

2019 年度

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会

活 動 報 告 書

(2019 年 4 月 ～ 2020 年 3 月)



2020 年 7 月

一 般 社 団 法 人 日 本 原 子 力 学 会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会

1. はじめに	1
2. 廃炉委員会の概況	1
3. 廃炉委員会の体制と委員構成	2
(1) 体制	
(2) 委員の構成	
4. 廃炉委員会の活動状況	
(1) 廃炉委員会の開催	3
(2) 分科会の活動	4
(3) 本年度にまとめた成果報告書	7
廃炉リスク評価分科会報告書	
建屋構造性能検討分科会 中間報告	
(4) 情報発信・コミュニケーション	7
1) 秋の大会廃炉委員会セッション	
2) 春の年会 〃 〃	
3) 春のシンポジウム	
4) 国際会議	
(5) 廃炉委ワークショップ	9
(6) 廃炉関連施設の視察（福島第一サイト・JAEA 櫛葉）	9
(7) 部会、連絡会等との連携	10
福島復興・廃炉推進学協会連絡会(ANFURD)	
水化学部会・燃料デブリ専門委員会	
(8) 外部機関の研究成果等の聴取と意見交換	10
ANFURD、NDF、JAEA、資源エネルギー庁	
(9) 廃炉委員会表彰制度の検討	10
5. 次年度の課題、注力事項 とスケジュール	11
(1) 福島第一廃炉の全体概況と技術課題	
(2) 次年度に向けた廃炉委員会の課題と注力事項	
1) 廃炉委員会	
2) 分科会	
(3) スケジュール	

- 添付資料 -

頁

1 福島第一原子力発電所廃炉検討委員会 委員リスト	<u>13</u>
2 同分科会委員リスト	<u>16</u>
3 分科会・WG 設立趣旨	<u>21</u>
-1 強度基準検討分科会（設立趣旨、活動方針）	<u>28</u>
-2 学会事故調提言フォローWG	<u>28</u>
4 成果報告書 抜粋	
-1 廃炉リスク評価分科会 報告書 「燃料デブリの取り出しにおける定量的リスク評価手法の検討」2019 年 10 月	<u>32</u>
-2 建屋の構造性能検討分科会 中間報告書 第一報 「燃料取り出し開始までを対象とした原子炉建屋の耐震性について」2019 年 3 月	<u>43</u>
5 廃炉委員会セッション、廃炉国際会議報告	
-1 秋の大会廃炉委員会セッション(富山大学、2019 年 9 月)	<u>64</u>
-2 FDR2019（福島 J-Village、2019 年 5 月）	<u>66</u>
-3 SMiRT25 JASMiRT ワークショップ セッション 4 (米 NC 州シャーロット、2019 年 8 月)	<u>69</u>
6 廃炉関連施設視察委報告（福島第一サイト・JAEA 檜葉、2019 年 10 月）	<u>72</u>
7 関係部会・委員会からの報告	
-1 ANFURD 活動状況（第 22,25 回廃炉委）	<u>84</u>
-2 「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会活動状況 (第 24 回廃炉委)	<u>87</u>
8 廃炉委表彰制度の検討	<u>92</u>
9 廃炉委員会スケジュール 2019 年度実績と 2020 年度計画案	<u>94</u>

1. はじめに

福島第一原子力発電所の廃炉は、かつて経験のない技術的な挑戦を伴いつつ、極めて長期にわたり継続される事業である。日本原子力学会としてこの問題に長期に取り組み事故炉の廃炉が安全かつ円滑に進むよう技術的・専門的な貢献を行うとともに学会事故調の提言・課題をフォローするため、2014年度に「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」（以下 廃炉委員会）を設置し、活動を進めている。本報告書は、廃炉委員会の2019年度の活動についてまとめたものである。

2. 廃炉委員会の概況

福島第一原子力発電所の事故後9年目となった2019年度は、個別検討課題に取り組む分科会の活動が次の通り進展するとともに、新たに、「強度基準検討分科会」及び「学会事故調提言フォローWG」を設置した。

- ・廃炉リスク評価分科会分科会は、燃料デブリ取り出しに関するNDFのリスク評価結果のレビューを行ない、その結果を次の報告書にとりまとめた（抜粋：添付資料4-1）。
「燃料デブリの現状及びその取り出しにおける定量的リスク評価手法の検討(2019年10月)」
- ・建屋の構造性能検討分科会は、「燃料取り出し開始までを対象とした原子炉建屋の耐震性についての中間報告書(2019年3月)」(抜粋：添付資料4-2)を昨年度末にとりまとめた後、今後の長期に亘る使用での構造の劣化について検討を進めている。また、高温に晒されたペDESTALの構造性能を把握することも重要な課題と認識し、これらに対する現状の知見をとりまとめて行く。
- ・ロボット分科会は、「廃炉作業にかかわるロボットアイデアへの提言(2019年4月、抜粋を2018年度期末報告書に添付)」をとりまとめた後、実際の廃炉プロジェクトに直接かかわる技術者等から定期的に情報発信願ひ、それに基づきシーズ技術を提案する活動を、廃炉ロボット技術オープンフォーラム等を通して継続的に進めている。
- ・廃棄物検討分科会は廃棄物処分の最終的なプラント・サイトの状況（エンドステート）を見据えた検討を進め、中間報告書「国際基準から見た廃棄物管理」をとりまとめ中である。
- ・福島第一原子力発電所（以下 福島第一）事故により損傷を受けて一部機能を失っている構造物に対しての強度基準の在り方を議論し、適切な基準に対する考え方をまとめて提言することを目的とし、強度基準検討分科会を2019年5月に設置した。

設立の趣旨を添付資料3-1-1に、活動の方針と現況を添付資料3-1-2に示す。

- ・近く福島第一事故後10年を迎える機会に、学会事故調で提言された各項目がどの程度実現され、何が残された課題となっているのかを、再度学会の立場でレビューを行い、必要な提言を行うことを目的とし、「事故調提言フォローWG」を2019年11月に設置した。

設立の趣旨と活動方針を添付資料3-2に示す。

また、事故から9年が経過し、福島第一では環境を含めて安定化が進み、燃料デブリ取り出しの本格的な作業の準備が整いつつある状況であり、廃炉に向けて関係者の率直な意見を集めて分科会の活動を支援すべく、本年度は4(5)項に示す通り廃炉委ワークショップを2回実施した。

なお、原子力に携わる若手研究者・技術者を対象に、廃炉委員会としての表彰制度の検討を開始した(4(9)項および添付資料8参照)。

3. 廃炉委員会の体制と委員構成

(1) 体制

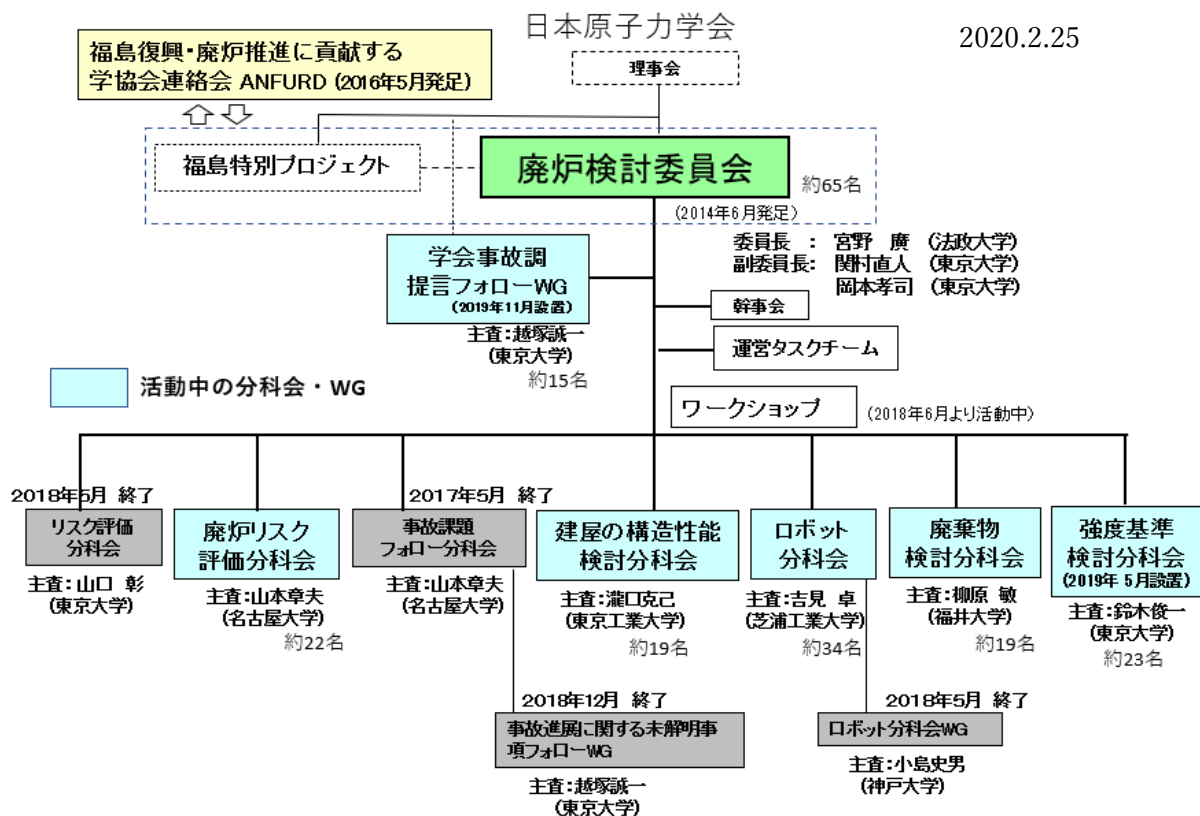
廃炉委員会の運営を円滑に進めるため、運営タスクチームを2017年1月に設けており、各分科会からの協力者も加わって活動している。

分科会については、現在 図1 に示す次の5分科会1WGの構成で進めている。

- ・ 廃炉リスク評価分科会
- ・ 建屋の構造性能検討分科会
- ・ ロボット分科会
- ・ 廃棄物検討分科会
- ・ 強度基準検討分科会
- ・ 学会事故調提言フォローWG

福島第一での廃炉作業が本格化し学会が取り組み支援を進める中で、今後とも課題に応じて新たな分科会および検討WGを設定し、多くの学会員に協働いただき、支援を強化していく。

図1 福島第一原子力発電所廃炉委員会の体制



(2) 委員の構成

2018年度末の廃炉委員会委員リストを添付資料1に、分科会の委員リストを添付資料2に示す。

4. 廃炉委員会の活動状況

本年度の廃炉委員会及び分科会の活動状況は以下の通りである。

廃炉委員会の本年度の活動スケジュール実績を添付資料 9 に示す。

(1) 廃炉委員会の開催

廃炉委員会を表 1 の通り開催した。

表 1 廃炉検討委員会 開催状況

回	開催日	主な議事内容
第 21 回	2019/4/3	・春の廃炉シンポジウム報告 ・春の年会企画セッション 報告 ・廃炉委WS 実施概要 ・事故調 課題のフォローについて ・ロボット分科会 2018 年度中間報告書案 ・廃棄物分科会 中間報告書 骨子 ・建屋構造分科会 中間報告書 2018 最終版 ・関係部会/組織の活動状況 - FP 挙動専門委員会の活動現況 -IRID の研究開発の概況 -NDF 「廃炉研究開発連携会議報告」
第 22 回	2019/5/31	・強度基準検討分科会設置 ・年間スケジュール案 ・2018 年度活動報告書構成案 ・リスク評価分科会/ロボット分科会/建屋構分科会 最終報告書の公開 ・FDR2019(廃炉国際会議)報告 ・秋の大会廃炉委セッション計画 ・関係組織の活動状況 - エネ庁：福島第一廃炉への取組 -NDF：第 4 回福島第一廃炉国際フォーラム紹介 -ANFURD：活動状況
第 23 回	2019/9/2	・秋の大会廃炉委セッション準備状況 ・廃炉関連施設視察計画 ・関係組織の活動状況 -NDF：福島第一廃炉戦略プラン 2019 要旨 -JAEA：CLADS の活動状況、大熊分析/研究センター建設準備状況
第 24 回	2019/11/25	・学会事故調提言フォローWGの設置 ・次年度予算構成案 ・廃炉委表彰制度の提案 ・廃炉リスク評価分科会 2019 年度報告書 ・秋の大会廃炉委セッション報告 ・春の年会廃炉委セッション計画 ・廃炉関連施設視察(10/1,7 1F サイト・JAEA 櫛葉)報告 ・部会/専門委員会からの報告 - SA 時の FP 挙動専門委活動状況
第 25 回	2020/2/25	・学会事故調提言フォローWGの活動計画 ・廃炉委表彰制度検討状況 ・廃炉委 WS 今後の計画 ・春のシンポジウム/年会廃炉委セッション準備状況 ・廃棄物分科会中間報告書案 ・関係組織の活動状況 - ANFURD 活動報告

(2) 分科会の活動

各分科会の活動方針、本年度活動状況、来年度の展望を下表2にまとめる。

表2 分科会活動状況

1) 建屋の構造性能検討分科会（主査：瀧口克己(東京工業大学名誉教授)）

活動方針	福島第一の建屋の健全性について、信頼性の検証や課題の整理を行うと共に、社会にわかりやすく情報を発信していく。		
活動状況	第17回	2019/07/10	・福島第一原子力発電所 燃料取出し用カバーの設計と施工に関する紹介。
	第18回	10/04	・原子炉建屋の地震観測記録を使った伝達関数の傾向分析結果の紹介。 ・炉内調査時に確認されたペDESTAL壁面写真からの考察の紹介。 ・2号燃料取出し方法の見直し計画案の紹介。
	第19回	2020/01/08	・福島第一原子力発電所 原子炉建屋の劣化評価に関する課題等の議論を実施。
来年度の展望	・本分科会に関連する課題で大きなものは、まず、使用済み燃料取り出しを第一ステップとして、廃炉の各ステップにおける建屋の耐震性の評価である。また、高温に晒されたペDESTALの構造性能を把握することも重要な課題である。前年度に引き続きこれらの課題に対する現状の知見をとりまとめる。		
その他	第20回分科会予定 2020/07/08 am		

