペクトルと同様の波長にピークを示すことを確認した。さらに、処分システムを提示する観点から、セメント系材料とウランとの相互作用の評価について検討し、閉じ込めを要求される一つの目安となる 10⁶ 年までの期間での CSH と U(VI) との相互作用及びそれよりさらに長い期間における CSH の溶解及び U の希釈が進むことを整理した。

以上、平成 26 年度から平成 29 年度の成果を概観した。これを受け、平成 30 年度では、a) 「セメント系材料とウランとの相互作用の確認試験」として、CSH と U(VI) との接触させるタイミングに着目することとした。また、平成 30 年度を含む得られたこれまでの知見に基づき、b) 「セメント系材料とウランとの相互作用の評価方法」を検討し、それら全体を考慮した構築すべき処分システムの提示を試みた。

(2) 今年度の実施内容と研究成果 (H30)

① セメント系材料とウランとの相互作用の確認試験

平成 29 年度までの収着実験では、CSH を生成させてから一週間後にウランを加える条件で行われていた。しかし、実環境においてはウランが CSH 生成とともに取り込まれることも想定される。そのため平成 30 年度は、CSH を生成させた直後にウランを添加する、いわゆる共沈条件における CSH へのウランの収着挙動を調べる。また、炭酸イオン共存条件におけるウランの収着挙動も併せて検討することとする。これは、ウランが炭酸イオンと錯体を形成して溶存し、移行しやすくなる可能性を考慮したものである。一般的に、これまで処分環境として検討されていた深地下においては、酸素及び二酸化炭素の供給は限られ、炭酸イオン濃度はさほど大きくならない。しかし、1F の事故に伴い発生する廃棄物は多種多様であり、処分に関しても今後様々な形態及び深度の検討が予想される。比較的地表に近い環境においては、処分場の隆起・侵食により、酸素及び二酸化炭素が潤沢に供給される場合も考えられ、ウランの移行挙動に対する炭酸イオンの影響が懸念される。

なお、平成 30 年度のウランを扱う作業は、平成 29 年度末に蛍光寿命測定装置を移設した東北大学金属材料研究所のアルファ放射体実験室において実施した。

1) 共沈条件における CSH に対するウランの収着挙動

ここでは、CSH へのウランの収着挙動検討の一環として、CSH とウランを共沈させた場合と、CSH を一定期間水和養生した後にウランを添加した場合を比較検討する。なお、以下では前者を「共沈試料」あるいは「共沈条件」、後者を「水和試料」あるいは「水和条件」と呼称する。収着実験は、以下の実験条件や実験手順に示すように、平成 29 年度までの手法を概ね踏襲して行った。分析としては、液相の元素濃度分析、及び収着実験後の CSH に含有するウランの蛍光分析を実施した。

実験条件

収着実験は、回分式(batch type)の実験系により行った。CSH の生成条件として、液固比は 20 (液相量: 8 ml、固相量: 0.4 g) とし、Ca/Si 比(CSH 中の Ca と Si のモル比)は 0.4、0.8、1.2、1.6 となるように調整した。ウラン濃度は²³⁸U を用いて初期濃度 1 mM とし、温度は 25°C

(恒温振とう機)とした。試料調整に用いた超純水は、窒素で約3時間バブリングしたものを使用した。CSH へのウラン添加タイミングとして、共沈条件では CSH 生成から3時間後、水和条件では216時間後に設定した。

実験手順

表3.2.2-1に各試料のパラメータを示す。フュームドシリカ粉末(SiO₂)及び酸化カルシウム粉末(CaO)の重量は、各試料の Ca/Si 比(モル比)から設定した。

表3.2.2-1 共沈条件及び水和条件のウラン収着実験における各試料のパラメータ

試料 No	L/S 比	Ca/Si 比	SiO ₂ (g)	CaO (g)	固相合計 (g)	液相合計 (ml)	NaOH 溶液 (μl)	ウラン溶液 (μl)
A1, B1	20	0.4	0.294	0.107	0.401	8	160	80
A2, B2	20	0.8	0.235	0.169	0.404	8	160	80
A3, B3	20	1.2	0.188	0.213	0.401	8	160	80
A4, B4	20	1.6	0.166	0.240	0.406	8	160	80

(試料 No. の A は共沈試料、B は水和試料)

本実験では、地下の処分施設が地下水によって冠水している環境条件を考慮して、CSH 試料は調整からウラン収着実験、蛍光分析に至るまで、乾燥過程を経ないように扱った。この点は、十分に乾燥させた固相試料を用いた従来のセメント系材料とウラン等の核種との相互作用検討とは大きく異なる点である。CSH の調整は次の手順により行った。

- 所定量のフュームドシリカ粉末を遠沈管(ポリカーボネイト製、容量10 ml)に分取した。
- 窒素充填の簡易グローブボックス内で CaO を所定量加えた。固相合計は0.4 g である。
- 超純水を8 ml 加えた。液固比は20である。
- 密封後、簡易グローブボックスから取り出し、恒温振とう機を用いて25°Cで一週間振とうした。(横置き)
- ウランを添加しないブランク試料は、平成29年度取得したデータ(7日間養生)を参照した。

本研究の CSH へのウラン収着実験に用いたウラン溶液は0.1 M ²³⁸U(VI)溶液(in 1 M 硝酸)であり、ウラニルイオン(UO₂²⁺)の状態にある。UO₂²⁺は pH 4以上で加水分解して沈殿することが知られており、溶液として保存する場合の多くは硝酸等により強酸性の状態となる。収着実験においては、このウラン溶液を CSH 試料に80 μL 添加して試料中の初期ウラン濃度を1mM に調整した。この際、ウラン溶液の添加により試料中の pH が低下して CSH が溶解することを防ぐために、CSH 試料へウラン溶液を添加する直前に1.0 M 水酸化ナトリウム溶液を160 μL 添加することとした。

図3.2.2-2に CSH へのウラン収着実験の概要を示す。

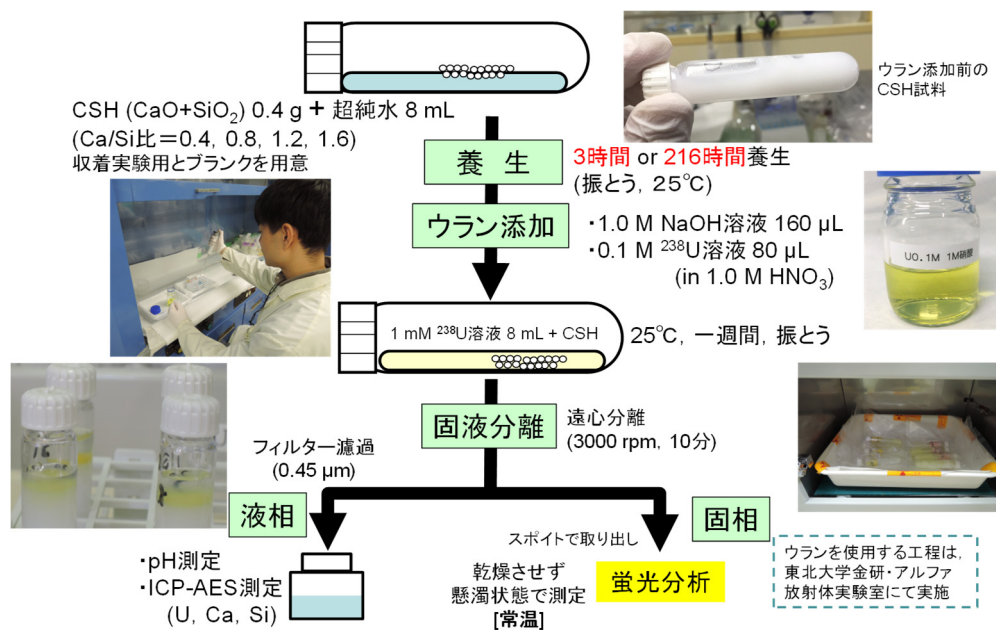


図3. 2. 2-2 CSH へのウラン収着実験の概要

3時間あるいは216時間養生した CSH へのウラン溶液の添加から諸分析までの手順は以下
のようになる。

- 養生後の CSH 試料が封入された遠沈管を管理区域に搬入した。
- 遠沈管の蓋を開け、マイクロピペットで1.0 M 水酸化ナトリウム溶液を160 μL 添加した。(pH をアルカリ側に保つため。水酸化ナトリウム濃度はウラン溶液の酸濃度にあわせて調整。)
- マイクロピペットを用いて0.1 M ウラン溶液を80 μL 添加した。
- 遠沈管の蓋を閉め、パラフィルムでシールした。
- 遠沈管を一本ずつビニール袋に入れ、シーラーで密封した。
- 振とう機で振とうしながら7日間養生した。(25°C、横置き、120 strokes/min.)
- 養生後、振とう機から取り出した。液漏れの有無を確認しながらビニール袋を開封した。
- 遠心分離機で固液分離した。(3,000 rpm, 10分間)
- 遠沈管を開封後、pH 電極を遠沈管内の上澄み液部分へ差し込み、pH を測定した。
- ポリスポイトを用いて、固相を吸い込まないように上澄み液を取り出し(約3~4 ml)、ロック付シリンジに孔径0.45 μm メンブレンフィルターを取り付けて濾過した。
- 濾液については、ICP-AES(inductively coupled plasma-atomic emission spectrometry, SPS7800, SII ナノテクノロジー株式会社製)により液相中の U 及び Ca、Si 濃度を測定した。固相は、蛍光寿命測定装置(FluoroCube、株式会社掘場製作所製)により、CSH と共存するウランの蛍光減衰挙動を調べた。

上記に加えて、CSH 非共存の試料として次の3種類のウラン溶液を用意し、蛍光減衰挙

動を測定した。硝酸酸性の条件を除き、黄色沈殿の生成が確認された。

- ・ 0.1 M ^{238}U in 1 M 硝酸溶液
- ・ 0.033 M ^{238}U in 水酸化ナトリウム溶液 (pH 13以上)
- ・ 0.01 M ^{238}U in 飽和水酸化カルシウム溶液 (pH 12程度、水酸化ナトリウム溶液で調整)

実験結果及び考察

- ・ 収着実験後の溶存成分及び外観の変化

図3.2.2-3に、共沈条件及び水和条件の収着実験後における液相中のCa濃度及びSi濃度、pH、固相中のCa/Si比を示す。図中の「CSH、U無し、養生168時間」は、ウランを添加しないブランク試料に相当するものであり、平成29年度の取得したデータを参照している。固相中のCa/Si比は、液相中のCa濃度及びSi濃度と、CSH調整時に添加したCaO及びフェームドシリカの量から計算した。また、ウランについては、いずれの試料においてもICP-AESの検出限界以下であることが確認されており、添加したウランのほとんどが固相中に存在していると考えられる。図3.2.2-4は、Ignasi(2016)[1]によって公開されているソフトウェアChemical Equilibrium Diagramsを用いて作成した、 UO_2^{2+} 化学種のpH依存性である。図3.2.2-4からわかるように、 UO_2^{2+} はpH4以上で加水分解して沈殿を生成するが、pH12以上ではイオン形態の加水分解種が生成し、液相中に溶存する。図3.2.2-3(c)のCa/Si比とpHの関係に示すように、高Ca/Si比においてはpHが12以上になり、 UO_2^{2+} の加水分解種が溶存することも考えられるが、実際には検出されなかった。これは、pH12以上のような、ウランが溶存する高アルカリ条件においても、CSHがウランを固定化し得る可能性を示唆する。電気事業連合会・核燃料サイクル開発機構(2005)[2]によるTRU廃棄物処分技術検討書においては、セメント系材料近傍のpHは12以上に上昇するとされており、事故廃棄物の固化材や処分場の建材等にセメント系材料が使用される場合にも同様の高アルカリ条件が予想される。本研究で着目しているCSHはセメント系材料の主成分であるとともに、二次鉱物として処分場近傍に生成することが想定され、そのような高アルカリ環境において溶存するウランの固定化に寄与することが期待される。

図3.2.2-3(a)及び(b)からわかるように、Ca/Si比1.6を除いて、いずれの条件においても収着実験後の液相中のCa濃度及びSi濃度はほぼ同様になった。Ca/Si比1.6において平成30年度調整したCSH試料の液相中のCa濃度が低め、かつSi濃度が高めになった。千田ら(2015)[3]のCSHに関する既往研究におけるCSH調整の際には、図3.2.2-3(a)(b)のウラン共存条件と同程度のCa濃度及びSi濃度となっており、Ca/Si比1.5以上のようなCaが過剰な状態のCSH調整においてはこの程度の液相濃度の増減が生じ得る。なお、図3.2.2-3(d)に示したように、固相中のCa/Si比としてはほぼ違いは無く、概ね設定条件通りのCa/Si比のCSHが生成されていることが確認できる。よって、これらのCa濃度及びSi濃度については、ウラン添加の有無による影響はほとんどみられなかったと言える。さらに、ウラン添加のタイミングによる差異もほとんど確認されなかった。これらのことは、CSHへのウランの取り込みが、収着に伴い構成元素を放出するようなメカニズム(たとえばイオン交換)ではないことを示唆する。低Ca/Si比のpHは10~11程度であり、ウランが加水分解によって沈殿していることも考えられるが、ウランが溶存種となるpH12以上の高Ca/Si比においては、沈殿以

外のウランの固定化がCSHによって生じている可能性がある。

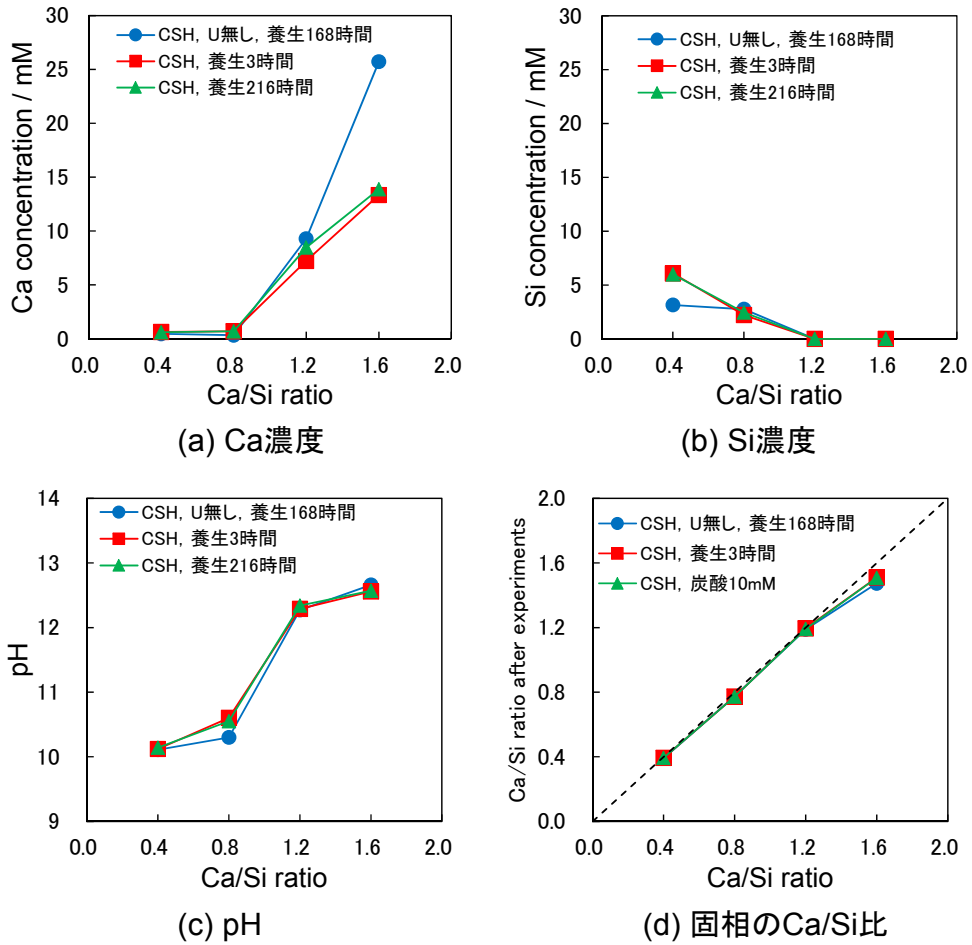


図3.2.2-3 共沈及び水和試料の収着実験後のCa濃度、Si濃度、pH、固相のCa/Si比

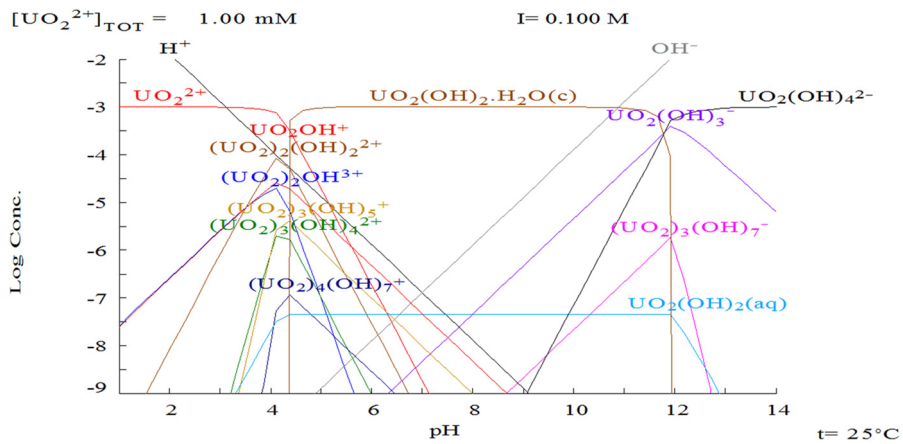


図3.2.2-4 UO_2^{2+} 化学種のpH依存性

図3.2.2-5は、収着実験後に遠心分離を行ったCSH試料の外観である。ウラン添加前のCSH試料は図3.2.2-5内に示すように白色であるが、図3.2.2-5からわかるように、Ca/Si比が大きくなるにつれて、黄色が顕著になる傾向が確認された。カルシウム系化合物による水溶液中のウランの回収について報告している牧ら(1981)[4]は、pH 11以上で溶存するウランの加

