

なお、ガイド等の作成に当たっては、検討が進められている検査制度の見直し及び平成 27 年度に実施された IAEA の IRRS (Integrated Regulatory Review Service ; 総合規制評価サービス) における指摘事項 (※注) への対応等を考慮しながら進めていく必要がある。

(※注 : IRRS において明らかになった課題 : No.14 (人的組織的要因の考慮) 人的及び組織的要因を設計段階で体系的に考慮することの要求 (日本への総合規制評価サービス (IRRS) ミッション報告書について 平成 28 年 4 月 25 日)

2. 平成 28 年度までの主要成果

2.1 事業者の安全文化醸成活動を評価するガイド等の改訂のために必要な研究

平成 19 年 12 月 14 日に原子力安全・保安院が「規制当局が事業者の安全文化・組織風土の劣化防止に係る取組を評価するガイドライン」(以下「安全文化ガイドライン」という。)を公開し、以後保安検査等において事業者の安全文化醸成活動及び事業者の安全文化劣化兆候を評価する際に活用してきた。原子力規制委員会発足後は評価結果の一部を原子力規制委員会ホームページ内の各原子力規制事務所のページで公開している。

本研究では、1F 事故の教訓の調査結果、これまでの評価活動で得られた知見及び安全文化醸成活動を評価する指標や手法に関する国内外の最新知見の調査結果を反映して、事業者の安全文化醸成活動をよりの確に評価することができるように安全文化ガイドラインを改訂する。

平成 27 年度までの研究で得られた知見は以下のとおりである。得られた知見は安全文化ガイドラインの改訂案の作成に活用した。

- ・ 既存のガイドラインにおける各原子力発電所の安全文化醸成活動を評価する視点や海外文献等を参考として、これまでの事業者のサイトにおける安全文化醸成活動の評価を拡張し、事業者本店の活動や経営層のコミットメントの全職員への浸透状況等を保安検査で確認できる評価の着眼点を知見として抽出し、整理した。着眼点の例としては、「経営責任者が発信する組織目標、方針及び優先順位が頻繁に変わり、安全に悪影響を及ぼしているようなことはないか」がある。
- ・ 過去に収集・整理した国内外の巨大システムにおける事故・トラブル事象の原因(主として人的要因)と、関連する組織要因及び安全文化 14 要素との関連に関する知見を整理した。ここで、安全文化 14 要素とは、安全文化ガイドラインを作成する際に、国内外の安全文化関連の文献等の調査結果に基づき、事業者の日常の保安活動における安全文化醸成活動を評価する視点として独自に取りまとめたものである。表 2 に安全文化 14 要素を示す。関連について整理した例としては、「不適合が適切に報告されなかったことに起因するトラブルが発生した場合は、職場に不適合を報告しづらい雰囲気醸成されていると判断される場合は安全文化 14 要素の【(5)報告する文化】と関連付け、不適合事象から得られた教訓を共有するプロセスに欠陥があると判断される場合は 14 要素の【(10)事故・故障等の未然防止に取り組む組織】と関連付ける」がある。
- ・ 安全文化ガイドラインの内容に対して、これまでの評価活動から得られた知見を整理した。整理結果の例としては、「トップマネジメントや本店組織の安全文化醸成活動への関与が、発電所の安全文化醸成活動に影響を与えるが、そのような視点は既存のガイドラインには明記されていない」、「各事業者でマネジメントレビューの時期等が異なるが、既存のガイドラインには事業者の活動スケジュールに合わせて評価を行うことが明記されていない」などがある。これらの事項について、ガイドラインの改訂案に反映した。また、安全文化ガイドラインの更なる改善に活用するための新知見を得る目的で、以下の国内外の最新動向調査を実施した。
- ・ 国際的な研究テーマにもなっている国民性が安全文化に及ぼす影響について文献調査した。調査結果として、ある国が直面してきた社会的な脅威(人口増加、領土紛争、天災の脅威等)が強いほど、強い社会的規範が必要になり、文化の窮屈さ(tightness)が形成され、それが国民性に影響を与えるという知見が得られた。しかし、事故発生率の観点からは、国民性よりも安全文化要素の一つである経営層のコミットメントの方がより影響を与えているという知見も得られた。

- ・ 事故・トラブル事象の発生時における事業者の組織的対応とそのための日常的な準備に係る海外動向調査を実施した。調査結果として、まれに起きる失敗事例だけではなく、日常の成功事例を重視してそこから良好事例を得ようとする「Safety-II」という考え方が E. Hollmagel によって提唱されていること、先行研究として INPO (Institute of Nuclear Power Operations) や米国 DOE (United States Department of Energy) 等によって、「3way コミュニケーション」、「STAR (Stop, Think, Action, Review)」等のヒューマン・パフォーマンス・ツール (HPT) の検討と体系化が実施されていることがわかった。

平成 28 年度は、平成 27 年度までに策定した安全文化ガイドラインの改訂案に基づいて、以下の事項についてさらに検討を進め、安全文化ガイドラインの改訂を目指す。

- ・ GSR-Part2 に記載されているリーダーシップ及び安全文化に関する記述との整合性を考慮する。
- ・ 検査制度の見直しに関する検討チーム第 5 回会合の資料 2-1：検査制度の見直しに関する中間取りまとめ (案) では、「現在の保安検査において品質保証活動について多く指摘が行われており、また、米国の ROP (Reactor Oversight Process；原子炉監督プロセス) において安全文化等の横断的分野の評価が行われていることを踏まえ、横断的分野に係る取組みや個々の気付き事項から安全文化の向上に必要とされる取組みを抽出すること等について考慮する。」と記載されており、これらの検討状況とガイドラインの規制上の位置付けとの整合性を考慮する。

表 2 安全文化の 14 要素 (現行の安全文化ガイドラインより抜粋)

Table 2 14 items of safety-culture components

安全文化の14要素			
(1)	トップマネジメントのコミットメント	(8)	コンプライアンス
(2)	上級管理者の明確な方針と実行	(9)	学習する組織
(3)	誤った意思決定を避ける方策	(10)	事故・故障等の未然防止に取り組む組織
(4)	常に問いかける姿勢	(11)	自己評価または第三者評価
(5)	報告する文化	(12)	作業管理
(6)	良好なコミュニケーション	(13)	変更管理
(7)	説明責任・透明性	(14)	態度・意欲

2.2 事業者の不適合に係る原因分析活動を評価するガイド及び品質保証活動に関するガイドの改訂のために必要な研究

原子力安全・保安院が、平成 19 年 12 月 14 日に「事業者の根本原因分析実施内容を規制当局が評価するガイドライン」(以下「根本原因分析ガイドライン」という。)を、また平成 20 年 3 月 18 日に「人的過誤の直接要因に係る不適合等を是正するための事業者の自律的取組を規制当局が評価するガイドライン」(以下「直接原因分析ガイドライン」という。)をそれぞれ公開し、以後保安検査等において事業者の不適合事象に関する原因分析活動を評価する際に活用してきた。なお、根本原因分析ガイドラインについては、対象施設を実用発電用原子炉以外の全ての原子力施設へ拡張するため及び評価の視点の内容や記載順序を事業者の原因分析活動の実態に即したものにするために、原子力安全・保安院が平成 22 年 12 月 10 日に改訂 1 版を公開した。

また、事業者の品質保証活動全般を評価するために、平成 20 年 12 月 12 日に原子力安全・保安院が「事業者の品質保証活動を規制当局が評価するガイドライン」(以下「品質保証ガイドライン」という。)を公開し、以後保安検査等において事業者の品質保証活動を評価する際に活用してきた。

本研究では、各ガイドラインの使用経験や不適合管理に係る規定、基準等に係る最新知見を整理し、各ガイドラインの改訂案の作成に活用する。ここで、直接原因分析結果を踏まえて実施される根本原因分析において、直接原因分析を適切に実施しより精度の高い組織要因分析を実施できるようにするために、直接原因分析と根本原因分析が連続的な活動として捉えられるようになることを期待し、直接原因分析ガイドラインと根本原因分析ガイドラインを統合して「事業者の原因分析活動を規制当局が評価するガイドライン (仮称)」(以下「原因分析ガイドライン (仮称)」という。)を作成する方針で研究を進めている。

平成 27 年度までの研究で得られた知見は以下のとおりである。得られた知見は原因分析ガイドライン（仮称）の案の作成に活用した。

- ・ 規制当局の事業者の根本原因分析報告書の評価活動に関する情報や各原子力規制事務所での事業者の改善活動のフォロー状況等から、根本原因分析報告書受理後の長期にわたる事業者の活動を評価するための具体的な評価項目、評価手順等について検討した。具体的には、「根本原因分析活動報告書が確定した時点」、「処置実施計画書が確定した時点」、「処置の有効性評価が実施された時点」の 3 つの評価タイミングを設定し、それぞれのタイミングで原子力規制事務所が実施する確認行為とその視点を取りまとめた。視点の例としては、「根本原因分析活動報告書が確定した時点」については「根本原因分析チームが誰に根本原因分析活動報告書を提出したのかを確認する」、「処置実施計画書が確定した時点」については「実施計画書の内容を確実に関係職員に伝達するための仕組み及び関係職員が実施計画書の内容を理解し納得しているかどうかを測定する仕組みについて確認する」、そして「処置の有効性評価が実施された時点」については「有効性評価の結果が、必要に応じてマネジメントレビューのインプットとなっているかどうかを確認する」が挙げられる。

平成 28 年度は、以下の事項について検討し、原因分析ガイドライン（仮称）の発行を目指す。

- ・ 平成 27 年度までに取りまとめた前記の視点を原因分析ガイドライン（仮称）に反映する。
- ・ GSR-Part2 に記載されているマネジメントシステムに関する要求事項との整合性を考慮する。
- ・ 安全文化ガイドライン同様、検査制度の見直しにおける原因分析ガイドライン（仮称）の規制上の位置付けとの整合性を考慮する。

また、品質保証ガイドラインについては、原因分析ガイドライン（仮称）と同様に、整理・明確化される品質保証に関する規制要求事項との整合性及び GSR-Part2 に記載されているマネジメントシステムに関する要求事項との整合性を考慮し、ガイドラインの改訂方針を整理する。

2.3 法令報告対象事象等の報告書記載内容妥当性評価ガイドの作成のために必要な研究

平成 20 年 3 月に公開した直接原因分析ガイドラインを用いて事業者が規制当局に提出した法令報告対象事象の報告書等における直接原因分析内容の評価を実施していく中で、より精度の高い直接原因分析を実施するためには情報が不足している例が見られた。

本研究では、報告書の評価をより適切に実施できるようにすることを目的として、海外規制機関の規制内容等を参考にして報告書に記載されることが望ましい情報を識別し整理する。

平成 26 年度に、海外の規制機関が定めている事故報告書記載要求事項や国内外の人的過誤事象についての事故報告書の人的要因分析結果等について調査し、事業者が提出する報告書の内容を適切に評価・判断するために記載されていることが望ましい記載事項及び記載内容の確認のポイントを整理した。具体的な記載事項として、「不適合を検知・認知した手段」、「不適合が発生した機器の故障モードに関する情報」、「不適合を発生させた問題点（作業、状況等）の特定の有無」、「問題点を引き起こした直接要因の記載の有無」等、より精度の高い直接原因分析を実施するためには報告書に記載されていることが望ましい事項を特定した。また、確認のポイントの例としては、「故障モード」に関するものとして、「弁の不具合については、【全閉状態の弁に対して全開要求が出されたのに、弁が全く動かなかった】という場合の故障モードは【開失敗】となるが、一方、【全閉状態の弁が、何の開要求も発出されなかったのに突然全開になった】という場合の故障モードは【誤開】となる。このように、類似事象の検索等を効果的に実施するためには、故障モードについても明確に記載されていることが望ましい」ということとなる。最終的に、これらの結果を「報告書記載内容妥当性評価ガイド」の案として整理した。なお、本ガイドの内容の一部を、2.2 に示した原因分析ガイドライン（仮称）の作成及び 2.4 に示す、原子力規制庁が整備しているデータベースの構造及び検索・表示機能の改良案の作成にも活用した。

2.4 人的要因分析結果から得られた規制活動に活用可能な知見を得るために必要な研究

鉄道・航空業界等の原子力業界と同様に安全最優先が求められる産業分野においては、事故・トラブル情報を分析して人的要因を特定し、再発防止対策を立案する活動や、蓄積した分析結果に対して傾向分析等を実施し、人的要因の顕在化を防げなかった組織要因を識別して未然防止対策を立案する活動が実施されている。過去に原

子力発電技術機構及び(独)原子力安全基盤機構では、日本の法令報告対象事象や海外で発生した事象の中から人的過誤事象に該当する事象を識別し、当該事象に関して人的要因等を分析して情報を整理するとともに、整理した情報をデータベースに蓄積して傾向分析等を実施する活動を継続的に実施した。

本研究では、当該活動を引き継ぎ、国内外の原子力発電所で発生した人的過誤事象について、人的要因を分析して再発防止対策等の情報を整理し、データベースとして蓄積する。図1に人的過誤事象の分析体系図を示す。図1に示すように、分析は、トラブル情報と作業内容を整理した後、過誤発生の原因、過誤発生メカニズム及び過誤のモードをそれぞれ特定して分類するという手順で進めている。蓄積した情報は、検索して情報を精査することによって最近発生した事象についての類似性、分析結果の妥当性、再発防止対策の有効性等に係る知見を抽出して規制に活用する。さらに蓄積した情報に対して様々な観点から傾向分析等を実施し、規制に活用できる知見を抽出する。

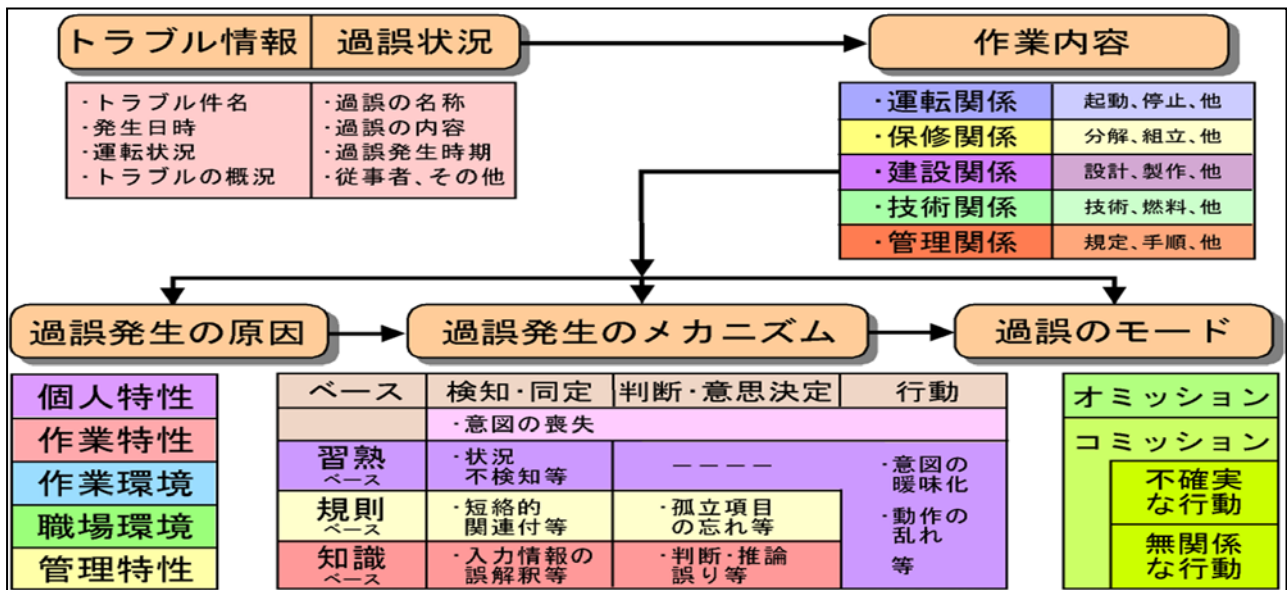


図1 人的過誤事象の分析体系図

Fig.1 The analysis flow chart of the human error case

平成27年度までの研究の成果は以下のとおりである。

- 平成25年度から平成26年度までに国内の実用発電用原子炉施設（福島第一原子力発電所を含む）で発生した法令報告対象事象（全10件）、一般財団法人原子力安全推進協会が整備している事故・トラブル情報データベースであるニューシアに掲載されている軽微な事象及び海外で発生した事象の中から、人的過誤事象に該当すると判断される92件の事象を選別し、図1の分析体系に基づき人的要因を分析し、再発防止対策等を整理した。情報の整理結果としては、事象を分かりやすく時系列に整理した「いきさつダイアグラム」、事象の概略、事象の経緯、事象から得られた教訓等を集約した「教訓集」、原子力業界内で情報共有が有効であると判断した事象について事象の流れ、人的要因、再発防止対策等を分かりやすくまとめた「想定状況図」などがある。「想定状況図」の例を図2に示す。図2の事象は、汚染水の移送配管の設計・施工部署とその運用・管理部署の間で図面等の情報が共有されず、運用・管理部署が独自に作成した資料に基づいて誤った弁を開放する手順書を作成したために当該弁の先の開口部から汚染水が漏れ出したものである。再発防止のための教訓として「工事完了後に初めて配管を使用する場合は、工事実施部署が適切な図面や手順書を作成した設備運用部署へ渡す」を記載している。
- 平成25年度及び平成26年度に発生した10件の法令報告対象事象は全て特定原子力施設である福島第一原子力発電所の事象であり、1F事故発生前の法令報告対象事象の傾向と同様に全報告件数に占める人的過誤事象の割合が高いこと及び非定常作業における計画時と作業時の環境の相違等が関係している事象が多いという知見が得られた。

- 平成 23 年 4 月から平成 27 年 3 月までに発生しニューシアに保全品質情報として登録された 44 件の軽微な事象の内容を精査し、同時期に発生した 24 件の法令報告対象事象の分析結果と比較した。その結果、軽微な事象も法令報告対象事象と同様に非定常作業における計画時と作業時の環境の相違等が関係している事象が多いという傾向があり、実際の作業環境を考慮して計画時に制定した作業ルール等の見直しを適宜実施することでトラブルを低減できる可能性があるという知見が得られた。
- データベースに蓄積したデータの傾向分析等を継続的に実施していく中で、より詳細な傾向分析等を実施するためには現在のデータベース構造を改良する必要があることが分かってきた。現在のデータベースの構造を精査し、より詳細な傾向分析を実施できるようなデータベース構造を検討し、併せて新たなデータベース構造で実施できる検索・表示機能についても検討した。具体的な検討内容の例としては、事象の時系列整理において複数の人的過誤を特定した場合に、全ての人的過誤について発生時刻や過誤メカニズムを格納できるように構造を改良することが挙げられる。これによって、分析精度や統計処理能力を向上させることができる。

平成 28 年度は、平成 27 年度に国内外の実用発電用原子炉施設（福島第一原子力発電所を含む）で発生した法令報告対象事象（全 4 件）、ニューシアに掲載されている軽微な事象及び海外で発生した事象の中から、人的過誤事象と判断される 35 件の事象を選別し、当該事象について人的要因を分析して再発防止対策等を整理し、整理・蓄積した情報から規制に活用可能な知見を抽出する。