2) ロボット分科会（主査：吉見卓(芝浦工業大学)）

活動方針	福島第一の廃炉にかかわる遠隔操作ロボットに関し、ロボット技術からの俯瞰的支援と社会に受け入れられるロボット技術貢献の在り方を提言する。		
活動状況	第11回	2019/6/6	・RSJ2018でのオープンフォーラムについて報告。 ・RSJ2019でのオープンフォーラム企画、AESJ2019秋の大会廃炉セッションでの講演企画、今後の活動内容等について議論。 (Robomech2019会場で実施。)
	オープンフォーラム	2019/9/3	・第37回日本ロボット学会学術講演会の会場にて、オープンフォーラム「廃炉に向けた日本原子力学会との連携と課題5」を開催。
	企画セッション	2019/9/13	・日本原子力学会 2019秋の大会「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」企画セッションにて、浅間一教授（東大）が「福島第一原子力発電所の廃炉のための遠隔技術」と題して講演。
	その他	2019/秋以後	・廃炉委のパンフレットの改訂に対応し、分科会の活動紹介に関する和文原稿作成、英文原稿見直しを行った。 ・新型コロナウイルスの感染拡大の影響で、2021年度末からの活動が停止している。今後の状況を見て、活動を再開していく。
来年度の展望	「ロボット分野で、学会は、そして当該分科会は、本格的にデブリ取り出しのフェーズを迎える廃炉作業にどのような形で関わり、貢献していくのか。」についての議論に基づき、活動を継続実施していく。我々の活動を実際の廃炉プロジェクトに役立てるために、プロジェクトに直		

	接かかわる技術者等からの定期的な情報発信を受けて、シーズ技術の提案等の活動を進めていく。そのための仕組みづくり、場の提供を念頭においた活動を、今年度も分科会全体で行う。
その他	2020 年度はコロナ禍の影響を受け、第 38 回日本ロボット学会学術講演会がオンライン開催となり、全てのオープンフォーラムの実施が無くなった。これを受けて、例年実施してきた「廃炉に向けた日本原子力学会との連携と課題」も見送りとなった。今年度の活動が本格化するの は年度後半となる見込みであることから、分科会での議論を通して活動を企画実施していく。

3)廃棄物検討分科会(主査：柳原敏(福井大学))

活動方針	・ 放射性廃棄物管理シナリオの分析 ・ 事故炉の放射性廃棄物対策に係るレビュー		
	第 10 回	2019/ 3/7	・ 放射性廃棄物管理に係る課題の整理 ・ 中間報告の討議（用語の定義、構成など）
	第 11 回	2019/ 4/17	・ 第 4 回福島廃炉シンポジウムの概要説明と意見の整理 ・ 中間報告の討議(全体構成、報告の主眼など)
	第 12 回	2019/ 6/21	・ 中間報告の討議(全体構成、放射性廃棄物管理シナリオなど) ・ 今後の活動方針に係る討議
	第 13 回	2019/ 9/25	・ 第 8 回ワークショップの紹介とコメントの整理 ・ 中間報告の討議(宮野委員長のコメント対応など)
	第 14 回	2019/ 11/6	・ 中間報告の討議(予め設定された燃料デブリの量を取り出せなかった場合に に係るシナリオの考え方の討議など) ・ 今後の活動方針に係る討議
	第 15 回	2020/ 1/30	・ 中間報告の検討（全体構成の見直し） ・ 中間報告を公表する場合の説明資料の内容
来年度の 展望	・ 中間報告の公表 ・ 中間報告の公表後、マスコミを含め 1F 廃炉廃棄物に関して関心のある人々との討議の機会を作る。また、そこで集約した意見などに基づいて今後の活動について検討する。		
その他	第 16 回分科会 ：2020 年 8 月頃に開催予定。		

4)廃炉リスク評価分科会（主査：山本章夫(名古屋大学)）

活動方針 活動状況	燃料デブリ取り出し等、廃炉作業に伴って放射線リスクが増加する可能性があり、リスクの定量化検討が NDF によって行われている。本分科会では、検討されているリスク評価手法について、各分野の専門家の観点で、レビューを実施することを通じて、その改善と手法としての確立に資する。		
			・ 報告書の内容について、メールベースで審議・確認を実施。 ・ 分科会としての報告書を取りまとめ、9/2 廃炉委検討委員会で説明。 ・ 11/25 の廃炉検討委員会でコメント反映内容を説明。 ・ 廃炉検討委員会HPにて報告書を 2019.12 に報告書を公開
本年度の 成果	・ これまでのレビュー結果として報告書を取りまとめ、HP にて公開した。		

5)強度基準検討分科会（主査：鈴木俊一(東京大学教授))

活動方針	損傷を受けて一部機能を失っている構造物に対しての強度基準の在り方を議論し、適切な基準に対する考え方をまとめて提言する。		
活動状況	第1回	2019/7/23	「1F 廃炉の構造維持評価について、何が課題か、また何を議論すべきか」について各委員より意見が出され、議論を行った。
	第2回	2019/9/30	・ 「要求される安全機能と守るべき機器」について議論した。 ・ 要求される安全機能として、閉じ込め機能、冷却機能等が挙げられ、守るべき機器について議論した。
	第3回	2019/11/18	・ 「要求される安全機能と守るべき機器」に関する意見の集約結果を示し、議論した。また、強度評価の考え方について一例を示し、議論した。さらに、「強度評価で考慮すべき事項・評価手法」について議論した。
	第4回	2020/2/10	・ 第3回までの議論内容を受けた1Fにおける強度基準の在り方（案）を示し、議論した。
	第5回	2020/7/5	・ S/C 耐震支持構造物等のケーススタディーを実施し、第4回に示したフローの修正すべき点等について議論し、課題を洗い出した。
来年度の展望	・ 分科会で実施した強度基準の在り方に関する議論の取りまとめ。		
その他	第6回分科会予定 2020/9/8 13:00～15:00		

6) 学会事故調提言フォローWG（主査：越塚誠一(東京大学教授))

活動方針	学会事故調査報告書の提言内容に対し、学会内外の関係各所による取り組み状況を調査し、内容の分析及び評価を行うとともに、今後につなげるための提言を取りまとめる。		
活動状況	第1回	2020/2/25	準備会合を開催。WGの位置づけ、第1回調査報告書の概要確認、活動方針について議論を行った。
	第2回		・
			・
			・
来年度の展望	・ 取り組み状況の調査と同時に、2016年報告書に基づき内容の分析と評価を開始する。 ・ 分析及び評価結果を提言としてまとめ、報告書とする（2020年内を目標）		
その他	第2回WG予定		

(3) 本年度にまとまった成果報告書

本年度にまとまった成果報告書は次の通りである。

1) リスク評価分科会 最終報告書

「廃炉リスク評価分科会報告書

～燃料デブリの現状及びその取り出しにおける定量的リスク評価手法の検討～」

2019 年 9 月

(下記廃炉委員会サイトで公開済、抜粋：添付資料 4-1)

https://www.aesj.net/aesj_fukushima/fukushima-decommissioning

なお、昨年度にまとまった次の報告書について、本年 9 月に著作権の処理ができたので抜粋を添付する。

2) 建屋の構造性能検討分科会 中間報告書

「燃料取り出し開始までを対象とした原子炉建屋の耐震性について」2019 年 3 月

(公開準備中、抜粋：添付資料 4-2)

(4) 情報発信・コミュニケーション

秋の大会、春の年会に加え、原子力学会を軸に 2016 年 5 月に設立された「福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会 (ANFURD)」を情報発信・コミュニケーションの場として活用している。なお；

・秋の大会では 福島第一の廃炉に関連する各組織の研究成果報告と意見交換

・春の年会では 廃炉委の活動状況・成果報告および検討の方向性に関する議論

を主に行うこととしている。

廃炉委員会としての社会への発信は、毎年春にシンポジウムを開催して、その時の最もホットな話題を取り上げ、議論いただくようにしている。

1) 秋の大会

秋の大会(富山大学 五福キャンパス)中の 2019 年 9 月 13 日午後、廃炉委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会－現地状況および活動報告－」を実施した(添付資料 5-1 参照)。会場は満席で立ち見がでる盛況であり、聴講者数は約 200 人。学会員の関心の高さが窺えた。

福島第一廃炉の現況・課題と展望、廃炉委員会の活動状況を伝える良い場であり、今後とも活用して行きたい。

・座長：関村副委員長

・講演-1 福島第一原子力発電所廃炉作業の現状

東京電力 HD 鬼束 俊一

-2 福島第一原子力発電所の廃炉のための遠隔技術

東京大学 浅間 一

-3 英知事業・国際協力の取り組み

JAEA CLADS 岡本 孝司

-4 廃炉検討委員会の取り組み

廃炉検討委員会委員長 宮野 廣

・全体討論

2) 春の年会

春の年会(福島大学)中の 2020 年 3 月 18 日午後、廃炉委員会セッション

「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会 活動報告」を以下の内容で実施すべく準備していたが、新型コロナウイルスの影響で春の年会自体が中止となった。

- ・座長：関村副委員長
- ・講演-1 福島第一原発廃炉の課題と廃炉委の取り組み 廃炉検討委員会委員長 宮野 廣
- 2 廃炉の過程におけるリスクの評価とマネジメント 名古屋大学 山本 章夫
- 3 燃料取り出し開始までを対象とした原子炉建屋の耐震性
について 東京工業大学 瀧口 克己
- 4 IAEA 等の国際基準に基づいた廃棄物管理の様々な選択肢 福井大学 柳原 敏
- ・全体討論

3) 春のシンポジウム

一般向けの第5回廃炉シンポジウムを、2020 年 3 月 7 日に開催すべく準備していたが、新型コロナウイルスの影響で中止とした。

4) 国際会議

・ FDR2019

日本機械学会と日本原子力学会の共催で、福島第一原子力発電所の廃炉について国内外の研究者・技術者が最新の研究成果などを報告する国際会議

-International Topical Workshop on Fukushima Decommissioning Research FDR 2019-
を、福島の Jヴィレッジで 2019 年 5 月 24-26 日に開催した。(添付資料 5-2 参照)

会場が連日満員になるほどの盛況で、その企画・実施に宮野委員長、岡本副委員長、浅沼委員、可児委員、矢板委員が貢献した。

・ SMiRT25 での廃炉国際セッション

JASMiRT と連携し 2019 年 8 月 7 日に、SMiRT25(米シャーロット)での JASMiRT ワークショップの 1 つのセッションとして、廃炉国際セッションを実施した。(添付資料 5-3 参照)

(5) 廃炉委ワークショップ (WS)

福島第一事故から 9 年が経過、環境を含めて安定化が進み燃料デブリ取り出しの本格的な作業の準備が整いつつある中、原子力学会は専門家集団として積極的に貢献しなければならない。廃炉委員会として関係者の率直な意見を集めて分科会の活動を支援すべく、昨年度に引き続き本年度は、表 3 に示す通り 2 回の廃炉委ワークショップを実施した。

表3 廃炉委ワークショップ 開催状況

回	開催日	テーマ：話題提供者	主な論点
1	2018/5/28	廃炉のロードマップ、論点と対応： 岡本 廃炉委副委員長（東大）	1F 廃炉の位置づけとあり方,1F の現状とリスク源, 外部ハザード対応,人材育成,ロードマップの在り方, 社会との関係,今後の研究課題
2	6/9	廃止措置と管理目標： 山本 事故・課題フォロー分科会主査（名大）	廃止措置作業と管理目標,管理目標が対象とする範囲, 管理目標の必要性・策定主体,策定にあたっての基本的な考え方,構成例,策定例
3	7/7	廃棄物の取り扱いについて(その1)： 柳原 廃棄物分科会主査（福井大）	廃棄物対策に係る基本的考え方, 廃炉(1F)の定義, 中長期を見据えた廃棄物管理シナリオ, 環境修復, エンドステート
4	12./8	事故炉廃炉での放射性物質/放射線の閉じ込めのためのバウンダリの考え方： 村松健（東京都市大）	バウンダリの意味・性能要求と施設の管理目標との関連, 定量的管理目標の例, 我国規制における定量的・定性的表現の例,・・・
5	2019/1/19	廃棄物の取り扱いについて(その2)： 柳原 廃棄物分科会主査（福井大）	発生する放射性廃棄物の行先, 放射性廃棄物の発生量低減への取組み, 廃炉終了の姿とそこに至るシナリオの考え方
6	1/26	事故炉廃炉における自然事象に対する備えを議論する上での前提条件 糸井 建屋・構造分科会幹事（東大）	地震動・津波ハザード評価の動向,状況に応じた備えの必要性,ハザード評価者と技術者の役割, 施設側の備えの考え方
7	2/9	宇宙・衛星の信頼性技術と事故炉廃炉向けロボットへの展開：小畑俊裕（東大）	人工衛星の品質保証の課題・不具合事例・原子力発電所との関連性, システムズエンジニアリング, 事故炉廃炉向けロボットへの展開,・・・
8	9/23	廃棄物の取り扱いについて(その3)： 柳原 廃棄物分科会主査（福井大）	廃棄物分科会中間報告の論点整理
9	2020/3/9	福島第一廃炉のための IAEA における活動： 八木 雅浩(IAEA)	福島第一廃炉に向けた IAEA 国際ピアレビュー ミッション

（6）廃炉関連施設の視察

廃炉関連施設として、福島第一サイトおよび JAEA 櫛葉遠隔技術開発センターを 10 月 1 日および同 7 日に次の通り廃炉委関係者 15 名で視察した。視察内容を添付資料 6 にまとめているが、今回 ANFURD を通して呼び掛けたこともあり、1 日に 16 名、7 日に 14 名と多数参加いただいた。

・福島第一サイト：

管理区域内に立ち入り、1～4 号機外観、凍土壁設備、サブドレン設備、汚染水処理設備他を視察。

・JAEA 櫛葉遠隔技術開発センター：

研究管理棟にて格納容器内状況を立体視できる VR システムを体験、試験棟にてロボット試験用モックアップ階段、止水技術実証試験装置、モーションキャプチャー設備を視察。