水分解種と水酸化カルシウムにより二ウラン酸カルシウム (CaU_2O_7) の黄色沈殿が生成するとしている。図3. 2. 2-5の高 Ca/Si 比の試料にみられる黄色は、二ウラン酸カルシウム等のカルシウムとウランの化合物(以下、Ca-U 化合物)が一部生成していることによると考えられる。一方、低 Ca/Si 比の試料は白色に近いが、平成29年度の報告書にて指摘したウラノフェン (Uranophane、 $\text{Ca}(\text{UO}_2)_2(\text{SiO}_3\text{OH})_2 \cdot 5\text{H}_2\text{O}$) に近い形でウランが CSH に取り込まれている可能性がある。ウラノフェンも二ウラン酸カルシウムと同様に黄色を示すが、このような図3. 2. 2-5にみられる高 Ca/Si 比と低 Ca/Si 比の呈色の違いについては、蛍光分析の結果も含めて後述する。また、図3. 2. 2-5の共沈条件と水和条件を比較すると、共沈条件において黄色がより強く表れている。黄色が Ca-U 化合物の沈殿によるものだとすれば、共沈条件においては CSH の構造が安定化する前にウランが添加されたために、CSH 生成に先んじて Ca-U 化合物が一部生成し、収着期間7日間の後も残存したことが考えられる。

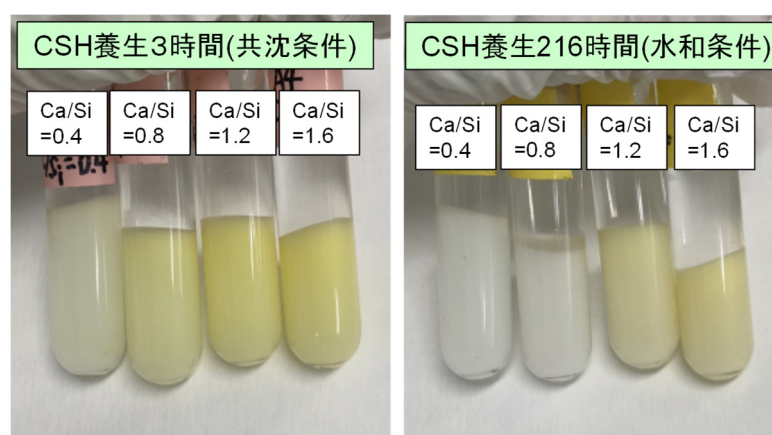


図3. 2. 2-5 収着実験後に遠心分離を行った CSH 試料の外観 (CSH 養生3時間及び216時間)

・CSH と共存状態にあるウランの蛍光減衰挙動

蛍光分析では、平成29年度と同様に、時間分解レーザー誘起蛍光分光分析 (TRLFS) によって、波長532 nmにおけるウランの蛍光減衰挙動を調べた。波長532 nmは、平成29年度取得したウランの蛍光発光スペクトルにおいて有意なピークが確認された波長である。また、蛍光減衰挙動測定時の励起には、394 nmのキセノンランプを使用した。CSH 調整条件毎の比較に先立ち、CSH 共存及び非共存の条件について蛍光減衰挙動を取得した結果が図3. 2. 2-6である。横軸は時間 [μs]、縦軸は測定初期において得られた蛍光強度の最大値によって蛍光強度を規格化したものである。図3. 2. 2-6には、3時間養生した Ca/Si 比1.2及び1.6の CSH 試料と、ウラン溶液として硝酸酸性のもの、水酸化ナトリウムを用いて pH 13以上にしたもの、飽和水酸化カルシウム溶液の3種類について測定した結果を外観の写真とともに示した。これらウラン溶液は、硝酸酸性のものを除き黄色沈殿を生成した状態である。図3. 2. 2-6からわかるように、硝酸酸性のウラン溶液が最も蛍光減衰が速く、次いで水酸化ナトリウム溶液、飽和水酸化カルシウム溶液となり、CSH 共存条件の蛍光減衰が最も遅くなった。蛍光減衰挙動は、ウラン等蛍光を発する金属イオンの蛍光エネルギーが周囲へ推移する程度に依存する。とくに溶液中では、水分子の OH 振動子への蛍光エネルギーの推移が大きく、金属イオン周囲にお

ける水和水等のような水分子の多寡が蛍光減衰挙動に顕著に表れる。図3.2.2-6においても、ウラニルイオン(UO_2^{2+})として溶存する場合がウランの周囲に最も水分子が多くなるために、蛍光減衰が速くなったと考えられる。これに対して高アルカリ条件で沈殿したウランの蛍光減衰はウラニルイオンより長くなっており、加水分解に伴って電荷を持たないウラン水酸化物沈殿となったために、水分子を引きつける力が小さくなったことが示唆される。また、硝酸酸性のウラン溶液については直線的な蛍光減衰挙動を示しており、ウラン化学種が UO_2^{2+} 単一であることを意味する。一方で、高アルカリ条件やCSH共存条件における蛍光減衰挙動は緩やかなカーブを示しており、複数のウラン化学種(水酸化物等)が共存すると考えられる。

図3.2.2-7は、収着実験後における、CSHと共存するウランの蛍光減衰挙動である。Ca/Si比0.4~1.6、及び養生期間3時間と216時間のデータを集約しており、3時間養生のCa/Si比1.2及び1.6のデータと水酸化ナトリウム溶液(ウラン水酸化物沈殿)のデータは図3.2.2-6のものを再掲した。図3.2.2-7に示すように、いずれのCSHについても水酸化物沈殿と比べてウランの蛍光減衰は長くなることが示された。また、Ca/Si比が小さくなるほど、ウランの蛍光減衰は緩やかになった。これは、先に指摘したように、低Ca/Si比においてはウラノフェンに類似した形でCSHに取り込まれていること、及び高Ca/Si比においてはCa-U化合物が生成していることに起因すると考えられる。ウラン水酸化物とCa-U化合物(たとえば二ウラン酸カルシウム)はいずれも沈殿ではあるが、図3.2.2-4に示すようにウラン水酸化物沈殿は水分子を伴った形であることが予想されるため、水酸化物沈殿の方がより速やかに蛍光が減衰したと考えられる。さらに、高Ca/Si比と低Ca/Si比の比較から、低Ca/Si比においてはCa-U化合物沈殿よりもウラン周囲から水分子が少なくなる状態にあることから、ウラノフェンの沈殿が生成するというよりは、ウラノフェンに類似した形でCSH構造内に取り込まれていることが、これら蛍光減衰挙動からも示唆される。とくに、Ca/Si比0.4の蛍光減衰はほぼ直線的であり、共存するウランのほとんどがウラノフェンに類似した形(以下、ウラノフェン形態と呼称)を取っていると予想される。また、Ca/Si比が大きくなるにつれて蛍光減衰がカーブを描きつつ短くなっており、Ca/Si比0.4の状態にCa-U化合物の生成が徐々に付加されているものと推測される。このような高Ca/Si比と低Ca/Si比に予想されるCSHとウランの相互作用の違いは、図3.2.2-5に示したウラン収着実験後のCSH試料の呈色とも関連すると推測される。図3.2.2-5のように、高Ca/Si比において黄色が顕著にみられるのは、Ca-U化合物がCSH構造とは別に沈殿を生成して二つの化合物の混合状態となっているために、CSH構造外のCa-U化合物沈殿の黄色が鮮やかに見えていると予想される。一方で、同様に黄色となるウラノフェンの生成が予想された低Ca/Si比ではほぼ白色となった。これは、ウラノフェン沈殿の固形物(粒子)が形成されず、CSH構造内にイオンレベルで比較的均一に分散しつつウラノフェン形態で取り込まれるために、見かけ上ウラノフェンの黄色が薄く見えている、あるいは黄色を示さない化学形態でCSHと相互作用している可能性がある。

なお、図3.2.2-7からわかるように、ウランの添加タイミングによる蛍光減衰挙動の違いはほとんど確認されなかった。図3.2.2-5では低Ca/Si比において共沈試料及び水と試料の間に僅かに呈色の違いが認められていたが、全体から見た場合のCa-U化合物割合は小さかったために蛍光減衰挙動としては反映されなかったと考えられる。これらのことは、CSH生

成から一週間程度の養生期間の違いではウランとの相互作用に大きな変化は生じない可能性を示唆する。Tagoら(2017)[5]は、7~60日間養生したCSHに対してラマン分光分析を行い、CSH構造の変化をSi-O四面体の重合度に着目して調べているが、この養生期間に亘って大きな変化は確認されていない。よって、CSH構造内のSi-O四面体の重合は生成後比較的速やかに進展し、その後大きくCSH構造を変えるものではないと考えられるため、CSH生成後の養生期間はウランとの相互作用には大きな影響を及ぼさないと予想される。

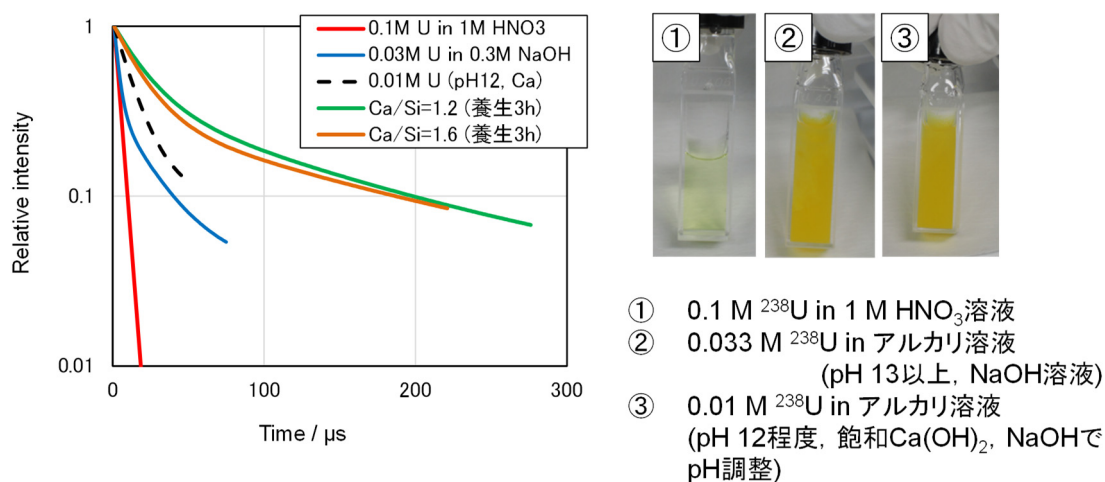


図3. 2. 2-6 ウラン溶液及びCSH共存試料の蛍光減衰挙動

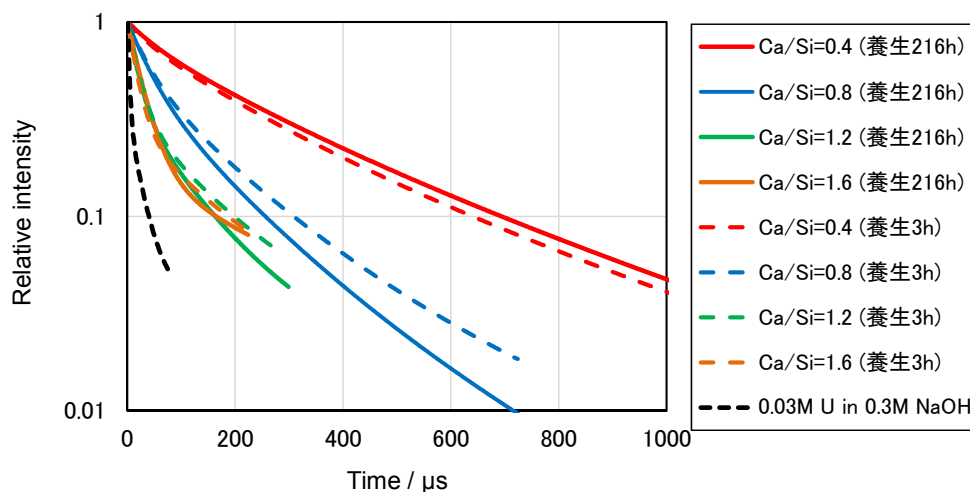


図3. 2. 2-7 ウラン収着実験後のCSH試料の蛍光減衰挙動(CSH養生3時間及び216時間)

2) 炭酸イオン共存条件におけるCSHに対するウランの収着挙動

ここでは、炭酸イオンが共存する場合のCSHへのウランの収着挙動について検討する。図3.2.2-8は、ソフトウェアChemical Equilibrium Diagramsを用いて作成した、炭酸イオン共存条件における UO_2^{2+} 化学種のpH依存性である。図3.2.2-8からわかるように、pH 7からpH 12の範囲においてトリ炭酸ウラニルのアニオン錯体($\text{UO}_2(\text{CO}_3)_3^{4-}$)として存在することが想定され、海水中に存在する極微量のウランもこれと同じ形態をとると考えられている(田伏ら

図3.2.2-9は、炭酸イオン共存条件のウラン収着実験後における液相中のCa濃度及びSi濃度、pH、固相中のCa/Si比である。図中の「CSH、U、炭酸無し」は、図3.2.2-3にも示した、平成29年度取得したデータである。また、ウラン濃度についてはいずれの試料においてもICP-AESの検出限界以下であり、添加したウランのほとんどが固相中に存在していることが確認された。図3.2.2-9(c)に示すように収着実験後のpHは10~13程度であり、図3.2.2-8からウランはこのpH範囲において炭酸錯体あるいは水酸化物として溶存すると予想される。しかし、本実験においては、いずれの条件においてもウランは固相側に存在しており、炭酸イオン共存条件においてもCSHがウランを固定化する可能性を示唆している。