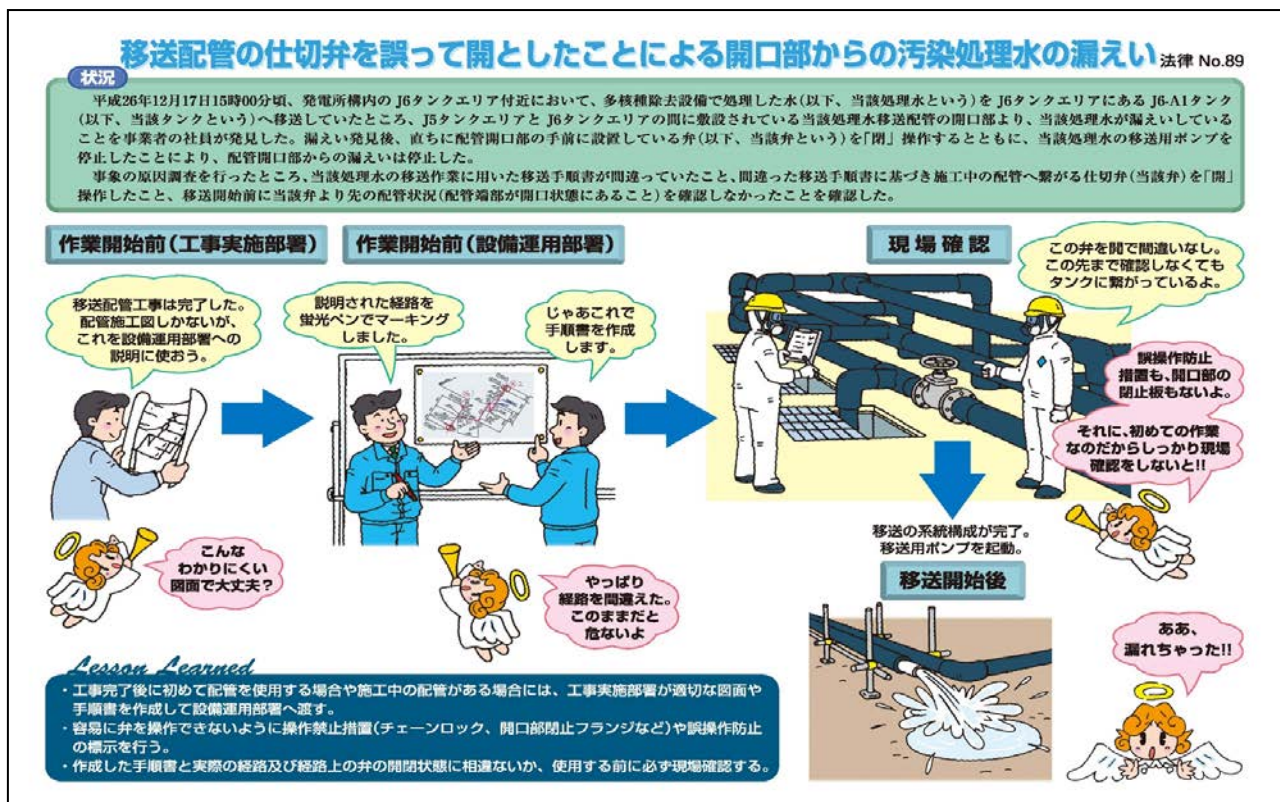


図 2 想定状況図の例

Fig.2 An example of supposed situation diagram from a lesson learned

2.5 原子力施設における人的過誤事象の発生メカニズムの解明等に活用できる人間信頼性解析手法の整備のために必要な研究

原子力施設における要員の力量と配置（役割、人数等）の妥当性、設計基準事象への対応を含む運転手順書の妥当性、防災訓練シナリオの妥当性等を評価するためには、人間や組織がどのようなメカニズムで過誤を引き起こすのかという知見が必要となる。人間や組織の過誤メカニズムを解明するための手法の一つに、人間信頼性解

析 (Human Reliability Analysis (以下「HRA」という。)) 手法がある。同手法は、確率論的リスク評価 (Probabilistic Risk Assessment (以下「PRA」という。)) における人的過誤率の特定等に活用するために開発され、世界各国で改良が進められてきた。

本研究では、人間・組織というソフト面の規制基準の策定や評価ガイドの策定に有用な知見を獲得するために国内外の最新知見を調査し、シミュレータ実験などを視野に入れて、日本の規制に活用できる人間信頼性解析手法を整備する。整備した人間信頼性解析手法は、人間・組織に関わる規制基準の策定や評価ガイドを作成する際に活用する。

平成 28 年度は、国内外の最新規制動向、特に米国の規制に活用が予定されている IDHEAS (Integrated Decision-Tree Human Event Analysis System : 統合意思決定ツリー人的事象分析システム) 手法について調査を行っている。同手法は米国の原子力安全諮問委員会による NRC (Nuclear Regulatory Commission ; 米国原子力規制委員会) への以下の推奨に基づいて整備を進めているものである。

- ・ PRA/HRA で用いられる信頼性評価手法には「単一」の確立された手法が用いられることが望ましい
- ・ 産業界と協調を取って合理的な手法の開発をするべきである

IDHEAS 手法における人間信頼性解析の実施手順を以下に示す¹⁾。また、図 3 に手順の例を示す。

- ① 運転員タスクの同定とシナリオの定義:体系的に適用可能な運転要領書および期待される運転員アクションの同定を行う。
- ② 定量的/定性的解析:運転クルーの行動ツリー (Crew Response Tree: CRT) により運転クルーの過誤 (Crew Failure Modes : CFM) の分析評価を実施
- ③ 運転員モデルの高度な分析:人的過誤率(HEP)を、運転員の同様な操作シーケンス間で整合性を図るよう評価する。また、運転員によるリカバリ操作が①のシナリオにおいて妥当であるかについての分析を行う。

この調査から、NRC は、IDHEAS 手法を米国内における標準的手法とすることを目的として開発しており、出力運転時の PRA には活用可能であると判断しているが、停止時 PRA や火災、地震等の外部事象の PRA への適用性については今後検証を進める予定であることが分かっている。引き続き同手法の具体的な規制への活用方針や活用方法について調査を進める。

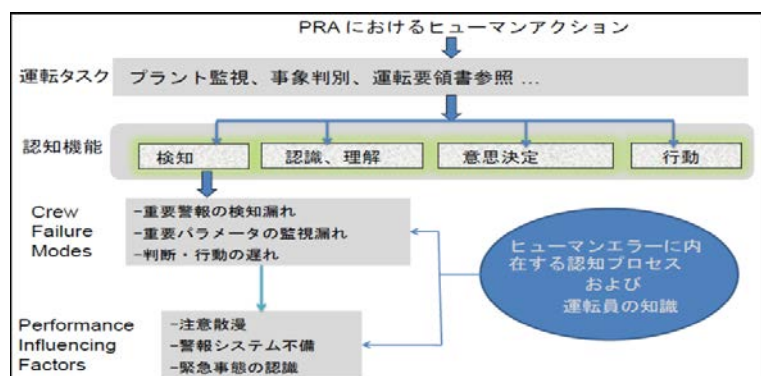


図 3 IDHEAS における HRA 解析プロセス例

Fig.3 Examples of HRA analysis process in IDHEAS

2.6 実用発電用原子炉における人的要因・組織要因を考慮した原子炉制御室の設計に対する規制要求事項の作成のために必要な研究

原子力発電所は、機械システムのなかに人間が介在し操作することによって、運転が行われる。人間を自律システムとしてみた場合、機械システムにはない知能、柔軟な対応能力を持つ一方で、動作の精度、信頼性では機械システムに劣る面がある。このように自律システムとしてはばらつきが大きく個体差の出やすい人間が、重要な安全機能を担う機械システム中に介在することから、こうした人間の特性には十分な配慮が必要である。

「実用発電用原子炉及びその附属施設の技術基準を定める規則」(平成 25 年原子力規制委員会規則第 6 号) 第 38 条 (原子炉制御室等) 第 2 項には、「原子炉制御室には、(中略) 原子炉を安全に運転するための主要な装置 (第 47 条第 1 項に規定する装置を含む。) を集中し、かつ、誤操作することなく適切に運転操作することができるよう施設しなければならない。」と定められている。しかしこれはハードウェアに対する要求であり、人間の特性に対しての配慮は求められていない。1F 事故における 1 号機の非常用復水器 (以下「IC」という。) の運転操作に

おける教訓（※注）から、原子炉の安全確保のための設備の運転操作について、規制要件として考慮することが重要である。

（※注：東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会（政府事故調）の最終報告では、「VI 総括と提言」の中の「(1) 抜本的かつ実効性ある事故防止策の構築」の中で「1 号機に設置されていた IC について、当直のみならず、発電所対策本部や本店対策本部に至るまで、その機能や運転操作に対する理解が十分でなかったために、断続的に入手される情報から正しく IC の作動状況を把握し得なかったこと」と指摘されている。）

米国では、SRP（Standard Review Plan；標準審査指針）の第 18 章：「Human Factor Engineering（ヒューマン・ファクター・エンジニアリング。以下「人間工学」という。）²⁾に原子炉制御室等の設計審査における人間工学の指針が規定されており、判断基準の詳細については NUREG-0711³⁾に示されている。また、IAEA でも、現在、人間工学に関する安全ガイドの策定作業が進められている。

本研究では、上記の国際動向を受け、検討が進められている検査制度の見直しとの整合性を確保しながら、人間工学を考慮し、安全機能に関する運転員の手動操作、手順書開発や運転チーム訓練など人的・組織的側面を含めた原子炉制御室の規制要件を整備するとともに、原子炉制御室の審査や検査に活用できるガイドラインを整備する。

平成 28 年度は、SRP・第 18 章や NUREG-0711 を中心に海外の最新動向を調査し、国内の原子炉制御室の規制要件に関する人間工学の観点からの要求事項を整備する。SRP・第 18 章の人間工学の観点に基づく要求事項として、計画と分析の段階については「人間工学プログラム管理」、「運転経験のレビュー」、「機能上の要件の分析と機能の配分」、「タスク分析」、「運転員の配置と資格認定」及び「重要な運転員操作の取り扱い」、設計の段階については「ヒューマン・システム・インタフェースの設計」、「手順書の開発」及び「訓練プログラムの開発」、検証と妥当性確認の段階については「検証と妥当性確認」、施工と運用の段階については「設計に基づく施工」及び「ヒューマン・パフォーマンスの監視」が規定されている。今後は、これらの調査結果及び IAEA が策定している人間工学に関する安全ガイドの調査結果に基づき、原子炉制御室の審査や検査に活用できるガイドラインについて検討する。

2.7 事業者の組織変更に係る評価ガイドの作成のために必要な研究

「原子力事業者の技術的能力に関する審査指針」（平成 16 年 5 月 27 日原子力安全委員会決定）の「指針 5. 運転及び保守のための組織」において、「事業者において、運転及び保守を適確に遂行するに足りる、役割分担が明確化された組織が適切に構築されているか、又は構築される方針が適切に示されていること」と明記されている。しかし、審査段階で構築されていた事業者の組織がその後変更になった場合に、変更後の組織が同指針の審査要件を満たしていることを審査するためのガイド等は作成されていない。

本研究では、事業者が組織を変更した場合に「原子力事業者の技術的能力に関する審査指針」の審査要件を満足していることを的確に審査するために、国内の事業者の組織変更に係る評価ガイドを作成する。

平成 28 年度は、海外規制機関等における事業者の組織変更に係る評価の視点等の調査を実施する。英国に関する調査から、英国の「原子力サイト許可条件（License Condition：LC）」の中の「LC36：組織的対応能力」では以下のことを要求していることがわかっている。

- ・ 許認可取得者は、組織構造又はリソースの変更について、安全上の重要性に応じて分類した結果を提供する。提供する結果には、任意の提案された変更の安全性を正当化するのに十分な資料を提供するための要件を含むものとし、また適宜、関連資料を安全衛生庁（HSE）に提出する準備を整える。
- ・ 許認可取得者は、HSE から変更の中止を指示された場合、組織構造又はリソースの変更を中止する。また許認可取得者は、HSE の同意なく係る変更を再開してはならない。

今後、これらを参考に、わが国における事業者の組織変更を評価する視点を抽出する。

3. 今後の展開

3.1 品質保証活動に関するガイドの改訂のために必要な研究

既存の品質保証ガイドラインの内容を精査し、整理・明確化される品質保証に関する規制要求事項との整合性について検討し、GSR-Part2に記載されているマネジメントシステムに関する要求事項及びJIS Q 9001:2015の内容を考慮して、必要に応じてガイドラインを改訂する。

3.2 人的要因分析結果から得られた規制活動に活用可能な知見を得るために必要な研究

本研究分野全般に対して基礎的な情報を提供することを目的として、人的過誤事象の収集・分析・データ蓄積、蓄積したデータの傾向分析等を継続する。傾向分析等によって抽出した知見については、必要に応じて事業者ごとの検査の重点項目の設定等の検査支援に活用する。また、平成27年度に作成したデータベース構造及び検索・表示・統計処理機能の改良案に基づいてデータベースを改良し、傾向分析等を実施して新たな知見を抽出する。

3.3 原子力施設における人的過誤事象の発生メカニズムの解明等に活用できる人間信頼性解析手法の整備のために必要な研究

運転員及び運転チームが安全上重要な手動操作を実施できるとした事業者の判断の妥当性を検証するための人間信頼性解析手法を整備する。また人間信頼性解析手法の整備結果を活用して、必要に応じてシミュレータ実験等による知見も反映し、運転員及び運転チームの過誤メカニズム及びヒューマン・パフォーマンスの考慮に関する評価ガイドや高ストレス下におけるアクシデントマネジメント対策の評価ガイド等を作成する。

3.4 実用発電用原子炉における人的要因・組織要因を考慮した原子炉制御室の設計に対する規制要求事項の作成のために必要な研究

米国の人間工学の審査に用いられているSRP・第18章やNUREG-0711及びIAEAが策定している人間工学に関する安全ガイドを中心に海外の最新動向の調査を継続し、原子炉制御室の人間工学に係る審査や検査を行う際に活用できるガイドを作成する。また、シビアアクシデント対応施設の設計・運用等に係る人的・組織的要因の考慮についての調査を実施し、ガイドへ反映する。

3.5 事業者の組織変更に係る評価ガイドの作成のために必要な研究

海外規制機関等における事業者の組織変更に関する評価の視点等の調査を実施し、事業者の組織変更時の技術的能力の維持に係る審査や検査を行う際に活用できるガイドを作成する。

4. まとめ

人間・組織に関わる様々な研究として実施した国内外の原子力施設で発生した人的過誤事象の人的要因等の分析によって、新たな知見を得るとともに、情報共有が有効な事象に関する想定状況図を作成した。また、より詳細な傾向分析等が実施できるようにするために、分析結果を蓄積するデータベースへの構造及び検索・表示機能の改良案を作成した。

さらに、ソフト面の安全規制に係るガイドライン等については、1F事故の教訓や活用経験から得られた知見に基づいて、改訂に係る技術的な検討を実施した。

加えて、原子力施設においてより一層の安全性及び信頼性を確保するために、人間信頼性解析手法の整備、原子炉制御室の設計に係る人間工学を反映した規制要件の検討、事業者の組織変更に係る審査ガイドの検討等に着手した。

5. 成果の活用について

5.1 事業者の安全文化醸成活動を評価するガイド等

改訂する安全文化ガイドラインは事業者の安全文化醸成活動等に関する検査等において活用する予定。

5.2 事業者の不適合に係る原因分析活動を評価するガイド及び品質保証活動に関するガイド

作成する原因分析ガイドライン（仮称）は事業者の不適合管理活動等に関する検査等において活用する予定。
また、品質保証ガイドラインを改訂した場合は事業者の品質保証活動に関する検査等において活用する予定。

5.3 法令報告対象事象等の報告書記載内容妥当性評価ガイド

法令報告対象事象等の報告書記載内容妥当性評価ガイドの案の記載内容の一部を、上記 2.2 の原因分析ガイドライン（仮称）の作成及び上記 2.4 の傾向分析等を実施するためのデータベース構造の改良に活用した。

5.4 人的要因分析結果から得られた規制活動に活用可能な知見

国内外で発生した人的過誤事象に関する人的要因分析結果等を蓄積したデータベースに対して傾向分析等を実施して得られた知見を保安検査等に活用する予定。また得られた知見を検査官・審査官の教育・訓練用教材の充実のために活用する予定。

5.5 原子力施設における人的過誤事象の発生メカニズムの解明等に活用できる人間信頼性解析手法

整備した人間信頼性解析手法は、運転員及び運転チームの過誤メカニズム及びヒューマン・パフォーマンスの考慮に関する評価ガイドや高ストレス下におけるアクシデントマネジメント対策の評価ガイド等の作成の検討に活用する予定。

5.6 実用発電用原子炉における人的要因・組織要因を考慮した原子炉制御室の設計に対する規制要求事項

原子炉制御室の人間工学に関する規制要件は、新規制基準に反映する予定。作成したガイドは原子炉制御室の新規設計や原子炉制御室のリプレースの際の審査や検査で活用する予定。

5.7 事業者の組織変更に係る評価ガイド

作成した評価ガイドは事業者の組織変更時の妥当性確認のための審査や検査で活用する予定。

6. 成果の公表等

6.1 委員会・検討会・WG

なし

6.2 NRA 技術報告

(A) HFE に関する規制要件及び審査基準の整理、平成 29 年 3 月（発行予定）

6.3 論文投稿

なし

6.4 学会発表

(B) Proposal on Operating Procedures related to Lessons Learned from the Fukushima accident、ハルデン炉 PJ・事故管理と運用 WS、ノルウェー、2015 年 5 月 19 日（査読なし）

6.5 表彰・受賞

なし

文 献

- 1) NRC/EPRI Draft Report for Peer Review : An Integrated Decision-Tree Human Event Analysis System [IDHEAS] Method for NPP internal at-power operation、NRC/EPRI、2013 年 7 月
- 2) NUREG-0800 Standard Review Plan for the Review of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants: LWR Edition Chapter 18 Human Factors Engineering Draft rev. 3、NRC、2015 年 7 月
- 3) NUREG-0711, Rev. 3 Human Factors Engineering Program Review Model、NRC、2012 年 11 月

自己評価

- ・安全研究個票のうち平成 28 年度実施計画にある各研究項目について実施すべき検討、獲得すべき知見及び策定・改訂すべきガイド等については、おおむね年度内に計画どおり進捗する見込みである。ただし、現在検討が進められている検査制度の見直しとの関連でガイド等の規制上の位置付けを明確にする必要がある。
- ・平成 28 年度までの主要成果のレベルについては、技術的には十分な成果となっていると判断するが、具体的な運用・活用については、検査制度の見直しに対応することを想定している。

25. (A13) 福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備

安全技術管理官（システム安全担当）付

1. 研究概要（実施期間：平成 26 年度～平成 33 年度）

廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議が策定した「東京電力（株）福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ」（平成 27 年 6 月 12 日）では、平成 33 年内に初号機の燃料デブリの取出しを開始するとされている。燃料デブリの取出し作業及び取出し後の収納・輸送・保管においては、燃料デブリの性状（燃料デブリの組成、ウラン含有率、水分含有率、不均一性、形状等）の不確かさを考慮した臨界管理が重要である。