（7）部会、連絡会等との連携

本年度は、福島第一廃炉に関連する部会、連絡会(ANFURD 等)のうち

・ANFURD(福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会)から活動状況を第 22,25 回廃炉委にて、

・「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会から第 21,24 回廃炉委にて紹介いただき意見交換を行った。その資料を各々添付資料 7-1, 7-2 に示す。

なお燃料デブリ専門委員会は、活動報告書を 2018 年度にまとめた後活動を停止している。

(8) 外部機関の研究成果等の聴取と意見交換

福島第一の廃炉に関連する外部機関（エネ庁、NDF、東電、JAEA）の活動状況・研究成果等の聴取と意見交換を、廃炉委員会及び秋の大会を活用して行った。廃炉委員会で行われた項目を表4に示す。

表4 廃炉委員会での外部機関との意見交換

廃炉委	開催日	主な内容
第21回	2019/4/3	- IRIDの研究開発の概況 - NDF「廃炉研究開発連携会議報告」
第22回	5/31	- エネ庁：福島第一廃炉への取組 - NDF：第4回福島第一廃炉国際フォーラム紹介
第23回	9/2	- NDF：1F廃炉戦略プラン2019要旨 - JAEA：CLADSの活動状況、大熊分析/研究センター建設準備状況

- ・秋の大会(富山大学)では、9月13日の廃炉委員会セッションで、(4)1)項にある通り、東京電力から「福島第一廃炉作業の現状」、JAEAから「CLADSの英知事業・国際協力への取り組み」

が紹介され意見交換が行われた。これに引き続き行われた(エネ庁)／NDF主催の「廃炉戦略ワークショップ」では、各号機炉内・燃料デブリの状況把握、および燃料デブリ取出し工法に関して調査・研究成果等の聴取と意見交換が行われた。

(9) 廃炉委員会表彰制度の検討

原子力に携わる若手研究者・技術者を対象に、廃炉委員会としての表彰制度の検討を開始し、原子力学会理事会・総務財務委員会と内容を調整中である（添付資料8参照）。

5. 次(2020)年度の課題、注力事項とスケジュール

(1) 福島第一廃炉の全体概況と技術課題

2019年末に東京電力、資源エネルギー庁の廃炉ロードマップが見直され、2021年度からの燃料デブリの調査取り出しを起点として本格取り出し作業に入ると言う方針が示された。

いよいよ福島第一での廃炉作業が本格化し、ますます学会の支援の強化が求められる。

廃炉委員会では、分科会、ワークショップに加えて、他の組織との協働にも積極的に取り組み、活動の展開を図っていく。この状況の中で、技術課題として次の項目が挙げられる。

- ・シナリオの見えない事象のリスク評価のあり方
- ・サイトのどのような姿を目指して廃炉作業を進めるか
- ・大きな災害に対する健全性維持のあり方
- ・必要な技術開発項目の整理と現況の把握
- ・国際社会との連携をどのように進めるか

(2) 次年度に向けた廃炉委員会の課題と注力事項

次年度への課題と注力事項は以下と考えられる。

1) 廃炉委員会の活動

○2021年の10年目に向け、学会事故調提言のフォロー活動を始める。

(例)・背後要因のうち組織的なものに関する事項の分析

- ・専門家集団としての学会・学術界の取組みの在り方の検討

○課題解決型のWSの開催を継続する。

(例)・トリチウム水への対応

- ・風評被害への対応
- ・計量管理
- ・弁別の考え方、クリアランスの評価法

2) 分科会の活動

- ・廃炉リスク評価分科会：廃炉作業におけるリスク評価法の確立
- ・建屋の構造性能検討分科会：廃炉の構造評価法の提案
- ・ロボット分科会：炉内調査ロボットの開発、信頼性の提言
- ・廃棄物検討分科会：報告書として「提言」した項目の具体的な検討
- ・強度基準検討分科会：事故炉の強度基準の考え方の提言
- ・事故調提言フォローWG：学会事故調2016年提言の各組織実施状況の調査・分析・評価

3) 国際会議

- ・FDR2021の開催準備。2021年5月6日―19日 於J-Villageを予定。
- ・JASMiRTと連携し、廃炉分野をSMiRTにも根付かせる努力を続ける。
 - SMiRT26は2021年8月ベルリン、SMiRT27は2023年8月横浜にて開催される。
- ・NDF第5回福島第一廃炉国際フォーラムについては延期が決定された。

4) 秋の大会、春の年会の廃炉委セッション（開催は未定）

9月の秋の大会、来年3月の春の年会では、廃炉委セッションを計画・実施する。

5) 春のシンポジウム

2021年3月の一般向け廃炉シンポジウムについては、市民目線の内容で計画・実施する。
また、2021年は10年の節目であり、学会主催行事との連携にも配慮する。

(3) スケジュール

本年度の廃炉委員会の活動実績と来年度のスケジュール計画案を添付資料9に示す。

以上

日本原子力学会「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」

委員リスト (2020.2.25時点)

委員長		宮野 廣	法政大学 大学院デザイン工学研究科
副委員長		関村 直人	東京大学 大学院工学系研究科原子力国際専攻
		岡本 孝司	東京大学 大学院工学系研究科原子力専攻
幹事	FP・廃棄物処理・汚染水対策	浅沼 徳子	東海大学 工学部原子力工学科
	燃料デブリ	阿部 弘亨	東京大学 大学院工学系研究科原子力専攻
	福島特別プロジェクト代表	井上 正	(一財)電力中央研究所 原子力技術研究所
	分科会主査	鈴木 俊一	東京大学 大学院工学系研究科原子力国際専攻
	分科会主査	瀧口 克己	東京工業大学名誉教授
	福島第一廃炉	早瀬 佑一	エネルギー・環境研究会
	リスク評価	山口 彰	東京大学 大学院工学系研究科原子力専攻
	分科会主査	山本 章夫	名古屋大学 大学院工学研究科総合エネルギー工学専攻
	分科会主査	吉見 卓	芝浦工業大学 工学部電気電子学群電気工学科
	分科会主査	柳原 敏	福井大学 附属国際原子力工学研究所
委員	福島第一廃炉	矢板 由美	東芝エネルギーシステムズ(株)エネルギーシステム技術開発センター 化学技術開発部
		林道 寛	(一財)エネルギー総合工学研究所
	廃炉シナリオ／除染	山内 豊明	日本原子力発電(株) 廃止措置プロジェクト推進室
	燃料デブリ	安部田 貞昭	元三菱重工業
		川原 博人	三菱重工業(株) パワードメイン原子力事業部デコミプロジェクト室
	FP・廃棄物処理・汚染水対策	出光 一哉	九州大学 大学院工学研究院エネルギー量子工学部門
		内田 俊介	(国研)日本原子力研究開発機構 安全研究・防災支援部門
		可児 祐子	(株)日立製作所 研究開発グループ 原子力システム研究部
		小西 哲之	京都大学 大学院エネルギー理工学研究所/エネルギー科学研究科
		高木 純一	東芝エネルギーシステムズ(株)原子力化学システム設計部
	ロボット	大隅 久	中央大学 理工学部精密機械工学科
	材料・構造 (特に耐震構造)	安部 浩	(一社)日本原子力学会
		加治 芳行	(国研)日本原子力研究開発機構 原子力科学研究部門
		高田 毅士	東京大学 大学院工学系研究科建築学専攻
		渡邊 豊	東北大学 大学院工学研究科量子エネルギー工学専攻
	放射線影響	服部 隆利	(一財)電力中央研究所 原子力技術研究所

	(旧)事故調	越塚 誠一	東京大学 大学院工学系研究科システム創成学専攻
		奈良林 直	東京工業大学 科学技術創成研究院先導原子力研究所
	リスク評価	竹田 敏	大阪大学 大学院工学研究科環境・エネルギー工学専攻
		成宮 祥介	(一社)原子力安全推進協会

運営タスクチーム	安部 浩	(一社)日本原子力学会
	浅沼 徳子	東海大学 工学部原子力工学科
	可児 祐子	(株)日立製作所 研究開発グループ 原子力システム研究部
	川原 博人	三菱重工業(株) パワードメイン原子力事業部デコミプロジェクト室
	矢板 由美	東芝エネルギーシステムズ(株) エネルギーシステム技術開発センター 化学技術開発部
	笹沼 美和*	【建屋の構造性能検討分科会】東京電力ホールディングス(株) 福島第一 廃炉推進カンパニープロジェクト計画部
	芦澤 怜史*	【ロボット分科会】名城大学 理工学部メカトロニクス工学科
	川崎 大介*	【廃棄物検討分科会】福井大学 学術研究院工学系部門原子力・エネ ルギー安全工学専攻
	高田 孝*	【廃炉リスク評価分科会】(国研)日本原子力研究開発機構
	成宮 祥介*	【廃炉リスク評価分科会】(一社)原子力安全推進協会
	中野 宏之*	【強度基準検討分科会】東京電力ホールディングス(株) 経営技術戦略 研究所 技術開発部 材料・化学エリア

*:分科会からの協力者

アドバイザー (顧問)	近藤 駿介	原子力発電整備機構
	石樽 顕吉	埼玉工業大学
	石川 迪夫	原子力デコミッションング研究会

オブザーバー	土屋 博史	資源エネルギー庁原子力発電所事故収束対応室長
	岡本 正樹	資源エネルギー庁原子力発電所事故収束対応室 企画官
	田中 佑典	資源エネルギー庁原子力発電所事故収束対応室 課長補佐
	金杉 祥平	資源エネルギー庁原子力発電所事故収束対応室 係長
	梅原 肇	原子力損害賠償・廃炉等支援機構 (NDF)
	野田 耕一	日本原子力研究開発機構
	今村 功	技術研究組合 国際廃炉研究開発機構 (IRID)
	川本 敦史	技術研究組合 国際廃炉研究開発機構 (IRID)
	長谷部 伸治	化学工学会(京都大学国際高等教育院特定教授)
	松方 正彦	化学工学会(早稲田大学理工学術院教授)
		東京電力 廃炉推進カンパニー
		原子力規制委員会

	岡嶋 成晃	学会会長 ((国研)日本原子力研究開発機構)
	駒野 康男	学会前会長 (MHI NSエンジニアリング(株))
	佐治 悦郎	学会理事 (MHI NSエンジニアリング(株))
	三倉 通孝	学会理事 (東芝エネルギーシステムズ(株))
	上坂 充	学会元会長 (東京大学)
	上塚 寛	学会元会長 (放射線計測協会)
	田中 隆則	学会元理事 (原子力環境整備促進・資金管理センター)
	中山 真一	学会理事 ((国研)日本原子力研究開発機構)
	藤澤 義隆	学会理事 (中部電力(株))
	藤田 玲子	学会元会長 (科学技術振興機構)
	堀池 寛	学会元会長 (大阪大学)
	宮原 要	学会前理事 ((国研)日本原子力研究開発機構)
【 事務局 】	富田 靖	(一社)日本原子力学会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会 分科会 委員リスト (2020.2.25 時点)

1. 「建屋の構造性能検討分科会」委員リスト

主査	瀧口 克己	東京工業大学 名誉教授
幹事	糸井 達哉	東京大学 大学院工学系研究科原子力国際専攻
委員 (五十音順)	今本 啓一	東京理科大学 工学部建築学科
	兼近 稔	鹿島建設(株) 原子力部
	倉員 宗一	(株)東芝 原子力プラント設計部
	黒澤 到	清水建設(株) 原子力・火力本部
	佐藤 芳幸	東京電力ホールディングス(株) 福島第一廃炉推進カンパニープロジェクト計画部
	鈴木 俊一	東京大学 大学院工学系研究科原子力国際専攻
	高田 毅士	東京大学 大学院工学系研究科建築学専攻
	堤 知明	技術研究組合 国際廃炉研究開発機構(IRID)
	中村 隆夫	大阪大学 大学院工学研究科
	福士 直己	日立 GE ニュークリア・エナジー(株) 原子力計画部
	前田 匡樹	東北大学 大学院工学研究科 都市・建築学専攻
	村上 健太	長岡技術科学大学 技術学研究院
	藪内 彰夫	原子力損害賠償・廃炉等支援機構(NDF) 技術グループ
オブザーバー (五十音順)	安部 浩	(一社)日本原子力学会
	小林 博栄	原子力損害賠償・廃炉等支援機構(NDF) 技術グループ
	笹沼 美和	東京電力ホールディングス(株) 原子力設備管理部
	平間 敏彦	アイディールブレイン(株)
【事務局】	富田 靖	(一社)日本原子力学会

2.「ロボット分科会」委員リスト

主査	吉見 卓	芝浦工業大学 工学部電気電子学群電気工学科
副主査	大西 献	三菱重工業(株) エネルギー・環境ドメイン原子力事業部機器設計部
	梅田 和昇	中央大学 理工学部精密機械工学科
幹事	芦澤 怜史	名城大学 理工学部メカトロニクス工学科
委員 (五十音順)	浅間 一	東京大学 工学系研究科精密工学専攻
	安達 弘典	技術研究組合 国際廃炉研究開発機構(IRID)
	安納 章夫	原子力損害賠償・廃炉等支援機構(NDF) 技術グループ
	上野 陽平	日立 GE ニュークリア・エナジー(株) 原子力設計部
	大須賀 公一	大阪大学
	大隅 久	中央大学 理工学部精密機械工学科
	大道 武生	名城大学 理工学部メカトロニクス工学科
	岡田 聡	(株)日立製作所 日立研究所
	川妻 伸二	(国研)日本原子力研究開発機構
	川端 邦明	(国研)日本原子力研究開発機構
	神徳 徹雄	(国研)産業技術総合研究所 情報・人間工学領域
	小島 史男	神戸大学 大学院システム情報学研究科
	阪上 知己	東京電力ホールディングス(株) 経営技術戦略研究所
	佐藤 知正	東京大学
	田所 諭	東北大学 大学院情報科学研究科応用情報科学専攻
	中村 仁彦	東京大学
	田村 雄介	東京大学
	中山 良一	工学院大学 先進工学部機械理工学科
	平井 成興	千葉工業大学 未来ロボット技術研究センター
	藤井 浩光	千葉工業大学 先進工学部 未来ロボティクス学科
	藤江 正克	早稲田大学 理工学術院次世代ロボット研究機構
	細田 祐司	(一社)日本ロボット学会
	松日楽 信人	芝浦工業大学
	間野 隆久	(一財)製造科学技術センター
	湯口 康弘	(株)東芝 原子力福島復旧・サイクル技術部
	油田 信一	芝浦工業大学 SIT 総合研究所
	横井 一仁	(国研)産業技術総合技術研究所
	横小路 泰義	神戸大学
	吉灘 裕	大阪大学
【事務局】	富田 靖	(一社)日本原子力学会