図3.2.2-9(a)及び(b)から、炭酸イオン共存条件においてCa及びSiの溶出が増加していることがわかる。とくにCaはCa/Si比1.2及び1.6において相当量のCaが溶出しており、図3.2.2-9(d)に示した固相中のCa/Si比も低下する状態となった。これは、pHが12.6程度より大きい場合に沈殿を生じる水酸化カルシウム、あるいは炭酸イオン添加により生成する炭酸カルシウム沈殿が、コロイド状で固液分離時の濾過(孔径0.45 μm メンブレンフィルター)を通り抜けたことが考えられる。また、図3.2.2-9(c)のようにpHが炭酸イオンを添加しない場合に比べていずれも高くなったことについては、調整時に加えたアルカリ成分(水酸化ナトリウム及び炭酸ナトリウム)が若干過剰であったことによる。

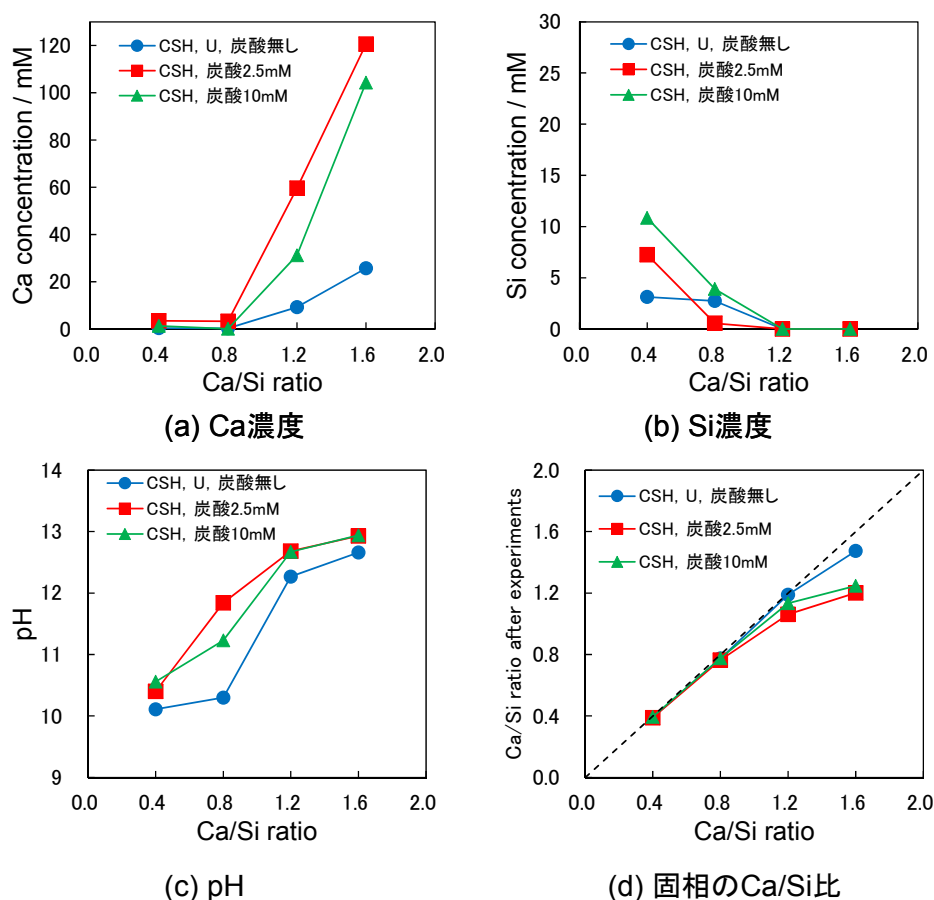


図3.2.2-9 炭酸イオン共存条件の収着実験後のCa及びSi濃度、pH、固相のCa/Si比

図3.2.2-10は、炭酸イオン共存条件のウラン収着実験後に遠心分離を行った CSH 試料の外観であり、比較のために図3.2.2-5に示した炭酸イオンを加えていない CSH 養生216時間の写真を並べて示した。図3.2.2-10からわかるように、炭酸イオンを加えない場合に比べて炭酸イオン共存条件においては、高 Ca/Si 比にて薄い黄色に見えるものの、いずれも白色に近い状態となった。共沈条件に関する議論においては、ウラン収着実験後の CSH にみられる黄色が二ウラン酸カルシウム等の Ca-U 化合物の生成に起因することを指摘した。本実験条件では、炭酸カルシウムの生成や、pH 12.6以上における水酸化カルシウム沈殿によってカルシウムが消費され、Ca-U 化合物の生成が抑制された可能性が考えられる。その一方、白色に近づいたのは、低 Ca/Si 比に想定されるウラノフェン形態の CSH への取り込みが、高 Ca/Si 比においても増加したことによると推測される。

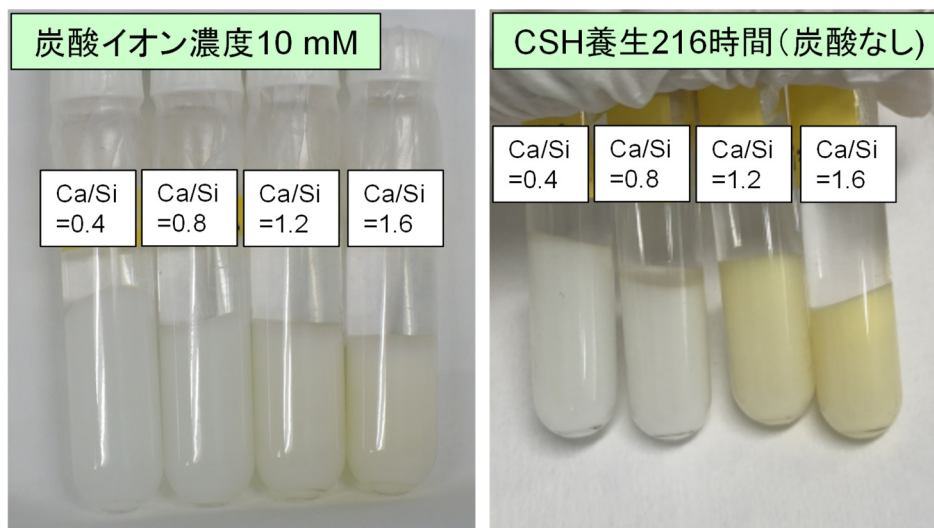


図3.2.2-10 収着実験後に遠心分離を行った CSH 試料の外観
(炭酸イオン10 mM 及び炭酸無し)

・CSH と共存状態にあるウランの蛍光減衰挙動

共沈条件の検討と同様に、炭酸イオン共存条件における収着実験後の CSH に含有するウランの蛍光減衰挙動を調べた。図3.2.2-11は、炭酸イオン10 mM、及び炭酸イオンを加えない場合の、CSH に含有するウランの蛍光減衰挙動である。炭酸イオンを加えない場合のデータは、図3.2.2-7内の養生期間216時間のデータを比較のために再掲した。また、図3.2.2-12に、炭酸イオン濃度2.5 mM 及び10 mM の場合の蛍光減衰挙動を示す。これらの図中には、10 mM 炭酸イオンを含む1 mM ウラン溶液 (CSH なし) を併せて示したが、その蛍光は非常に速やかに減衰している。これは、ウランが炭酸イオン錯体として溶存するために、水和水へ蛍光エネルギーが容易に推移したことによる。図3.2.2-11及び図3.2.2-12に示すように、炭酸イオンの有無、及び炭酸イオン濃度に依存した蛍光減衰挙動の変化はほとんどみられず、図3.2.2-7と同様に Ca/Si 比の依存性のみが確認された。これらのことは、前述したような、CSH 共存条件におけるウラノフェンや Ca-U 化合物の生成が、炭酸イオン錯体の形成よりも優先して

生じることを意味する。すなわち、炭酸イオンが共存するような地下環境条件においても、ウランはCSHによって顕著に固定化される可能性が示された。

ここで、炭酸イオンの有無による収着実験後の外観を比較した図3. 2. 2-10を含めて改めて検討する。図3. 2. 2-10に示すように、炭酸イオン共存条件では高Ca/Si比においても黄色がほとんど消失しており、これはCa-U化合物の減少とウラノフェン形態の取り込みによるものと先に述べた。しかし、図3. 2. 2-11や図3. 2. 2-12からは、炭酸イオンの有無及び多寡によらず、蛍光減衰挙動はほとんど同様であった。ウランがほとんど溶存しないことは確認されており、Ca-U化合物生成が減少すればウラノフェン形態の取り込みを示す低Ca/Si比の蛍光減衰挙動に近づくものと推測されたが、実際は異なる結果が得られている。この点については、高Ca/Si比においてもウラノフェン形態のCSHへのウランの取り込みが支配的であり、ごく少ない割合で生成したCa-U化合物沈殿の黄色が見かけ上目立って見えたと考えられる。

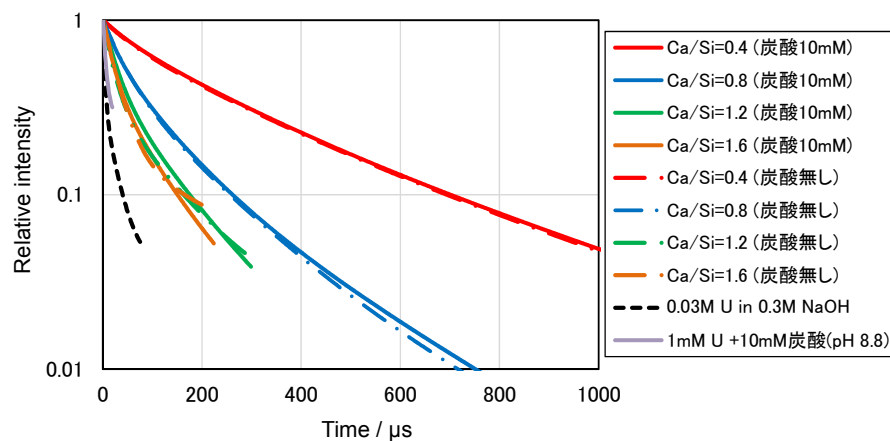


図3. 2. 2-11 ウラン収着実験後のCSH試料の蛍光減衰挙動(炭酸イオン有無の比較)

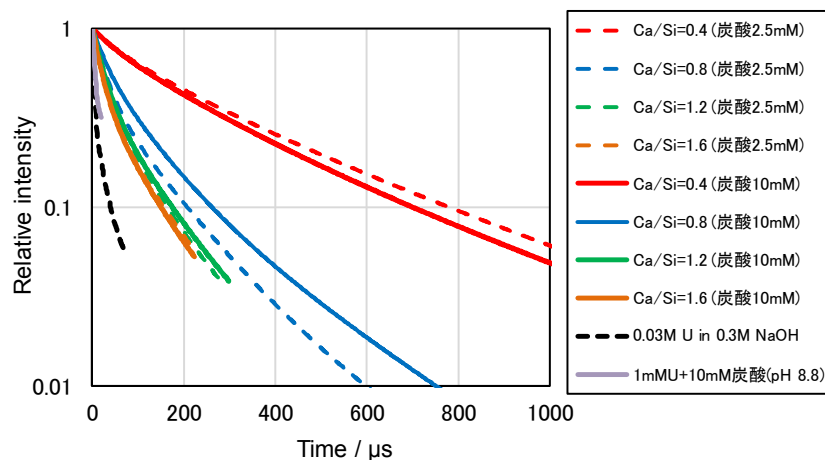


図3. 2. 2-12 ウラン収着実験後のCSH試料の蛍光減衰挙動(炭酸イオン濃度による比較)

② セメント系材料とウランとの相互作用の評価（再委託先：福島高専）

前述のようにデブリは、現時点では固体廃棄物の区分とされていない。しかし、長半減期の α 核種を含み、取り出し後、廃棄体化等の処理・貯蔵を経て、最終的に地下への隔離を必要とすることも考慮しておく必要がある。これまで JAEA (2015) [7]では、使用済燃料の直接処分についての考察を行っている。そこで、本研究では、前述①の結果を処分システムの性能評価に取り込む手法について、平成29年度の検討を発展させ、遅延係数のみならず周辺流路のセメントによる変質を考慮して検討する。

これまでの実験結果から、U (VI) は液相側において検出限界以下であり、検出限界値と固相側のウランの量から保守的な収着分配係数 K を求め、核種移行の遅延係数とする。これは、本研究を実施する以前では U(VI) はセメント影響にある高アルカリ地下水では加水分解種のみとしており、その場合はコロイドとして移行が懸念された。しかし、本研究により Ca/Si モル比が1.6から0.4の広い範囲において CSH が U(VI) と化学的な相互作用をし、コロイドとしての移行の可能性が低いことが示された。

図3.2.2-13に処分システムにおける pH を支配する化学種の時間変化の概要を示す (Atokins et al. (1992) [8])。この図からわかるように、Ca/Si モル比は時間とともに減少していくものの CSH は 10^6 年に亘り pH を支配する化学種であることがわかる。すなわち、本研究で得られた知見では平成29年度に示した遅延係数によって、U(VI) の移行挙動を安全評価に組み込むことができる。さらに、Chida et al. (2015) [9]や Kurata et al. (2017) [10]では、CSH の亀裂内流路への析出によって、亀裂内の流動性を小さくすることを実験的に示している。以下に遅延係数 R_d と核種移行の基礎となる一次元の移流—分散方程式を示す。

$$R_d = 1 + \frac{(1 - \varepsilon)K}{\varepsilon}, \quad \varepsilon \frac{\partial c}{\partial t} = \frac{D_e}{R_d} \frac{\partial^2 c}{\partial x^2} - \frac{u}{R_d} \frac{\partial c}{\partial x}$$

ここで、 ε は流路内の間隙率を示し、 K は収着分配係数を示し、 $K=K_d \rho_s$ として表すこともある。 K_d も収着分配係数と呼ばれ、密度の逆数の単位を持つ。 ρ_s は固相の密度 [kg/m^3] を示す。さらに、 c は着目する核種濃度 [mol/m^3]、 t は時間 [s]、 D_e は分散係数 (混合拡散係数とも呼ばれる) [m^2/s]、そして u は地下水のダルシー流体流速 [m/s] を示す。移流—分散方程式にはさらに崩壊項もあるが、ここでは割愛している。遅延係数 R_d は通常表記では、左辺の蓄積項に付けるが、ここではあえて右辺に示している。遅延係数は収着分配係数 K が0であっても、1となり、化学的な相互作用は $K>0$ となり、 $R_d>1$ となる。つまり、その分、分散係数や流速が見かけ上小さくなる。これは、化学的相互作用の局所平衡により、地下水の流れより核種は遅く移動することを定量的に示すことになる。CSH との U(VI) との化学的相互作用は $K>0$ を示し、また、CSH の流路への析出は流速 u や分散係数 D_e の値も小さくすることを意味する。これらの相乗効果と溶解度により U(VI) の安全評価がなされる。しかし、 10^7 年になると、地下水は通常の pH の8に戻り、CSH は消失する。安全評価では、そのような場合についても考慮する必要がある。

図3.2.2-14に JAEA (2015) [7]における隆起・侵食の概念図を示す。この図は、シナリオとして地下1,000 m に設置した処分システムが、0.3 mm/y で隆起し、同時に侵食され、今の地

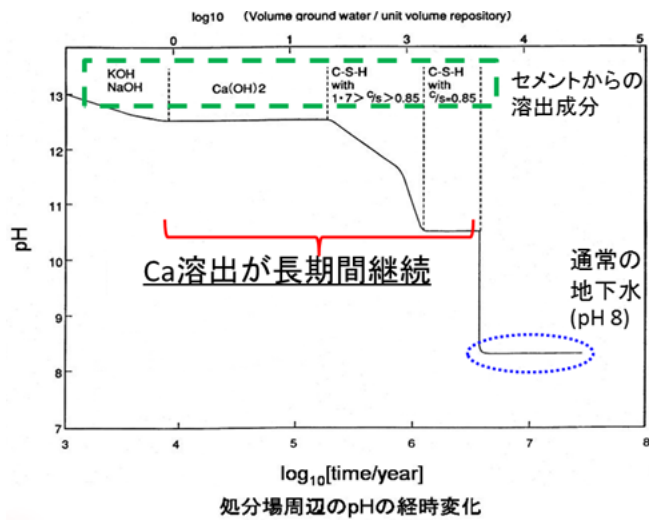


図3.2.2-13 処分システムにおける pH を支配する化学種の時間変化の概要 (Atokins et al. (1992)^[8]に一部加筆)