本研究プロジェクトでは、東京電力福島第一原子力発電所事故（以下「1F 事故」という。）により発生した燃料デブリの取出し作業及び取出し後の収納・輸送・保管における臨界管理に係る評価手法を整備することを目的として、性状の不確かさを考慮した燃料デブリの臨界リスク（臨界に至る条件及び臨界超過時の挙動）を評価する手法を整備することに取り組んでいる。臨界リスクを評価する手法の整備として、解析により燃料デブリの臨界条件及び臨界超過時の挙動をデータベース化した臨界リスクを評価するための基準（以下「臨界リスク評価基準」という。）を整備するとともに、臨界リスク評価基準を整備するために用いる解析コードの妥当性を確認するため、臨界実験装置 STACY を用いて、燃料デブリを模擬した臨界実験を実施することとしている。本研究プロジェクトの計画を図 1 に、また全体像を図 2 に示す。

なお、本研究プロジェクトは、(国研) 日本原子力研究開発機構（以下「JAEA」という。）への委託研究として実施している。

	26年度	27年度	28年度	29年度	30年度	31年度	32年度	33年度
(1) 臨界条件評価手法の整備	燃料デブリの臨界特性評価			★臨界判定条件作成				
	臨界リスク評価基準の作成・拡充				臨界制限量の評価			
	モンテカルロ計算ソルバー開発等					実燃料デブリ試料の分析・臨界特性評価		
							臨界リスク評価基準の高精度化	
	臨界実験装置の改造に係る設計・製作・工事					★初臨界		
	デブリ模擬体調整分析設備の整備				臨界実験装置の燃料調達		臨界実験	
(2) 臨界挙動評価手法の整備	臨界挙動評価に係る解析システムの製作・検証				過去の事例・実験データに基づく検証			
	臨界となるシナリオの検討							

図 1 本研究プロジェクトの計画

Fig. 1 Time Schedule of This Study Project

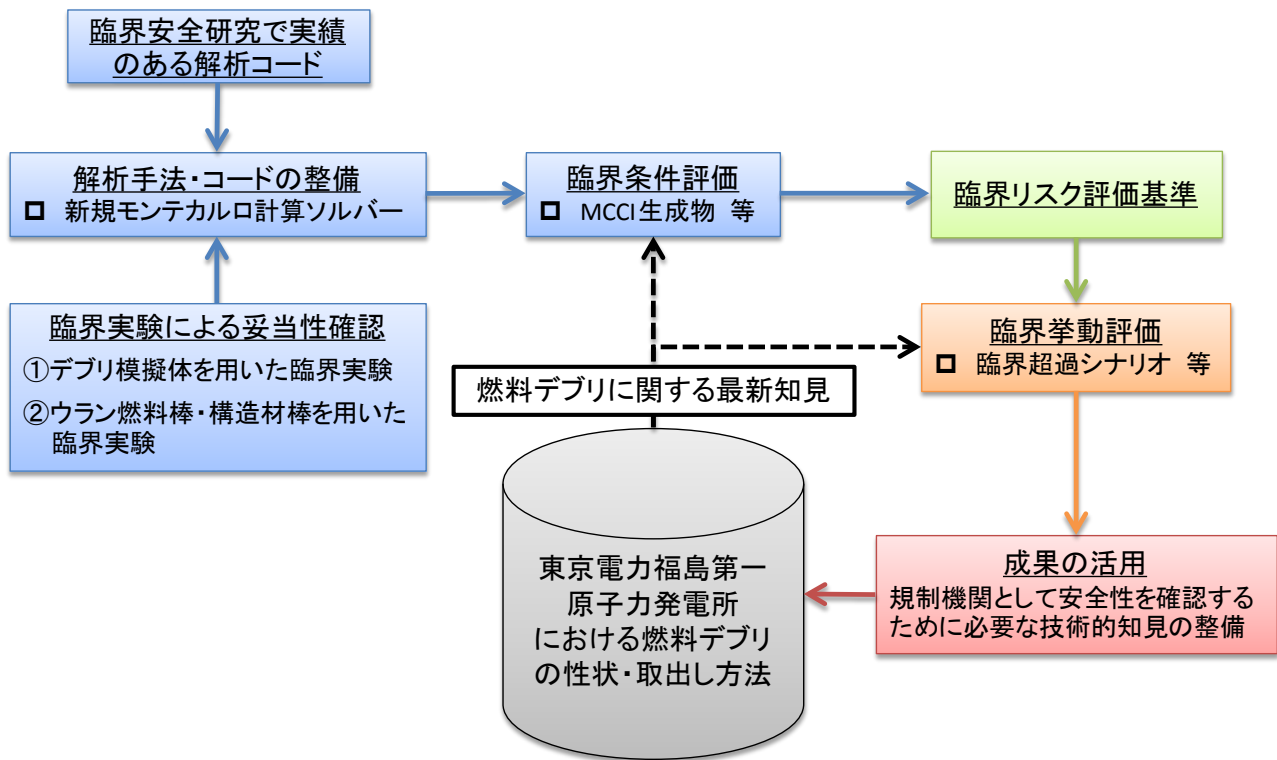


図2 本研究プロジェクトの全体像
Fig. 2 Overview of This Study Project

(1) 臨界条件評価手法の整備

福島第一原子力発電所1~3号機の燃料デブリについては、炉心が損傷・熔融した際に、核燃料と鉄を主成分とする炉内構造物及びコンクリート等の構造材が熔融し再度固化した状態となっていると考えられる。そのため、燃料デブリの性状（燃料デブリの組成、ウラン含有率、水分含有率、不均一性等）を変化させたときの臨界特性について多数の解析を実施し、燃料デブリが臨界となる条件（燃料デブリと構造材等との混合割合、最小臨界寸法等）を臨界リスクに係るデータとして取得する。また、取得したデータを臨界リスク評価基準（図3）のデータベースに随時登録し、今後の取出し作業等において明らかとなった燃料デブリの性状に応じて臨界特性評価が実施可能となるシステムを構築する。

上記で整備する臨界リスク評価基準の妥当性を確認するため、臨界実験装置を用いた実験を行い、燃料デブリの臨界特性に関する実

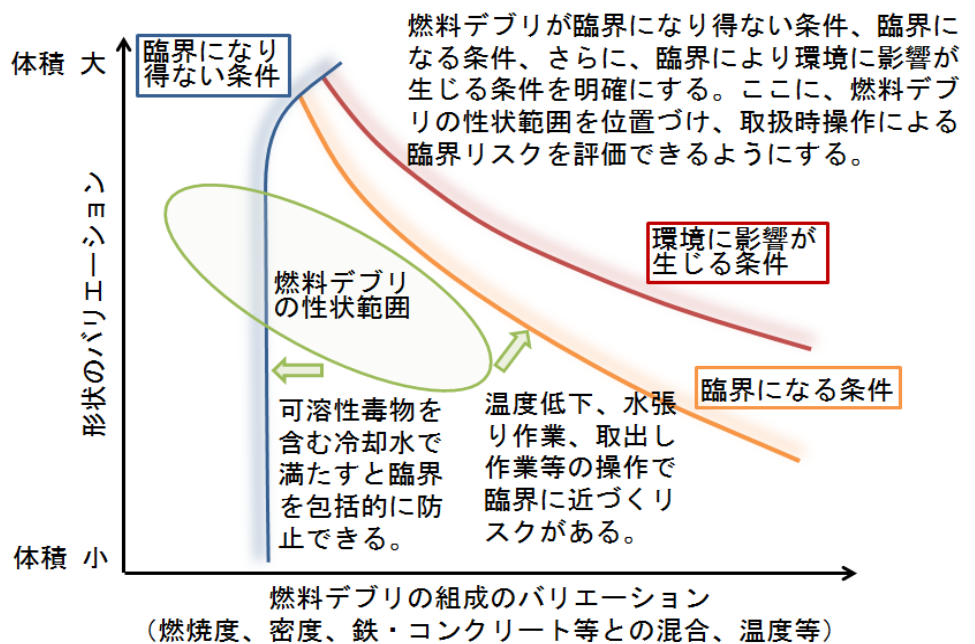


図3 臨界リスク評価基準の概念図¹⁾
Fig. 3 Concept of Criticality Risk Evaluation

験データを取得する。当該臨界実験については、JAEA が保有する燃料サイクル安全工学研究施設（以下「NUCEF」という。）の STACY を用いて実施する。

既存の STACY は、溶液燃料を使用する臨界実験装置であるため、燃料デブリの臨界特性に係る臨界実験が実施可能となるよう、ウラン燃料棒を使用する炉心設備に改造する（図 4）。また、燃料デブリを模擬した試料として、核燃料と構造材等を混合した試料（以下「デブリ模擬体」という。）を調製・分析する設備を NUCEF 内に整備する。

改造した STACY では、デブリ模擬体の反応度値測定、ウラン燃料棒と構造材棒を組み合わせた体系の臨界量測定等の臨界実験を実施する。

(2) 臨界挙動評価手法の整備

福島第一原子力発電所 1～3 号機における燃料デブリの取出し作業においては、取出し作業に伴う燃料デブリの破碎、混合等によって臨界特性が変化することが予想される。そのため、万が一燃料デブリが臨界となるシナリオについて検討するとともに、その際に発生する放射性物質による作業員被ばく等を評価するための手法を整備する。

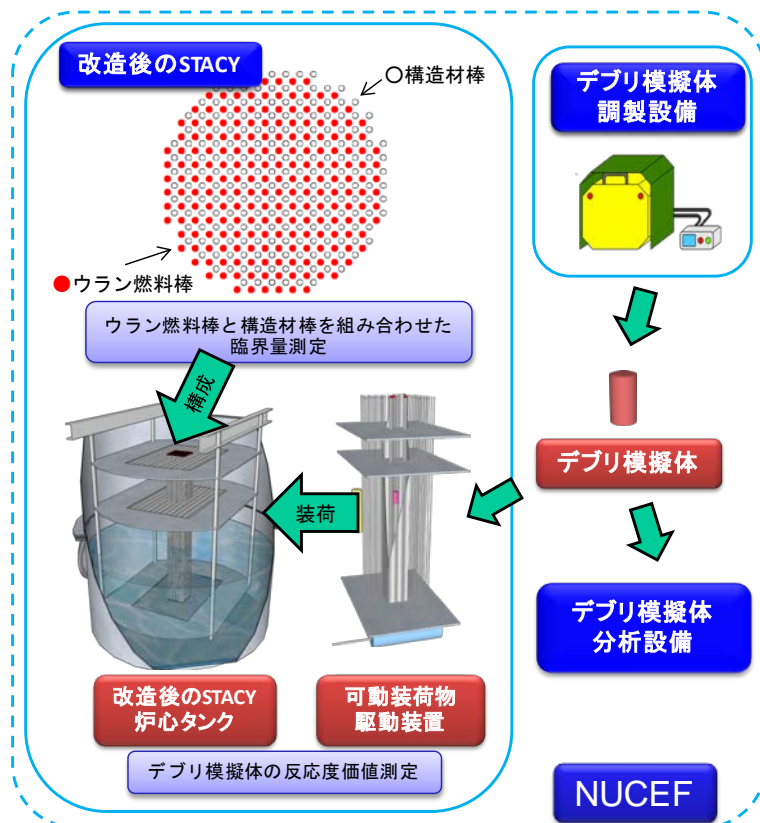


図 4 STACY における臨界実験の概念図¹⁾

Fig. 4 Concept of Critical Experiments in STACY

2. 平成 28 年度までの主要成果

以下において示す平成 28 年度までの主要成果は、JAEA への委託研究により得られた成果であり、平成 26 年度に実施した内容については委託研究報告書により、また平成 27 年度及び平成 28 年度に実施した内容については委託研究の進捗状況に係る打合せ等により報告されたものである。

2.1 臨界条件評価手法の整備

2.1.1 臨界リスク評価基準の整備

本項目では、平成 33 年度までに、今後の取出し作業等において明らかとなった燃料デブリの性状に応じて臨界特性評価が実施可能となるシステムを構築することとしている。

平成 26 年度から平成 28 年度までには、燃料デブリの性状をパラメータとした臨界リスクに係る基礎的なデータを多数の解析により評価している。各年度では、燃料デブリの性状のうち燃料デブリの組成（核燃料、炉内構造物及び構造材）に対して場合分けを行い、それぞれ同一の項目を評価対象としている。特に、コンクリートを含有した燃料デブリについては、スリーマイルアイランド原子力発電所 2 号炉の事故では生じておらず、同燃料デブリの臨界特性については知見が十分でないことから、同燃料デブリの臨界特性評価を初年度である平成 26 年度に実施することとした。

また、同年度間には、組成分布が空間的に変化する燃料デブリ体系を取扱い可能な新規のモンテカルロコードの開発を目指して、モンテカルロ計算ソルバーの開発を進めている。なお、平成 29 年度以降も引き続き臨界リスクに係るデータの取得・モンテカルロ計算ソルバーの開発を実施するとともに、平成 31 年度以降には STACY における臨界実験により得られたデータを用いて、臨界リスク評価基準の妥当性を確認する予定である。

2.1.1.1 コンクリートを含有した燃料デブリの臨界特性評価（平成 26 年度実施）

福島第一原子力発電所 1～3 号機のように原子炉炉心が溶融した場合、その溶融炉心は原子炉圧力容器を貫通して原子炉格納容器のコンクリート床に落下していることが想定される。冷却水量が不十分な場合には、溶融炉心とコンクリートの相互作用（以下「MCCI」という。）を経て、核燃料とコンクリート等の混合物（以下「MCCI 生成物」という。）が生じる可能性がある。

ドイツのカールスルーエ研究所において実施された、MCCI を模擬した MOCKA 試験²⁾の結果から、MCCI 生成物は多孔質なものであると予想される（図 5）。そのため、燃料デブリを破碎・切削等の工法により回収する場合には、亀裂があれば容易に水分が MCCI 生成物中に浸入すると考えられる。

上記の知見を踏まえ、平成 26 年度にはコンクリートを含有した燃料デブリに着目し、核燃料、コンクリート及び水の混合物について、組成、混合割合等を変化させた臨界特性解析を実施した。なお、福島第一原子力発電所 1～3 号機における燃料デブリの性状は不明であるため、臨界特性評価に当たっては粒子状の燃料デブリを想定した簡易な形状の体系を計算モデルとして設定した。また、燃料デブリ取出し時には、未臨界であることを担保するための 1 つの方法として、中性子吸収材であるホウ素等を利用することが想定される。これを踏まえ、ホウ酸水等の可溶性の中性子吸収材が利用されることを想定し、未臨界担保に必要なホウ素濃度の評価も併せて実施した。

臨界特性評価においては、以下の 2 つの項目について解析を実施した。

① MCCI 生成物の無限増倍率の評価

MCCI 生成物の無限増倍率の評価に当たっては、簡易な無限体系として、外部境界条件を完全反射境界条件とした MCCI 生成物・水（ホウ素を含む。）の非均質 2 領域球体系（図 6。以下「非均質体系」という。）及び均質 1 領域球体系（図 6 の領域体積比を保存して均質化したもの。以下「均質体系」という。）を計算モデルとして設定した。ここで、文献 3 から燃料デブリの性状として粒子状のものが生成されることが実験により確認されており、また燃料デブリの性状に係るパラメータを広範に取り扱うことが容易であることから、図 6 の計算モデルを採用した。なお、図 6 の計算モデルを用いた燃料デブリの臨界特性評価では、広範な評価を行うことから、一部に現実的な範囲ではない結果が含まれているものの、全体として保守的な評価となっている。

核燃料とコンクリートの混合割合については MCCI 生成物の球の組成を、MCCI 生成物と水の混合割合については MCCI 生成物の球（半径 1cm に固定）の外周部の水厚さを、それぞ



図 5 MOCKA 試験の結果の例¹⁾

Fig. 5 Examples of MOCKA Experiment Results

注) 2 つの図では、コンクリートの成分が異なる。

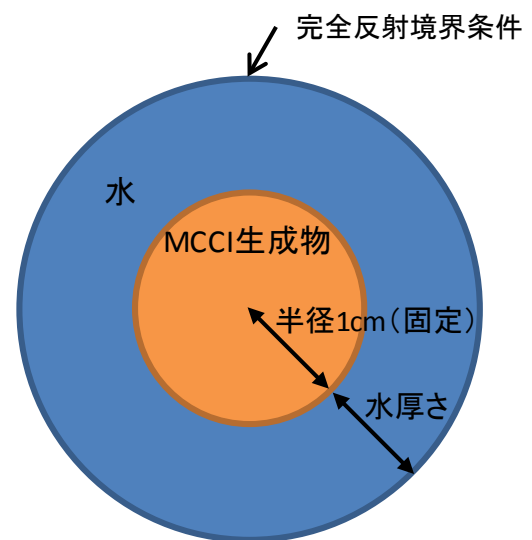


図 6 無限増倍率の計算モデル¹⁾

Fig. 6 Calculation Model for k-infinity

れ変化させることで考慮した。

解析コードには JAEA が開発した連続エネルギーモンテカルロコード MVP⁴⁾ (無限増倍率の評価に利用) 及び汎用核計算コードシステム SRAC⁵⁾ の衝突確率計算モジュール PIJ (未臨界担保に必要なホウ素濃度の評価に利用) を使用し、評価済み核データライブラリには国内最新の JENDL-4.0 ライブラリ⁶⁾ を使用した。

核燃料の組成については、²³⁵U 濃縮度が 3、4 及び 5wt% の新燃料組成並びに燃焼燃料組成 (文献 7 中の燃料集合体について、履歴ボイド 70% で 14.5GWd/t (燃料集合体の無限増倍率が最大となる燃焼度) まで燃焼し、2.5 年の冷却を経た際の平均燃料組成) を用いた。燃焼燃料組成については、1F 事故の状況に鑑み、アクチノイド核種は 9 核種 (²³⁴U、²³⁵U、²³⁸U、²³⁸Pu、²³⁹Pu、²⁴⁰Pu、²⁴¹Pu、²⁴²Pu 及び ²⁴¹Am)、揮発性核種を除く核分裂生成物核種 (以下「FP 核種」という。) は 11 核種 (⁹⁵Mo、⁹⁹Tc、¹⁰³Rh、¹⁴³Nd、¹⁴⁵Nd、¹⁴⁷Sm、¹⁴⁹Sm、¹⁵⁰Sm、¹⁵²Sm、¹⁵³Eu 及び ¹⁵⁵Gd) のみを考慮した。なお、本中間評価調査票において示す結果は、核燃料の組成を燃焼燃料組成とした場合に得られたものである。また、コンクリートの組成については、文献 8 中の普通コンクリートの組成を用いた。

まず、水中にホウ素を含まない場合における解析結果を図 7 に示す。図 7 において、縦軸は無限増倍率を、横軸は水領域と核燃料等の混合物の領域の体積比 (水領域の体積を核燃料等の混合物の領域の体積で除したものであり、水厚さによって一意に決まるパラメータを指す。以下「 V_m/V_f 」という。) をそれぞれ示している。

図 7 より、無限増倍率が最大となる V_m/V_f について、コンクリート体積割合が少ないときは、均質体系と非均質体系における結果に差がある (均質体系の方がより大きい V_m/V_f で無限増倍率が最大となる) が、コンクリート体積割合が多くなるにつれて、均質体系と非均質体系における結果がおおむね同じになることを確認した。また、無限増倍率の最大値について、非均質体系の結果は均質体系のものに比べて総じて大きくなることを確認した。なお、 V_m/V_f が小さいとき (減速不足のとき) は、コンクリート中の水分の影響のため非均質体系と均質体系の無限増倍率はおおむね同じであり、 V_m/V_f が大きくなるにつれて、非均質体系の無限増倍率の方が大きくなり、最適減速 (V_m/V_f に対して無限増倍率がピークとなるとき) による最大値を過ぎたとき (減速過多のとき) には均質体系の無限増倍率の方が大きくなった。以上により、計算モデルの均質性・非均質性の取扱いが無限増倍率の結果に与える影響を確認した。