3. 「廃棄物検討分科会」委員リスト

主査	柳原 敏	福井大学 附属国際原子力工学研究所
副主査	新堀 雄一	東北大学 大学院工学研究科・工学部量子エネルギー工学専攻原子核システム安全工学講座原子力地質工学分野
幹事	川崎 大介	福井大学 学術研究院工学系部門工学領域 原子力安全工学講座
	岸本 克己	(国研) 日本原子力研究開発機構 原子力科学研究所バックエンド技術部高減容処理技術課
	渡辺 直子	北海道大学 大学院工学研究院エネルギー環境システム部門エネルギー生産・環境システム分野原子力環境材料学研究室
	渡辺 将久	(国研) 日本原子力研究開発機構 福島研究開発部門企画調整室
委員 (五十音順)	浅沼 徳子	東海大学 工学部原子力工学科
	浅野 隆	日立GEニュークリア・エナジー(株) 燃料サイクル部
	安部 浩	日本原子力学会
	出光 一哉	九州大学 大学院工学研究院エネルギー量子工学部門
	大井 貴夫	(国研) 日本原子力研究開発機構 福島研究開発部門廃炉国際共同研究センター廃棄物処理処分技術開発グループ
	金子 昌章	日本核燃料開発株式会社 研究部材料グループ
	紺谷 修	鹿島建設(株) 原子力部原子力設計室
	鈴木 俊一	東京大学 大学院工学系研究科原子力国際専攻
	前田 一人	三菱重工業(株) 新型炉・原燃サイクル技術部原子力中長期措置対策
	宮本 泰明	(国研) 日本原子力研究開発機構 福島研究開発部門廃炉国際共同研究センター研究推進室
	山内 豊明	日本原子力発電(株) 廃止措置プロジェクト推進室
	山下 雄生	東芝エネルギーシステムズ(株) 原子炉化学・サイクル技術開発部原子炉化学管理・廃棄物処分技術開発グループ
オブザーバー	早瀬 佑一	エネルギー・環境研究会

4. 「廃炉リスク評価分科会」委員リスト

主査	山本 章夫	名古屋大学
幹事	竹田 敏	大阪大学
	高田 孝	(国研) 日本原子力研究開発機構
委員 (五十音順)	糸井 達哉	東京大学
	内田 俊介	(国研) 日本原子力研究開発機構
	内田 剛志	(一財) 電力中央研究所
	張 承賢	東京大学
	鈴木 俊一	東京大学
	成宮 祥介	(一社) 原子力安全推進協会
	野口 和彦	横浜国立大学
	宮野 廣	法政大学
	牟田 仁	東京都市大学
	村松 健	東京都市大学
	松本 昌昭	(株) 三菱総合研究所
常時参加者	木村 有輝	(株) テプコシステムズ
	増田 貴広	(株) 東京電力
	高守 謙郎	技術研究組合 国際廃炉研究開発機構(IRID)
	肥田 和毅	原子力損害賠償・廃炉等支援機構(NDF)
	井野 孝	原子力損害賠償・廃炉等支援機構(NDF)
	中島 清	(株) 三菱総合研究所
	江藤 淳二	(株) 三菱総合研究所
	安部 浩	(一社) 日本原子力学会

5. 「強度基準検討分科会」委員リスト

主査	鈴木 俊一	東京大学 大学院工学系研究科原子力国際専攻
幹事	中野 宏之※	東京電力ホールディングス（株） 経営技術戦略研究所技術開発部材料・化学エリア
委員 (五十音順)	青木 孝之	東北大学 原子炉廃止措置基盤研究センター
	朝田 誠治	三菱重工業（株） パワードメイン原子力事業部機器設計部
	浅山 泰	(国研) 日本原子力研究開発機構 高速炉・新型炉研究開発部門大洗研究所高速炉サイクル研究開発センター
	糸井 達哉	東京大学 大学院工学系研究科建築学専攻
	稲田 文夫	(一財) 電力中央研究所 原子力技術研究所
	井上 龍介※	東京電力ホールディングス（株） 福島第一廃炉推進カンパニープロジェクト計画部
	小山田 修	元（一社）原子力安全推進協会
	笠原 直人	東京大学 大学院工学系研究科原子力国際専攻
	木村 博	清水建設（株） 原子力・火力本部建設エンジニアリング部
	小林 博栄	原子力損害賠償・廃炉等支援機構(NDF) 技術グループ
	紺谷 修	鹿島建設（株） 原子力部
	堤 知明	技術研究組合 国際廃炉研究開発機構(IRID) 研究管理部燃料デブリ取出技術グループ
	手塚 英志	東京電力ホールディングス（株） 経営技術戦略研究所技術開発部材料・化学エリア
	永田 徹也	日立 GE ニュークリア・エナジー（株） 原子力生産本部 原子力設計部
	松永 圭司	東芝エネルギーシステムズ（株） 磯子エンジニアリングセンター原子力システム設計部
	山下 裕宣	(一社) 保全学会
	山根 正嗣	東京電力ホールディングス（株） 福島第一廃炉推進カンパニープロジェクト計画部電気・機械設備グループ
	渡邊 豊	東北大学 大学院工学研究科量子エネルギー工学専攻
常時参加者	宮野 廣	法政大学 大学院デザイン工学研究科
	瀧口 克己	東京工業大学 名誉教授
	安部 浩	(一社) 日本原子力学会

※：副委員

日本原子力学会福島第一原子力発電所廃炉検討委員会
「強度基準検討分科会」の設置について

2019-5-27

○分科会の趣旨と検討内容

福島第一原子力発電所の事故が発生して 8 年を経過する中、様々な対策が実施された結果、燃料デブリは現在、一定の安定状態を維持していると考えられる。しかしながら、中長期的には安定状態からの逸脱や施設の劣化等の可能性があるため、燃料デブリを取り出して、より安定で安全な状態で保管することが計画されている。

燃料デブリを取り出す作業は、長期にわたることが予想されている。一部の従来の構造を残した燃料や一度溶融し再度固まった燃料デブリなどは、未だ圧力容器内に多く存在し、格納容器や原子炉建屋などの構造の健全性の確保は重要な課題であり、長期にわたり要求される。しかし、事故炉は多くの構造部分に従来求められていた健全性は失われている。だが、事故炉として福島第一の 1 号機、2 号機、3 号機の主要構造が、どこまでその健全性を確保すればよいかについては、これまでは議論はない。

そこで、本分科会では、損傷を受けて一部機能を失っている構造物に対しての強度基準の在り方を議論し、適切な基準に対する考え方をまとめて提言することを目的とする。

また、強度基準は様々な構造評価や組織に関連するものであり、広く議論を進めて、コンセンサスを作ることが望ましい。

○スケジュールと活動

年 4 回程度分科会を開催し、レビューを実施することを予定している。レビューを完了した時点で成果を取りまとめ、報告書として公開し、分科会を終了する。新たな強度基準の詳細な検討は、WGなどを設置して議論を重ね、原案、検討課題を取りまとめる。

○その他

本分科会での審議内容については、その概要を議事概要として廃炉検討委員会で報告し、公開する。

(注) 事故炉のような運転プラントの構造健全性については、これまで議論はなく、構造評価に用いられる強度基準はない。

添付資料：

1. 委員候補名簿

添付 1

委員候補名簿(予定) 2019-5-22 現在

No.	氏名	所属	備考 依頼状況
1	鈴木俊一	東京大学	(主査予定)
2	渡邊 豊	東北大学	
3	笠原直人	東京大学	
4	糸井 達哉	東京大学	
5	山根 (正)	東京電力	(副) 井上、手塚
6	稲田文夫	電中研	
7	松永圭司	東芝 ES	
8	永田徹也	日立 GE	
9	向井正行	三菱重工	
10	紺谷 修	鹿島建設	
11	浅山 泰	JAEA	
12	小山田 修	元原安委委員	
13	山下裕宣	保全学会顧問	
14	青木孝之	東北大学	

常時参加者： 宮野 廣 (廃炉委委員長)

強度基準検討分科会の活動状況

～福島第一原子力発電所における強度基準の在り方について～

2020/2/25

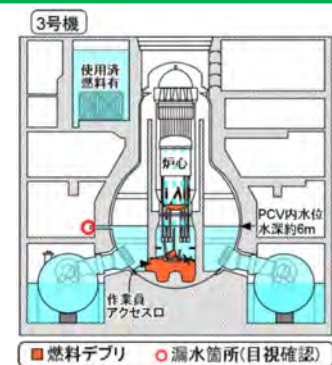
福島第一原子力発電所廃炉検討委員会
強度基準検討分科会
主査
東京大学 鈴木俊一

強度基準検討分科会の活動状況

1

■ 背景・目的

- 原子炉格納容器(PCV)、原子炉建屋(R/B)などの構造の健全性の確保は重要な課題であり、長期にわたり要求される。
- しかし、事故炉である福島第一原子力発電所(1F)の1～3号機の主要構造がどこまでその健全性を確保すればよいかについては、これまで議論はない。
- 損傷を受けて一部機能を失っている構造物に対しての強度基準の在り方を議論し、適切な基準に対する考え方をまとめて提言することを目的とする。



例：1F-3の推定状況

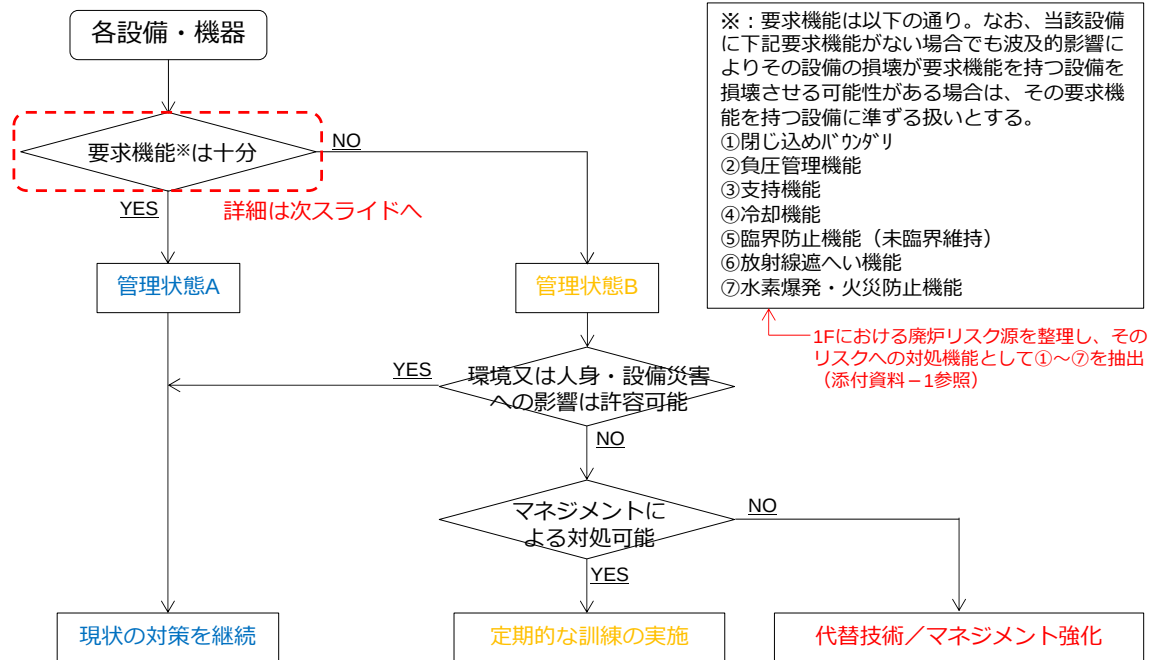
Ref. NDF, 技術戦略プラン2019

■ 活動状況

- 初めに、許容値の扱い等を議論するのではなく、1F強度評価の全体像がどうあるべきかを議論

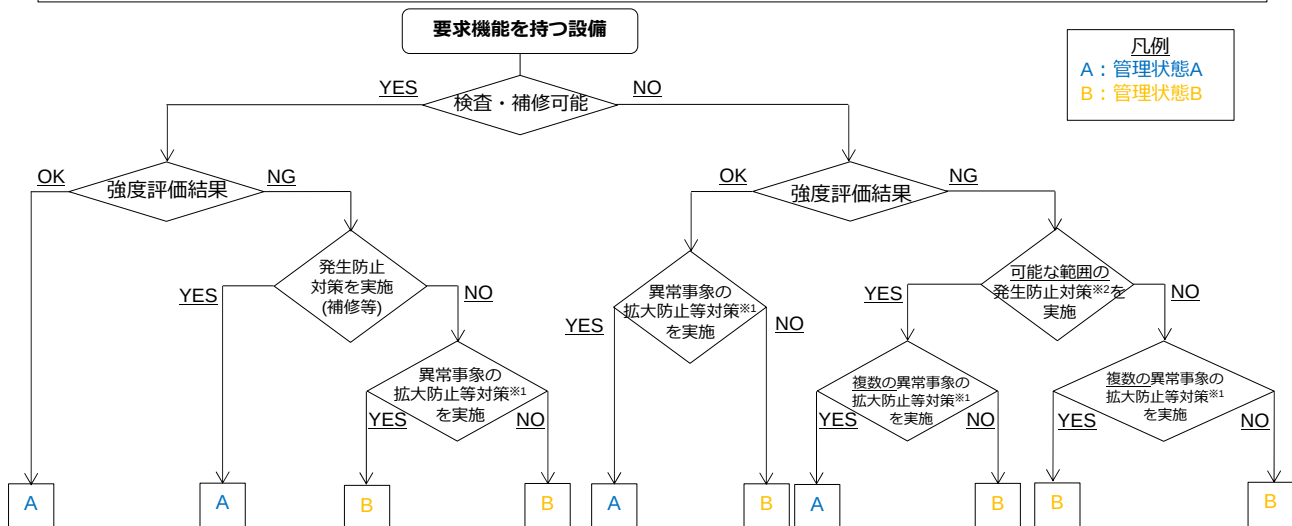
第1回	第2回	第3回	第4回
1F強度評価の課題・議論すべきこと	要求される安全機能、守るべき機器	強度評価で考慮すべき事項、評価手法	第3回までの意見を受けた強度評価の在り方を提示・議論