表の標高が保たれるとき、被ばく経路は3つのシナリオがあることを述べている。処分場深度を1,000 m、隆起・侵食速度を0.3 mm/y とすると、100万年後(10⁶年後)に風化帯に至り、330万年で地上に到達することになる。このときの線量を支配する核種はU-238 (半減期約4.5×10⁹年)の娘核種であるRa-226 及びPb-210 となる。Ra-226は天然に存在する放射性物質であり、質量数が異なるラジウム (Ra-223, -224, -226, -228) の中でRa-226はU-238を起源とし、半減期1,620年に従ってα崩壊し、Rn-222を生成する。他方、Pb-210はU-238を親核種とするウラン系列によって、半減期26分強のPb-214、半減期22年強のPb-210が生成される。処分システムが地表に近くなると、これまで地下に蓄積していた Ra-226や Pb-210が生態圏における線量を支配することとなる[7]。

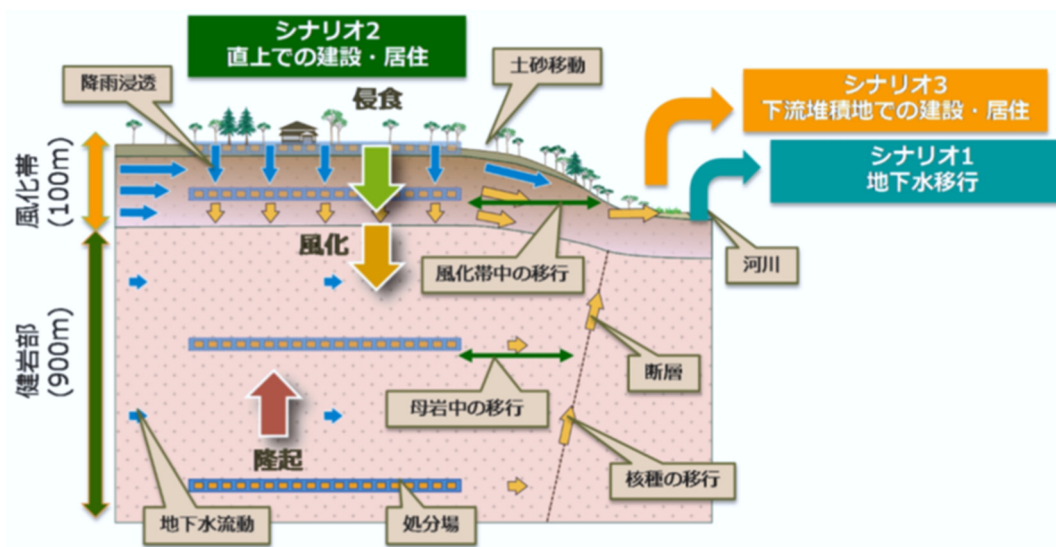


図3.2.2-14 処分システムに及ぼす隆起・侵食の影響 (概念図) (JAEA (2015)^[7]より)

今、デブリ等のウランを含む処分システムは地層処分相当の TRU 廃棄物 (Trans-Uranic waste) の処分システムを考える。そのとき、 10^6 年までの期間において CSH と U(VI) は相互作用をし、U(VI) の移行は地下水流動に比較して遅延される。そして、それ以降は、CSH が消失し、U(VI) が周辺に希釈する。このことは処分システムの提示として重要なポイントとなる。すなわち、U-238 (半減期約 4.5×10^9 年) のような核種が含まれる場合、閉じ込めをしつつ、 10^6 年以降では、適度な希釈も必要となる。図3.2.2-13に示したように、セメント系材料の主成分である CSH はこの両者の機能を長期間において発揮することとなる。したがって、普通ポルトランドセメントを中心にこれまでの TRU 地層処分システム[2]や直接処分システム[7]に準じた廃棄体、オーバーパック、ベントナイト等による緩衝材、その周囲の岩盤からなる人工及び天然バリアを地下1,000 m に構築すれば、隆起・侵食を考慮しても、CSH はおおよそ 10^6 年までの移行抑制とそれ以降の希釈効果の双方の機能を持ち、JAEA(2015) [7]に示されるように、天然由来の U-238、Ra-226及び Pb-210の濃度をほぼ同程度に隔離することができる。なお、このように線量でなく、自然界の持つ濃度と比較する方法は、濃度を線量の補完的指標として用いるものであり、長期間の処分システムの妥当性を示す上で、U-238を含む廃棄物の場合においても有用と考える。

(3) まとめ

現在、1F では、デブリの取り出し、その安定保管を目指している。本研究では、その後の地圏環境を利用し処分について、地下構造物の構築に不可欠なセメントとウランとの相互作用について、セメントの主成分であるカルシウムシリケート水和物 (CSH) の劣化とウラン (VI) を取り上げて熱力学データベース及び実験的な考察により整理した。ここでは、CSH の Ca/Si モル比が普通ポルトランドセメントの1.6から CSH の劣化に伴う Ca の溶脱と乾燥過程を経ない地下冠水環境を考慮して進めた。その結果、U(VI) はセメントの影響により高アルカリ環境において単に加水分解種を生成するのではなく、CSH とウラノフェンのような準安定物質を形成し、加水分解種によるコロイド状での移行を抑えることが明らかになった。そして、その挙動を基に、処分システムの安全評価への知見の反映方法と処分システムの提示を行った。処分システムの提示では、CSH による移行抑制は 10^6 年程度まで期待され、それ以降は、CSH は消失し、ウランを希釈させることにより、娘核種の Ra-226や Pb-210を、自然界の濃度まで抑えることを示した。今後、デブリに共存する他のアクチニド (たとえば、Pu) 等のさらなる詳細な検討は必要となるものの、本研究によって、多価陽イオンの加水分解種について処分システムにおけるセメント系材料の利用及び処分システムの方向性を示すことができたと考えられる。

参考文献

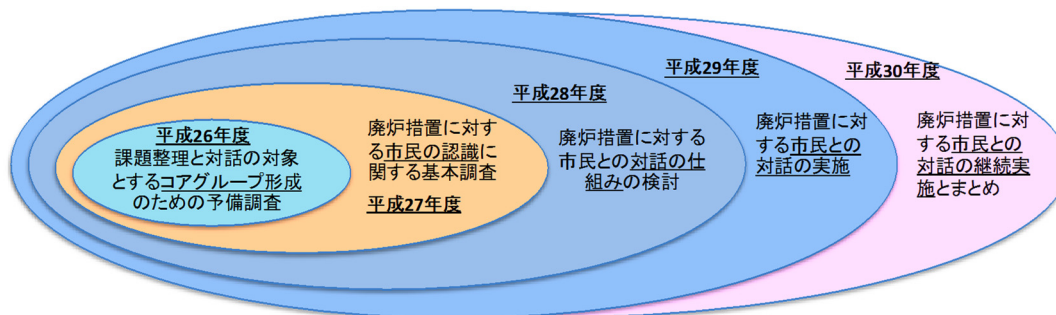
- [1] Ignashi, P.: Chemical Equilibrium Diagrams, <https://www.kth.se/che/medusa/> (2016).
- [2] 電気事業連合会・核燃料サイクル開発機構 (JNC): TRU 廃棄物処分技術検討書—第2次 TRU 廃棄物処分研究開発取りまとめ—、TY1400 2005-013 (2005).

- [3] 千田太詩、船橋泰平、齋藤雄太、新堀雄一：高塩濃度冠水環境におけるカルシウムシリケート水和物の安定性に関する研究、原子力バックエンド研究、22(2)、29-35 (2015).
- [4] 牧 俊夫、矢野正行：CaO-Al₂O₃-SO₃系仮焼粉末による水溶液中のウランの回収、窯業協会誌、89(11)、585-594 (1981).
- [5] Tago, H., Chida, T., Niibori, Y.: Sorption Behavior of Iodide Ions on Calcium Silicate Hydrate Formed under the Condition Saturated with Saline Water, Proceeding of WM2017, WM2017 Conference, March 5-9, 2017, Phoenix, Arizon USA, paper No. 17069 (2017).
- [6] 田伏岩夫、小夫家芳明：海水ウラン採取のための選択的キレート吸着剤、日本海水学会誌36(4)、205-217 (1982).
- [7] JAEA(日本原子力研究開発機構)：わが国における使用済燃料の地層処分システムに関する概括的評価 (2015).
- [8] Atkins, M. et al., Cement Hydrate Phase: Solubility at 25°C, Cement Concrete Res., 22, 241-246 (1992)
- [9] Chida, T., Kurata, D., Niibori, Y., Mimura, H.: Influences of Temperature on Permeability Changes of Flow-paths Altered by Highly Alkaline Ca-rich Groundwater. Proceedings of WM2015 (HLW, TRU, LLW/ILW, Mixed, Hazardous Wastes & Environmental Management), (Paper No. 15192), (2015), 1-7.
- [10] Kurata, D., Chida, T., Niibori, Y.: Flow Rate Dependency of Permeability Changes with the Deposition of CSH under the Highly Alkaline Ca-rich Condition, Proceedings of WM2017 (HLW, TRU, LLW/ILW, Mixed, Hazardous Wastes & Environmental Management), (Paper ID. 17175), (2017), 1-9.

3.2.3 市民との対話に基づく社会的受容性醸成の実践

(1) これまでの研究成果の概要（H26～H29）

本研究項目においては、福島第一原子力発電所の廃止措置に関する社会的受容性の醸成を目的として、図 3.2.3-1 に示すように継続的に研究を進めた。



平成 26 年度には、研究を進めるに当たって現状把握を行うために、国民の原子力及び廃炉に対する意識が、地域によってどのように異なっているかを調査した。全国規模での Web アンケート調査を実施することにより、地域毎の意識の違いを明らかにして、コアグループ形成に当たっての地域選定の方針を明確化した。

これを受けて平成 27 年度は首都圏でフォーカスグループインタビュー (FGI) を行い、より詳細に一般市民の「廃止措置」に関するリスク認知の傾向を明らかにして、社会受容性の向上を目指した「対話」の実現に向けて準備を行った。その結果として、以下のような点を明らかにすることができた。

- ✓ FGI が一般市民の廃止措置に対する考え方を明らかにする上で有効に機能することを確認
- ✓ 一般市民の放射線や廃炉、そして福島第一原子力発電所の現状に対する知識が圧倒的に不足していることを再認識
- ✓ 顔の見える専門家の存在の重要性は以前から指摘されているが、今回研究実施主体者として参加した「高橋」に対しては、すべての参加者からある程度の信頼が醸成
- ✓ 専門家との対話が有効に機能する可能性を示唆

平成 28 年度は、前年度に確認した一般市民の廃炉に対する意識の地域による違いを明らかにするために、前年度同様の FGI を関西地域で行った。結果として以下のような点が明らかになった。

- ✓ 首都圏の方はより現実的に東電や政府に対して感情的な不信感を持つことになる人が多かったが、関西圏においては実際的な距離があるということも幸いして、ある程度冷静に状況を判断している人の割合が多いのかもしれないと結論づけることができる
- ✓ 首都圏でも確認された原子力に対する受容意識醸成のキーとなる放射線に関する基本知識の欠如は関西圏でも同様の結果
- ✓ 関西の参加者の方がより具体的な指摘。身近な問題をベースにしてある程度は冷静に考えることができる姿勢を確認。

平成 29 年度は 2 回の FGI における経験に基づき、説明を行う研究者側のスキルの醸成が必要という認識に至り、一般市民が廃止措置事業のどのような点に疑問・懸念を抱いているのかという点を研究者側が実感し、それを通じて社会的なリテラシーを向上させることを目的として、本研究プロジェクトに参加している専門家の協力を得て一般市民との対話を行った。これまでの FGI は 1 回だけのセッションであったために、対話の内容の深まりが不足していた傾向にあった。平成 29 年度はその反省を受けて 2 回に亘ってワークショップとして実施することとした。1 回目のワークショップは対象とするトピックをブレインストーミング的に絞り込んでいくセッションとして、2 回目はそのトピックに基づき専門家を交えてより深い対話を行うこととした。この平成 29 年度の対話においてはある程度の一様性のある集団を対象にするという方針で、宮城学院女子大学の女子大生を対象にすることとし、同じ参加者に対して以下の 2 回の対話を実施した。

<第 1 回ワークショップ>

日時：平成 30 年 2 月 23 日（金） 場所：東北大学

第 1 回目のワークショップは「廃炉図鑑」をベースにした問題点・疑問点・気になる点の整理、共有を目的として 2 時間半に亘り行った。参加者 10 名を二つのグループに分けてポストイットに記入してもらい、専門家に答えてもらうキーとなる質問項目を整理した。

<第 2 回ワークショップ>

日時：平成 30 年 3 月 5 日（月） 場所：東北大学

第 2 回ワークショップは第 1 回のワークショップで抽出した項目の一部に関して、研究者側が専門的立場から回答するという形で進めるた。ここで重要なポイントは一般市民側の理解を促進させることと同時に、専門家側のこのような説明する場における自分の行動に関する認識を確認することを促すことを目的とした点にある。さらに、このワークショップにおける一般市民とのコミュニケーションの場を、原子力における一般市民とのコミュニケーションの専門家に観察してもらい、その内容を評価してもらった。

専門家から得られている評価としては、全体として対話が成立していなかったとの指摘がある。専門家側の一方的な説明が長く続いたり、明らかに理解が難しい専門用語を使ったり、一般市民との対話における基本的な配慮に欠ける部分が多くあったことが指摘されている。ファシリテータとしての高橋の発言も、本来なら参加者側の質問を促し積極的な発言を引き出すようにすべきであったが、自分の発言が多くなってしまっていたことも反省点としてあげられる。

平成 29 年度の成果としては、専門家として一般市民との対話に参加してもらうことにより、コミュニケーションの困難さと自分の認識と実際の状況との乖離を認識してもらうことができたことがあげられる。ワークショップに関しては、専門家の評価からもうかがえるように十分「対話」が成立していなかったことが反省点としてあげられ平成 30 年度に向けての課題となった。

(2) 今年度の実施内容と研究成果 (H30)

① 今年度の対話実施に当たっての方針

平成 29 年度の専門家と一般市民との対話において、専門家側の説明スキルの不十分性が明らかになった。廃止措置の社会的受容性の向上のためには、専門家側が一般市民側に対するリテラシーを醸成する必要がある、そのためには実践的に市民との対話を行いスキルを向上させていく必要がある。平成 30 年度の対話においては、平成 29 年度の対話に参加して頂いた本研究プロジェクトの専門家 2 名に再び参加して頂き、事前の打ち合わせにおいて、平成 29 年度の対話内容に関するコミュニケーションの専門家からの以下の指摘に関して、十分に認識頂き、対話に臨んで頂くこととした。

提言 1：原子力専門家は、説明者としての参加に先立って、リスクコミュニケーションの基本知見を習得すること。文章にすると長い説明の回避、専門語の多用の回避、自分が話すことよりまず聴くことを重視した対話の実現、一方的でなく、懸念や疑問に寄り添う対話の必要性、図や表のわかりやすさへの配慮その他、本評価中に例示した改善提案はいずれもリスクコミュニケーションの分野では必要最小限の知識として知られているものばかりである。