次に、水中にホウ素を含む場合における解析結果を図 8 に示す。図 8 において、縦軸は未臨界担保に必要な (体系の無限増倍率が 1 となる) ホウ素濃度を、横軸は V_m/V_f をそれぞれ示している。なお、計算モデルは非均質体系とした。

図 8 より、MCCI 生成物中のコンクリート体積割合が 80% 程度までは、最適減速時のホウ素濃度は 4,000ppm 程度であった。一方で、コンクリート体積割合が 90% のときは、 V_m/V_f が小さくなるにつれてホウ素濃度が増大することを確認した。これは、 V_m/V_f が非常に小さい場合では、水中のホウ素による中性子吸収効果が低下するためであると考えられる。以上により、未臨界であることを担保するためにホウ素を水中に添加する場合の必要最小ホウ素濃度を推定した。MCCI 生成物中に残存するコンクリート中の水分量及び実際の燃料デブリの V_m/V_f が取り得る値の範囲によって必要最小ホウ素濃度が大きく異なるため、これらのパラメータについては今後の重要な検討課題とした。なお、実地への適用においては、臨界質量と臨界寸法の双方を勘案して臨界リスクの判断を行う予定である。

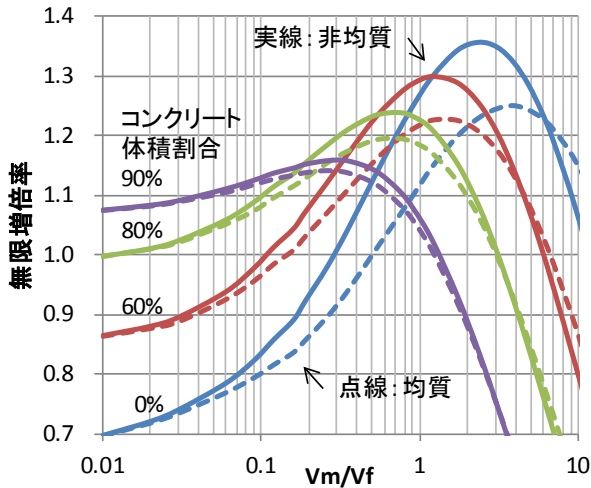


図7 無限増倍率の解析結果
(MCCI 生成物)¹⁾

Fig. 7 Results of k -infinity
(MCCI Products)

注) 水中にホウ素は含まれない。

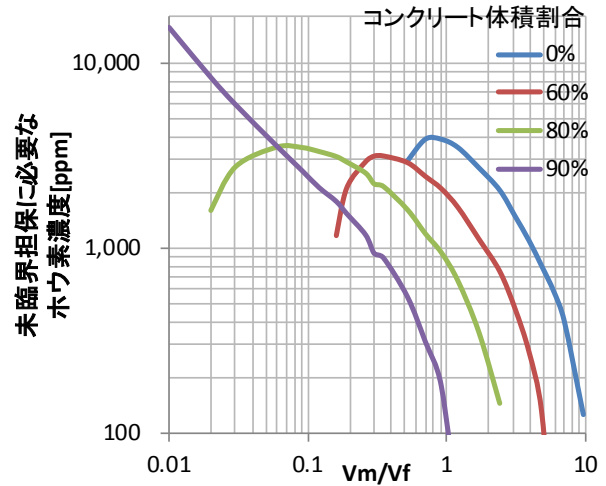


図8 未臨界担保に必要なホウ素濃度の解析結果
(MCCI 生成物)¹⁾

Fig. 8 Results of Critical Boron Concentration
(MCCI Products)

注) 計算モデルには非均質体系を採用。

② MCCI 生成物の臨界質量・臨界寸法の評価

①では、簡易な無限体系において、核燃料、コンクリート及び水の混合割合等を変化させた計算を実施し、MCCI 生成物の無限増倍率を評価した。当該評価では簡易な無限体系において解析を実施したことから、無限増倍率が1を超えていたときのMCCI 生成物中のコンクリート体積割合及び V_m/V_f について、簡易な有限体系における解析を実施し、水中におけるMCCI 生成物の臨界質量・臨界寸法を評価した。

なお、核燃料及びコンクリートの組成は①と同じであり、解析コードにはJAEAが開発した連続エネルギーモンテカルロコードMVP⁴⁾を使用し、評価済み核データライブラリには国内最新のJENDL-4.0ライブラリ⁶⁾を使用した。

MCCI 生成物の臨界質量・臨界寸法の評価に当たっては、簡易な有限体系として、十分な厚さの水反射体付きのMCCI 生成物・水の均質1領域球体系を計算モデルとして設定した。なお、MCCI 生成物の臨界計算では、コンクリート体積割合及び V_m/V_f をパラメータとした。

MCCI 生成物の臨界質量・臨界寸法の解析結果を図9に示す。図9において、縦軸は実効増倍率が1となるMCCI 生成物の球の半径を、横軸は V_m/V_f をそれぞれ示している。

図9より、MCCI 生成物の球の半径は、MCCI 生成物中のコンクリート体積割合が80%程度までは、最適減速になる V_m/V_f において30~40cm程度であり、 V_m/V_f に対する感度(曲線の傾き)が大きい。一方で、コンクリート体積割合が90%のときは、 V_m/V_f に対する感度が小さくなる。これは、 V_m/V_f が非常に小さい場合では、MCCI 生成物中に残存するコンクリート中の水分による中性子減速効果が大きく、MCCI 生成物の球の外周部の水厚さの影響が相対的に小さくなったためであると考えられる。以上により、MCCI 生成物の臨界質量・臨界寸法を評価した結果、MCCI 生成物中のコンクリート体積割合が変化した際のMCCI 生成物

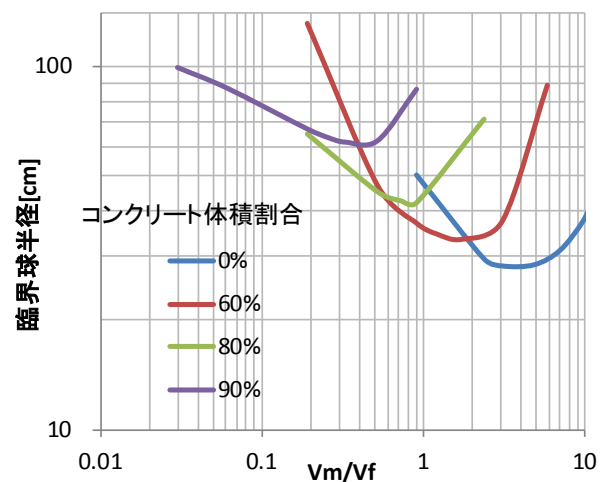


図9 臨界質量・臨界寸法の解析結果
(MCCI 生成物)¹⁾

Fig. 9 Results of Critical Mass and Size
(MCCI Products)

の臨界質量・臨界寸法が V_m/V_f に対して大きく変化することを確認した。①と同様に、MCCI 生成物中に残存するコンクリート中の水分量及び実際の燃料デブリの V_m/V_f が取り得る値の範囲については、MCCI 生成物の臨界質量・臨界寸法を評価する上でも今後の重要な検討課題であるとした。

2.1.1.2 鉄等を含有した燃料デブリの臨界特性評価（平成 27 年度実施）

福島第一原子力発電所 1～3 号機のように原子炉炉心が溶融・損傷した場合、燃料集合体の構造物（被覆管、チャンネルボックス等）、原子炉内の炉内構造物及び原子炉圧力容器が核燃料と混合し、燃料デブリを形成している可能性がある。

燃料デブリに混合する可能性がある物質としては、ステンレス鋼、炭素鋼等が考えられる。ステンレス鋼及び炭素鋼の組成は鉄以外の元素の含有割合が異なることから、燃料デブリの形成過程で比較的早期に核燃料と混合する炉内構造物に含まれるステンレス鋼（SUS316）のみを考慮することにした。

平成 26 年度に実施したコンクリートを含有した燃料デブリの臨界特性評価と同様に、核燃料、ステンレス鋼（SUS316）及び水の混合物について、組成、混合割合等を変化させた臨界特性解析を実施した。ステンレス鋼（SUS316）を含有した燃料デブリ（以下「ステンレス鋼（SUS316）含有燃料デブリ」という。）の臨界特性解析においては、平成 26 年度と同様に、以下の 2 つの項目について解析を実施した。

① ステンレス鋼（SUS316）含有燃料デブリの無限増倍率の評価

ステンレス鋼（SUS316）含有燃料デブリの無限増倍率の評価に当たっては、簡易な無限体系として、図 7 中の MCCI 生成物をステンレス鋼（SUS316）含有燃料デブリに変化した非均質体系を計算モデルとして設定した。なお、核燃料とステンレス鋼（SUS316）の混合割合についてはステンレス鋼（SUS316）含有燃料デブリの球の組成を、ステンレス鋼（SUS316）含有燃料デブリと水の混合割合については同燃料デブリの球（半径 1cm に固定）の外周部の水厚さを、それぞれ変化することで考慮した。

評価に用いた解析コード、評価済み核データライブラリ及び核燃料の組成については、2.1.1①と同じである。ステンレス鋼（SUS316）の組成については、文献 8 中の組成を用いた。

まず、水中にホウ素を含まない場合における解析結果を図 10 に示す。図 10 において、縦軸は無限増倍率を、横軸は V_m/V_f をそれぞれ示している。

図 10 より、 V_m/V_f によらず、ステンレス鋼（SUS316）の含有割合が大きくなるにつれて、無限増倍率の最大値が小さくなった。また、 V_m/V_f が最適減速に近づくにつれて無限増倍率の方が大きくなる傾向であった。さらに、ステンレス鋼（SUS316）含有燃料デブリ中のステンレス鋼（SUS316）体積割合が 50% 以上のときは、 V_m/V_f によらず、無限増倍率が 1 を下回った。以上により、ステンレス鋼（SUS316）中の鉄の中性子吸収断面積に起因する無限増倍率の結果の変化を確認した。

次に、水中にホウ素を含む場合における解析結果を図 11 に示す。図 11 において、縦軸は未臨界担保に必要な（体系の無限増倍率が 1 となる）ホウ素濃度を、横軸は V_m/V_f をそれぞれ示している。

図 11 より、最適減速のときのホウ素濃度は 4,000ppm 程度であった。以上により、未臨界であることを担保するためにホウ素を水中に添加する場合の必要最小ホウ素濃度を推定したが、ステンレス鋼（SUS316）含有燃料デブリ中のステンレス鋼（SUS316）体積割合及び実際の燃料デブリの V_m/V_f が取り得る値の範囲によって必要最小ホウ素濃度が大きく異なるため、これらのパラメータについては今後の重要な検討課題とした。

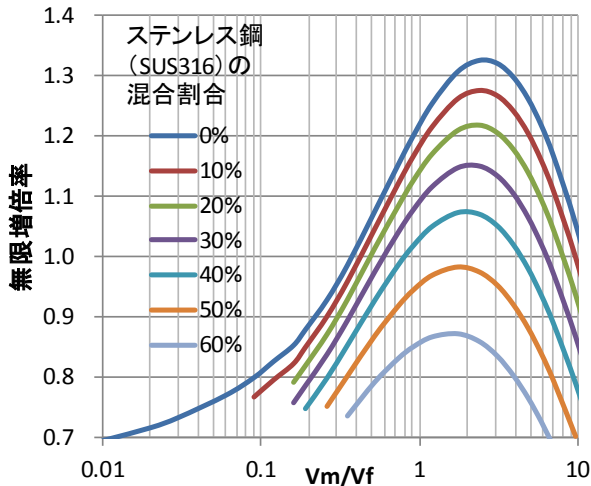


図 10 無限増倍率の解析結果
(ステンレス鋼 (SUS316) 含有燃料デブリ) ¹⁾

Fig. 10 Results of k-infinity
(Fuel Debris with Stainless-Steel(SUS316))

注) 水中にホウ素は含まれない。

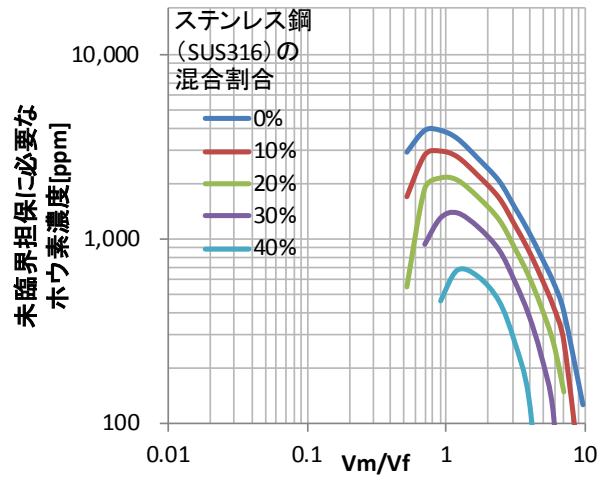


図 11 未臨界担保に必要なホウ素濃度の解析結果
(ステンレス鋼 (SUS316) 含有燃料デブリ) ¹⁾

Fig. 11 Results of Critical Boron Concentration
(Fuel Debris with Stainless-Steel(SUS316))

注) 計算モデルには非均質体系を採用。

② ステンレス鋼 (SUS316) 含有燃料デブリの臨界質量・臨界寸法の評価

①では、簡易な無限体系において、核燃料、ステンレス鋼 (SUS316) 及び水の混合割合等を変化させた計算を実施し、ステンレス鋼 (SUS316) 含有燃料デブリの無限増倍率を評価した。当該評価では簡易な無限体系において解析を実施したことから、無限増倍率が 1 を超えていたときのステンレス鋼 (SUS316) 含有燃料デブリ中のステンレス鋼 (SUS316) 体積割合及び V_m/V_f について、簡易な有限体系における解析を実施し、水中における臨界質量・臨界寸法を評価した。

なお、評価に用いた解析コード及び評価済み核データライブラリについては、2.1.1②と同じである。また、核燃料及びステンレス鋼 (SUS316) の組成は①と同じである。

ステンレス鋼 (SUS316) 含有燃料デブリの臨界質量・臨界寸法の評価に当たっては、簡易な有限体系として、十分な厚さの水反射体付きのステンレス鋼 (SUS316) 含有燃料デブリ・水の非均質 2 領域球体系を計算モデルとして設定した。なお、ステンレス鋼 (SUS316) 含有燃料デブリ臨界計算では、ステンレス鋼 (SUS316) の混合割合及び V_m/V_f をパラメータとした。

ステンレス鋼 (SUS316) 含有燃料デブリの臨界質量・臨界寸法の解析結果を図 12 に示す。図 12 において、縦軸は実効増倍率が 1 となるステンレス鋼 (SUS316) 含有燃料デブリの球の半径を、横軸は V_m/V_f をそれぞれ示している。

図 12 より、ステンレス鋼 (SUS316) 含有燃料デブリの球の半径 (ひいては臨界質量・臨界寸法) は、同燃料デブリのステンレス鋼 (SUS316) 体積割合が 10%~20%程度 のときは、最適減速になる V_m/V_f において 30cm 程度である。また、図 9 の MCCI 生成物の場合と同様に、 V_m/V_f に対する感度が大きい。以上により、ステンレス鋼 (SUS316) 含有燃料デブリの臨界質量・臨界寸法を評価した結果、同燃料デブリ中のステンレス鋼 (SUS316) 体積割合が変化した場合の臨界質

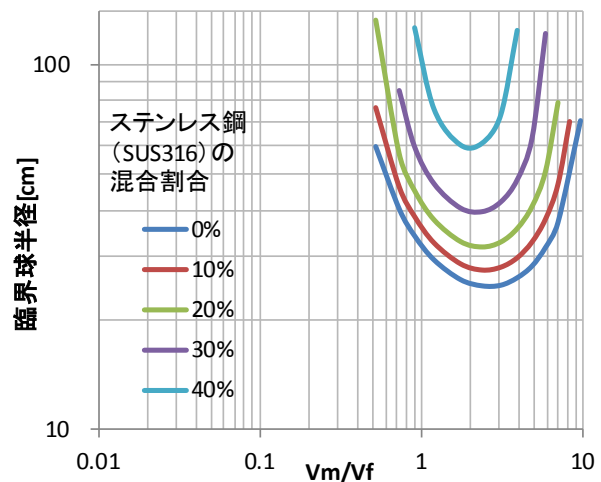


図 12 臨界質量・臨界寸法の解析結果
(ステンレス鋼 (SUS316) 含有燃料デブリ) ¹⁾

Fig. 11 Results of Critical Mass and Size
(Fuel Debris with Stainless-Steel(SUS316))

量・臨界寸法が V_m/V_f に対して大きく変化することを確認した。なお、①と同様に、ステンレス鋼 (SUS316) 含有燃料デブリ中のステンレス鋼 (SUS316) の体積割合及び実際の燃料デブリの V_m/V_f が取り得る値の範囲については、臨界質量・臨界寸法を評価する上でも今後の重要な検討課題であるとした。

2.1.1.3 燃焼を考慮した燃料デブリの臨界特性評価 (平成 28 年度実施)

上記 2.1.1 及び 2.1.2 においては、核燃料の組成に、 ^{235}U 濃縮度が 3、4 及び 5wt% の新燃料組成並びに燃焼燃料組成 (14.5GWd/t まで燃焼後、2.5 年冷却。詳細は 2.1.1①のとおり。) を用いた。一方で、福島第一原子力発電所 1~3 号機に装荷されていた燃料集合体の平均燃焼度は約 20~25GWd/t であり、燃焼度によってウラン及び中性子吸収材であるガドリニウムの減損量が異なる。これを踏まえ、より現実的な条件での燃料デブリの臨界特性の変化について検討する必要がある。

そのため、平成 26 年度及び平成 27 年度に引き続き、平成 28 年度には燃焼を考慮した燃料デブリの臨界特性評価として、核燃料の組成をさまざまな燃焼度・冷却期間に対して評価し、これを用いて、上記 2.1.1 及び 2.1.2 と同様の手順で、無限増倍率及び臨界質量・臨界寸法の評価を実施している。当該評価を行うことで、燃料デブリ中の核燃料の組成が変化させた際の無限増倍率、未臨界担保に必要なホウ素濃度及び臨界質量・臨界寸法について、 V_m/V_f に対する変化を確認している。

2.1.1.4 燃料デブリ体系を取扱い可能なモンテカルロ計算ソルバーの開発 (平成 27 年度・平成 28 年度実施)

福島第一原子力発電所 1~3 号機において原子炉炉心が溶融・損傷して生じた燃料デブリについては、上記 2.1.1 及び 2.1.2 に示したように、核燃料、コンクリート、ステンレス鋼等が複雑に混合されており、そのときの燃料デブリの組成分布は不明である。また、図 6 のように、燃料デブリの生成過程によっては、燃料デブリの内部に空孔が存在することが考えられる。これらを踏まえ、組成分布が空間的に変化する燃料デブリ体系の取扱いを可能とするモンテカルロ計算ソルバーの開発が必要である。

平成 27 年度及び平成 28 年度には、燃料デブリの組成が連続的に変化する空間を取り扱うためのモンテカルロ計算ソルバーの開発に向けた原理的な枠組みとして、以下の 3 つの項目について検討を実施している。