- 強度評価の目的は、**放射性物質の追加放出・被ばく防止、抑制のために安全機能を維持**すること。
- そのため、評価対象設備・機器に要求される安全機能が十分かの観点から、「管理状態」を評価する。
→**管理状態A：要求機能が十分である、管理状態B：要求機能が十分でない**
- 「管理状態」と「環境又は人身・設備災害への影響が許容できるか」、「マネジメントで対処できるか」を踏まえ、対策を要求する。



判断「要求機能は十分か」について

- 「要求機能は十分か」は、強度評価結果の他に検査・補修可否等を勘案し、「外部への放射性物質の追加放出リスクが低減されているか」の観点で判断が必要である。
- 1Fは通常炉と異なり、検査・補修困難箇所が多く存在し、これら箇所と通常炉の「外部への放射性物質放出リスク低減策」の考え方は異なるべきである。
→検査・補修可能箇所と困難箇所に分け、「要求機能は十分か」の考え方を検討
- 検査・補修困難箇所での「異常事象の発生防止対策」は、リスク源の排除等の可能な対策が限られ、また対策に時間を要することが多い。そのため、廃炉作業全体を俯瞰した場合、他のリスクを上昇させ、全体としてリスクが高くなる可能性がある。
→「異常事象の発生防止対策」については可能な対策以外は要求せず、「異常事象の拡大防止・制御・緩和」にリソースを配分



※1：異常事象の拡大防止・制御・影響緩和対策、※2：廃炉作業全体の工程が大幅に遅れる等以外の合理的な対策

代替設備・マネジメント強化の考え方について

- 代替設備／マネジメント強化は、「管理状態Bかつ環境又は人身・設備災害への影響が許容できず、マネジメントでの対処が困難な場合」に必要なものとなる。
- 代替設備／マネジメント強化の内容は、**検査・補修可能箇所**と**困難箇所**で異なるため、分けて検討した。さらに、**異常事象の発生防止と異常事象の拡大防止・制御・緩和**に細分して検討。
- 代替設備／マネジメント強化の策定は、以下の考え方を参考に策定する。
 - Safety-II（レジリエンス）のような考え方が重要
 - **グレースレッドアプローチ**の考え方が重要
 - 劣化状態が明らかでない箇所については、**影響の緩和にリソースを配分すべき**
 - 事故の進展が通常炉と比べて臨界等を除けば緩やかである（＝**時間的余裕がある**）
 - 強度向上だけでなく、異常事象に対しては、「破損（破損モードと破損シーケンス）の制御」と「緊急対応」を効果的に組み合わせるべき
 - 対策により廃炉の大幅な遅延をもたらさないこと（遅延することでリスクが増加する可能性も）
- 代替設備／マネジメント強化例を示す。添付資料－2ではこれらを網羅的に記載しており、**適切な対策を選択**する。
 - **検査・補修可能箇所**
 - ・ ①**異常事象の発生防止**
 - ✓ 検査、点検間隔見直し、パトロール頻度見直し
 - ・ ②**異常事象の拡大防止・制御**
 - ✓ 検 知：プロセス量測定等による漏えい検知、変位計設置等による劣化モニタリング
 - ✓ 拡大防止：多重化・多様化（バックアップ）された設備の運用、中性子吸収材投入、繋がっている系統の確認
 - ・ ③**異常事象の影響緩和**
 - ✓ 敷地外への液体流出抑制対策、フィルタによる捕集、避難計画策定
 - **検査・補修困難箇所**
 - ・ ①**異常事象の発生防止**
 - ✓ 水抜きによる耐震裕度向上等の環境改善（リスク源の撤去）、安定化处理
 - ・ ②**異常事象の拡大防止・制御**
 - ✓ 検査・補修可能箇所と同じ
 - ・ ③**異常事象の影響緩和**
 - ✓ 検査・補修可能箇所と同じ

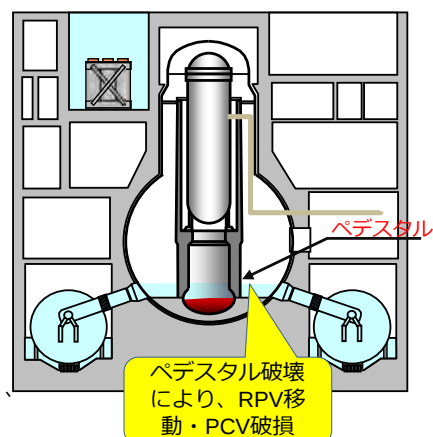
強度評価について

- **1Fの強度評価に適用すべき事項**
 - ・ 運転プラントとは条件が異なることに留意が必要
 - ・ 他業界の考え方（破壊制御、許容損傷工学アプローチ）の導入
 - ・ 劣化が明らかでない箇所については、以下の「類似環境への試験片設置」、「模擬試験に基づく推定」、「専門家による推定（強度に関する専門家＋全体の対策の妥当性に対する専門家判断）」等により劣化状態を推定
 - ✓ 推定では、評価プロセスの構築が大切（SSHAC手法が参考となる）
 - ✓ 各劣化事象・箇所の値をパラスタすることにより、その不確かさがどの程度結果として影響するのか確認
 - ・ **マージンの見直しが必要**
 - ✓ 個々の技術項目毎に持っているマージンを整理し、1F用に見直す
 - ✓ 耐圧バウダリとしての安全率でなく、**放射性物質放出に至るバウダリの損傷大きさに着目した安全率**とする
- **強度評価の流れ**
 - ・ 強度評価は、①**破損モードの評価**→②**継続使用するための目標性能の設定**→③**破損状況把握と現状の能力を評価**→④**経年劣化予測**の順で実施する。
 - ・ 強度評価では、必要な荷重、劣化モード、その他に解析手法等の検討が必要となるが、添付資料－3ではこれらの考えられる選択肢を網羅的に記載しており、強度評価対象機器・構造物毎に適したものを選択する。
 - ①：安全機能喪失に直結する破損モードに限定し、図面より推定（ベDESTALの座屈等）
 - ②：目標性能は、安全機能を維持するための許容値とする（変形・欠陥を許容する等）
 - ③：検査困難箇所は上記手法により劣化状態を推定
 - ④：解析手法：非線形解析、確率論的設計解析手法、流体－構造連成解析等
 - 荷 重：死荷重（将来追加される荷重含む）、地震荷重、水素爆発荷重履歴等
 - 劣化モード：腐食、放射線劣化等
 - 評価期間：中長期ロードマップ等を参考に当該機器が安全機能の役割を持つことが要求される期間とする

- 第4回分科会（2/10）では本日ご説明した「強度評価の在り方案」を提示・議論し、以下のご意見を頂いている。
 - ✓ 要求機能とそのクライテリアが不明確
 - ✓ 時間軸の考慮が必要
 - ✓ 言葉の定義が曖昧（異常事象等）
 - ✓ マネジメントについて議論が必要
- 今後、スライド2～5で示した考えを具体的な設備・機器に当てはめ、ケーススタディを実施し、フローの適正化を進める。
- また、本分科会の目的である具体的な強度評価基準を検討する。

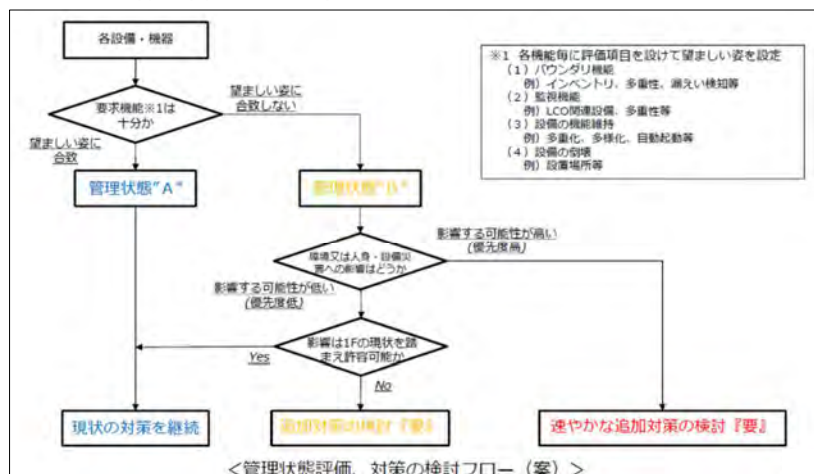
（参考 1）ケーススタディの例（燃料デブリ浸食を考慮したペDESTALの強度評価） ⁷

- **想定事象**
 - ・ ペDESTALの破壊→RPV移動・PCV破損により気相への放出量増加
- **目標性能**
 - ・ ペDESTALが破壊しない範囲までのひずみ・応力を許容
- **現状把握と現在の能力評価**
 - ・ 検査困難なため、模擬試験や専門家の判断に基づき評価
- **経年劣化予測**
 - ・ 事故前、事故時、事故後各々で考えられる経年劣化を考慮
 - ・ 解析手法は非線形解析、荷重は地震荷重を考慮
 - ・ 評価期間はRPV内燃料、燃料デブリの回収完了予定時期迄
- **「要求機能が十分か」の考え方**
 - ・ ペDESTALは**検査・補修困難箇所**であり、**強度評価結果がOK**であった場合、「異常事象の拡大防止・制御・影響緩和対策」が実施されていれば「**管理状態A**」、実施されていない場合は、「**管理状態B（＝何かしらの対策が必要）**」



(参考 2) 1Fにおける長期保守管理計画策定

- 原子力規制委員会と東電間で1F長期保守管理計画策定について議論されており、各設備・機器に対し要求機能が十分かの観点から、望ましい姿を設定し、現在の『管理状態』を評価
 - ✓ **管理状態A**：要求機能が十分であると判断される場合
 - ✓ **管理状態B**：要求機能が十分でないと判断される場合
- 現在の『管理状態』と『環境または人身・設備災害への影響に応じた優先度』ならびに『影響は1Fの現状を踏まえ許容可能かどうか』を踏まえ、追加対策の実施要否を評価
- 評価結果の基づき、長期保守管理計画を策定



Ref. 第74回 特定原子力
施設監視・評価検討会、資料2

上記フローをベースに検査・補修困難箇所を考慮した管理状態評価フロー（案）を提示

**日本原子力学会福島第一原子力発電所廃炉検討委員会
学会事故調査報告書 提言フォローWG**

2020/2/25

廃炉委委員長 宮野 廣
提言フォローWG主査 越塚誠一

1. WGの趣旨と位置づけ

2021 年春には福島第一原子力発電所の事故が発生して 10 年を迎える。サイトの安定化に向けた様々な対策が実施され、燃料デブリは現在、一定の安定状態を維持している。

一方、停止していた原子力発電所は、福島第一事故を受けての安全策の新たな取り組みが規定され、原子力規制委員会にて審査適合性が確認されたプラントは順次立ち上げられている。

10 年の経過の機会に、学会事故調で提言された各項目が、どの程度実現され、何が残された課題となっているのかを、再度、学会の立場でレビューを行い、必要な対応策の提言を行いたい。

本活動は、原子力学会長と廃炉委員長との話し合いにて、原子力学会理事会との連携で実施することとした。必要に応じて、理事会に報告、意見交換を行うものとする。

2. スケジュールと活動

具体的な活動の内容、スケジュールは、WGにて検討し決めて行く。中間の経過、結果を本委員会に報告し、レビューを行う。2021 年春には報告書として取りまとめて公表することを目指す。

3. 体制

本WGの主査は、東京大学 越塚誠一 教授とする。

活動のメンバー（案）は、添付資料 1 に示す。主に、学会事故調実施時のそれぞれの分野で執筆を担った方々である。

理事会よりの要請に対しては、参画は主査の判断にゆだねる。ただし、検討は十分に意見交換を実施するが、結果は理事会の意見に左右されるものではない。

WGの事務局は、タスクからの専任者が担う。添付資料 1 に記載。

添付資料：

1. 委員候補名簿 （案）
2. 学会事故調からの提言 報告書の「事故の根本原因と提言」から抽出
3. 福島第一原子力発電所廃炉検討委員会の体制（参考）

添付資料 1

委員候補名簿(予定)

No.	氏名(候補)	所属	備考・専門分野
1	越塚誠一	大学	政府事故調、流力、解析
2	内田俊介	JAEA	水化学
3	林道 寛	エネ総研	バックエンド
4	山本章夫	大学	安全・リスク・燃料
5	山口 彰	大学	リスク評価
6	鈴木俊一	大学	材料
7	新堀雄一	大学	放射性物質処理処分
8	岡本孝司	大学	システム安全
9	関村直人	大学	原子力安全
10	宮野 廣	大学	システム設計、標準
11	奈良林直	大学	安全工学
12	田中隆則	原環セ	法制度(廃棄物)
13	中島 健	大学	炉物理
14	五福明夫	大学	ヒューマンマシン
15	浅沼徳子	大学	タスク(廃棄物処理処分)
18			
19			

(注) 原子力学会の理事会の10周年活動との連携を取る。(参加は学会長、佐治理事)