提言 2：原子力専門家は、自分が信奉する原子力技術について懸命に説明するのではなく、相手の持つ懸念や疑問に対して真摯に答えることを基本とする。

提言 3：ファシリテータ担当者は、原子力専門家の説明が上に例示した問題点を有していると感じた場合には、速やかに介入して方針の修正を要請すべきである。

提言 4：方針を修正しようと思っても、資料の修正等は直ちに行なうことはできない。それゆえ、短時間であってもよいから事前の資料チェック、簡単なリハーサル等はファシリテータ担当者が主導権を持って実施することを望みたい。

平成 29 年度は仙台地区において女子大生を対象にして対話を実施したが、平成 30 年度は東京地区において 20 代から 40 代の一般市民を対象にして対話を実施した。以下に実施概要を示す。

✓ 期日：平成 31 年 1 月 12 日(土) 午前の部：10 時～12 時/午後の部：13 時～15 時

場所：マーケティングラボ トークアイ

✓ 対象者条件：人数：10 名（男性 5 名 女性 5 名）年代：20-40 代

平成 27 年度の FGI においては、東京地区で対象者を 20-60 代の男女としたが、その時の経験として 50-60 代の参加者に関して、持っている考えが強く柔軟性に欠く場合が多く、議論全体の流れが特定の方向に向かってしまうことがあった。その経験をもとにして、平成 30 年度の対話においては 20-40 代の男女を参加の条件とした。50 代以上の市民に対しても社会受容の醸成を進めて行かなければならないことは事実であるが、平成 30 年度の対話においてはこれからの日本社会において中核的な存在となる若年世代にターゲットを絞ることとした。

実際の対話は以下に示すような流れで行った。

1) 趣旨説明

- 2) Ice Break
- 3) 専門家から自己紹介
- 4) 参加者が論点をポストイットに記入
- 5) Fish Bowl 型の討論
 - a) 最初にグループ 1 が自分の書いた内容を述べ、グループ 2 はそれを観察
 - b) 次に立場を入れ替えて、グループ 2 が発表し、グループ 1 がそれを観察
- 6) 専門家の回答
- 7) 自由討論
- 8) グループの討論の要約を発表
- 9) まとめ

平成 30 年度の対話においては、上記の Fish Bowl 型の討論を行った点に特徴がある。今回は全体の参加者を二つのグループに分けて廃炉に関する問題点をグループ討論でまとめてもらったが、その議論の過程をお互いのグループが交互に観察するという形態を取った。それぞれのグループが独立して議論を行い、その後で出てきた意見をお互いに発表してすり合わせを行うというやり方が一般的に行われている討論の形態であるが、Fish Bowl 型の討論は他のグループの議論を観察することで、自分たちのグループの議論の活性化と同じ論点への過度の重複が避けられるという利点がある。

② 対話の結果

図 3.2.3-2 にグループ討論の結果としてそれぞれのグループが結論としてまとめた廃止措置における疑問点を示す。なお付箋の色は以下に対応している。

- 1) 説明では触れられていないことに関する疑問（赤）
- 2) 説明されたがわからなかったこと（黄）
- 3) 自分たちが一番心配に思うこと（青）
- 4) 自分たちが期待すること（緑）

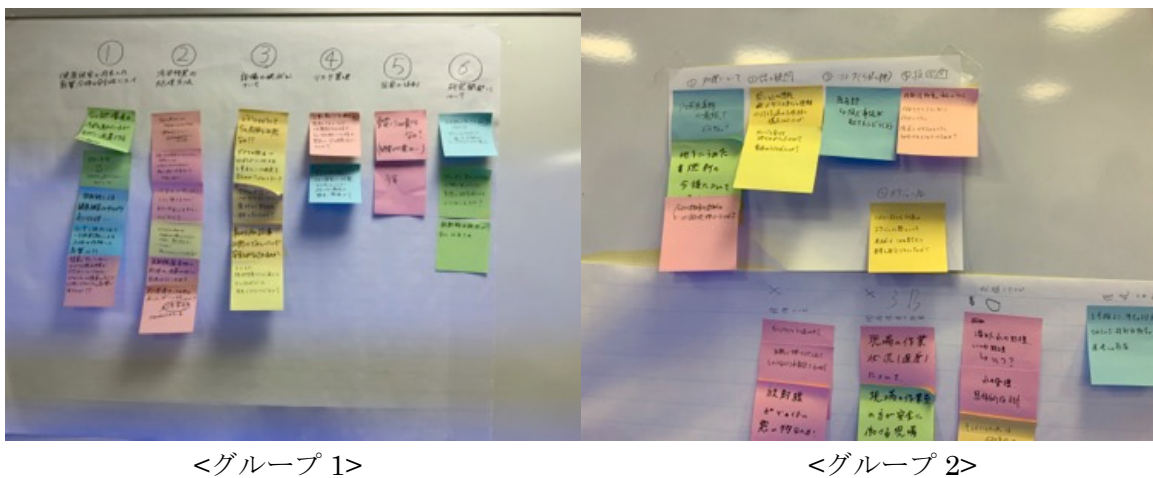


図 3.2.3-2 グループ討論の結果

これらの疑問点に関して、ファシリテータの高橋が二人の専門家に問いかける形で回答してもらった。回答に関しては平成 29 年度の反省が反映されて、コミュニケーションの専門家からのアドバイスに従って回答の仕方、姿勢が大幅に改善している様子がうかがえた。

以下に対話終了後に参加者に答えてもらった事後アンケート結果を示す。事後アンケートは以下の項目に関して 5 段階評価をしてもらった。

- a) 今回の対話に参加して福島第一原子力発電所の廃炉に関する理解が深まったと思いますか？
- b) 今回の対話に参加して福島第一原子力発電所の廃炉と通常炉の廃炉の違いについてより理解できたと思いますか？
- c) 今回の対話での専門家からの説明はわかりやすかったと思いますか？
- d) 今回の対話に参加して福島第一原子力発電所の廃炉についてより関心を持てるようになりましたか？

表 3. 2. 3-1 に結果を示す。専門家の説明に関してはまだ改善の余地はあるが、理解を深めるための対話の場としての評価は全体的に高い結果となっている。

次に表 3. 2. 3-2 に事後アンケートの自由記述の内容の一部を示す。

自由記述の内容からも、今回の対話の参加者がこの機会を極めて肯定的に受け止めていることが示されている。説明をする専門家の姿勢、熱意が伝わっていると示唆される内容もあり、平成 30 年度の対話は、福島第一原子力発電所の廃止措置に関する社会受容の醸成の一助のなったとともに、専門家の説明スキルの向上を確認することができたと考える。

(3) まとめ

本研究項目においては、廃止措置の社会的受容性の醸成を最終的な目的として、一般市民の廃止措置に対する認識の調査から始め、一般市民との対話の実践を行ってきた。実際に対話の対象となった一般市民の数はトータルで 50 名程度に過ぎず、マスとしての市民全体の社会的受容性を多く向上させるまでは至ってはいない。しかしながら、本研究項目では市民との対話を通じて、廃止措置に関する社会的受容性が醸成される可能性を示し、研究者側の社会リテラシー向上がそのための重要な要素となることを明らかにした点が重要な成果であると考えられる。今後は本研究で得られた成果をより多くの市民を対象にした社会受容性向上のための取り組みにつなげていくことが重要であると考えられる。

表 3. 2. 3-1 事後アンケート結果(1)

		1	2	3	4
		1F廃炉の理解	廃炉の違い	専門家の説明	廃炉への関心
男性	A	1	1	2	1
	B	1	1	2	1
	C	1	1	1	1
	D	2	1	3	2
	E	1	2	1	2
女性	F	1	2	2	2
	G	1	2	2	1
	H	1	1	1	1
	I	1	1	1	1
	J	1	1	1	1

1	思う	思う	思う	すごく関心がある
2	それなりに思う	それなりに思う	それなりに思う	関心がある
3	どちらでもない	どちらでもない	どちらでもない	どちらでもない
4	あまり思わない	あまり思わない	あまり思わない	関心がない
5	思わない	思わない	思わない	全く関心がない
	1F廃炉の理解	廃炉の違い	専門家の説明	廃炉への関心

表 3. 2. 3-2 事後アンケート結果(2) 自由記述の内容

5 今回の対話で一番印象に残ったこと
<p>日本全体が今回の惨事の反省を次に活かそうという姿勢を感じた。 やはり日本は原子力発電には頼らないといけない。 そのため、いかにリスクを小さくできるかが、今後の課題だと感じました。 廃炉の未だ解決せぬ問題を国民全体で考えていくべきであると思いました。</p>
<ul style="list-style-type: none"> ・汚染水の安全性 ・メディアや社会と現状のギャップ ・燃料について (代替燃料や原子力燃料について) <p>※今回の話を聞いて、自分がどれだけ原発について知らなかったのか、どれだけ関心を持たずにきてしまったのかを感じました。</p>
<p>日本人にはデータを見る「力」が抜け落ちている。 クリーンな第三者が発表するデータにいつでもアクセスできるようにして、現実を見るべきだと思った。 フェイクニュースを取り締まるように海外と一緒に手を組むべき。</p>
<ul style="list-style-type: none"> ・事故のデータが次回に活かされるように対策を立てている。 ・作業員の装備について、合理的な判断で、何を使う、使わない等、考察していた事。
<p>科学的なデータとして安全性が確認できている事もネガティブなイメージとして正しく伝わらない。 (自分が認識、イメージしているよりも安全であったと知れた。) ※学校教育で子供に伝えることはできないのでしょうか？</p>
<p>事故当時は高校生だったため、なぜ事故が起き、それに対してどのような対処しているのかを理解できませんでした。 今回参加して、原発の仕組みや廃炉への道程の大変さを学ぶことができ、大変勉強になりました。 なかでも、専門家・政府・東電の皆さんと、地元住民の方々との間で、安全性が証明された数字と感情の対立(?)があることを残念に思いました。 また、東北に住んでいない私たちも、福島を食べ物を避けたりせず、平等に判断することが風評被害の解消につながるかと考えました。 本日はありがとうございました。</p>
<p>普段、ネットやテレビで情報を得ていた福島とは全く異なり、どちらかというともるい未来のようなものが見えました。 起きてしまった事に対し、いろんな方がいろんな側面に対策を取っている "ちゃんと考えられている" という印象が残りました。 先生方が熱く語っていただき、また周りの方の意見も参考に、とても勉強になりました。 ありがとうございました。 こういう場がたくさん設けられたらな、と思いました。</p>
<p>原子力を使用することは長期的に管理・保管する必要があるものにも関わらず、理解が薄い人(私も含め)がとてたくさんいることがわかりました。 あらゆる面で総合的に原子力が必要ということをもっと広く理解していく必要があると思います。 とても丁寧に真摯な説明をしていただき関心が強くなりました。 このような機会をいただきありがとうございました。 もっとお話を伺いたかったです。</p>
<p>原子力発電の有用性と、それに関わる専門家の方々の熱意・誠実さが心に残りました。 「原子力＝危険」と人々は思っています。ですが、それは知識不足からくるものです。 情報・知識の不足は、不安と差別を生むと思います。 まずは人々が、正確かつ信用できる情報を得ることが重要だと感じました。 原子力発電についてネガティブなイメージを漠然と持つだけでなく、自ら正しい情報を得る努力をし、原子力を選べるだけでなく、原子力と向き合っていくことが大切と感じました。 特に子供たちには、福島の原子力発電所について正しい理解を深めてほしいと思っています。 本日は貴重な経験をさせていただき、ありがとうございました。</p>
<p>今回の企画を通して、研究者の方々の日々絶え間ない努力に感謝の気持ちが大きくなりました。 正直今までの自分自身のわずかな知識の中では、原子力は危ないもの、そして何を信じて良いのかわからない、疑わしいという気持ちが大きかったのですが、やはり私たちの今の生活を維持するためには不可欠なもの、そしてもっとも一人一人が関心を持たなければならないものだという認識が強くなりました。 先生のお話や本の最後の方(糸井さんの座談会)にもありましたように、国家のプロジェクトとして "廃炉という事業" を若い人が世界に発信できるようになればと思いました。 学校等で子供たちにも授業をしていただけたら・・・。 こういう場が少ないことがとても残念です。</p>

3.3 教育プログラムの構築

3.3.1 原子炉廃止措置工学プログラムの構築

1Fの原子炉廃止措置は、長期を要するプロジェクトであること、今後を長期的に展望すると、他の原子力発電所の原子炉廃止措置も継続的に実施されることになると予測されることから、原子炉廃止措置工学の履修コースを恒常的な教育カリキュラムとして本学の教育プログラム内に位置づけるための検討・準備を初年度（平成26年度）に行った。

1Fの原子炉廃止措置は、現場調査等が進むに従って状況が常に変化し、それに伴って現場工事工程も常に変化することが予測されるため、原子炉廃止措置に取り組む人材にはこのような変化に対する確かつ重層的に対応できる能力が要求される。このため、原子炉廃止措置工学の教育プログラムの構築に当たっては、基盤研究への学生の主体的な参画を促し、下記能力を持つ中核人材を育成することを念頭にプログラム設計した。

- (1) 原理・原則に立ち戻って課題解決を図る能力
- (2) 課題の本質（幹と枝葉）を的確に見分ける能力
- (3) 異分野専門家との高度コミュニケーション・協働能力

上記の成果を踏まえ、平成30年度は教育カリキュラムとして「原子炉廃止措置工学プログラム」（図3.3.1-1）を学生便覧に位置づけ、正式に本プログラムを開設し、人材育成にあたった。本プログラム科目表を表3.3.1-1に示す。

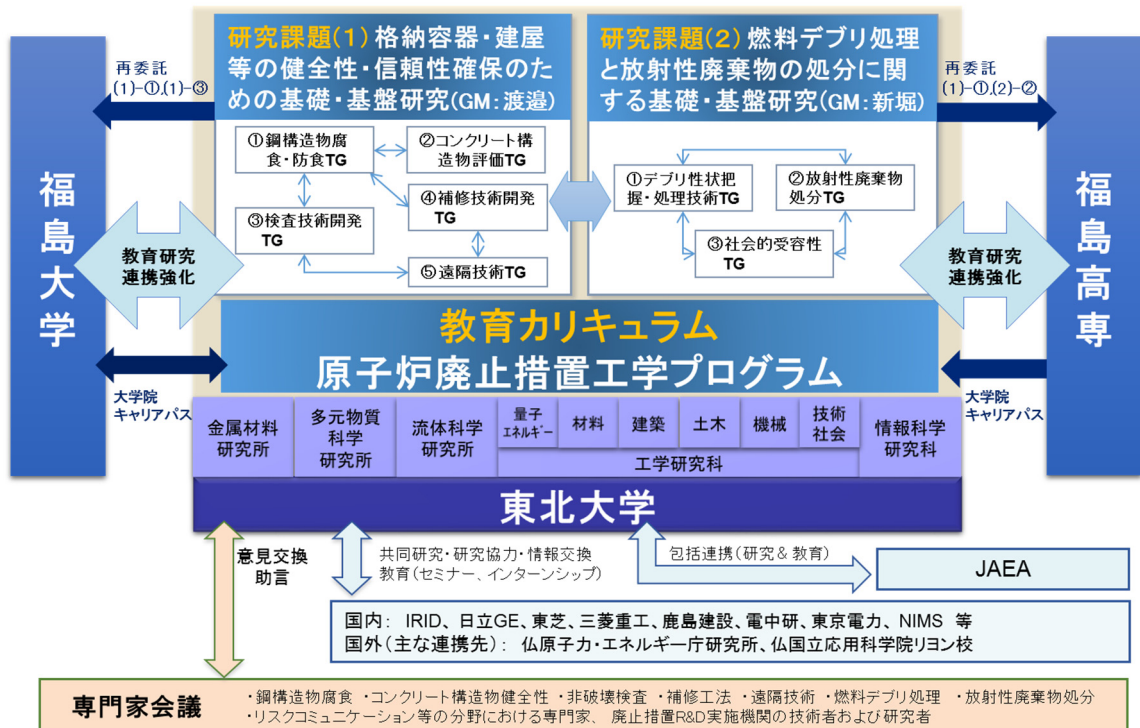


図3.3.1-1 原子炉廃止措置工学プログラム

表3.3.1-1 「原子炉廃止措置工学プログラム」科目表

博士課程前期（修士）

区分	授業科目	単位と履修方法	
		必修	選択必修
廃止措置工学 基幹科目	原子炉廃止措置工学概論	2	
	原子炉廃止措置工学Ⅰ：鋼構造物保全分野		2
	原子炉廃止措置工学Ⅱ：鉄鋼材料分野		2
	原子炉廃止措置工学Ⅲ：腐食防食分野		2
	原子炉廃止措置工学Ⅳ：環境強度分野		2
	原子炉廃止措置工学Ⅴ：非破壊検査分野		2
	原子炉廃止措置工学Ⅵ：補修・接合分野		1
	原子炉廃止措置工学Ⅶ：コンクリート構造物保全分野		2
	原子炉廃止措置工学Ⅷ：建設材料分野		2
	原子炉廃止措置工学Ⅸ：耐震設計分野		2
	原子炉廃止措置工学Ⅹ：耐震性評価分野		2
	原子炉廃止措置工学Ⅺ：建築物寿命評価分野		2
	原子炉廃止措置工学Ⅻ：建築物信頼性分野		2
	原子炉廃止措置工学ⅫⅢ：燃料デブリ処理分野		2
	原子炉廃止措置工学ⅫⅣ：臨界反応制御分野		2
	原子炉廃止措置工学ⅫⅤ：放射線防護分野		2
	原子炉廃止措置工学ⅫⅥ：地層処分分野		2
	原子炉廃止措置工学ⅫⅦ：リスク・コミュニケーション分野		2
	原子炉廃止措置工学ⅫⅧ：人間－ロボット・インターフェース分野		2
原子炉廃止措置工学ⅫⅨ：行動分析分野		2	
原子炉廃止措置工学特別講義A		2	
学外実習	廃止措置R&Dインターシップ研修	1～2	
	国際インターシップ研修		…