① デルタ・トラッキング法の適用

従来のモンテカルロ法では、ある領域に物質が一様に分布している (ある領域の巨視的全断面積が一定である) として、中性子の振る舞い (移動、散乱、捕獲又は体系からの漏えい) を追跡している。一方で、燃料デブリ体系においては、ある領域の物質が連続的な分布を持っている (ある領域の巨視的全断面積が連続的に変化する) ことが考えられる。そのため、空間的に組成分布を持つ燃料デブリ体系における中性子の振る舞いを追跡することが可能な手法として、デルタ・トラッキング法の適用を検討している⁹⁾。

② 空間分布の不確かさに起因する臨界特性評価における揺らぎの評価

デルタ・トラッキング法を用いて、連続的に組成分布が変化する燃料デブリを想定した体系の臨界特性評価を行うとき、燃料デブリの組成の空間分布の不確かさに起因して、無限増倍率に揺らぎが生じる。そのため、当該空間分布の不確かさに起因する臨界特性評価における揺らぎを評価する手法についても、併せて検討している。

③ ボクセルを用いた燃料デブリ体系の表現

燃料デブリ内の亀裂等の空隙、析出物の塊等といった、燃料デブリの空間的に不連続な組成分布を取り扱うことを可能とするため、ボクセル (3 次元空間における立方体単位での体積要素) を用いた領域の取扱いについて検討している。

上記①から③までについては、今後も検討・拡張を実施し、燃料デブリ体系を取扱い可能なモンテカルロ計算ソルバーの開発に資する。

2.1.2 臨界実験による臨界リスク評価基準を整備するために用いる解析コードの妥当性確認

本項目では、平成 31 年度以降に、改造後の STACY において燃料デブリを模擬した臨界実験を実施し、臨界リスク評価基準を整備するために用いる解析コードの妥当性を確認することとしている。

平成 26 年度から平成 28 年度までには、STACY の改造に係る機器及びウラン燃料棒の設計・製作、デブリ模擬体の調製・分析装置の設計・製作、改造後の STACY の炉心構成の検討等を行うこととしている。なお、平成 30 年度までは引き続き同様の作業・検討を行い、平成 30 年度末に初臨界を予定している。

2.1.2.1 臨界実験装置の改造に係る設計・製作・工事及び臨界実験装置の燃料調達（平成 26 年度～平成 28 年度実施）

平成 26 年度及び平成 27 年度は、STACY において燃料デブリが取り得る性状範囲を参考に、実施すべき実験の炉心構成を検討した。改造後の STACY では、燃料デブリを模擬するため、核燃料と構造材を任意の割合で混合したデブリ模擬体を調製・分析する設備を NUCEF 内に整備する計画であり、デブリ模擬体の調製・分析を行う装置の設計・製作を行った。なお、デブリ模擬体の組成等については、調査情報を適宜活用し、現場の状況に合わせて柔軟に運用していく予定である。また、デブリ模擬体の反応度値測定のための可動装荷物駆動装置（パイルオシレータ）の設計・製作を実施した。ウラン燃料棒の導入に当たっては、改造後の STACY で用いるウラン燃料棒の設計・製作及び海外からの調達を想定した核燃料輸送方法の検討を行った。

平成 28 年度は、平成 26 年度及び平成 27 年度に検討した設備等を具体化する作業として、STACY の改造に係る設計を完了するとともに、改造後には不要となる旧設備の解体・撤去、新規設備の製作・取付けの工事を進めている。また、デブリ模擬体を調製・分析する装置を設置し、試運転等の性能確認の準備を進めている。

2.2 臨界挙動評価手法の整備

福島第一原子力発電所 1～3 号機における燃料デブリの取出し作業においては、取出し作業に伴う燃料デブリの破碎、混合等によって燃料デブリの性状が変化することで臨界特性が変化することが想定される。そのため、平成 33 年度までに、万が一臨界となった場合の放射性物質による作業員被ばく等を評価できるよう、臨界挙動評価手法を整備することとしている。

平成 27 年度及び平成 28 年度には、臨界となるシナリオ及び臨界時の作業員被ばく等を定量化するための評価コードを整備するための基礎検討・課題の抽出に取り組んでいる。なお、平成 29 年度以降には、抽出された課題の解決・評価コードの整備を行うとともに、過去の事例に基づく検証を実施する予定である。

2.2.1 臨界挙動評価に係る解析システムの製作・検証（平成 27 年度・平成 28 年度実施）

現時点では、燃料デブリの取出し方法が定まっていないため、試作中の臨界事故評価コードを用いて、Godiva 実験装置において発生した臨界事故（グラファイトを装荷したポリエチレンケースが転倒し、反射体効果により臨界となった事象）を模擬した解析を行い、総核分裂数の評価を実施した。当該評価コードの機能上の制限から、現状は解析モデルが限定されている等の課題があるものの、解析結果は文献値とおおむね同じオーダーであり、当該評価コードを作業員被ばく等評価に適用できる見通しが得られている。

また、臨界事故時の臨界挙動を評価するためには、臨界事故で発生する総発熱量から燃料デブリが熱によって損傷する可能性を評価するとともに、損傷した場合に燃料デブリから漏えいする及び施設内を移行する放射性物質の量を定量的に評価する必要がある。そのための事前検討として、米国原子力規制委員会が軽水炉を対象に開発した放射性物質移行計算コード RASCAL¹⁰⁾における計算モデルを調査している。

2.2.2 臨界となるシナリオの検討（平成 27 年度・平成 28 年度実施）

平成 27 年度及び平成 28 年度は、燃料デブリ取出しに向けた準備作業及び取出し作業を想定した作業員被ばく等評価に必要な放射性物質移行計算モデルを整備するための準備として、燃料デブリの所在場所ごとに想定される臨界事故の起因事象の分類・リストアップ及び起因事象と臨界管理因子・シナリオの関連付けを行った。起因事象としては、給液ポンプ等の機器故障のほか、燃料デブリやコンクリートブロックの落下、地震・津波等による外部事象も考慮している。臨界管理因子としては、燃料デブリの性状、減速反射材・中性子吸収材との混合状態等を主要因子として選定した。

3. 今後の展開

本研究プロジェクトについては、図1に示す計画に基づき、今後も引き続き臨界条件評価手法及び臨界挙動評価手法の整備を進める。なお、本研究プロジェクトの実施に当たっては、引き続き、米国スリーマイルアイランド原子力発電所2号炉の事故により生じた燃料デブリ取出しに関する知見を参考にするとともに、東京電力福島第一原子力発電所における燃料デブリに関する最新知見（燃料デブリの組成、性状等）を速やかに反映する。

4. まとめ

本研究プロジェクトでは、1F事故により発生した燃料デブリの取出し作業及び取出し後の収納・輸送・保管における臨界管理に係る評価手法を整備することを目的として、

- ① 性状の不確かさを考慮した燃料デブリの臨界条件評価手法の整備
- ② 万が一臨界となった場合の臨界挙動評価手法の整備

を実施することとしている。

①について、平成26年度及び平成27年度には、MCCI生成物（コンクリート等の構造材が混合した燃料デブリを想定）及びステンレス鋼（SUS316）含有燃料デブリ（鉄を主成分とする炉内構造物が混合した燃料デブリを想定）に着目し、無限増倍率、未臨界担保に必要なホウ素濃度及び臨界質量・臨界寸法の評価を行った。平成28年度には、燃料デブリ中の核燃料の組成を決定するパラメータである燃焼度・冷却期間に着目し、同様の評価を行っている。あわせて、組成分布が空間的に変化する燃料デブリ体系の取扱いを可能とするモンテカルロ計算ソルバーを開発するための検討を実施している。また、平成26年度及び平成27年度には、STACYの改造に係る炉心構成の検討、デブリ模擬体の調製・分析を行う装置の設計・製作及びウラン燃料棒の設計・製作等の調達準備を行った。平成28年度には、引き続きSTACYの改造に係る各種工事・性能確認を進めている。

②について、平成27年度及び平成28年度には、臨界となるシナリオの検討を行うとともに、臨界時の作業員被ばく等を定量化するための評価コードの整備に向けた基礎検討・課題の抽出に取り組んでいる。

5. 成果の活用について

現段階では本研究プロジェクトにより得られた成果をまだ活用していないが、本研究プロジェクトをとおして臨界条件評価手法及び臨界挙動評価手法を整備することにより、1F事故により発生した燃料デブリの取出し作業及び取出し後の収納・輸送・保管における臨界管理の妥当性確認に資する。

6. 成果の公表等

6.1 学会発表

- (A) A. Sakon, K. Izawa, H. Sono, K. Tonoike, and Y. Miyoshi, "Representability Evaluation of Fuel Debris Nuclear Characteristics by Heterogeneous Core of STACY," *Proc. International Conference on Nuclear Criticality Safety 2015 (ICNC2015)*, Charlotte, NC, September 14-17, 2015 (2015). (査読あり)
- (B) 植木太郎、確率的乱雑化による UO_2 ・コンクリート系の臨界性評価の揺らぎ、日本原子力学会2016年春の年会、平成28年3月26日-28日。(査読なし)
- (C) 植木太郎、直交規格化加重に基づく標準化時系列法による統計誤差評価、日本原子力学会2016年秋の大会、平成28年9月7日-9日。(査読なし)

なお、上記(A)-(C)は委託先であるJAEAにより公表された成果である。

文 献

- 1) (独) 日本原子力研究開発機構、平成 26 年度原子力施設の臨界管理安全基盤強化委託費（東京電力福島第一原子力発電所燃料デブリの臨界評価手法の整備）事業報告書、平成 27 年 3 月。
- 2) J. J. Foit, T. Cron, B. Fluhrer, A. Miassoedov, and T. Wenz, “MOCKA Experiments on Concrete Erosion by a Metal and Oxide Melt,” *Proc. 5th European Review Meeting on Severe Accident Research (ERMSAR-2012)*, Cologne, Germany, March 21-23, 2012 (2012).
- 3) M. T. Farmer, D. J. Kilsdonk, and R. W. Aeschlimann, “Corium Coolability under Ex-vessel Accident Conditions for LWRs,” *Nucl. Eng. Technol.*, **41**[5], 575-602 (2009).
- 4) Y. Nagaya, K. Okumura, T. Mori, and M. Nakagawa, *MVP/GMVP II : General Purpose Monte Carlo Codes for Neutron and Photon Transport Calculations based on Continuous Energy and Multigroup Methods*, JAERI 1348, Japan Atomic Energy Research Institute, June 2005.
- 5) K. Okumura, T. Kugo, K. Kaneko, and K. Tsuchihashi, *SRAC2006 : A Comprehensive Neutronics Calculation Code System*, JAEA-Data/Code 2007-004, Japan Atomic Energy Agency, February 2007.
- 6) K. Shibata, O. Iwamoto, T. Nakagawa, N. Iwamoto, A. Ichihara, S. Kunieda, S. Chiba, K. Furutaka, N. Otuka, T. Ohsawa, T. Murata, H. Matsunobu, A. Zukeran, S. Kamada, and J. Katakura: “JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering,” *J. Nucl. Sci. Technol.* **48**[1], 1-30 (2011).
- 7) K. Suyama, Y. Uchida, and T. Miyaji, *OECD/NEA Burnup Credit Criticality Benchmark Phase III C, Nuclide Composition and Neutron Multiplication Factor of BWR Spent fuel Assembly for Burnup Credit and Criticality Control of Damaged Nuclear Fuel*, OECD/NEA/WPNCS/EGBUC, September 2012.
- 8) 日本原子力研究所核燃料施設安全性研究会臨界安全性専門部会 臨界安全性実験データ検討ワーキンググループ、*臨界安全ハンドブック第2版*、JAERI 1340、日本原子力研究所、平成 11 年 3 月。
- 9) J. Spanier, “Two Pairs of Families of Estimators for Transport Problems,” *J. SIAM Appl. Math.*, **14**[4], 702-713 (1966).
- 10) J. V. Ramsdell, Jr, G. F. Athey, S. A. McGuire, and L. K. Brandon, *RASCAL 4: Description of Models and Methods*, NUREG-1940, United States Nuclear Regulatory Commission, December 2012.

自己評価

① 達成状況

本研究プロジェクトは、1F事故により発生した燃料デブリの取出し作業、取出し後の収納・輸送・保管における臨界管理に係る評価手法を整備することを目的としている。

臨界条件評価手法の整備では、臨界リスク評価基準の整備については、平成26年度及び平成27年度の研究内容を、図1の計画どおりに遂行した。また、平成28年度の研究内容についても着実に遂行しつつある。一方で、臨界実験による臨界リスク評価基準を整備するために用いる解析コードの妥当性確認については、STACYにおける臨界実験に向けた準備はSTACYの改造に係る許認可取得が遅れているため、実施計画の見直しを行った。現状では、平成30年度末に初臨界を達成し、平成31年度より臨界実験を開始することができるよう準備を進めている。

臨界挙動評価手法の整備では、平成26年度及び平成27年度の研究内容は、図1の計画どおりに遂行した。また、平成28年度研究内容についても着実に遂行しつつある。

② 主要成果

本研究プロジェクトはJAEAへの委託研究として実施しているため、原子力規制庁職員による成果の公表等はないが、委託先であるJAEAからは国際学会1件及び国内学会2件の成果公表がなされた。

26. (C01) 福島第一原子力発電所事故による放射性廃棄物等の取扱いに関する研究

安全技術管理官（核燃料廃棄物担当）付

1. 研究概要（実施期間：平成 26 年度～平成 31 年度）

東京電力福島第一原子力発電所（以下「1F」という。）の事故によって発生した燃料デブリの貯蔵や放射性廃棄物管理の安全確保のためには、それぞれの特性を踏まえた新たな技術的知見を整備する必要がある。さらに、汚染水管理に関しては、現在のタンク貯蔵、地下水建屋内流入の抑制対策、滞留水（汚染水）の漏えい管理等に関する安全確保のための技術的知見を整備する必要がある。現在、特定原子力施設監視・評価検討会及び特定原子力施設放射性廃棄物規制検討会において、1Fにおける汚染水対策及び放射性廃棄物管理の安全性について議論が行われている。特に、平成 27 年度下期に設置された特定原子力施設放射性廃棄物規制検討会では、水処理二次廃棄物の増加量や放射能濃度以外の廃棄物特性についても考慮した上で検討が進められ、将来的な処分も念頭に置きつつ、長期の安定的な保管について検討することになっている¹⁾。

このような背景の下、将来の放射性廃棄物処分の安全性評価を視野に入れ、平成 26 年度より 1F 事故による放射性廃棄物の取扱いに関する研究を進めている。具体的には次の 4 つの検討を行っている。(1) 放射性廃棄物の特性評価に関する技術要件の検討、(2) 放射性廃棄物管理に関する技術要件の検討、(3) 汚染水管理に関する技術要件の検討、(4) 燃料デブリを含む高レベル放射性廃棄物処分の技術要件の検討。なお、平成 29 年度より、燃料デブリ等の保管・輸送・長期貯蔵に関する技術要件の検討を開始する予定である。

1F では固体廃棄物を表面線量率ごとに分類、一時保管しており、そのリスク低減を図るため、減容処理、固体廃棄物貯蔵庫の増設及び再利用・再使用等の対策が固体廃棄物の保管管理計画に示されている²⁾。通常の原子力発電所では、放射能が極めて低い廃棄物に対してクリアランス制度を適用し、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号）から除外する仕組みが取られ、資源物としての再利用又は一般産業廃棄物としての処分が実施されている³⁾が、1F で検討されている再利用・再使用は通常のクリアランス制度と異なり、使用場所や使用方法を限定した再利用・再使用であり、新たな判断基準が必要である。平成 28 年度までにこのような限定再利用において考慮すべき核種、放射能濃度等の技術的な留意事項について基礎的な検討を行った。

固体廃棄物の保管管理計画²⁾で示されているように、水処理二次廃棄物の保管は容器の劣化等が懸念され、同廃棄物の安定保管のための処理方法が事業者によって検討されている。水処理二次廃棄物のステンレス鋼製の吸着塔やポリエチレン製（以下「PE」という。）の高性能保管容器（以下「HIC」という。）の保管における安全上の課題を抽出し、確認すべき事項や劣化評価に係る留意事項を抽出するため、平成 28 年度までに、吸着塔内の水の放射線分解等に伴う塩分濃縮によるステンレス鋼のすきま腐食の発生事象に関する簡易評価手法の開発及び PE の γ 線による放射線劣化に関する実験を行い、これら容器・材質の放射線の影響による劣化特性に関する知見を整理した。

固体廃棄物に加え、1F 敷地内の原子炉等建屋内（以下「建屋内」という。）には、主にセシウムやストロンチウムといった高濃度の放射性物質を含む建屋内滞留水の処理や漏えい管理等の課題が存在し、特定原子力施設監視・評価検討会において議論されている。平成 28 年度までに、1F 敷地内及び周辺の水文・地質や地下水に関する情報・知見を収集・整理するとともに、1F 敷地周辺における広域の地下水流動状況を概察した。原子炉建屋付近を通過する地下水の涵養範囲は、主に敷地内の 35 m 盤の海成段丘台地であることが認められ、台地から浸透した雨水は帯水層を通過して建屋付近を通過し、海へと流出する流動場を形成していると考えられる。他方、建屋周辺の地下水流動状況については、埋設物の構造等を精緻にモデル化することが困難なことから、建屋周辺において埋設物等による汚染水対策の効果をj知るためには、対象とする課題に応じて、単純化したモデルに基づく解

析・分析を行う等の工夫が必要であると言える。

事故によって発生した燃料デブリの性状は未だ把握されていないものの、事故時の燃焼度等から推定されるウラン燃料の放射能組成⁴⁾から、燃料デブリにはガラス固化体4万本⁵⁾と同等以上のウランが含有されていることが推察される。また、燃料デブリは、事故の経緯から見て、従来のガラス固化体には含まれていない物質（塩分、セメント等）や特性（物理形状及び化学特性）を有していることも推察されることから、処分することを考えた場合の安全確保に係る技術情報を収集・整理しておく必要がある。本検討は、従来の高レベル放射性廃棄物の地層処分に係る安全研究の成果を活用しつつ、燃料デブリを地層処分すると仮定した場合の処分の観点からみた燃料デブリの管理（処理・処分）に関する留意事項を抽出することを目的とする。過去の事故から発生した燃料デブリに関する情報を含め現時点で得られる燃料デブリに関する情報からその特性を推定し、安全評価及び地質安定性の観点から留意事項を整理した。安全評価の観点では、燃料デブリに含まれるウラン系列核種の濃度及び放射能量の違いから安全評価結果に与える影響を整理し、さらに、廃棄物に含まれるセメントが人工バリアへ与える影響について解析・評価した。また、燃料デブリには水分及びセメントが含まれるため、水素の発生が懸念されることから、その影響についても整理した。水素発生については、処分施設への影響だけではなく、燃料デブリの長期保管においても影響することから、保管容器の健全性等の観点から継続的な検討が必要である。地質安定性の観点では、従前の地層処分を検討されていた時間枠を超えた時間枠に対して、現在の地質学等の知見からどの程度の将来予測が可能かという観点で情報を整理し、隆起・侵食、断層活動、深部流体及び熱水活動に関する技術要件を整理した。燃料デブリを含む高レベル放射性廃棄物処分に関する検討は平成28年度で終了するが、平成33年度以降に燃料デブリが取り出される予定である⁶⁾ことから、燃料デブリの取り出し後に新たな知見が得られた場合には、その知見に基づき処分に係る技術要件を整備する予定である。