廃炉委として、代表に浅沼委員を充てる。越塚主査と連携して対応する。

必要な作業支援は、タスクメンバーで対応する。

タスクメンバーとして、浅沼(代表)、矢板、可児、川原を充てる。

添付資料 2

学会事故調からの提言 報告書の「事故の根本原因と提言」から抽出

1. 原子力安全の基本的な事項

(1) 原子力安全の目標の明確化と体系化への取組み

- ①安全目標の合意形成
- ②規制基準などの体系化
- ③核セキュリティの強化

(2) 深層防護の理解の深化と適用の強化

- ①基本安全原則の明確化
- ②深層防護の明文化

2. 直接要因に関する事項

(1) 外的事象への対策の強化

- ①外的事象
- ②クリフエッジ対策
- ③人為的な事象対策

(2) 過酷事故対策の強化

(3) 緊急事態への準備と対応体制の強化

- ①事業者と地方自治体の連携スキームの確立
- ②関係者の役割分担の明文化
- ③演習の実施
- ④放射性物質の拡散解析
- ⑤一般災害との共通基盤の統合
- ⑥放射線防護への対処能力強化

(4) 原子力安全評価技術の高度化

- ①確率論的リスク評価技術の活用
- ②最先端計算機性能を活用した数値計算技法の活用
- ③安全評価技術の課題や限界の正しい認識
- ④国際協力の積極的実施

3. 背後要因のうち組織的なものに関する事項

(1) 専門家集団としての学会・学術界の取組み

- ①学会が果たすべき責務の再認識
- ②学会における自由な議論
- ③安全研究の強化
- ④学際的取組みの強化
- ⑤安全規制の継続的改善への貢献

(2) 産業界の取組み

- ①事故の教訓を産業界全体で共有化
- ②継続的改善の実施
- ③トップによる原子力安全へのコミットメント

(3) 安全規制機関の取組み

- ①国民の信頼回復
- ②継続的改善の実施
- ③リスク情報を活用した規制手法の導入
- ④ハード偏重からソフト重視の規制への転換
- ⑤事業者への自主的安全性向上姿勢の定着化指導
- ⑥広範囲の専門家知見のバランス良い活用

4. 共通的な事項

(1) 原子力安全研究基盤の充実強化

- ①安全性向上の駆動力
- ②人材の維持、育成に重要
- ③安全研究は産学官の義務
- ④確率論的リスク評価手法の適用範囲の拡大
- ⑤安全研究ロードマップの策定

(2) 国際協力体制の強化

- ①国際的活動を国内へ反映させる体制の整備
- ②新規原子力導入国への貢献
- ③産業界の国際的活動への参画

(3) 原子力人材の育成

- ①原子力安全を最優先する価値観
- ②資格制度の充実
- ③大学における原子力教育・研究の重要性
- ④小中高校における原子力・放射線教育 5. 今後の復興に関する事項

5. 今後の復興に関する事項

(1) 今後の環境修復への取組み

- ①環境放射線モニタリング
- ②法規制とガイドライン
- ③除染対象区域の設定
- ④除染と除染技術
- ⑤除染廃棄物の保管・貯蔵

廃炉リスク評価分科会 報告書
(燃料デブリの現状及びその取り出しにおける
定量的リスク評価手法の検討)

－抜粋－

2019 年 10 月



一般社団法人 日本原子力学会

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会

廃炉リスク評価分科会

目次

1.	本報告書の目的	5
2.	リスク評価にあたっての考え方.....	6
2.1	廃炉作業における様々なリスクと評価対象.....	6
2.2	定量的リスク評価の目的.....	6
2.3	リスク指標	7
2.4	前提条件と適用限界.....	9
2.5	リスク分析手法への要求事項.....	10
3.	分析手法	11
3.1	分析の方針	11
3.2	ハザード分析	12
3.3	シナリオの定量化.....	18
4.	分析手法の適用性検討と今後の課題.....	23
4.1	分析対象の例	23
4.2	分析手法の適用性検討.....	24
4.3	今後の課題	25
5.	おわりに	28
付録 1	水素燃焼モデルの検討例	29
付録 2	廃炉リスク評価分科会の活動	33

1. 本報告書の目的

福島第一原子力発電所の事故が発生して 8 年を経過する中、様々な対策が実施された結果、燃料デブリは現在、一定の準安定状態を維持していると考えられるが、中長期的には準安定状態からの逸脱や施設の経年劣化等の可能性がある。このようなリスクを速やかに低減するため、燃料デブリを取り出して、より安定で安全な状態で保管することが計画されている。

燃料デブリを取り出す作業は、現在の準安定状態に手を加え、格納容器に開口部を設けて燃料デブリにアクセスし、準安定状態に変化をもたらす行為であり、作業に伴って放射線リスクが増加する可能性がある。このようなリスクの変化を考慮しつつ取り出し作業を進めなければならない。このリスク低減戦略を検討するにあたっては、これらのリスクをできるだけ定量的に把握すると同時に、作業前後のリスク変化の定量的な把握も必要であることからそれらの定量的評価手法が求められる。本報告書の目的は、福島第一の廃炉作業を安全かつ円滑に進めるための様々な意思決定へ適切なリスク情報を提供するための方法とその適用について見解を示すことである。

廃炉リスク評価分科会では、その目的を、燃料デブリの取り出し作業による原子力安全へのリスクの定量的評価手法の検討とし、廃炉作業そのものにかかわるリスクの定量評価は対象としていない。具体的には、原子力損害賠償・廃炉等支援機構がこれまでに開発したリスク評価手法のレビューを中心に、廃炉におけるリスク評価の目的を再確認し、福島第一原子力発電所の現状を踏まえて、合理的に実現可能なリスク分析手法について幅広く議論した。

本報告書は、1 年にわたる廃炉リスク評価分科会の活動をまとめたものである。2 章には、リスク評価の対象と目的、さらに、その目的を達成するためのリスク分析手法への要求事項を記載する。3 章には、原子力発電所や核燃料サイクル施設で用いられている手法をベースに検討したリスク分析手法について記載する。4 章では、3 章の分析手法が 2 章の目的や要求事項に適合しているかどうかを確認すると共に、本分科会の活動を踏まえた今後の課題を記載する。

2. リスク評価にあたっての考え方

2.1 廃炉作業における様々なリスクと評価対象

福島第一原子力発電所の廃炉作業を進めていく上では、以下の様々なリスクが相互に関連すると考えられる。

- ・ 原子力安全*に関するリスク
- ・ 放射性物質や放射線に起因しない一般の労働安全に関するリスク
- ・ 廃炉作業に要する費用増加に関するリスク
- ・ 廃炉作業に要する期間増大に関するリスク
- ・ 廃炉作業で発生する放射性廃棄物増加に関するリスク
- ・ 廃炉作業に関わる人材確保に関するリスク
- ・ 風評被害等の社会的要因に関するリスク
- ・ その他のリスク

これらのリスクは、いずれも廃炉作業における意思決定の重要な要素（キーエレメント）となるが、本検討で対象とする燃料デブリの取り出し作業は、高い放射能を持つ燃料デブリの状態や位置を変化させる行為になるため、原子力安全に関するリスクを対象とする。

2.2 定量的リスク評価の目的

現在の福島第一原子力発電所には、事故によって発生した一般の原子力施設には存在しない汚染水、使用済燃料、燃料デブリ、また、廃炉作業に伴って生じる廃棄物等の様々なリスク源が存在する。福島第一原子力発電所における廃炉作業とは、これらの現存するリスク源に起因するリスクを低減させる行為である。一方で、図1のとおり、廃炉作業は事故後に確保した現状の準安定状態に外乱を与える行為であり、これに伴いリスクが増加する可能性がある。したがって、リスク低減対策を講じる際には、作業における不測の事態に伴う一時的なリスクの増加を十分に抑制できるようにすることがリスクマネジメントにおいて重要になる。

このようなリスクマネジメントは、以下のようなリスクの比較検討を通じて行うことができる。

- ・ 現存するリスク及び作業における不測事態のリスクを把握し、それらを比較検討することによって、作業の実施に際して行う様々な意思決定において着目すべきリスク因子を特定することができる。
- ・ 廃炉作業の実施に伴う不測事態による一時的なリスクの増加量と作業の進捗による現存リスクの低減効果を比較することによって、廃炉作業の方策及び実施判断

* 原子力安全の目的は、原子力施設に起因する放射線リスクから人と環境を防護することである。

に係る意思決定に資することができる。

- ・ 様々な廃炉作業手段による現存リスクの低減効果と作業に伴う不測事態による一時的なリスクの増加量を相互比較することによって、より合理的な廃炉作業手段を選択することができる。
- ・ 一時的なリスク増加の要因を比較検討して主要因を特定することができれば、リスク低減対策に効果的に資源を投入することができる。

なお、廃炉作業の進捗によるリスク低減効果と不測事態に伴うリスク増加のバランスを監視し、全体として施設のリスク低減に対する廃炉作業の有効性を把握する上で、長期間にわたるリスクレベルの時間積分値（リスク時間積分値）も考慮する必要がある。

本検討における定量的リスク評価の目的は、上記の比較検討を通じてリスクマネジメントに有益な情報を提供することである。

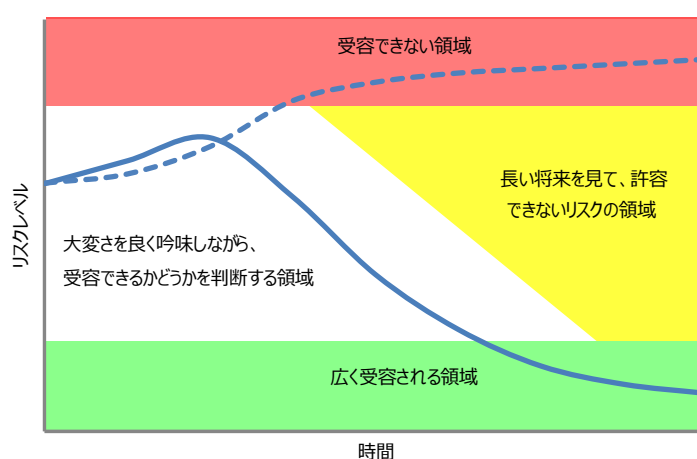


図1 リスクレベルの時間変化⁴

点線：現存するリスク源に対して何も対策を講じない場合
（経年劣化等によりリスクは増大する可能性がある）

実線：現存するリスク源にリスク低減対策を実施した場合

2.3 リスク指標

定量的リスク評価の目的であるリスクの比較検討を実施するためには、リスクを定量的に表す指標（リスク指標）の設定が必要である。様々なリスク指標の中から、定量的リスク評価の目的に応じて最も適切なものを選定することが重要である。

⁴ 「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」（2017年8月31日）及び「同 2018」（2018年10月2日）原子力損害賠償・廃炉等支援機構

4. 分析手法の適用性検討と今後の課題

3 章のリスク分析手法により、MLD や HAZOP/FMEA を用いた体系的な事象進展シナリオの抽出、ET/FT や工学的判断を用いた頻度の定量化及び五因子法による影響の定量化を通じて、現状及び燃料デブリ取り出しの各作業工程におけるリスクをリスクトリプレットの観点で評価することが可能である。また、支持構造物の劣化をフラジリティで、燃料デブリの性状変化を MAR で考慮すること等によって、経年劣化を加味した長期的なリスク変化を評価できる。

4.1 節では、どのようなプラント状況、作業及び工法の違いに対して、3 章のリスク分析手法を適用できるかについて、その具体的な対象を例示する。また、4.2 節では、これらの例示した対象について、リスク分析手法を用いてどのようにリスク指標の違いを評価できるか、その可能性を確認する。また、4.3 節で今後の課題についても記載する。

4.1 分析対象の例

2.5 節に示したリスク分析手法への要求事項のとおり、現状と各作業工程におけるプラント状況、作業及び工法の違いを特定する必要がある。以下に、リスクに影響し得る各々の違いの具体例を示す⁴。

(プラント状況の違い)

- ・ 燃料デブリ取り出し時には、燃料デブリや炉内構造物の切削等によりダストとして発生した放射性物質が漏えいしないように、PCV の補修、原子炉建屋カバー又はコンテナの設置等が検討されている。一方、燃料デブリ取り出し装置の設置や、燃料デブリの取り出しのために、PCV への開口部の設置又は拡大が検討されている。
- ・ 同様に放射性物質が漏えいしないように、PCV 内を微正圧管理から負圧管理に変更することが検討されている。
- ・ 冷却水循環システムは、現状では複数の建屋間にまたがっているが、燃料デブリ取り出し時には、循環ラインや浄化装置を原子炉建屋又は併設する補助建屋内に設置することが検討されている。

(工法の違い)

- ・ 燃料デブリ取り出し工法として、水位を上昇させて燃料デブリを全て冠水させる冠水工法と現状の水位に近い気中工法の比較検討が行われ、現時点では、実現性の観点から、気中工法に重点を置いた検討が進められている。
- ・ PCV 内に広く分布している燃料デブリを取り出すために、一つの工法に限定せず、例えばアクセス性の観点では、PCV 底部の燃料デブリには横アクセスを、炉心部及び RPV 底部の燃料デブリには上アクセスを前提に検討が進められている。
- ・ 燃料デブリ取り出し工程において、様々な燃料デブリの切削方法や切削デブリ

の集塵方法が検討されている。また、PCV 内へのアクセスや PCV 内構造物の撤去のために構造物を切断する方法として様々な手段が検討されている。

(作業の違い)

- ・ 燃料デブリの取り出し時においては、燃料デブリ切削装置の設置や当該設備を用いた人的作業が新たに発生する。
- ・ 各工程の廃炉作業においては、作業内容や工法に応じた実施手順及び体制が検討されている。

4.2 分析手法の適用性検討

4.1 節に示した現状と各作業工程におけるプラント状況、作業及び工法の違いが事象進展シナリオ、頻度及び影響に与える要因を特定し、その違いを定量化できることがリスク分析手法に求められる。3 章の分析手法の適用性を以下に示す。

(プラント状況の違い)