博士課程後期（博士）

区分	授業科目	単位と履修方法	
		必修	選択必修
廃止措置工学 基幹科目	原子炉廃止措置工学特論Ⅰ：概論		2
	原子炉廃止措置工学特論Ⅱ：腐食防食分野		2
	原子炉廃止措置工学特論Ⅲ：検査技術分野		2
	原子炉廃止措置工学特論Ⅳ：燃料デブリ処理分野		2
	原子炉廃止措置工学特論Ⅴ：リスク・コミュニケーション分野		2
	リーダー論		1
	トップリーダー特別講義		1
	原子炉廃止措置工学特別講義B		2

以下に学生便覧における当該プログラムの一部抜粋を示す。

学生便覧（抜粋）

19 原子炉廃止措置工学プログラム

工学研究科、情報科学研究科

原子炉廃止措置工学プログラムは、本学が国家課題対応型研究開発推進事業「廃止措置等基盤研究・人材育成プログラム委託費」（文部科学省）により採択された「廃止措置のための格納容器・建屋等信頼性維持と廃棄物処理・処分に関する基盤研究および中核人材育成プログラム」を実施するための教育プログラムです。本プログラムは、東京電力福島第一原子力発電所の安全な廃止措置をリードできる中核人材の育成を図ることを目的としています。前期課程においては、廃止措置に関するコア領域の知識を修得すると共に、廃止措置に係わる広範な工学分野の知識を得ることとします。さらに、基盤研究への主体的参画、廃止措置を担う企業等におけるR&Dインターンシップ等を通じて、中核人材に求められる専門力を涵養します。後期過程においては、専門性をより深めるとともにリーダーとしての素養を高めます。本プログラム修了者には、修了証を授与します。

修了要件

各研究科の規程による。

修了するために必要な単位は、所属する専攻で定められている修了要件にしたがって修得しなければならない。（例：工学研究科1～18の専攻）

前期課程を修了するためには、・・・（略）・・・修士論文又は特定の課題についての研究成果の審査及び最終試験に合格しなければならない。ただし、・・・。

後期課程を修了するためには、・・・（略）・・・博士論文の審査及び最終試験に合格しなければならない。ただし、・・・。

なお、本プログラム修了のためには、所属研究科・専攻における所定の講義及び研修の単位取得と並行して、以下に示す本プログラムの科目を履修し合格する必要がある。

[修士]

- (1) 廃止措置工学基幹科目から必修2単位を含む8単位以上を修得すること。
- (2) 廃止措置R&Dインターンシップ研修1単位以上を修得すること。

[博士]

- (1) 廃止措置工学基幹科目から4単位以上習得すること。

「原子炉廃止措置工学プログラム」は、表3.3.1-1に示すような研究課題の基礎を成す広範な分野の科目を系統的に配置したカリキュラムとなっている。博士課程前期（修士）は、座学20科目と廃止措置に向けた技術開発を行っている機関への国内外インターンシップ等を組み合わせた専門家養成カリキュラムを、博士課程後期は、より高度な専門科目に加えてリーダー論等の指導的人材育成のための科目を配置している。

本事業で研究補助を行うためにリサーチアシスタント(RA)(博士)またはアドミニストレイティブ・アシスタント(AA)(修士)として雇用された大学院生は、研究への主体的参画と研究遂行能力の育成を図るとともに、原子炉廃止措置工学プログラムを履修することにより、各自の工学分野での専門性を高めながら原子炉廃止措置遂行のための技術的課題全般についての認識を深めることができる。また、別途行う本事業の専門家会議において各自のテーマの進捗、問題点、解決策を報告し、国内外の専門家ならびに原子炉廃止措置技術開発を行っている企業等の技術者等との議論を定期的に経験できる。これらの座学・研修を通じて、前述の(1)常に原理・原則に立ち戻って課題解決を図り、(2)課題の本質(幹と枝葉)を的確に見極め、そして(3)課題解決に向けて異分野の専門家と高度にコミュニケーションを図ることができる能力を涵養するプログラムとしている。

原子炉廃止措置プログラムの中心は、座学の「原子炉廃止措置工学概論」である。原子炉廃止措置工学概論は集中講義として実施してきた(表3.3.1-2)。当初は1F廃止措置を理解する上で必要と考えられる情報を学生に提供することを第一に考え、プログラムしたが、少しずつ修正し、現状のプログラムに収斂してきた。それは、事故炉の廃止措置が放射性物質の外部への追加放出リスクを低減する事業であり、そのリスクを如何に管理するかということが最も重要なポイントであるので、この観点からリスク管理を念頭に下記を柱とするプログラムとすることとなった。

- リスクの概念とリスク評価・管理の基礎に関する講義
- 原子力発電所の安全管理と設備管理の考え方に関する講義
- 通常炉の廃止措置のための重要施策や現場での廃止措置活動に関する講義
- 過去の原子力発電所事故と教訓に関する講義
- 1Fの現場状況、廃炉研究開発、開発技術の現場適用状況等に関する講義
- 事故炉廃止措置のリスク管理上、重要な個別技術分野の基盤学術(腐食防食工学、燃料固体化学等)

平成30年度は、上記の考え方に基づき企画された「原子炉廃止措置工学プログラム」に基づき学生教育を実施した。ここでは本プログラムに基づき実施した「原子炉廃止措置工学概論」の集中講義について以下に述べる。

本講義では本学の教員のほか、東京電力(株)、日本原電(株)、原子力損害賠償・廃炉等支援機構(NDF)、国際廃炉研究開発機構(IRID)、原子力デコミッショニング研究会、(株)東芝、日立GE、(独)日本原子力研究開発機構(JAEA)から専門家を講師に迎えて講義を行った。本講義のスケジュールを表3.3.1-2に示す。

- ・日時：平成30年9月26日(水)～29日(土)
- ・場所：東北大学 青葉山キャンパス

工学研究科量子エネルギー工学専攻講義棟 大講義室

講義には、本学学生(本事業のRA/AA19名、大学院生6名)計25名が出席した(図3.3.1-2)。

表3.3.1-2 「原子炉廃止措置工学概論」集中講義スケジュール

	9月26日(水)	9月27日(木)	9月28日(金)	9月29日(土)
	8:50 - 9:05 開講趣旨説明 (東北大学：渡邊 豊)			
1限 (8:50-10:20)	9:05 - 10:35 リスクの概念と リスク評価・管理の基礎 (東北大学：高橋 信)	福島第一原子力発電所の 現状と今後の展望 (東京電力：石川真澄)	機器・構造物の機能維持と 経年劣化対応の重要性 ～腐食現象を例に～ (東北大学：渡邊 豊)	原子力発電所の廃止措置における 遠隔技術の役割と適用技術 (東北大学：昆陽雅司)
2限 (10:30-12:00)	10:45 - 12:15 原子力発電所の概要と 安全管理、設備管理の考え方 (東北大学：青木孝行)	10:30 - 11:15 福島第一の廃炉のための 技術戦略プラン (NDF：宮本拓人)	腐食に及ぼす放射線影響 (JAEA：山本正弘)	損傷したコンクリート構造物の 長期健全性評価の考え方 (東北大学：西脇 智哉)
3限 (13:00-14:30)	13:15 - 14:45 我が国の原子炉廃止措置の現状と 重要施策のポイント (原子力発電研究会：佐藤忠道)	11:25 - 14:30 (途中1時間休憩)		
4限 (14:40-16:10)	14:55 - 16:25 原子炉廃止措置への取り組み状況 (東海発電所の現場工事経験 を踏まえて) (原電：宮前信彦)	TMI及びチェルノブイリの経験から 学ぶもの、福島へ反映できるもの (東北大学名誉教授：若林利男)	14:40 - 15:40 廃炉作業に伴うロボット技 術の開発と現場適用の状況 (東芝：鈴木 淳)	放射性廃棄物の管理・処分 (東北大学：新堀雄一)
			15:50 - 16:50 廃炉作業に伴うロボット技 術の開発と現場適用の状況 (日立GE：木下博文)	

NDF：原子力損害賠償・廃炉等支援機構 IRID：国際廃炉研究開発機構 JAEA：日本原子力研究開発機構



図3.3.1-2 「原子炉廃止措置工学概論」集中講義風景

平成30年度は、これまでの経験を踏まえ、平成29年度と同様の内容で実施した結果、集中講義全般に亘って概ね順調に講義が行われ、特段の改善が必要な事項は見当たらなかった。今後もさらに集中講義の内容を充実させていく予定である。なお、今後も原子炉廃止措置に

関連する組織・機関で活躍することを志す研究者や技術者のために本集中講義を開放し外部からの聴講生を受け入れていく予定である。

3.3.2 学生の基盤研究への参画

本学の建学理念は「研究第一」「門戸開放」「実学尊重」である。

本事業は 1F の廃止措置という明確な対象があり、その現場に役立つ技術を開発するための研究とその研究を通じた人材育成を実施しようとするものである。この意味において、本事業はまさに本学の建学理念を實踐できる場である。この観点から、本事業では学生の自主性を重んじつつ、自分の研究に専心すること、本事業で行う各種行事へ積極的に参画し、学内外の異分野の専門家と交流するとともに、専門的な意見交換を行うことを奨励している。

平成 30 年度は、これまでと同様に外部専門家を招聘して実施する産学官連携セミナー、学生の研究発表会である次世代イニシアティブ廃炉技術カンファレンス (NDEC) を開催し、学生に積極的な参加を働きかけた。また、事故炉廃止措置に関連する専門分野に造詣の深い専門家を招聘して行っている専門家会議では、専門家との高度なコミュニケーション能力を修得させることを目的として、できるだけ多くの学生に自分の研究内容やそれまでの成果、今後の取り組み方針等について発表する機会を与えることとし、それを実行した。これら各種行事の実施結果については後述する。

3.3.3 産学連携セミナー、施設現地調査等の実施

(1) 産学連携セミナーの企画・実施

原子炉廃止措置技術開発の実施機関等と連携した産学連携セミナーを毎年度企画し、実施してきた。これまでの実績を表3.3.3-1に示す。

平成30年度はセミナーを4回実施した。以下にその概要を述べる。

第1回セミナー

日時：平成30年5月18日（金）16:30～18:00

場所：東北大学青葉山キャンパス 総合研究棟 1階 講義室（101）

内容：

- ① 講演「Diagnosis and repair of cracks in a protective "shield" structure」
・講師：Santiago Pujol (Purdue University Lyles School of Civil Engineering)
- ② 講演内容（図 3.3.3-1）

生体遮へいコンクリート構造物に生じたクラックがなぜ発生したか、その発見の経緯や調査方法、調査で得られたデータとその解釈、評価等についての講演があった。



図 3.3.3-1 第1回セミナー風景

③ 参加者数

本事業の RA/AA17 名。他学生 14 名。

表 3.3.3-1 これまでの産学官連携セミナーの実績

開催日	講師	演題
平成27年度		
9月30日	Douglas M. Chapin (Principal, MPR Associates, Inc)	Dealing with Accidents in Commercial Nuclear Power Plants
11月18日	石川迪夫 (北海道大学名誉教授)	福島第一原子力発電所の炉心では何が起こったか
12月14日	中原正大 (旭化成ケミカルズ(株))	講演「化学プラントにおけるリスク管理の考え方～リスク管理のポイントは何か?～」
2月17日	Damien FERON (Director of Research, CEA)	Materials research concerning decommissioning of nuclear plants
平成28年度		
4月12日	Christine GEORGES (Head of Program, R&D for D&D, CEA)	CEA D&D and Waste Management programs and R&D
6月8日	Kat Lennox (National Nuclear Laboratory)	Introduction to decommissioning science and its application in the UK nuclear decommissioning sector
10月13日	Nathan Siu (NRC Senior Technical Advisor)	PRA and Risk-Informed Decisionmaking at the NRC: Status and Challenges
12月9日	北村正晴 (東北大学名誉教授)	レジリエンスエンジニアリング～複雑性と不確実性の時代の安全学
平成29年度		
6月2日	和智信隆 (日本原子力発電(株)常務取締役)	原子力発電所のマネジメント技術
7月31日	Douglas M. Chapin (Principal, MPR Associates, Inc)	Lessons Learned from Nuclear Power Plants (NPPs) Sustaining Major Accidents
12月5日	大場恭子 (長岡技術科学准教授)	複雑化する社会システムを支えるより高い安全の実現を目指して –レジリエンスエンジニアリング手法を用いた具体的な事例分析に基づく提案–

第 2 回セミナー

日時：平成 30 年 10 月 23 日（火）13:45～14:30

場所：東北大学片平キャンパス さくらホール 2 階会議室

内容：

① 講演「The Significance of the U.S. NRC Principles of Good Regulation」

- ・ 講師：Gail H. Marcus（米国原子力技術・政策コンサルタント、元 ANS 会長、元 NRC 職員）

② 講演内容（図 3.3.3-2）

米国原子力規制委員会 (USNRC) の行動規範となっている原則は 1990 年代に策定されたもので、国際的評価が高い。Dr. Marcus は、その原則の策定実務責任者である。同氏はその経験に基づき “USNRC” s Principles of Good



図 3.3.3-2 第 2 回セミナー風景

Regulation”と題する講演を行い、この原則が独立性、開放性、効率性、明瞭性、予見性の5つの原則からなっており、それが制定された背景、制定までの手順・方法や各原則の意味するところ等が説明された。