2. 平成28年度までの主要成果

2.1 放射性廃棄物の特性評価に関する技術要件の検討

1Fでは、固体廃棄物貯蔵庫外での一時保管を解消するため、表面線量率が極めて低い金属・コンクリートやフランジタンクの解体タンク片の再利用・再使用方策が検討されている²⁾。通常の原子力発電所では、放射能が極めて低い廃棄物に対してクリアランス制度を適用し、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和32年法律第166号）から除外する仕組みが取られ、資源物としての再利用又は一般産業廃棄物としての処分が実施されている³⁾が、1Fで検討されている再利用・再使用は、通常のクリアランス制度と異なり、使用場所や使用方法を限定した再利用・再使用であり、新たな判断基準が必要である。限定再利用する場合において確認すべき事項（核種及びその放射能濃度等）を明確化するとともに、事業者が行う測定・評価における規制上の技術的な留意事項を抽出することを目的として検討を行った。まず、これら表面線量率が極めて低いがれき類の保管状況、量、表面線量率等を調査し、限定再利用の対象となるがれきの種類及び量を整理した。このうち、平成28年度までに、限定再利用において需要が高いと考えられるコンクリートがらを道路の路盤材又は舗装材へ再利用する場合について検討した。

2.1.1 限定再利用による作業員の被ばく評価

コンクリートがらを路盤材又は舗装材に限定再利用する場合の作業員の被ばく線量について検討した。1F構内において作業員は被ばく管理がなされているものの、限定再利用による追

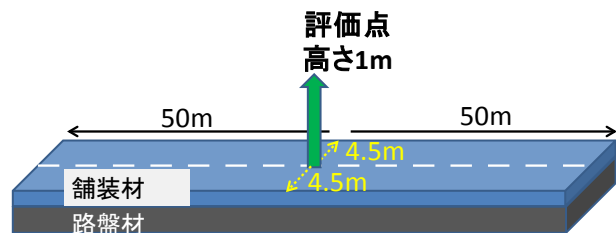


図1 道路への限定再利用における評価体系
Fig.1 Evaluation scheme for conditional reuse to road

表1 限定再利用における放射性セシウムの放射能濃度
Table 1 Radioactive concentrations of radioactive cesium for conditional reuse

舗装形態	がれきの用途	1 μSv/h 相当核種濃度 (¹³⁴ Cs+ ¹³⁷ Cs) [Bq/kg]
アスファルト	舗装材	7.4×10 ³
	路盤材	1.3×10 ⁴
コンクリート	舗装材	8.1×10 ³
	路盤材	1.0×10 ⁵

加被ばくが原因となって作業者の作業時間が減少するといった事態を避ける観点から、再利用することによって当該場所の空間線量率を著しく上昇させないことが重要である。そこで、1F 構内のバックグラウンド線量に相当する被ばく線量を限定再利用における追加被ばくの上限值として検討した。具体的には、1F 構内の空間線量率に関するデータ⁷⁾から最も小さい空間線量率であった $1 \mu\text{Sv/h}$ を上限值とした。

ここで、評価対象となる作業者を定義する。がれきの資源化、製品への加工及び道路の敷設といった限定再利用のための作業に従事する作業員（以下「作業員 A」という。）は、1F で本来行われている作業に従事する作業員（以下「作業員 B」という。）とは別に確保されると考えられるため、作業員 A が被ばくを受けることによって 1F で本来行われている作業に影響が出ることはないと考えられる。よって被ばく評価の対象となる作業員は、限定再利用が行われることにより追加被ばくを受けると想定される作業員 B とした。

図 1 に評価体系を示す。道路は 1F の航空写真から得られた道路の寸法を参考とし、舗装形態をアスファルト又はコンクリート、がれきの用途を路盤材又は舗装材のいずれかとする四通りを想定した。

以上の条件より、限定再利用された道路の付近で作業する作業員（地表面から 1 m）への追加被ばく線量が $1 \mu\text{Sv/h}$ となる放射性セシウム (^{134}Cs 及び ^{137}Cs の合計) の放射能濃度を試算した。その結果を表 1 に示す。

2.1.2 限定再利用による敷地境界線量への影響

表 1 で示した濃度を有する道路を敷設した場合、1F の敷地境界における空間線量率がどの程度上昇するかについて試算した。図 2 に示す航空写真から $500 \text{ m} \times 500 \text{ m}$ 四方における道路の占有率は 9% であった。今後道路が増設されることも考慮して占有率 20% と仮定し、表 1 に示した濃度（ここでは最も濃度の低い $7.4 \times 10^3 \text{ Bq/kg}$ の舗装材を用いることを想定した。）を有する道路を敷設した場合の空間線量率について試算した。図 3 にその結果を示す。東京電力が公表している敷地境界上の空間線量率⁷⁾によると、東京電力の敷地境界線量の目標値である 1 mSv/y に対して、ほとんどの観測点で 0.6 mSv/y 以下であった。以上より、占有率 20% という条件において 1 mSv/y を超えることなく限定再利用をするためには、敷地境界から 25 m 以上離れた位置に道路を敷設する必要がある。なお、 $500 \text{ m} \times 500 \text{ m}$ 四方に本検討のような占有率の道路を敷設する場合、使用するがれきは $100 \text{ m} \times 500 \text{ m} \times 0.2 \text{ m} = 9,000 \text{ m}^3$ であり、これは限定再利用の対象と考えられるがれき ($27,800 \text{ m}^3$) の約 32% に相当する。

このように、表面線量率が極めて低いコンクリートがらを路盤材等として再利用する場合には、その道路を使用する作業員の追加的な被ばく線量に留意するとともに、敷地境界線量への影響も評価する必要がある。

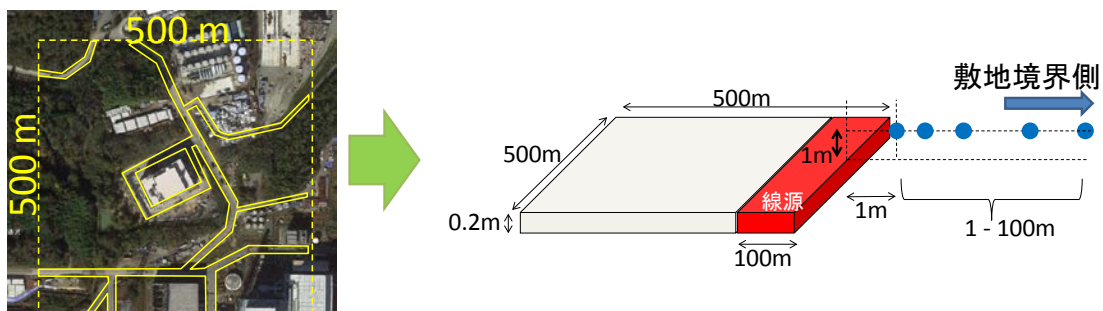


図 2 空間線量率の評価体系
Fig.2 Evaluation scheme for air dose rate

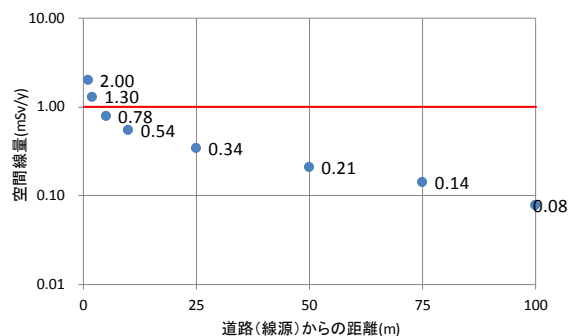


図 3 空間線量率と道路からの距離に関する評価結果
Fig.3 Evaluated ambient dose equivalent rate vs distance from the road

2.2 放射性廃棄物管理に関する技術要件の検討

本検討では、1Fで発生する水処理二次廃棄物の保管における安全上の課題を抽出し、確認すべき事項や劣化評価に係る留意事項を抽出するため、保管容器・材質の放射線劣化事象に着目し、容器を構成する材質の放射線劣化メカニズムや劣化に影響を及ぼす因子の整理・データ取得並びに試験条件・評価手法に関する実験・解析的検討を行った。

2.2.1 吸着塔の放射線劣化に関する検討

1F事故当初の汚染水は高濃度の塩化物イオンが含まれた状態で吸着塔により処理されていた⁸⁾。水処理二次廃棄物は、主にCs-137を吸着するセシウム吸着塔のSARRYとKURION及びSr-90等の核種を吸着する高性能多核種除去設備から発生する。これらの廃棄物は、吸着塔内部の塩化物イオン濃度を下げるため水で洗浄し、その後水抜きを行った後に保管されるが、残留水を完全に除去することは不可能である^{9),10)}。また、吸着塔の材質の一部であるステンレス鋼の腐食発生を促進させる低アルカリや活性炭を含む吸着塔も存在する¹¹⁾。これらより、吸着塔内部の放射線濃度、放射線強さ、塩化物イオン濃度、pH及び活性炭といった吸着塔の劣化に係る因子状況を調査し、劣化に係る事象抽出や放射線環境下における吸着塔内のステンレス鋼の腐食の発生評価手法に関する検討を行った。

(1) 劣化の発生に関する調査

ステンレス鋼の劣化とは一般的に腐食が想定され、全面腐食、応力腐食割れ、孔食、すきま腐食等の形態がある¹²⁾。図4に示す吸着塔内部のステンレス鋼の劣化に係る因子状況の調査結果より、最も発生する可能性が高い腐食形態は、残留水が減少し、塩化物イオンが濃縮されることにより発生するすきま腐食であると想定した。

(2) すきま腐食発生に係る重要事象の抽出

吸着塔内におけるすきま腐食発生に係る重要事象は、自然浸漬電位（以下「Esp」という。）の上昇と塩分濃縮である。Esp上昇の誘因としては、吸着塔の保管期間が長期になるにつれて、放射線照射による吸収線量が増加することである¹³⁾。これにより、Espが局部腐食電位を上回った場合はすきま腐食が発生する可能性が高くなる。これに対して、吸着材の構成材料の一つであるゼオライト共存下では、ゼオライトによるH₂O₂分解促進によりEspが低下し^{14),15)}、Esp上昇によるすきま腐食の発生リスクが低減するため、Esp上昇による局部腐食の可能性は低いと推察される。一方、塩分濃縮の誘因としては、自然蒸発や水の放射線分解による水分量の減少が推察される。そこで、図5に示す塩分濃縮メカニズムを想定し、ゼオライト共存下にある吸着塔において、すきま腐食の発生する可能性のある時期を推定するための簡易的評価手法について検討した。

(3) すきま腐食発生の簡易評価手法の開発

簡易評価手法は、自然蒸発及び水の放射線分解により、吸着塔内の水分量や残留水の塩化物イオン濃度の時間変化（すきま腐食の発生する可能性のある時期）を簡易的に予測評価できることを目標とした。具体的には、初期水量、初期塩分濃度等を入力パラメータとし、Yamagishiらのラジオリシス計算方法¹⁶⁾、アントワン式¹⁷⁾等を用いて保管評価年における塩分

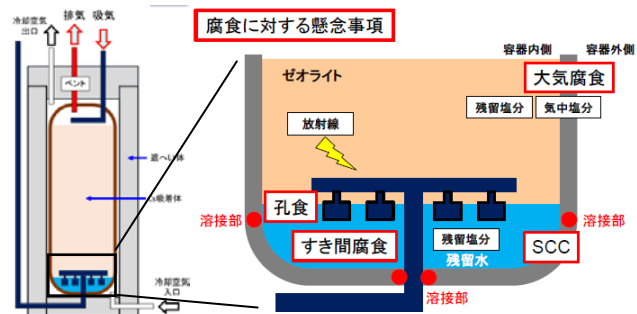


図4 吸着塔内の腐食に対する懸念事項
Fig.4 Issues of corrosion in the absorption vessel

1.ラジオリシスによる水の減少量

2.昼夜の寒暖差による自然蒸発による水の減少

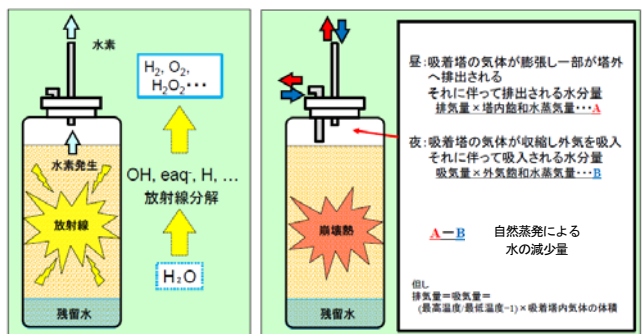


図5 吸着塔内の水分逸散モデルの概念図¹⁴⁾

Fig.5 Concept of model of water loss in absorption vessel

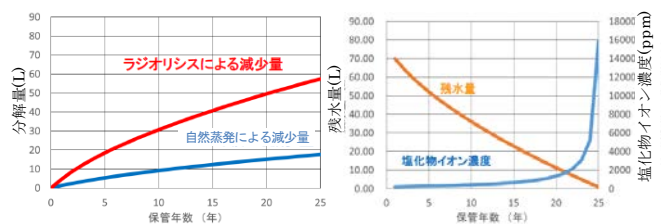


図6 簡易評価手法による評価結果
Fig.6 Result of simplicity evaluation method

濃度を出力することができる。図 6 に示すように、残留水の減少は自然蒸発よりも水の放射線分解による影響が大きく、残留水の減少に伴い塩化物イオン濃度が高くなることが示され、すきま腐食の発生の有無を簡易的に推定可能となった。今後は、吸着塔内のゼオライトに水分が残留する条件等も考慮した上で、水分の減少、塩化物イオン濃度の変化、すきま腐食発生について、保管環境を単純化した試験を実施し、評価手法へ反映させる予定である。

2.2.2 PE 製の HIC の放射線劣化に関する検討

PE の放射線劣化は主に酸化に起因する（主に非晶質相が酸化）^{18),19)}。PE に放射線を照射すると C-H 結合が切断され、反応活性種であるラジカルが生成する。このラジカルと酸素及び PE 分子鎖並びにこれらの反応生成物が連鎖・停止反応を繰り返し、PE 分子鎖が切断され、引張り特性等が低下する。すなわち、PE の放射線酸化反応は、PE 中における酸素の溶解・拡散挙動と照射によるラジカルの生成挙動の關係に支配される²⁰⁾。そこで、本研究では、PE の放射線劣化に係る重要因子や劣化特性評価の試験方法・条件の抽出を目的として、従来の知見を調査し、不足情報の取得を試みた。

(1) PE の放射線劣化の影響因子に関する従来の知見

- ① PE の種類：PE の密度、製造方法（結晶度等）及び酸化防止剤等の添加剤の種類や配合比が影響する（例えば²⁰⁾）。
- ② 雰囲気・照射温度：空気中で照射すると、高温ほど酸化反応が促進される。照射時の雰囲気温度の上昇とともに PE の劣化特性は低線量域で顕著になる²¹⁾。また、真空中等、酸素不在下では、PE の放射線劣化は抑制される²²⁾。
- ③ 線量率：高線量率の場合、酸素は表面付近で全て消費され内部まで拡散しないが、低線量率では余剰酸素が PE 内部まで拡散してラジカルと反応するため PE 全体が均一に酸化される¹⁰⁾。よって、同一線量では低線量率による照射の方が劣化は大きくなる。また、PE 全体が酸化されていると、線量率効果は見られない²³⁾。
- ④ 水の影響：空気中より酸素濃度が低い水／放射線環境下にて、PE は酸化し、劣化が見られた事例がある²⁴⁾。

(2) PE の放射線劣化に係る本研究での着眼点

表 2 に 1F で使用されている HIC 保管の実環境^{25),26),27),28),29)}と過去に実施された PE の放射線照射条件をまとめた。この表から、①水／放射線環境下での PE の劣化挙動に関する知見がほとんどない、②既往研究は概ね実環境よりも 1 桁以上高い線量率による評価結果のため、PE 全体が酸化されていない試験条件である可能性がある、③水酸化鉄共沈物や炭酸塩のスラリー成分の影響も調べることが望ましいと考えられた。これらより、本研究では、PE の水及びスラリー／放射線環境下での引張り特性等の機械的特性劣化に関するデータや知見を取得するための試験を実施する。H28 年度までには、水／放射線環境下における PE 劣化データを取得した。

(3) 水／放射線環境下における PE 劣化データ取得試験

① 試験方法・条件：HIC に使用されている PE は架橋高密度 PE であると推測されるが、PE 構成材質の開示情報がほとんど無いため、本試験では、試薬メーカーから販売されている高密度 PE をモデル材料（PE+架橋剤+酸化防止剤）とし、HIC 保管環境を参考に試験条件を設定し、放射線照射及び機械的特性試験を行った。試験条件は、雰囲気（空気・水）、照射温度（50～80℃）、線量率 200 Gy/h、線量 0～80 kGy、酸化防止剤の有無とした。試験方法は、放射線照射試験は試験片の断面全体が酸化される条件（線量率）でのγ線照射、機械的特性試験は引張り試験（JIS K 7161・JIS K 7162）、ストレスクラッキング試験（JIS Z 1703）、赤外分光分析及びゲル分率測定とした。

② 試験結果：試験結果例として、図 7 に線量と破断時伸び及びクラック数の関係を示す。引張り強度及び弾性率の変化

表 2 放射線照射条件例と HIC 保管環境の比較
Table 2 Comparison of HIC storage conditions with example of irradiation conditions

		既往の文献	高性能容器の保管環境
線量率 (Gy/h)		5～1×10 ⁵	0.26 (容器表面)
線量 (kGy)		～5×10 ³	46 (20 年間で想定)
温度		室温～175℃	最大 65℃
雰囲気	空気	●	空気／水 スラリー
	真空	●	
	酸素	●	
	水	●	

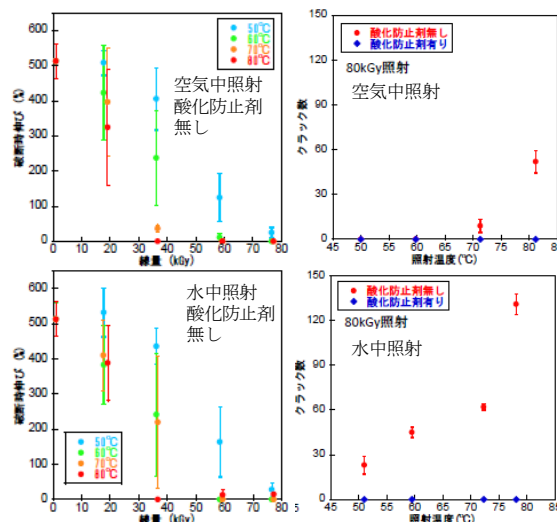


図 7 線量と破断時伸び及びクラック数の関係
Fig.7 Relationship between dose and the breaking extension / the number of crack

は照射温度依存性が認められなかったものの、引張り破断時伸びは温度が高いほど低下した。また、照射温度が高くなるほどクラック生成数が急激に増加した。これらより、 γ 線照射後の特性変化が大きく現れたものとして引張り破断時伸び及びクラック数があり、この2つの特性がPEの放射線劣化を評価する際の指標として活用できる可能性があると考えられる。特に、ストレスクラッキング特性やゲル分率は、水中と空気中とは異なる傾向が認められたことより、「水」がPEの放射線劣化に影響することがわかった。今後は、スラリー成分の影響を調査する予定である。

なお、PEの放射線劣化特性は酸化防止材等の材料構成によって変化することから、当試験で得られたデータはHICそのものの劣化特性を直接評価するためのデータではない。また、表2に示したHIC保管環境は実際の使用状態の一例を示すものであり、表面線量率等の詳細まで把握されていない。そのため、本試験で得られた知見を活用するには、実物HIC材料に基づく試験データの取得やHIC保管環境の詳細を踏まえた上で、保管容器の材質の放射線劣化を評価する必要がある。