- ・ PCV の補修や開口部の設置により静的閉じ込め機能に変化がある場合、気相部及び液相部に浮遊する放射性物質の漏えいのしやすさが異なる。その影響は、LPF の違いによって表すことができる。
- ・ PCV の内圧管理の違いによって、気相部に浮遊する放射性物質の放出されやすさが異なる場合、この違いは LPF を通じて表すことができる。一方、閉じ込め機能の動的機器に対する依存度が高くなると、機器の故障等により、閉じ込め機能低下の発生確率が増加する可能性があり、この違いは FT によって表すことができる。
- ・ 冷却水循環システムについて、循環ラインも含めて一つの建屋内に設置する場合には、系統内の放射性物質が漏洩しても環境に直接放出されないため、事象進展シナリオの違いとなって表れる。このように系統設備の違いや PCV の状況の違いが事象進展シナリオに及ぼす影響は、表 2 で例示したように、HAZOP のパラメータを適切に選ぶことによって分析できる。また、多重性や機器の性能等の違いが機能喪失頻度に及ぼす影響は FT によって表すことができる。

(工法の違い)

- ・ 冠水工法と気中工法では、実現性の他にリスクの観点からも、保有水量による耐震性への影響、燃料デブリや構造物の切削粉の気相部や液相部への移行割合等の相違が考えられる。これらの相違は各々、支持構造物のフラジリティや浮遊性の高い放射性物質の MAR によって表すことができる。
- ・ 燃料デブリへのアクセス方法の違いにより、取り出し装置等の重量や設置高さが異なり、その影響は支持構造物の耐震性によって表すことができる。また、重量物又は燃料デブリや構造物の切削片が落下したときの燃料デブリの粉体化等への影響が異なり、その違いは DR、ARF 及び RF によって表すことができる。

- ・ 燃料デブリの切削方法や切削デブリの集塵方法の違いによって、水中に浮遊する燃料デブリ切削粉及び気相に舞上る燃料デブリ切削粉の発生量が異なることが想定される。この違いは MAR によって評価することができる。また、構造物を切断する工法の違いにより、構造物に付着した放射性物質の飛散率が異なることが想定される。この違いは DR、ARF 及び RF によって表すことができる。
- ・ 工法の違いがリスクに及ぼす影響は、個々の機器の性能にも左右され、機器の機能喪失頻度の違いは FT によって表すことができる。

(作業の違い)

- ・ 廃炉作業を実施する場合、燃料デブリ切削装置の故障や当該作業に伴う人的過誤の発生を起点とした事象進展シナリオが想定される。このようなシナリオは、HAZOP による分析において、表 2 で例示したように系統設備や作業に伴うパラメータを適切に選ぶことによって抽出できる。
- ・ これらの事象の発生頻度は、設備の故障率や作業に伴う人的過誤率の違いを通じて FT によって表すことができる。
- ・ 様々な作業間の違いについても同様に、HAZOP によるシナリオ分析及び FT による人的過誤率の設定により、その違いをリスクに反映することができる。

以上のとおり、3 章の分析手法は、2.5 節のリスク分析手法への要求事項を満たす能力を有していると考えられる。ただし、実際に定量化するためには、プラント状況、工法及び作業の違いを、事象進展シナリオ、頻度（フラジリティ、故障率又は人的過誤率等）又は影響（五因子法の各パラメータ）に定量的に反映させる必要がある。

4.3 今後の課題

(1) 現状のリスク評価の実施

リスク分析手法を開発する上では、以下の観点から、現状のリスク評価は個別の廃炉作業におけるリスク評価の基礎になるものと考えられるため、その評価を優先的に実施すべきである。

- ・ 「現状のリスクと作業時のリスクの比較」は、廃炉リスク評価の主たる目的の一つであり、その際には、ベースラインとして現状のリスクの評価結果が必要となる。
- ・ 現状のリスク評価を実施することにより、個別作業のリスクを評価する際に、現状に関するモデル/データ/結果をベースとして使用でき、前節でみたようなベースとの条件の違いに注目することで作業が効率化できる。また、個別作業のリスク評価を順次行っていく過程で、ベースモデルの見落としの気づきやデータの改良があった場合に、それを反映してベースを更新することにより、継続的にリスク評価の品質を高めていくことができる。逆に言えば、現状のリスク評価なしに個別作業のリスク評価を進めると、それらのモデルの一貫性や妥当性をチェックする有力

な手段を一つ失う危険がある。

- ・ 日本原子力学会が発行している原子力発電所のレベル1 PRA 実施基準¹²では、適切な品質保証活動を行うことを一つの要件としており、そのための要領の一部として、文書及び記録等に関する管理体制や管理方法を明確にすることを求めている。これらは、リスク評価を廃炉が完了するまで継続的に利用していく上で必須のことである。米国機械学会及び米国原子力学会が発行している原子力発電所の PRA に関する標準¹³でも、同様の事項を PRA の構成管理(Configuration Control)として要求している。現状のリスクに関する評価の情報は、そのようにして維持管理すべき情報の中心となると考えられる。

(2) 廃炉作業に対するリスク評価

本検討では、リスク指標として廃炉作業者の被ばくを対象としていない。ただし、廃炉作業を進めていく上では、「公衆及び環境に対するリスク」及び「廃炉作業に対するリスク」の両者を踏まえた意思決定が必要になると考えられる。例えば、原子炉建屋の二次閉じ込め境界を強化する手段は、公衆・環境のリスクを低減する対策になる一方、そのための工事の実施は、廃炉作業者のリスクを増加させる要因にもなり得る。両者のリスクを組み合わせたリスク情報を用いた意思決定については今後の重要な課題である。

本検討のリスク評価手法は、廃炉作業に対するリスク評価においても、基本的には活用できるものと考えられるが、現時点で考えられる課題や必要情報について以下に示す。

- ・ 廃炉作業時の環境を踏まえたリスク評価の実施
廃炉作業を実施する作業エリア、汚染状況、作業内容・手順、作業時間及び被ばく防護対策等を踏まえたリスク評価が求められる。事故時に想定される作業エリアへの放射性物質の移行量、汚染状況の変化、また、作業者の退避時における被ばく影響を考慮する必要がある。
- ・ 被ばく経路
本検討では、五因子法の評価により内部被ばくに特化した影響分析を検討したが、作業員被ばくの観点では、マスク等の防護対策の効果や外部被ばくの影響を踏まえて評価する必要がある。

なお、工事の実施に伴う廃炉作業者の通常被ばくの増加についても、上記のリスクの組み合わせに加えて、廃炉作業の意思決定において重要である。

(3) 経年劣化に対する評価

福島第一原子力発電所における廃炉作業は、極めて長期間の工程が考えられる。そのた

¹² AESJ-SC-P008 : 2013 日本原子力学会標準「原子力発電所の出力運転状態を対象とした確率論的リスク評価に関する実施基準（レベル1PRA 編）：2013」（2014 年）

¹³ ASME/ANS “Standard for Level 1/Large Early Release Frequency Probabilistic Risk Assessment for Nuclear Power Plant Applications” Addenda to ASME/ANS RA-S-2008 (2013)

め、長期的なリスク評価の実施にあたっては、コンクリートや燃料デブリ等の経年劣化を考慮する必要がある。これらは、構造物のフラジリティや燃料デブリの性状変化を通じてリスクに反映することができる。リスク評価の結果、リスクに対する影響が大きい場合には、設備上の設計対応が必要となる。

しかしながら、長期的なコンクリートの劣化や燃料デブリの性状変化がどのような変化であるのか、またどのような速度で進展するのかについて十分に解明されておらず、これらに対する検討が必要であり、その結果を踏まえたリスク分析を実施する必要がある。

(4) 燃料デブリ等リスク源の状態

燃料デブリや放射性物質等のリスク源の分布や性状は、五因子法の MAR に関わる情報であり、リスク評価を実施する上でベースとなる重要な情報である。現状では、これらについて得られている情報は限られているため、様々な仮定の下にリスク評価を実施することになる。今後、内部調査や分析結果等を踏まえて情報を入手し、リスク評価に反映していくことが重要である。また、不明確な情報の中でリスク分析を進めるための手法や新知見の反映方法も検討課題である。

一方、分布や性状に関する感度解析によって、不確かな情報のうちリスクへの影響が大きい情報を特定することが可能である。このような知見は、今後の内部調査や分析を計画する上で有益な情報を提供するものと考えられる。このようなリスク情報の活用は、特に不確かさの著しい状況において、有効な手段であると考えられる。

5. おわりに

本分科会では、福島第一原子力発電所の廃炉における重要なリスク源である燃料デブリ及びその取り出しについて、リスクの定量的な分析手法の検討を行った。今後は、本分科会で検討した分析手法を活用しつつ福島第一原子力発電所の定量的リスク評価を実施し、安全かつ速やかな廃炉に資するためのリスク情報を提供していくことが望まれる。

なお、福島第一原子力発電所では、内部調査が始まり燃料デブリに関する重要な情報が得られ始めたところである。このような現状では、本検討のリスク分析手法で得られたリスク情報の活用には十分注意が必要であるが、リスクの相対値を用いた比較検討により、燃料デブリの取り出しによるリスク低減効果や一時的なリスク増加の程度等、廃炉作業に関わる意思決定にとって有益なリスク情報を提供することは可能であると考えられる。

今後、内部調査やサンプリング・小規模取り出し等が実施され情報が蓄積すると、これらを反映することによって、廃炉作業に係わる意思決定に対してより有益なリスク情報を提供することができる。また、リスク評価を通じて、より確実な意思決定のために必要とされる原子炉内部の状況など、今後収集が望まれる情報を示唆することも可能であると考えられる。



燃料取り出し開始までを対象とした 原子炉建屋の耐震性について

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会
建屋の構造性能検討分科会
中間報告書 第一報

—抜粋—

2019 年 3 月

一般社団法人 日本原子力学会
福島第一原子力発電所廃炉検討委員会

目 次

1. はじめに		
1.1	建屋の構造性能検討分科会について	1
1.2	報告書の位置づけ	2
2. 基本事項		
2.1	福島第一原子力発電所の廃炉の現状とリスク	3
2.2	検討対象	7
2.2.1	対象施設における対象期間ごとの要求性能	7
2.2.2	検討範囲	8
2.3	考慮する地震動	9
3. 原子炉建屋の耐震性評価		
3.1	福島第一原子力発電所の耐震設計の経緯	23
3.2	原子炉建屋の耐震性評価方針	25
3.3	地震応答解析手法の検討	
3.3.1	標準的な地震応答解析手法	27
3.3.2	地震応答解析手法の検討事例	28
3.3.3	損傷部位の評価	36
3.3.4	地震応答解析手法の妥当性確認について	39
3.4	耐震性評価の目安値の検討	40
3.5	基準地震動 S_s に対する対象施設の評価	
3.5.1	検討対象の地震動	54
3.5.2	建屋～地盤系の地震応答解析モデル	56
3.5.3	地震応答解析結果	62
3.5.4	耐震性評価	67
3.6	検討用地震動に対する対象施設の評価	
3.6.1	検討対象の地震動	68
3.6.2	検討対象施設の概要	70
3.6.3	地震応答解析の条件設定	71
3.6.4	建屋～地盤系の地震応答解析モデル	72
3.6.5	地震応答解析結果	79
3.6.6	地震応答解析結果に基づく耐震性の評価	83
3.6.7	誘発上下動を考慮した解析	85
3.6.8	耐震性評価	89
3.7	対象施設の耐震性について	90
4. 建屋の構造性能に関する今後の課題について		91
5. おわりに		92

1. はじめに

1.1 建屋の構造性能検討分科会について

一般社団法人 日本原子力学会・福島第一原子力発電所廃炉検討委員会規定では、
〔（任務）第2条 委員会は、東京電力福島第一原子力発電所の廃炉にむけての政府および事業者の活動が安全かつ円滑に進められ、地元の復興にむすびつくよう、課題の抽出と対応策の検討など専門性を生かした活動をおこなう。併せて、学会内における関連する活動状況の集約・共有化を図ることを任務とする。

また、「東京電力福島第一原子力発電所事故に関する調査委員会」（学会事故調）の提言について取組状況を調査・検討し、理事会や部会等に検討を依頼するなど必要に応じて関係機関への働きかけをおこなう。〕

〔（組織）5条 委員会の円滑な運営を図るため、委員会の下に分科会を置くことができる。 2 分科会等のメンバーは委員会で決定し、委員長が委嘱する。〕
となっている。

建屋の構造性能検討分科会は、この委員会規定の考え方にもとづいて設置された。分科会の目的は、名称通り福島第一原子力発電所建屋の長期間にわたる構造性能を検討することにある。

平成27年（2015）5月に第一回分科会が開かれて、以降、3か月に1回の割合で開催されている。

1.2 報告書の位置づけ

分科会活動の一環として、3～4年ごとに中間報告書を作成し、活動内容を委員会、学会、社会に見ていただき意見を聞くのが適切であるというのが分科会の考えである。この2018年度の中間報告書はその第一報である。

分科会が終了するときには、最終報告書を作成する。

報告書は学会のホームページ上で公開する。

中間報告書第一報では、代表建屋として3号機原子炉建屋を、期間は使用済み燃料の取り出し開始までを対象とし、耐震性を検討した。

2. 基本事項

2.1 福島第一原子力発電所の廃炉の現状とリスク

事故を受けた福島第一原子力発電所の廃止措置は、政府の「中長期ロードマップ」に基づき進められている。この中長期ロードマップは、当初、2011年5月に「東京電力福島第一原子力発電所事故の収束・検証に関する当面の取組のロードマップ」として取りまとめられ、2011年12月21日に「中長期ロードマップ」となっており、計4回（2012年7月30日、2013年6月27日、2015年6月12日、2017年9月26日）改訂されている。この中長期ロードマップ¹⁾は、福島第一原子力発電所の廃止措置プロジェクトの目標、方針及び計画等の重要要素を示したものである。

2015年6月12日の改訂版では、一時的にリスクの多少の増加があったとしても、長期的にリスクが下がることを目指した優先順位を付ける対応が行われることを重視している。また、30～40年後の廃止措置終了を目指し、2017年度内の3号機の燃料取り出し開始、2021年内の初号機の燃料デブリ取り出し開始など、目標工程が明記されていた（表2.1-1）。2017年9月26日に改訂された新たな目標工程では、廃炉・汚染水対策のこれまでの進捗、明らかになった現場の状況、燃料取り出し工法の実現性評価の結果等を踏まえ、表2.1-2のように変更された。図2.1-1には、本報告書で対象とする3号機のプール内燃料取り出しカバールの据付ステップを示す。