③ 参加者数

本事業の RA/AA10 名。

第3回セミナー

日時：平成30年12月7日（金）16:30～17:30

場所：東北大学 青葉山キャンパス 量子エネルギー工学専攻講義棟 大講義室

内容：

① 講演「福島第一原子力発電所の廃止措置 R&D の概況」

・ 講師：野田耕一（日本原子力研究開発機構 理事）

② 講演内容（図 3.3.3-3）

下記内容の講演があった。

1. 最近の情勢

- ・ 福島の状態
- ・ 東京電力ホールディングス株式会社 福島第一原子力発電所（1F）の状況

2. JAEA における研究開発

- ・ 1F の廃止措置と原子力機構の役割
- ・ 廃止措置に向けた研究開発例
- ・ 研究開発基盤の構築
- ・ 環境回復に向けた研究開発例

③ 参加者数

本事業の RA/AA9 名。他学生 4 名。



図 3.3.3-3 第3回セミナー風景

第4回セミナー

日時：平成31年1月11日（金）16:30～18:00

場所：東北大学青葉山キャンパス 量子エネルギー工学専攻講義棟 大講義室

内容：

① 講演「福島事故の経験を踏まえた Safety II の概念活用による安全性向上について」

・講師：吉澤厚文（日本原子力発電株式会社 フェロー）

② 講演内容（図 3.3.3-4）

吉澤氏は東京電力ホールディング(株)の社員であった時に 1F 事故に遭遇し昼夜を問わぬ対応を経験した人である。同氏から福島事故の経験を踏まえ、安全に対する新しい考え方である Safety II の考え方を活用した安全性向上策についての講演があった。



図 3.3.3-4 第4回セミナー風景

③ 参加者数

本事業の RA/AA14 名。の参加があった。他学生 3 名。

(2) 原子炉施設等の現地調査の企画・実施

本事業の実施体制は、原子力を専攻する量子エネルギー工学専攻を中心に、材料、機械、建築、土木、技術社会システム、情報科学等の幅広い専門分野の専攻の人材で構成されている。このため、原子力関係の知識を十分に持っていない、あるいは原子炉施設等を訪問したことがなく、必ずしも原子力関係の知識を十分に持っていない学生や若手研究者が一定数存在する。そこで、これらの人たちには「原子力発電所は巨大システムであり、発電所建屋や主要機器等がどのようなものか」を体感できる機会を提供するため、原子炉建屋の中心部深く立ち入り可能な日本原子力発電(株)敦賀発電所 1 号機を、また原子力災害を想定した緊急事態支援活動は 1F の廃止措置活動と共通する部分が多いと考えられることから同社の原子力緊急事態支援センターを調査した。

一方、すでに通常の原子力発電所を訪問した経験のある学生や若手研究者については、事故を経験した 1F が現在どのような状況にあるかをつぶさに確認し、そこで働く所員や作業員の顔、働く様子を見る機会を提供するため、同発電所を調査することとした。また、近くにある日本原子力研究開発機構（JAEA）の檜葉遠隔技術開発センターの現地調査をこれまで行ってきた。

これまでの実績を表 3.3.3-2 に示す。

表3.3.3-2 原子炉施設等の現地調査実績

開催日	調査対象	内容	参加学生数
平成26年度			
3月11日	日本原子力研究開発機構 原子力科学研究所	・日本原子力研究開発機構の福島廃止措置研究の現状、TMI事故対応研究の内容について ・原子力科学 研究所内の施設現場調査（燃料試験施設、J-PARC、JRR-3）	27
3月12日	東京電力㈱ 福島第二原子力発電所	・福島第二原子力発電所の現場調査（原子炉建屋内、PCV内、過酷事象対策設備等） ・サイトシミュレーター（全電源喪失時訓練状況DVD視聴）	28
平成27年度			
10月15日	日本原子力発電㈱ 東海第二発電所及び東海発電所	・東海第二発電所の現場調査（原子炉建屋内、PCV入口等） ・東海発電所の現場調査（原子炉建屋内、蒸気発生器解現場、タービン建屋内等）	13
10月15日	日本原子力研究開発機構 原子力科学研究所	・日本原子力研究開発機構の福島廃止措置研究の現状、TMI事故対応研究の内容について（TMIデブリ分析・試験方法/結果、炉心損傷シミュレーションの概要と結果等） ・現場調査（燃料試験施設等）	13
10月27日	東京電力㈱ 福島第一原子力発電所	・福島第一原子力発電所の現状と課題について ・福島第一原子力発電所の現場調査（1～4号の周辺状況をバスの中から観察）	20
平成28年度			
10月25日～26日	日本原子力発電㈱敦賀発電所1号機及び原子力緊急事態支援センター	・敦賀発電所1号機/2号機の概要と現状について ・敦賀発電所1号機の現場調査（原子炉建屋内、PCV入り口、サブプレッションチェンバ室等） ・敦賀発電所2号機の現場調査（原子炉格納容器内の原子炉上蓋やSG、使用済燃料プール等） ・原子力緊急事態支援センター視察（ロボット操作デモ・資機材、ドローン等） ・敦賀総合研修センター視察（教育シミュレータ室、敦2模擬中央制御室等）	15
10月27日	東電電力㈱福島第一原子力発電所及びJAEA櫛葉遠隔技術開発センター	・福島第一原子力発電所の現状と課題について ・福島第一原子力の現場調査（1～4号の周辺状況をバスの中から観察） ・JAEA櫛葉遠隔技術開発センター視察（バーチャルリアリティシステム、サブプレッションチェンバ部分実規模試験体、試験用水槽、モックアップ階段、モーションキャプチャ等）	7
平成29年度			
10月26日～27日	日本原子力発電㈱敦賀発電所1号機及び原子力緊急事態支援センター	・敦賀発電所1号機の現場調査（原子炉建屋内、PCV入り口、サブプレッションチェンバ室等） ・敦賀発電所2号機の現場調査（原子炉格納容器内の原子炉上蓋やSG、使用済燃料プール等） ・原子力緊急事態支援センター視察（ロボット操作デモ・資機材、ドローン等） ・敦賀総合研修センター視察（教育シミュレータ室、敦2模擬中央制御室等）	10
10月27日	東電電力㈱福島第一原子力発電所及びJAEA櫛葉遠隔技術開発センター	・福島第一原子力発電所の現場調査（1～4号の周辺状況をバスの中から観察） ・JAEA櫛葉遠隔技術開発センター（バーチャルリアリティシステム、サブプレッションチェンバ部分実規模試験体、試験用水槽、モックアップ階段、モーションキャプチャ等）	15

以下に平成30年度の調査結果の概要について述べる。

①原電敦賀発電所1号機及び原子力緊急事態支援センターの現地調査

1) 調査日：平成30年11月1日（木）～2日（金）

2) 現地調査内容

11月1日(木)

a) 敦賀発電所1号機及び2号機の概要と現状についての説明

b) 敦賀発電所1号機の現場調査

- ・原子炉建屋内の視察（6階オペレーションフロア全体、使用済燃料プール、非常用腹水器IC、サプレッションチェンバ室、等）
- ・原子炉格納容器入口から内部視察（PLR配管、ポンプモータ等）
- ・取水口、防潮堤設置予定地の視察

c) 敦賀発電所2号機の施設現地調査

- ・原子炉格納容器内の視察（原子炉上蓋、蒸気発生器（SG）等）
- ・使用済燃料プールの視察

11月2日(金)

a) 敦賀総合研修センター及び原子力緊急事態支援センターの概要説明

b) 原子力緊急事態支援センター 視察（ロボット操作デモ・資機材、ドローン等）

c) 敦賀総合研修センター視察（トラブル研修室、カットモデル室、教育シミュレータ室、敦2模擬中央制御室、ループ設備、機器分解点検エリア、安全体感建屋、水と蒸気の実習装置室）

3) 参加者

学生（本事業のRA/AA）：10名

引率教職員：2名

調査時の状況を以下に示す（図3.3.3-5、図3.3.3-6、図3.3.3-7）。



（原子炉格納容器入口付近）



（サプレッションチェンバ室内）

図 3. 3. 3-5 敦賀発電所 1 号機の現地調査時風景



(原子炉格納容器内)



(格納容器オペレーションフロア
から原子炉容器を臨む)

図 3. 3. 3-6 敦賀発電所 2 号機の現地調査時風景



(ロボット操作デモ)



(過酷事象シミュレーションデモ)

図 3. 3. 3-7 原子力緊急事態支援センター及び総合研修センターの現地調査時風景

② 東電福島第一原子力発電所及びJAEA櫛葉遠隔技術開発センターの現地調査

1) 調査日：平成30年12月18日（火）

2) 現地調査内容

福島第一原子力発電所

- ・ 1Fの現状と課題についての説明
- ・ 1Fの現場調査（1～4号の周辺状況をバスの中から観察）
多核種除去設備、1号原子炉建屋近傍、海側設備、乾式キャスク保管庫、
非常用DG-6B、鉄塔倒壊現場、サブドレン浄化設備、乾式キャスク仮保
管設備、等

廃炉資料館

- ・ 下記の展示等があった。
地震発生から原子力事故とその対応の映像、事故対応にあたった所員の
「生の声」、事故の経過、1F構内の状況、福島第一で働くひとびと、汚染

水対策、燃料取り出し・燃料デブリ取り出し、労働環境改善、福島第一・中
長期ロードマップ、その他

3) 参加者

学生（本事業のAA）：18名

引率教職員：2名

調査時の状況を図3.3.3-8、図3.3.3-9及び図3.3.3-10に示す。



図3.3.3-8 福島第一原子力発電所の現地調査時風景(1)

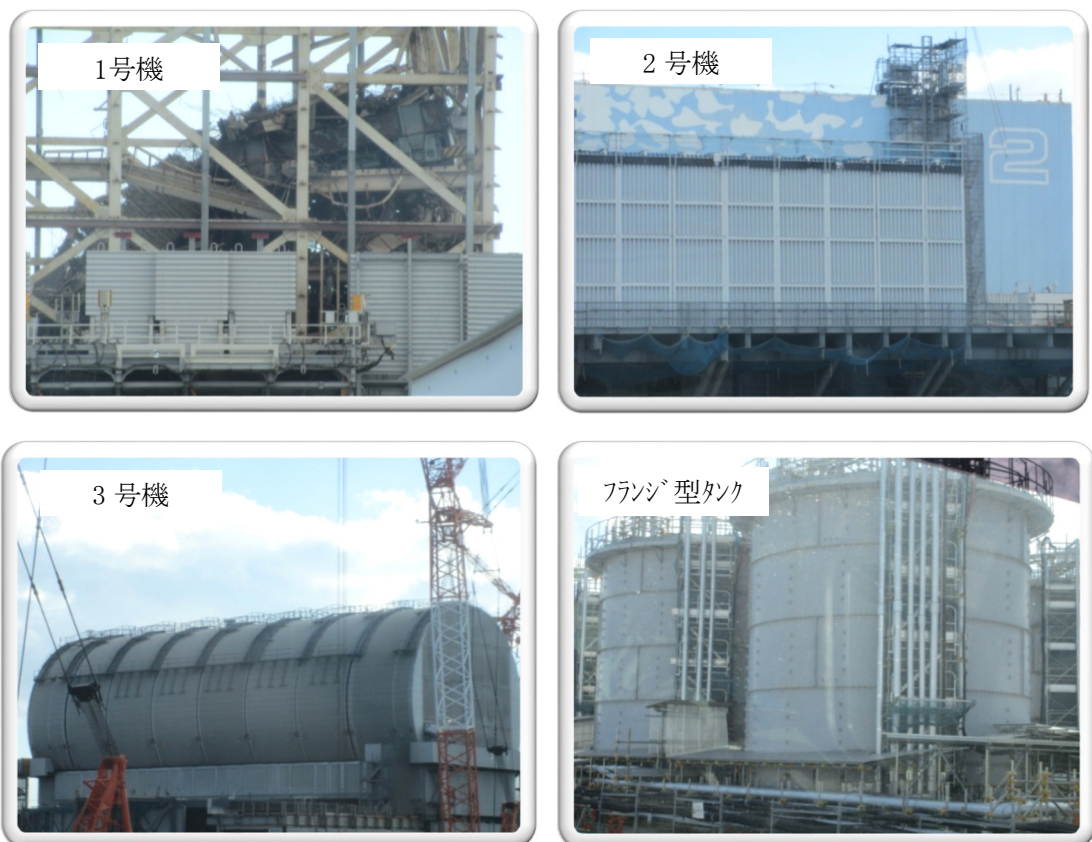


図3.3.3-9 福島第一原子力発電所の現地調査時風景(2)



図 3.3.3-10 東京電力 廃炉資料館

(3) 原子炉廃止措置研究に関する学生発表会の企画・実施

原子炉廃止措置に関する学生のための研究発表会である「次世代イニシアティブ廃炉技術カンファレンス (NDEC²)」は、その第1回が本学青葉山キャンパスで平成27年度開催された。その後、文部科学省 英知事業の「廃止措置研究人材育成等強化プログラム」の平成26年度及び27年度の採択7機関が持ち回りで継続実施することとなり、これまでの実績を表3.3.3-3に示す。

平成30年度は福島高専がホストで、下記の通り、第4回 (NDEC-4) が開催された。本学も実行委員会のメンバーに加わり、カンファレンスの運営に参画した。

開催日：平成31年3月23日 (土)

開催場所：福島県富岡町「学びの森」

表3.3.3-3 次世代イニシアティブ廃炉技術カンファレンス開催実績

	開催日	開催場所	ホスト
第1回	平成28年3月23日 (土)	東北大学 青葉山キャンパス 「カタールホール」	東北大学
第2回	平成29年3月7日 (火)	東京工業大学 大岡山キャンパス 「西9号館」	東京工業大学
第3回	平成30年3月16日 (月)	福島県富岡町「学びの森」	東京大学

参加者は、大学院生、高専生及び高校生を中心に全体で191名が参加した。学生発表は、口頭発表が23件、ポスター発表が32件の合計55件あったが、その中から優秀な研究発表を行った学生9名がカンファレンスの最後に開催された表彰式で表彰された。

² Conference for R&D Initiative on Nuclear Decommissioning Technology by the Next Generation

会場では、学生の研究発表について専門的な議論が活発に交わされた。全体セッションの様子を図3.3.3-11に、口頭発表とポスター発表の状況を図3.3.3-12に示す。



図 3.3.3-11 NDEC-4 全体セッション風景



図 3.3.3-12 NDEC-4 における口頭発表とポスター発表の状況

(4) 廃止措置R&Dインターンシップ研修の奨励

平成30年度もこれまでに確立した廃止措置R&Dインターンシップ研修の受け入れ先（国内電力会社、重電メーカ、JAEA等）との調整結果を踏まえ、本事業のRA/AAに対して当該組織におけるインターンシップ研修の情報を提供した。また、東京大学原子力専攻が主催する「国際的視野を持つ廃止措置マネジメントエキスパート育成研修生募集（学生対象）」があったので、本事業のRA/AAに紹介したところ1名が応募し参加した。

インターンシップ研修の調整を効率的に行うためには仕組み作りが必要である

が、学生の希望と受入れ側の諸事情があるので、必ずしも容易でない。このため、前述の学生研究発表会（NDEC）に学生のポスターセッションと産業界のパネル設置場所を同じフロアとすることにより、学生と企業関係者が容易に交流できる機会を提供した。

3.4 研究推進

3.4.1 専門家会議の開催・運営

研究課題に関連する学術分野の国内外の専門家ならびに原子炉廃止措置に向けた研究開発を実施している企業等の研究者・技術者を招聘して「専門家会議」を実施した。平成30年度は、これまでの経験を踏まえて、できるだけ早期に専門家会議の全体会議を開催するとともに、議論を深めるため、専門領域に分かれて議論する専門領域別会議を開催した。

以下に平成30年度実施した専門家会議の全体会議及び専門領域別会議の概要について述べる。

【全体会議及び専門領域別会議】

- (1) 日時：平成30年6月6日（水）13:00～17:30
- (2) 場所：東北大学 青葉山キャンパス 量子エネルギー工学専攻講義棟 大講義室、他
- (3) 実施方法

全体会議で1Fの廃止措置に関する主要な動向や状況を確認して共通認識を持つため、全体会議を実施し、意見交換した（図3.4.1-1）。その上で専門領域毎にわかれて意見交換を行った。（表3.4.1-1）