2.3 汚染水管理に関する技術要件の検討

2.3.1 福島第一原子力発電所敷地内を対象とした放射性核種の移行に係る検討

建屋内滞留水の処理総量は、雨水や地下水等の恒常的な流入により日々増加しているため、建屋内滞留水量の低減へ向けて、建屋周辺の地下水位を人為的に低下させる地下水流入抑制対策が進められている。しかしながら、建屋内滞留水の周辺地下水への漏えいといった新たな問題を防止するために、周辺地下水位を建屋内滞留水水位より常に高い状態を維持しつつ、地下水流入量の低減を講じる必要がある。そのため、敷地内の地下水流動状況を推察するとともに、建屋内滞留水の漏えい防止が確保された上で、建屋内滞留水量の低減へ向けた取組が適切に実施されているかを確認するための監視すべきポイントや留意事項を明確にすることが求められる。

そこで、本研究では、1F敷地内の地下水流動状況を推察することを目的として、敷地内及び周辺の水文・地質や地下水に関する情報・知見を収集・整理し、広域の地下水流動解析を実施し、それらの情報をもとに原子炉建屋付近を流れる地下水の涵養域といった1F敷地内における地下水流動状況を概察した。

(1) 水文・地質情報及び地下水に関する情報・知見の収集・整理

1F敷地内の地下水流動状況を推察するため、敷地内及び周辺の水文（地形・気象情報）、地質（地質区分・地層構造）、土地利用、構造物（建屋配置や対策工等）及び地下水に関する観測結果（水位・水量・核種濃度）等の水文・地質情報（例えば30),31),32),33)）を収集し、敷地内の地層構造や地下水流動

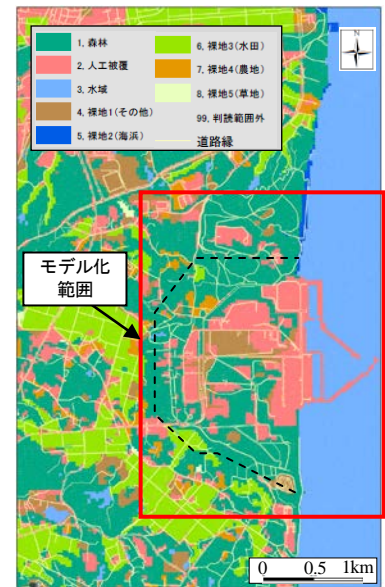


図 8 震災前の土地利用区分
Fig.8 Land use classification (2008)

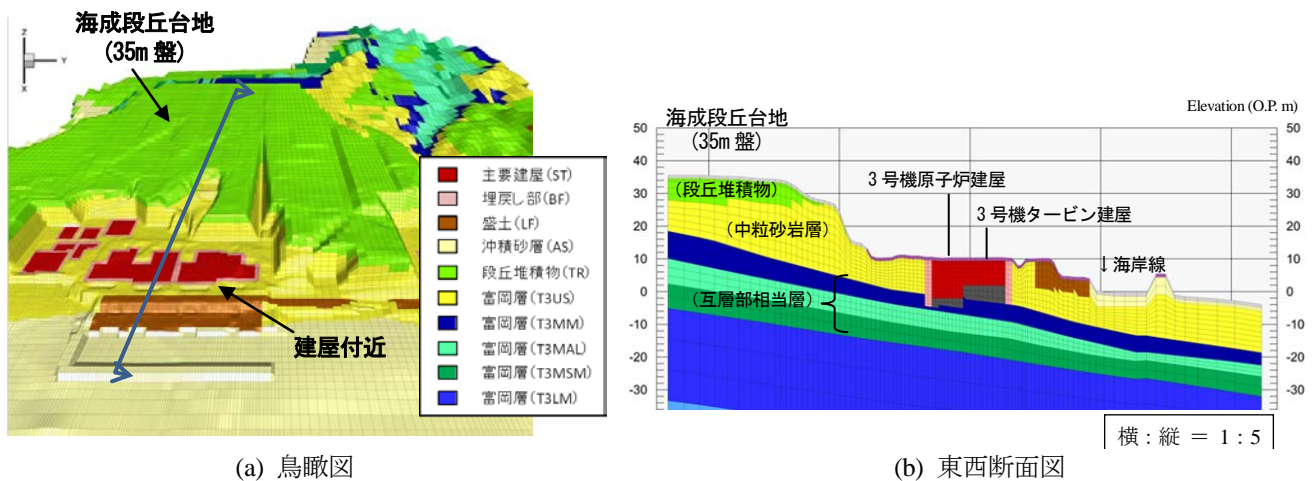


図 9 1F 敷地内の広域地下水流動解析モデル
Fig.9 Groundwater flow analysis model at 1F site

に係わる知見を整理した。例えば、図 8 に示すとおり、雨水の涵養状況を推察する際に活用する土地利用状況は、震災前後の衛星写真判読を行い、25m 細分メッシュにて分類した。また、1F 敷地内に分布する砂岩・泥質岩に関する浸透・移流分散特性（透水係数、分配係数等）について、既存の文献等（例えば^{30),34),35)}に基づき整理した。これらの水文・地質情報は、地理情報システム（以下「GIS」という。）等を用いて整理するとともに、新たな情報の登録・更新や登録情報の抽出を効率的に進めていくための GIS アドインツールの作成を進めている。

(2) 1F 敷地内における広域の地下水流動状況の概察

1F 敷地内の大域的な地下水の流れを概察するため、収集・整理した水文・地質情報に基づき広域の地下水流動モデルを構築した（図 9 参照）。モデル化範囲は、図 8 に示すとおり敷地内の新しい河成段丘や現河床平野の形成に際して削りとられ断続的に残存する海成段丘台地³⁶⁾（35 m 盤）を取り囲む約 5 km²の範囲とした。地質構造や浸透特性は、既存の文献等^{30),32)}に基づき設定し、建屋等の構造物は、埋土等の分布を含む詳細な情報は得られなかったことより、単純化した形状・配置とした。

このモデルに基づき、地表水及び地下水の流れを一体的に取り扱うことが可能な地下水流動解析コードの一つである GETFLOWS³⁷⁾を用いて、広域の地下水流動解析を実施した。解析における側方境界条件については、河川及び沖積低地並びに海底面は地表面高さで水位固定条件とし、それ以外は不透水境界とした。また、地表面は降雨浸透境界とし、地表水の流れや地下への涵養量を左右する等価粗度係数等は図 8 に示した土地利用状況を踏まえて設定した。

広域の地下水流動解析結果の例として、図 10 に、1～4 号機の原子炉等建屋付近を出発点とした地下水の流れに沿った流動経路（以下「流跡線」という。）を示す。同図に示すとおり、1～4 号機の建屋付近を通過する中粒砂岩層や互層部の地下水の涵養範囲は、主に敷地内の 35m 盤の海成段丘台地であることが認められ、台地から浸透した雨水は帯水層である富岡層 T3US（中粒砂岩層）や T3MM・T3MAL・T3MSM（互層部相当層）を通過して建屋付近を通過し、海へと流出する流動場を形成していると考えられる。これらの結果は、35 m 盤が周囲より標高が高い平坦面を呈する地形的要因や、新第三紀鮮新世の富岡層の砂岩層及び泥質層が南北方向にほぼ水平で東に約 2～3% 傾斜する同斜構造を呈している地質的要因から推察される地下水流動状況との概ね整合的である。広域の地下水流動解析から得られた結果より、原子炉等建屋周辺領域の上流側境界条件が設定可能である。

一方、原子炉等建屋近傍の地下水流動解析を試みたが、建屋周辺の詳細な地下水流動状況や護岸域等の核種移行状況を忠実に再現した上で予測評価を行うためには、埋設物の深度や構造等に関する情報が不足していることや、建屋周囲や護岸域に存在する埋戻土といった人工的な地盤の分布状況に関して不明な点が多いことなど、地盤や構造物の局所的な不均質性を踏まえたモデル化が難しいといった課題がある。そのため、滞留水が地下水中に漏えいした場合の影響や、降雨・遮水壁等が建屋周辺の地下水流動状況に与える影響等を考察する際には、対象とする課題に応じて、地質構造及び構造物並びに地下水流入抑制対策等を工学的に単純化したモデルに基づく解析・分析を行う等の工夫が必要であると考える。

2.4 燃料デブリを含む高レベル放射性廃棄物処分の技術要件の検討

2.4.1 燃料デブリ処分の安全評価に関する検討

(1) 燃料デブリの特性に関する調査

1F 事故によって発生した燃料デブリは平成 33 年以降に取り出される予定であり、現時点においては、放射能濃度のみならず、物理形状及び化学性状についても情報は乏しく、燃料デブリの処分方法については、取り出し

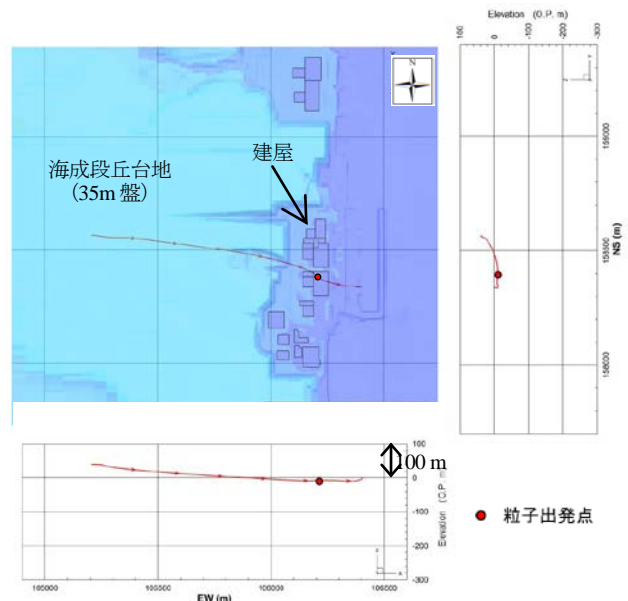


図 10 建屋付近を通過する地下水の涵養源の推定
Fig.10 Estimation of the recharge area

開始後の第3期（2021年12月以降）に決定するとされている⁶⁾。燃料デブリの処理技術の開発⁴⁾としては、燃料デブリを直接処分する場合の廃棄体化及び処分適合性の検討を行うとされており、推進側の研究開発では直接処分も視野に入れた検討が行われている。規制側としても、燃料デブリを処分することを考えた場合の安全確保に係る技術情報を収集・整理しておく必要がある。本検討は、従来の高レベル放射性廃棄物の地層処分に係る安全研究の成果を活用しつつ、燃料デブリを再処理等の処置をせずに直接、地層処分すると仮定し、処分の観点からみた燃料デブリの管理（処理・処分）に関する留意事項を抽出することを目的とする。

事故時の燃焼度等から推定されるウラン燃料の放射能組成⁴⁾より、燃料デブリにはガラス固化体4万本と同等以上のウランが含有されていることが推察される（表3）。さらに、溶融した炉内構造物等との反応により、デブリ全体として約670 ton（257 MTU 含む）の物量が予想される。1F事故のデブリの情報は乏しいが、米国スリーマイル島2号機（以下「TMI-2」という。）事故における燃料デブリの性状を参考に、物理形状（粒径等）、化学形態（コンクリート反応、金属との共晶反応及び海水との反応等による生成物の化学組成等）を仮定した。さらに、後述する安全評価に使用するため、TMI-2の燃料デブリ収納容器及びわが国におけるガラス固化体容器を参考に、仮想的な収納容器を設定した。収納容器の大きさは未臨界を達成することが大前提でありTMI-2では中性吸収材が装着されている³⁹⁾が、中性吸収材を装着しない仮想的な収納容器を仮定し、地下水が充満した場合を想定し、臨界計算及び感度解析を行うことにより、収納容器の大きさと実効増倍率の関係について整理した（図11）。

(2) 燃料デブリを地層処分する場合の安全評価に関する技術要件

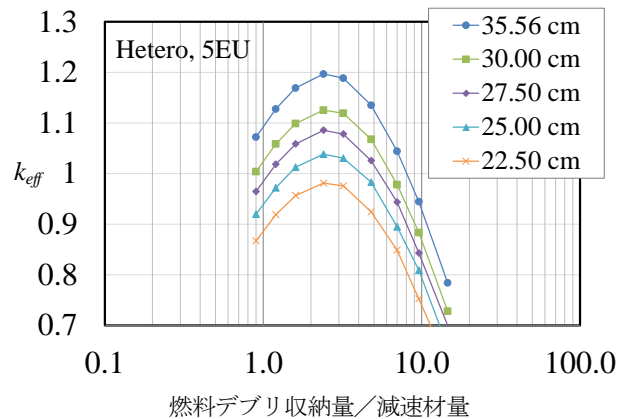
放射性廃棄物処分の安全評価を行う際には、Features, Events, and Processes（以下「FEP」という。）^{例えは40)}による事象等の抽出及びシナリオ設定が一般的である。燃料デブリを地層処分すると仮定した場合に、従前の地層処分のFEPと比較して新たに追加すべき事象等の有無について検討する必要がある。現時点では、燃料デブリに関する情報が乏しいため、FEPに新たに追加すべき事象等を抽出することは困難だが、他方で、燃料デブリには水分が含まれるため水素の発生が懸念されるなど、現時点で考えられる留意事項を抽出した。水素の発生については、収納容器内の燃料デブリの充てん率及び含有する水分量から、発生量及び容器内圧の関係を整理した。本検討の結果、オーバーパックと緩衝材の間にガスが蓄積する可能性が示唆される。また、水素の発生は、処分施設への影響だけではなく、燃料デブリの長期保管においても影響することから、保管容器の健全性等の観点から継続的な検討が必要である。

燃料デブリは従来のガラス固化体とは異なり、溶融炉心-コンクリート相互作用（MCCI）によりセメント成分が含有されていることが推察され、そのセメント成分が地層処分システム、特に人工バリアに与える影響について考察を行った。セメント成分がベントナイトのモンモリロナイト溶解等に影響することを解析によって確認し、その結果を基に、複数の放射性核種の人工バリアからの放出フラックスへの影響について整理した（図12）。また、燃料デブリはガラス固化体に比してウラン含有量が多いことから、ウラン系列核種が安全評価結果に与える影響について感度解析を行い、燃料デブリ（固相）から液相への放射性核種の浸出速度等の影響が大きいことを確認した。

表3 1FとHLW等との放射能比較

Table 3 Radioactive inventory of 1F and HLW			
	HLW 4万本 ⁵⁾	TRU ³⁸⁾	1F 合計 ⁴⁾
⁷⁹ Se	1.7E+14	2.7E+12	2.5E+11
⁹³ Zr	3.0E+15	3.1E+14	1.3E+13
⁹⁹ Tc	2.1E+16	6.6E+14	9.2E+13
¹³⁵ Cs	7.3E+14	3.4E+12	3.3E+12
²³⁴ U	1.9E+13	1.7E+12	3.5E+12
²³⁵ U	1.1E+11	1.1E+11	3.6E+11
²³⁶ U	2.0E+12	1.2E+12	2.0E+12
²³⁸ U	1.6E+12	1.1E+12	3.0E+12
²³⁷ Np	7.7E+14	2.4E+12	2.5E+12
²³⁸ Pu	2.0E+16	1.7E+16	7.4E+15
²³⁹ Pu	7.6E+17	2.4E+15	2.6E+15
²⁴⁰ Pu	1.6E+16	3.2E+15	3.3E+15
²⁴² Pu	1.4E+13	1.1E+13	1.0E+13
²⁴¹ Am	9.7E+17	6.1E+15	2.5E+16
²⁴³ Am	3.1E+16	2.1E+14	8.3E+13
²⁴⁵ Cm	4.9E+14	9.8E+11	9.6E+11

図11 収納容器の大きさと実効増倍率の関係
Fig.11 Relationship container size and effective multiplication constant k_{eff}



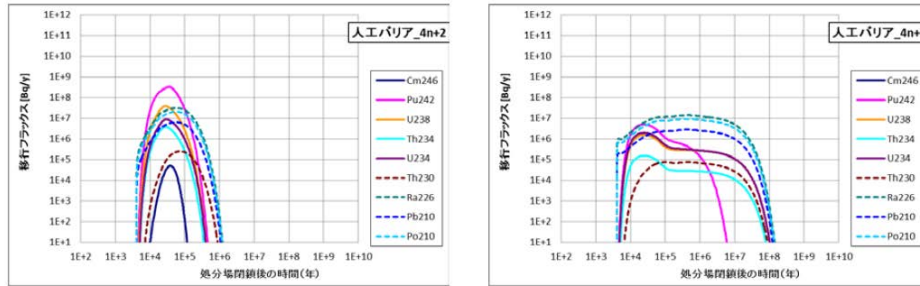


図 12 人工バリアからの移行フラックス 左：ガラス固化体、右：燃料デブリ
Fig.12 Radionuclide fluxes from engineered barrier system; left: HLW, right: fuel debris

これまでのデブリを対象とした評価結果より、将来の燃料デブリの処分を念頭においた場合に、水素の発生やデブリに含まれるセメント等の成分による人工バリアへの影響等が考えられることから、燃料デブリの処理方法が長期の安全性に大きく影響を与えることが示唆される。

2.4.2 燃料デブリ処分における自然事象等の長期予測に関する検討

燃料デブリを再処理せず処分すると仮定した場合、従来のガラス固化体を中心とした高レベル放射性廃棄物の処分よりも長期間における地質安定性について考慮しなければならない可能性がある。本検討ではこうした長期間における自然事象の将来予測の不確実性に関する予察的検討を行うことで、検討の時間枠拡大に伴う予測精度の評価に必要な技術的根拠を整備した。

(1) 隆起・侵食速度評価手法の検討

地殻の長期安定性の評価では、隆起・侵食量の空間的傾向を評価することが将来の廃棄体との接近過程の解明に重要である。隆起速度を評価するにあたって、堆積年代を測定し隆起量と比較して求める方法が一般的であるが、これまでの年代測定法では誤差が大きく、年代測定に適した火山灰などが存在しないケースもあり、正確な隆起速度を求める事が難しかった。これらの問題点を克服するため、Thomesen et al., (2008)⁴²⁾によって改良された光ルミネッセンス年代測定法（以下「pIRIR 法」という。）を用いて正確な隆起速度評価手法の確立を試みた。青森県上北平野の海成段丘を例に、隆起速度評価を行ったところ、最も古い年代で 455 ± 84 ka まで遡ることができ、千年で 0.173 ± 0.017 m の隆起速度を得られた。これによって、上北平野において pIRIR 法による隆起速度評価手法が適用可能であることが明らかとなった。このように、隆起量の評価手法には最新の手法が適用可能であり、従来の手法より長期の予測が可能である。

(2) 地質断層の活動性に関する検討

超長期間の時間スケールにおいて、活断層以外で処分場に影響を及ぼす断層活動としては、地質断層の再活動可能性が考えられる。超長期の断層活動性評価手法として、応力状態等の力学的基準に基づく断層活動性評価手法であるスリップテンデンシー（以下「ST」という。）を用いた断層活動性評価手法⁴³⁾の有効性について検討した。STに基づいて断層活動性を評価するには、断層の姿勢に関する情報（走行と傾斜）、断層面に関する情報（断層面における摩擦係数）、断層周囲の応力情報（主応力の方向と応力比）の3種類の情報が必要である。東北地方は2011年3月11日の東北地方太平洋沖地震の前は応力場がほぼ一様であったことが知られており、独立行政法人産業技術総合研究所の研究⁴⁴⁾において、東北地方の活断層に対してSTに基づく評価が有効であることが示されている。本検討では、東北地方において、活動的ではないと考えられている地質断層に対してSTに基づく評価の有効性を検討した。