(4) 意見交換の内容

- ① 全体会議（専門家 10名、専門家補助 12名、東北大学教員 20名、分担機関教員 1名、学生 29名）

- ・平成 29 年度成果報告と平成 30 年度計画概要説明、今後の研究の進め方等について
- ・福島第一原子力発電所廃炉のための技術戦略プラン 2018 の概要について
- ・福島第一原子力発電所の現状と課題について
- ・福島第一原子力発電所廃炉関連研究の状況と課題について
- ・福島第一原子力発電所廃炉関連研究の状況について



図 3.4.1-1 専門家会議の全体会議風景

表 3.4.1-1 専門家会議の実施スケジュール

<p style="text-align: center;">全体会議 (場所：東北大学 青葉山キャンパス 量子エネルギー工学専攻 大講義室)</p>	
<p>前半 (130分) (13:00~15:10)</p>	<p>◆ ごあいさつ (東北大学代表 原理事) (5分) ◆ これまでの成果の概要とH30年度(最終年度)達成目標、そして次年度以降の取組みについて (東北大学 渡邊、新橋) (説明 20分+5分) ◆ 福島第一原子力発電所の廃止措置事業の進捗状況 (1) 「福島第一原子力発電所廃止のための技術戦略について」の説明 (NDF: 植田) (説明 20分+質疑 5分) (2) 「福島第一原子力発電所の現状と課題」の説明 (東電: 齊藤) (説明 30分+質疑 5分) (3) 「福島第一原子力発電所廃止関連研究の状況」の説明 (IRID: 清浦) (説明 30分+質疑 10分) ◆ 参加者: 全員 (専門家及び関係者、東北大学、福島大学、福島高専、学生)</p>
<p>後半 (130分) (15:20~17:30)</p>	<p style="text-align: center;">研究課題(1) 関連の会議</p> <p style="text-align: center;">コンクリート構造物評価 TG 会議 (場所：東北大学 青葉山キャンパス 量子エネルギー工学専攻 本館 研修室)</p> <p>◆ コンクリート構造物評価に関する研究成果や今後の計画についての個別討論 (1) コンクリート構造物評価 TG の研究目標と研究計画の概要 前田匡樹 (東北大) (説明+質疑 10分) (2) 1F 廃炉軌道に係る構造健全性評価に関するこれまでの取り組みと今後の対応について 水野 (NDF) (説明+質疑 20分) (3) 福島第一原子力発電所の現状と今後の課題 佐藤 (東電) (説明+質疑 30分) (4) 外乱を受けた鉄筋コンクリートの性能評価に関する研究経過と今後の展望 (説明+質疑 15分) ・高温履歴を受けたセメント硬体化体の相組成と細孔構造の変化がセメント硬体化体の耐久性に及ぼす影響 大石好紀 (東北大久田研 Ⅱ) ・最終的な成果の目標 (土木材料) 宮本慎太郎 (東北大) (5) 外乱を受けたコンクリートおよびその構成材料の諸物性に関する研究経過と今後の展望 (説明+質疑 15分) ・高温加熱を受けたコンクリートに対する塩化物イオンの浸透に関する検討 西脇智哉 (東北大) ・最終的な成果の目標 (建築材料) 西脇智哉 (東北大) (6) 部材/構造物の性能評価に関する研究経過と今後の展望 (説明+質疑 15分) ・損傷を受けた RC 造橋の構造性能低下に関する実験 半沢守 (東北大前田研 Ⅱ) ・2018 年度以降の研究計画 前田匡樹 (東北大) ◆ 総合討論 (25分) ◆ 参加者 専門家: (井上)、瀬口、三福、紺谷 二一ズ側: [東電] 佐藤、[NDF] 水野 シーズ側: [東北大] 前田、久田、西脇、皆川、五十嵐、宮本、青木、学生: ??</p>
	<p style="text-align: center;">研究課題(2) 関連の会議</p> <p style="text-align: center;">廃棄物処分の TG/社会受容 TG (場所：東北大学 青葉山キャンパス 量子エネルギー工学専攻 講義棟 量子第2 講義室)</p> <p>◆ プブリ処理、廃棄物処分、社会受容に関する研究成果や今後の計画についての個別討論 (1) タスク 2-1) 被覆管および減速材を含む燃料デブリの性状評価と後継排出率動燃燃 (説明+討論: 30分) デブリ TG ○佐藤修彰、桐島 剛、秋山大輔 (2) タスク 2-2) セメント系材料によるウラン化学種閉じ込め効果と処分システムについて (説明+討論: 30分) 廃棄物 TG ○ 新堀雄一、千田太詩 (3) タスク 2-3) 廃炉措置の社会受容性に関する専門家のレビューについて (説明+討論: 20分) 社会受容 TG 高橋 信 (新堀代読) 休憩 (15分) ◆ 総合討論 (35分) ◆ 参加者 専門家: 折山、吉田、(八木)、(榊葉) 二一ズ側: [NDF] (加藤)、重留、[JAEA/IRID] (宮本)、黒木 シーズ側: [東北大] 佐藤、桐島、秋山、新橋、千田、(高橋)、学生: ?? 【福島高専】 佐藤、車田</p>
	<p style="text-align: center;">研究課題(1) 関連の会議</p> <p style="text-align: center;">腐食防食 TG/検査技術 TG/補修技術 TG/遠隔技術 TG (場所：東北大学 青葉山キャンパス 量子エネルギー工学専攻 講義棟 大講義室)</p> <p>◆ 鋼構造物の評価、検査、補修に関する研究成果や今後の計画についての個別討論 (1) 格納容器材料の長期健全性確保のための腐食防食研究 (説明 10分+質疑 5分) 腐食防食 TG 佐藤研: 武藤 崇 (2) 配管腐食減管内管理に関する研究 (説明 15分+質疑 5分) 検査技術 TG 高木研/腐食防食 TG 渡邊研: 阿部博志 (3) テラヘルツ非破壊検査技術によるコンクリート連層の健全性診断 (説明 10分+質疑 5分) 検査技術 TG 小山研: 田邊匡生 (4) コールドスプレイト技術開発 (説明 10分+質疑 5分) 補修技術 TG 小川研: 照井雄大 (Ⅱ) (5) 摩滅接合を用いたフェライト鋼の欠陥補修技術の開発 (説明 10分+質疑 5分) 補修技術 TG 佐藤研: 山本伸吾 (Ⅱ) (6) 事故炉建屋内探査ロボット台車のための波動ホイール機構 - 防塵・防水性の実証を容易にする全方向移動メカニズム- (説明 10分+質疑 5分) 遠隔技術 TG 田所研: 西村礼真 (Ⅱ) (7) 搭載用ロボットの振動がテラヘルツ光学系へ与える影響確認試験結果について (説明 5分+質疑 3分) 検査技術 TG 小山研: 田邊匡生 休憩 (10分) ◆ 総合討論 (17分) ◆ 参加者 専門家: 稲田、大浦、(黒田)、(古村)、(田所)、田中、藤森、山本 二一ズ側: [東電] 齊藤、(紺谷)、梁谷、[IRID] (高守)、清浦、今村、[NDF] 遠藤、[東芝] 清田 シーズ側: [東北大] 武藤、菅原、渡邊、阿部、青木、高木、内一、小助川、小山、田邊、小川、市川、(佐藤)、藤井、(岡田)、学生: ?? 【福島大】 (小沢)、山口 【福島高専】 夏川</p>

② 専門領域別会議

1) 建物評価 TG 会議（専門家 5 名、専門家補助 1 名、東北大学 5 名、学生数名）

下記について報告があり、意見交換を実施した。

- ・福島第一原子力発電所の現状と今後の課題について（東電）
- ・コンクリート構造物評価 TG の研究目標と研究計画の概要について（東北大教員）
- ・燃料デブリ取り出し時の構造健全性評価に関するこれまでの取り組みと今後の対応について（NDF）
- ・外乱を受けた鉄筋コンクリートの性能評価に関する研究経過と今後の展望について（東北大土木材料 Gr. 学生）
- ・外乱を受けたコンクリート及びその構成材料の諸物性に関する研究経過と今後の展望について（東北大建築材料 Gr. 教員）
- ・部材/構造物の性能評価に関する研究経過と今後の展望について（東北大構造 Gr. 教員、学生）

2) 検査技術 TG/補修技術 TG/遠隔技術 TG/腐食防食 TG 合同会議（専門家 5 名、専門家補助 10 名、東北大学 9 名、分担機関 1 名、学生 13 名）

鋼構造物に関する研究の状況について大学側から報告し、意見交換を実施した。

- ・格納容器材料の長期健全性確保のための腐食防食研究（東北大 教員）
- ・配管腐食減肉管理に関する研究（東北大 教員）
- ・テラヘルツ非破壊検査技術によるコンクリート建屋の健全性診断（東北大 教員）
- ・コールドスプレー技術開発（東北大 学生）
- ・摩擦攪拌接合を用いたフェライト鋼の欠陥補修技術の開発（東北大 学生）
- ・事故炉建屋内探査ロボット台車のための波動ホイール機構－防塵・防水性の実装を容易にする全方向移動メカニズム－（東北大 学生）
- ・搭載用ロボットの振動がテラヘルツ光学系へ与える影響確認試験結果について（東北大 教員）
- ・総合討論

3) デブリ処理 TG/廃棄物処分 TG/社会受容 TG 合同会議（専門家 2 名、専門家補助 2 名、東北大学 3 名、学生 11 名）

東北大から燃料デブリ処理と廃棄物処分に関する研究報告があり、専門家より意見をもらった。

- ・デブリ処理研究について
- ・廃棄物処分研究について
- ・社会的受容性研究について

上記専門家会議を切っ掛けに、ダメージを受けた建屋の健全状態を把握するための地震応答計測システムの成立性等について、またコンクリートの含水率をテラヘルツ波で計測できる可能性等について廃止措置実施期間の専門家等と随時意見交換を実施し、後者については本事業とは別に受託研究として計測を試みることとなった。

3.4.2 国際連携等の推進

国際連携については、これまで複数の海外組織との意見交換を行い、連携できる組織と研究テーマを模索してきた。このうち、共通の研究テーマで連携できそうなフランスの原子力・代替エネルギー庁（CEA）を相手に調整を重ねてきた。その結果、平成29年度に下記の2件について具体的な共同計画案を立案し、文部科学省「英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業」のうちの「廃炉加速化研究プログラム」の日仏原子力共同研究に応募した。その結果、下記(1)については採択され、現在実施中である。今後とも国際連携による研究の可能性を模索する予定である。

- (1) 配管減肉のモニタリングと予測に基づく配管システムのリスク管理
- (2) 乾燥ゲルを使った遠隔操作除染（デコドライ）

また、JAEA「廃炉基盤研究プラットフォーム」において推進しているFukushima Research Conference（FRC）の1つとして腐食に関するFRC（FRC on Corrosion Prediction and Mitigation for Key Components of Fukushima Daiichi NPP）を平成29年度にJAEAを支援する形で企画・実施した。本FRCは2年毎に実施する方向で調整を進めることと成っている。

さらに、国際連携の一環として海外から専門家を講師として招聘し、学生が異分野の専門家と高度なコミュニケーションを経験できるように配慮している。平成30年度は、前述の通り、Prof. Santiago Pujol（Purdue University Lyles School of Civil Engineering）とDr. Gail H. Marcus（米国原子力技術・政策コンサルタント、元ANS会長、元NRC職員）を招聘して産学官連携セミナーを実施した。

3.4.3 プロジェクト推進・取りまとめ

本事業全体の進捗状況を確認するとともに、達成目標や活動の方向性を確認し、共通の理解をもって事業を進めるため、年度はじめに学内の関係教職員と下記について情報共有した上で事業全般について意見交換している。

- 新年度事業 全体スケジュール（今後の予定）
- 英知事業の現状と見通し
- NDF廃炉研究開発連携会議の動向
- JAEA廃炉基盤研究プラットフォームの動向
- 「原子炉廃止措置事業」に参画している各研究室の現状と最終達成目標

また、前述した原子炉廃止措置工学概論の集中講義や施設現地調査、専門家会議等の本事業の主要行事を始め、その他プロジェクト全体に係わる活動を推進するとともに、取りまとめを行った。

学外においては、1F廃炉に向けた基礎・基盤研究の推進協議体である「JAEA廃炉基盤研究プラットフォーム³」のメンバーとして各種の検討に取り組んだ。また、関連の会議に参画した。以下にこれまでの活動実績を示す。

³ 平成29年4月に福島県富岡町に設置されたJAEA廃炉国際共同研究センター（CLADS）が事務局の会議体

(1) JAEA廃炉基盤研究プラットフォーム運営会議

平成27年度

第1回：平成27年12月15日（火）

第2回：平成28年3月28日（月）

平成28年度

第3回：平成28年7月29日（金）

第4回：平成28年11月18日（金）

第5回：平成29年2月10日（金）

平成29年度

第6回：平成29年8月10日（木）

第7回：平成29年11月20日（月）

第8回：平成30年2月16日（金）

平成30年度

第9回：平成30年7月3日（火）

第10回：平成30年11月9日（金）

第11回：平成31年1月21日（月）

(2) 特殊環境下の腐食現象の解明に関する分科会

平成29年度

第1回：平成29年5月16日（火）

第2回：平成29年6月15日（火）

第3回：平成29年7月18日（火）

第4回：平成29年10月4日（水）

第5回：平成29年12月25日（月）

第6回：平成30年3月23日（金）

平成30年度

第1回：平成30年6月29日（金）

第2回：平成30年12月3日（月）

第3回：平成31年1月15日（火）

(3) JAEA事故炉廃止措置のためのリスク管理技術研究会

平成28年度

第1回：平成28年11月16日（水）

第2回：平成29年1月19日（木）

平成29年度

第3回：平成29年4月13日（木）

第4回：平成29年5月16日（火）

第5回：平成29年7月24日（月）

第6回：平成29年12月6日（水）

第7回：平成30年3月20日（火）

平成30年度

第8回：平成31年1月15日（火）

4. 結言

東北大学は、被災地域に立地する総合大学としての使命を果たすべく、本学が有する研究ポテンシャルと人材育成実績を活用して、文部科学省英知を結集した原子力科学技術・人材育成推進事業の「廃止措置等基盤研究・人材育成等強化プログラム」に取り組んできた。本報告書は、同事業に採択された「廃止措置のための格納容器・建屋等信頼性維持と廃棄物処理・処分に関する基盤研究及び中核人材育成プログラム（平成 26 年度～平成 30 年度）」の成果をまとめた最終報告書である。

本事業では、1F の安全かつ着実な廃止措置のために必要とされる重要な技術開発分野の中から、最優先すべき研究課題とされている下記 2 課題を取り上げた。

- (1) 格納容器・建屋等の健全性・信頼性確保のための基礎・基盤研究
- (2) 燃料デブリの処理と放射性廃棄物の処分に関する基礎・基盤研究

これら 2 課題の基礎・基盤研究については、平成 29 年度までの成果を踏まえ、最終年度である平成 30 年度の研究に取り組んだ結果、前述通り、所定の成果を達成することができた。

人材育成面では、これまでの検討や実際の活動を通じて、教育カリキュラム「原子炉廃止措置工学プログラム」や原子炉施設の現地調査、産学官連携セミナー、そして人材育成活動における重要な活動と位置付けている専門家会議等の仕組みが確立され、円滑に運営されるようになった。

以上より、本事業の当初目標は十分達成されたものと考えられる。しかしながら、既に述べてきたように、研究課題として取り組んできた技術を実機適用するためにはさらに解決しなければならない問題があり、これらに引き続き取り組んでいくことが重要である。また、1F の現状は燃料デブリや主要構造物の状態等に不明な点や不確定性が多く、今後も引き続きこれらの問題を解消するための取り組みが続けられ、徐々に実態が明確になるとともに新たに基礎・基盤研究や技術開発の必要な課題が見えてくるに違いない。これら課題についても体制を整えて取り組んでいく必要がある。また、人材育成面では、これまでに確立した仕組みを活用して長期的に人材育成に取り組む、廃止措置実施機関へ有為な人材を継続的に輩出していく必要がある。今後とも不断の努力が必要である。