「新庄および酒田」地域で地質断層39 条についてSTを計算したところ、すべての地質断層が0.65 を下回る低いST値を示した（図 13左）。また、「秋田・男鹿」地域では地質断層27 条について、「盛岡」地域では地質断層10 条についてそれぞれST値を計算したところ、ほぼすべての地質断層が0.75 を下回る低いST値を示した（図 13右）。以上の結果から、応力場が様な地域の地質断層の活動性評価手法として、応力場情報に基づいた活動性評価手法が有効である可能性が示された。

(3) 深部流体・熱水活動に関する検討

燃料デブリを含む高レベル放射性廃棄物の処分場周辺の地質環境、特に水理・化学環境に大きな影響を与える可能性のある事象として、深部流体の上昇および熱水活動が考えられる。熱水又は深部流体による水理・化

学環境への影響が明らかな範囲は立地段階において回避すべきであるとされている⁴⁵⁾が、深部流体・熱水が超長期にわたって処分施設に与える影響について評価することが重要である。超長期の熱水活動を評価するには、粘土鉱物等の長期的に保存される熱水活動の証拠から、活動履歴（熱水活動の継続時間、熱水のpHおよび温度条件の履歴等）を定量的に把握し、将来的な活動予測につなげる必要がある。本検討では、その将来予測について現状の知見を整理し、留意点を抽出した。

粘土鉱物が生成するためのpHと温度の条件に関する研究は井上(2008)⁴⁶⁾など多数あり、それらの成果が国立研究開発法人産業技術総合研究所(2016)⁴⁷⁾によってまとめられている。これらの研究例を参考にし、かつ鉱物の生成履歴を明らかにすることで、過去の熱水活動のpHおよび温度条件を推定した。本検討の対象とした西南日本内帯のモデル地域では、花崗岩の固結後に断続的かつ局所的な熱水侵入によって断層沿いに緑泥石（200～320℃の中性熱水で生成）やスメクタイト（～170℃の中性熱水で生成）といった粘土鉱物が形成されている。スメクタイトの生成条件に関して、pHは緑泥石と同程度であるが生成温度は低いことから、両者は異なる時期に形成されたと考えられる。また、中期更新世初期の熱水活動によって方解石、褐鉄鉱（生成温度：常温～50℃）が形成されたことが明らかとなった。方解石と褐鉄鉱は共生関係にあることから、両者の生成時のpHと温度は同じであったろうと推察される。さらに、褐鉄鉱の形成は現在も局所的に継続している。熱水活動起源の粘土鉱物は断層沿いに形成されており、褐鉄鉱に関しては層を形成していることが確認されている。以上の結果は、断層沿いのみに局所的に熱水活動がおき、温度条件の異なる熱水が繰り返し通ったことを示している。

鉱物分析による熱水活動履歴の調査によって、この地域において熱水活動が局所的に繰り返されてきたことが明らかになった。また、今後、鉱物の生成年代を測定することで、詳細な熱水活動履歴を明らかにすることができると思われる。以上の結果から、処分施設立地地域に影響を与える可能性のある熱水活動は、断層沿いに局所的に影響を与える可能性があること、時間的に変化する場合がありこの傾向を把握することが重要であることから、鉱物分析等の手法を使った熱水活動履歴調査を行うことが有効であることが示唆された。

3. 今後の展開

1Fの廃止措置等については、廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議の中長期ロードマップに基づき進めるものとしているものの⁹⁾、原子力規制庁の特定原子力施設監視・評価検討会及び特定原子力施設放射性廃棄物規制検討会における議論を踏まえ、適宜、現場状況及び対応が変化していることから、1Fの審査や廃炉作業の進捗等を踏まえて、よりフレキシブルかつ迅速に対応できるよう、本安全研究の管理を、中長期的な計画に基づいた、事前評価、中間評価等による管理から原子力規制庁のマネジメントシステムによる単年度ベースの管理へ変更する予定である。

なお、マネジメントシステムの運営について定めた「原子力規制委員会マネジメント規程」（平成26年9月3日原子力規制委員会決定）を公開している。当該規定に基づき定める中期目標並びに年度重点計画及びその評価結果については委員会定例会合にて決定している。

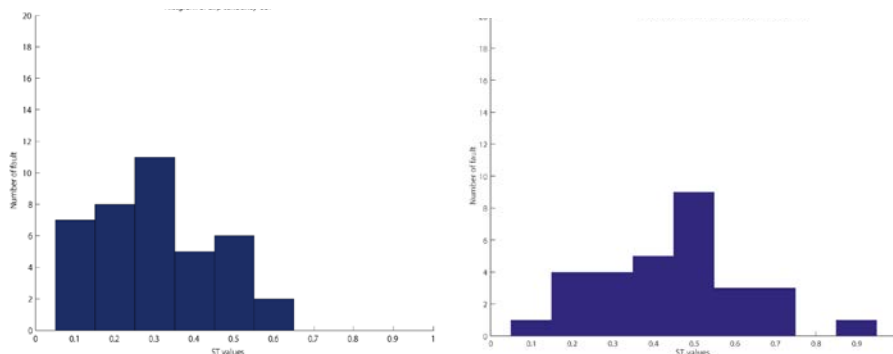


図 13 地質断層の ST 値ヒストグラムの例；
 左：「新庄および酒田」地域、右：「秋田・男鹿」地域及び「盛岡」地域
 Fig.13 Histogram of ST value for geologic fault
 Left: “Shinjo and Sakata” area, Right: “Akita and Oga” area and “Morioka” area

4. まとめ

福島第一原子力発電所事故による放射性廃棄物の取扱いに関する研究では、固体廃棄物、水処理二次廃棄物、汚染水及び燃料デブリについて保管及び処分の観点から情報を整理し、技術要件を整備している。平成 28 年度までの研究によって、極めて表面線量の低いコンクリート瓦礫については、その路盤材への再利用時における被ばく評価に関する留意点を抽出し、水処理二次廃棄物の保管では保管容器・材質の放射線環境下における劣化特性について検討を行い、汚染水管理については、広域の地下水流動から 1F 原子炉建屋付近の上流側境界条件を明確化するとともに、滞留水が地下水中に漏えいした場合の影響や汚染水対策等が地下水流動に与える影響を評価するための解析・分析を行う際の留意点を示した。また、現時点において燃料デブリの情報は乏しいものの、これまでの地層処分の知見を基に、燃料デブリの処分を想定した場合の課題の抽出を試みた。

1F の現場状況及び対応は、特定原子力施設監視・評価検討会等における議論を踏まえて適宜変化していることから、今後は、1F の審査や廃炉作業の進捗等を踏まえて、よりフレキシブルかつ迅速に対応していく予定である。

5. 成果の活用について

5.1 放射性廃棄物の特性評価に関する技術要件の検討

限定再利用において評価対象とすべき核種及びその放射能濃度を明確化するとともに、事業者の行った測定・評価を国が確認する場合を想定し、がれきの放射能濃度を保守的かつ効率的に測定する手法についても取りまとめ、限定再利用に関するガイド案として取りまとめる。

5.2 放射性廃棄物管理に関する技術要件の検討

HIC 等の水処理二次廃棄物の安定的な管理への移行にむけて、本研究で得られた成果に基づき、水処理二次廃棄物の保管において監視すべきポイントや劣化評価に係る留意事項を抽出し、技術的着眼点として規制支援に活用する。

5.3 汚染水管理に関する技術要件の検討

本研究で収集・整理している敷地内の水文・地質及び地下水に関する情報・知見に基づき、建屋内への地下水の流入抑制や滞留水の漏えい管理等に係る留意事項を抽出し、さらに、本研究で得られた建屋内滞留水中のセシウムの起源及び移行に関する知見に基づき、滞留水処理及び濃度低減対策等に係る留意事項を抽出することにより、汚染水対策における技術的着眼点として規制支援において活用する。

5.4 燃料デブリを含む高レベル放射性廃棄物処分の技術要件の検討

燃料デブリを処分することを念頭に、現状得られる燃料デブリの情報をもとに、安全評価及び地質安定性の観点から技術要件を抽出した。これらの観点から得られた技術要件から、燃料デブリ取り出し後の処理方法を検討する際の技術的着眼点として規制支援において活用する。

6. 成果の公表等

6.1 原子力規制委員会・検討チーム等

なし

6.2 NRA 技術報告

なし

6.3 論文投稿

なし

6.4 学会発表

(A) Secretariat of Nuclear Regulation Authority Japan, Regulatory framework for the nuclear waste in Japan, 2nd meeting of the Expert Group on Fukushima Waste Management and Decommissioning R&D (EGFWMD)、OECD/NEA、フランス、2014 年 11 月（査読なし）

- (B) Ichiro Otsuka、Update of Regulator-Implementer Interaction regarding 1F Waste Management in Japan、5th meeting of the Expert Group on Fukushima Waste Management and Decommissioning R&D (EGFWMD)、OECD/NEA、フランス、2016年1月(査読なし)
- (C) Norikazu Yamada、Classification of nuclear waste in Japan、Workshop on Fukushima Waste Management and Decommissioning R&D、OECD/NEA、東京、2016年7月(査読なし)

6.5 表彰・受賞

なし

文 献

- 1) 原子力規制委員会、資料2 第1回検討会における議論について、特定原子力施設放射性廃棄物規制検討会第2回会合、p.3、平成28年2月12日。
- 2) 東京電力株式会社、東京電力(株)福島第一原子力発電所の固体廃棄物の保管管理計画、平成28年3月31日。
- 3) 核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第六十一条の二、:昭和32年6月10日法律第166号、最終改正 平成28年5月18日号外法律第42号。
- 4) 独立行政法人日本原子力研究開発機構、福島第一原子力発電所の燃料組成評価、JAEA-Data/Code 2012-018、平成24年9月。
- 5) 核燃料サイクル開発機構、わが国における高レベル放射性廃棄物地層処分の技術的信頼性—地層処分研究開発第2次取りまとめ—総論レポート、JNC TN1400 99-020、平成11年11月26日。
- 6) 廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議、東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ、平成27年6月12日。
- 7) 東京電力株式会社、福島第一原子力発電所サーベイマップ(平成27年11月10~11日測定分)、平成27年9月30日、<http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/fl/surveymap/images/fl-sv2-20151126-j.pdf>
- 8) 東京電力株式会社、福島第一原子力発電所における高濃度の放射性物質を含むたまり水の貯蔵及び処理状況について(第1報~第235報)、2016。
- 9) 佐藤博之ら、廃ゼオライトの長期保管方策の検討—ゼオライト吸着塔を用いた塩分洗浄挙動評価(第1報)— JAEA-Research 2013-042。
- 10) 佐藤博之ら、廃ゼオライトの長期保管方策の検討(5) 廃ゼオライト吸着塔の実機流量塩分洗浄試験、日本原子力学会「2014年春の年会」。
- 11) 東京電力株式会社、福島第一原子力発電所特定原子力施設に係る実施計画II 特定原子力施設の設計、設備2.16.3 高性能多種核除去設備、2014、http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu14_j/images/141118j0103.pdf
- 12) 腐食防食協会編、4.2 ステンレス鋼、4.2.7 局部腐食、「材料環境学入門」、丸善、1993。
- 13) 加藤千明ら、ガンマ線照射下希釈人工海水中におけるSUS316L 鋼の自然浸漬電位に及ぼすゼオライトの影響、腐食防食学会「材料と環境2015」A-306。
- 14) C. Kato, T. Sato, J. Nakano, F. Ueno, I. Yamagishi, Corrosion of The Stainless Steel In The Zeolite Containing Diluted Artificial Seawater Under Gamma-Ray Irradiation, Proc. NPC 2014, 10140, 2014。
- 15) Y. Kumagai, Decomposition of hydrogen peroxide by γ -ray irradiation in mixture of aqueous solution and Y-type zeolite, Radiation Physics and Chemistry, 97, pp. 223-232, 2014。
- 16) I. Yamagishi et al., Characterization and storage of radioactive zeolite waste, Journal of Nuclear Science and Technology, 51, 7-8, pp. 1044-1053, 2014。
- 17) 化学工学協会編、1 物性定数、「化学工学便覧」、丸善、1968。
- 18) 西原一、高分子の長寿命化と物性維持、シーエムシー出版、2001。
- 19) 大澤善次郎、高分子材料と複合材製品の耐久性、シーエムシー出版、2005。
- 20) 瀬口忠男、反町正美、田村清俊、各種高分子材料の耐放射線性 -実使用環境模擬の劣化評価-、JAEA-Data/Code 2009-018、2009。
- 21) 金神雅樹、栗原隆史、布施則一、水谷嘉伸、本間宏也、秀耕一郎、岡本達希、熱・放射線ストレスによるXLPE 絶縁体の機械特性の劣化 -酸化防止剤濃度の影響-、電力中央研究所報告 研究報告:H10014、2011。
- 22) T. Seguchi, K. Arakawa, M. Ito, N. Hayakawa and S. Machi, Radiation induced oxidative degradation of polymers-III: effect of radiation on mechanical properties, Radiation Physics and Chemistry, 21, 6, pp. 495-501, 1983。
- 23) T. Seguchi, K. Arakawa, N. Hayakawa and S. Machi, Radiation induced oxidative degradation of polymers-IV: dose rate effects on chemical and mechanical properties, Radiation Physics and Chemistry, 18, 3-4, pp. 671-678, 1981。

- 24) T. Matsui, T. Takano, S. Takayama, M. Ito and I. Narisawa, Degradation of crosslinked polyethylene in water by gamma-irradiation, *Radiation Physics and Chemistry*, 63, pp. 193-200, 2002.
- 25) 東京電力株式会社、参考 4 多核種除去設備に関する補足説明資料、特定原子力施設監視・評価検討会第 2 回会合、平成 25 年 1 月 24 日。
- 26) 東京電力株式会社、高性能容器 (HIC) の米国認証及び紫外線劣化影響について、平成 26 年 2 月 21 日。
- 27) 東京電力株式会社、参考 5 使用済セシウム吸着塔一時保管施設 (第三施設) の設置について、特定原子力施設監視・評価検討会第 21 回会合、平成 26 年 5 月 2 日。
- 28) 東京電力株式会社、資料 4 多核種除去設備の運転開始に当たっての安全性評価、特定原子力施設監視・評価検討会第 2 回会合、平成 25 年 1 月 24 日。
- 29) 東京電力株式会社、別添資料 第 2 回意見聴取会「多核種除去設備・地下貯水槽・地下水バイパス等」に対する委員等からのコメントへの回答、第 3 回東京電力福島第一原子力発電所における中期的な安全確保及び信頼性向上に係る意見聴取会、平成 24 年 9 月 5 日。
- 30) 経済産業省資源エネルギー庁、巻末資料 東京電力 (株) 福島第一原子力発電所における予防的・重層的な汚染水処理対策、汚染水処理対策委員会第 11 回会合、平成 25 年 12 月 10 日。
- 31) 久保和也、柳沢幸夫、吉岡敏和、高橋浩、浪江及び磐城富岡地域の地質、地質調査所、地域地質研究報告 5 万分の 1 地質図幅新潟 (7) 第 46・47 号、p.104、1994。
- 32) 塚本斉、安原正也、風早康平、公開資料に基づく福島第一原子力発電所周辺の水文地質構造と地下水流動の検討—数十年程度を見越した地下水対策をどう考えるか?—、2013 年度日本水文科学学会大会発表要旨集、pp.45-48、2013。
- 33) 塚本斉、福島第一原子力発電所廃炉・汚染水対策における地下水問題、2015 年度日本水文科学学会大会公開合同シンポジウム講演資料集、pp.11-14、2015。
- 34) 三木崇史、鈴木泰博、清水健、石沢昇、石川仁科、根本浩、安松拓洋、濱尾誠、秋元友寿、東京電力福島第一原子力発電所の海側土壌の分配係数の測定、日本原子力学会「2014 年秋の大会」要旨集、p.215、2014。
- 35) 原子力環境整備センター、環境パラメータ・シリーズ 2 土壌と土壌溶液間の放射性核種の分配係数、RWMC・90-P-13、1990。
- 36) 小池一之、田村俊和、鎮西清高、宮城豊彦、日本の地形 (3) 東北、pp.76-77、2005。
- 37) 登坂博行、小島圭二、三木章生、千野剛司、地表流と地下水流を結合した 3 次元陸水シミュレーション手法の開発、地下水学会誌、38、4、pp.253-267、1996。
- 38) 電気事業連合会・核燃料サイクル開発機構、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—、JNC TY1400 2005-013、FEPC TRU-TR2-2005-02、平成 7 年 9 月。
- 39) Pettus, W. G., Hassler, L. A., Holman, P. L., Jones, H. M., Worsham, J. R., TMI-2 Defueling Canister Reactivity Calculations, Waste Management Symposia-1985, pp.285-287, 1985。
- 40) Nuclear Energy Agency; Features, Events and Processes (FEPs) for Geologic Disposal of Radioactive Waste: An International Database, NEA Report, OECD/NEA. Paris, France, 2000。
- 41) 原子力災害対策本部 政府・東京電力中長期対策会議、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研究開発計画について、平成 24 年 7 月 30 日。
- 42) Thomsen K. J., Murray A. S., Jain M. and Botter-Jensen L., Laboratory fading rates of various luminescence signals from feldspar-rich sediment extracts, *Radiation measurements* 43, pp. 1474-1486, 2008。
- 43) Morris, A., Ferrill, D. A. and Henderson, D. B., Slip-tendency analysis and fault reactivation. *Geology*, 24, pp. 275-278, 1996。
- 44) 独立行政法人産業技術総合研究所、平成 25 年度核燃料サイクル施設安全対策技術調査等 (放射性廃棄物処分安全技術調査等のうち地層処分に係る地質評価手法等の整備 (地質関連情報の整備)) 平成 25 年度事業報告書、平成 26 年 3 月。
- 45) 総合資源エネルギー調査会 電力・ガス事業分科会 原子力小委員会 地層所部技術 WG、科学的有望地の要件・基準に関する地層処分技術 WG における中間整理、平成 27 年 12 月。
- 46) 井上厚行、膨潤性粘土鉱物の特徴 —鉱物としての見方—、*粘土科学*、47、pp. 161-167、2008。
- 47) 国立研究開発法人産業技術総合研究所、自然事象等の長期予測に関する予察的調査 平成 27 年度事業報告書、2016。

自己評価

・平成 28 年度安全研究計画にある目的及び安全研究概要（研究内容及びスケジュール）への達成状況
安全研究計画に記載してある目的に向けて、平成 28 年度までの予定していた検討は概ね実施できたが、1F サイトの地質・水理・構造物等の情報不足や、燃料デブリに関する情報が限定的であることなどから、一部実施内容を見直す必要があった。

・平成 28 年度までの主要成果のレベル

地下水流入抑制対策に係る審査や現地対策の進捗状況に関する技術的な着眼点・留意事項等について、面談等において東京電力福島第一原子力発電所事故室に提供しており、安全研究成果の一部は特定原子力施設の技術的問題の対策に活用されている。今後は、これまでの成果を技術要件として取りまとめ、特定原子力施設放射性廃棄物規制検討会等に提案していきたいと考える。