表2.1-1 福島第一原子力発電所の廃炉対策の進捗と今後の見通し（2015年当時）²⁾

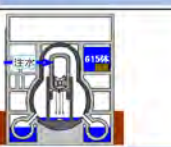
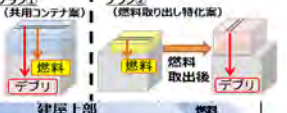
対策	2015年度	2016	2017	2018	2019	2020	2021	2022
燃料取り出し	 ダストの飛散防止対策を実施後、建屋カバー撤去開始 【2015.10.5時点で屋根パネルは全て撤去】 建屋カバー撤去→ガレキ撤去・除染等→燃料取り出しカバール設置等	建屋カバー撤去完了 【2016年度内】	<取り出し開始時（2020年度）のイメージ>  燃料取り出し					
	 取り出しプラン決定後先立ち、2号機建屋上部の解体廃棄の決定 【2015.11.26】 オペレーティングフロアへのアクセスのための構造物の設置 【2015年度内工事開始】 準備工事	オペレーティングフロアへのアクセスのための構造物の設置 【2015年度内工事開始】	<取り出しプラン（2017年度決定）のイメージ>  燃料取り出し					
	 （参考）事故当初のオペレーティングフロア 使用済燃料プール内の最大のガレキ（約20t）を撤去完了【2015.8】 （参考）現在のオペレーティングフロア 取出装置の設置開始 【2016年度】 ガレキ撤去・除染等→燃料取り出しカバール設置等	取出装置の設置開始 【2016年度】	<取り出し開始時（2017年度）のイメージ>  燃料取り出し					
デブリ取り出し	（1号機）「ヘビ型」ロボット内部調査 【2015.4】※より詳細な調査を2016年度中に実施予定 （3号機）ロボット内部調査に向けた事前調査を実施【2015.10】 （2号機）「サリリ型」ロボット内部調査 【022の除染作業完了後、早期に実施予定】 （格納容器の目視調査） 原子炉格納容器内の状況把握／燃料デブリ取り出し工法の検討（研究開発）	（格納容器の目視調査）	※国内外の取組を結集しつつ、研究開発を進めていく。 （格納容器の目視調査）					

表 2.1-2 福島第一原子力発電所燃料取り出しまでの見通し（2017 年現在）¹⁾

年度	2017	2018	2019	2020	2021	2022	2023	2024	2025
1号機	ガレキ撤去等 建屋カバー解体等					カバー設置等	燃料取り出し		
2号機	準備工事	建屋上部解体等 オペレーティングフロア内調査等				プラン① コンテナ設置等	燃料取り出し		
					プラン② カバー設置等	燃料取り出し			
周辺環境	準備工事	1・2号機排気筒上部解体 海洋汚染防止対策等							
3号機	カバー設置等		燃料取り出し						

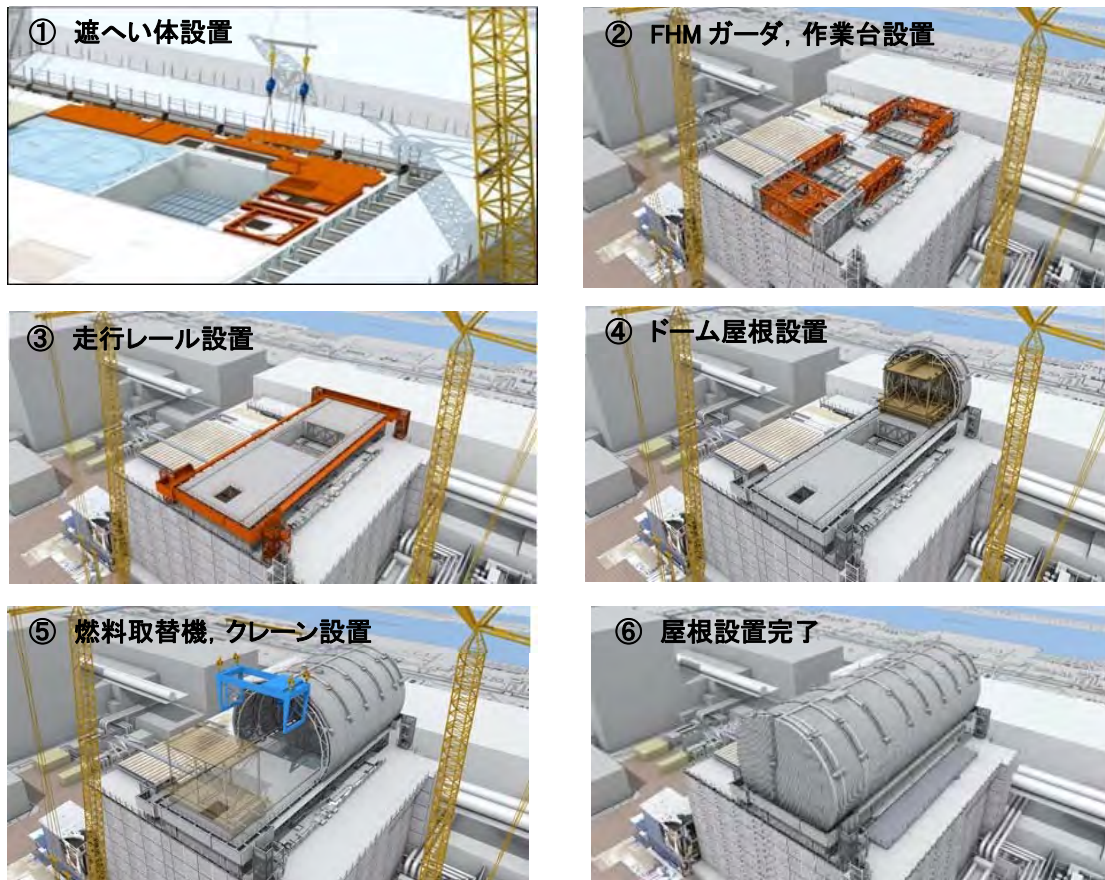


図 2.1-1 福島第一原子力発電所 3 号機のプール内燃料取り出しカバーの据付ステップ³⁾

一方、技術戦略プラン⁴⁾は、目標の実現に向けた取り組みおよび計画の考え方、優先順位等をまとめたものである。廃炉の基本方針は、事故により発生した通常の原子力発電所とは異なる放射性物質によるリスクを、継続的、かつ、速やかに下げることであり、そのための5つの基本的考え方（安全：放射性物質に起因するリスクの低減及び労働安全の確保、確実：信頼性が高く、柔軟性のある技術、合理的：リソース（ヒト、モノ、カネ、スペース等）の有効活用、迅速：時間軸の意識、現場指向：徹底した三現（現場、現物、現実）主義が示されている。

表 2.1-3 に福島第一原子力発電所における主なリスク源となる人や環境に影響を与える要因となる放射性物質を含む物質とそれらの物質が存在する場所を示す。なお、表の記載以外に長期的にリスク低減措置を検討する必要があるリスク源として、汚染土壌、港湾堆積物等の存在が挙げられている。

表 2.1-3 福島第一原子力発電所の主なリスク源となる物質⁴⁾

燃料デブリ			1～3号機のRPV／PCV内の燃料デブリ。
プール内燃料			1～3号機の使用済燃料プール内に保管されている燃料集合体。
共用プール内燃料			共用プール内に保管されている燃料集合体。
乾式キャスク内燃料			乾式キャスク内に保管されている燃料集合体。
建屋内滞留水			1～4号機建屋、プロセス主建屋、高温焼却炉建屋内に滞留する汚染水。
濃縮廃液等			タンク内に保管されている濃縮廃液等。多核種除去設備以外で処理をしたストロンチウム処理水を含む。
固体廃棄物	水処理二次廃棄物	吸着塔類	セシウム吸着装置、第二セシウム吸着装置等で用いた使用済吸着材。
		廃スラッジ	除染装置の運転に伴って発生した凝集沈殿物。
		HICスラリー	多核種除去設備及び増設多核種除去設備で発生した、高性能容器（HIC）に保管されているスラリー。
	ガレキ等	ガレキ類（貯蔵庫内）	固体廃棄物貯蔵庫内に収納されている高線量（30mSv/h～）のガレキ類。
		ガレキ等（屋外）	覆土式一時保管施設、仮設保管設備、容器収納、一時保管槽、シート養生、屋外集積にて保管されているガレキ類や伐採木等。
建屋内汚染構造物等			原子炉建屋、PCV又はRPV内で、事故により飛散した放射性物質により汚染された構造物、配管、機器等、及び、事故以前の運転時の放射化物。

リスクとは、影響度と起こりやすさ（発生頻度）の組合せで定義されることが一般的である。この定義に基づき、表 2.1-3 に示される物質のリスクについて、放射性物質による「影響度」（潜在的影響度）と「起こりやすさ」（管理重要度）の2つの軸で表す図として、表現した結果を図 2.1-2 に示す。ここで、潜在的影響度とは放射性物質の量に、拡散のしやすさや人や環境への取り込まれやすさを考慮して評価した影響の大きさであり、管理重要度は、多重性や閉じ込め昨日の信頼性の程度として評価されている。また、円の大きさは評価結果の不確かさの大きさを示している。結果として、相対的にリスクが高く、かつ優先順位が高く、可及的速やかに対処すべきものとして、プール内燃料と建屋内滞留水に関するリスクが

挙げられた。建屋内滞留水、プール内燃料とも建屋の耐震性が関係する項目である。それ以外にも、燃料デブリ、濃縮廃液等、廃スラッジ、HIC スラリー(高性能容器内に沈殿する泥しょう)、屋外のガレキ等、建屋内汚染構造物などが主要なリスク源として挙げられている。

リスクの特徴に応じ、最適なタイミングと方法の選択・実施、作業の柔軟な見直し、進め方の十分な説明を行い、「全体としてのリスクの最小化」を図った上で、安全に作業を進め、結果として早期の作業完了につなげていくことで、「可能な限り速やかな廃炉」を実現していくことが必要であると考えられる。

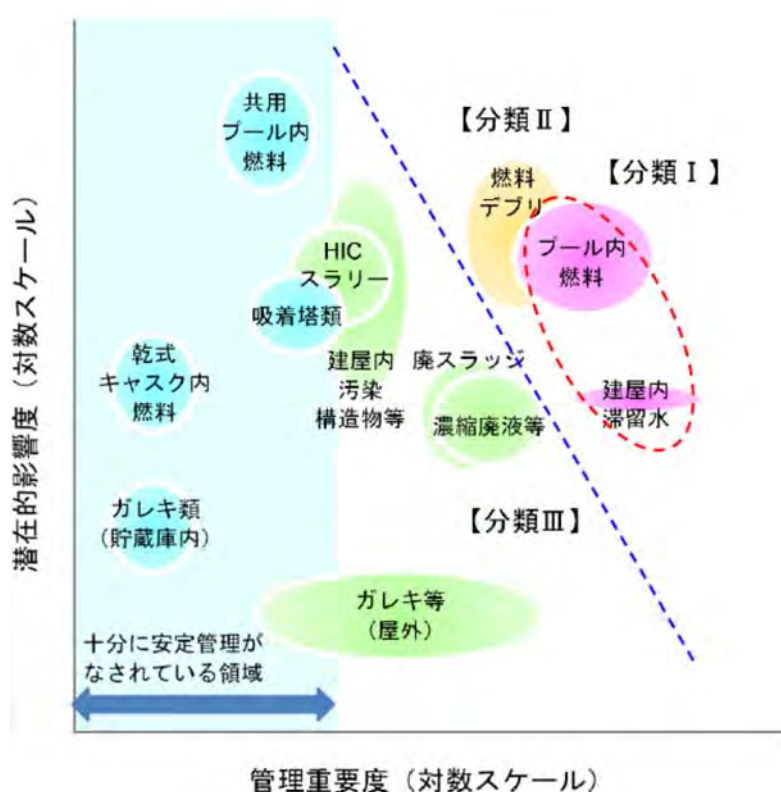


図 2.1-2 福島第一原子力発電所のリスク要因と管理重要度の評価結果（2017 年現在）⁴⁾

2.1 の参考文献

- 1) 廃炉・汚染水対策関係閣僚等会議：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止措置等に向けた中長期ロードマップ，2017.
- 2) 近藤裕之：福島第一原子力発電所の廃炉におけるリスク要因と対応策，日本原子力学会 2016 年春の年会 原子力安全部会セッション 「福島第一原子力発電所における今後のリスク要因とその防護策」，2016.
- 3) 廃炉・汚染水対策チーム会合／事務局会議（第 52 回）：「3 号機原子炉建屋燃料取り出し用カバー等設置工事の進捗状況について」東京電力ホールディングス(株)，2018.
- 4) 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.

2.2 検討対象

2.2.1 対象施設における対象期間ごとの要求性能

2.1 では、汚染水（建屋内滞留水）、プール内燃料（使用済み燃料）の2つに加えて燃料デブリの計3項目を、現在の福島第一原子力発電所における主要なリスク要因として挙げた。プラントに求められる基本的な安全機能としては、これらのリスク要因に対して、その重要度に応じた信頼性のレベルで、放射性物質を冷やし、閉じ込めることである。また、プラントがこれらの安全機能を満たすためには、建屋は、放射性物質を含む物質を閉じ込める機能を有するとともに、構造体としての機能は保持していることが要求される。

以上を踏まえ、福島第一原子力発電所の廃炉工程の各区分に対して、閉じ込めが必要な放射性物質、プラントの基本的な安全機能、建屋に対する要求性能、留意事項等をまとめたものを表 2.2.1-1 に示す。

表 2.2.1-1 廃炉の各段階における要求性能

工程	事故前	事故収束前	第一期	第二期	第三期
		冷温停止状態の達成まで	プール内燃料取出開始まで	プール内燃料取出開始から燃料デブリ取出し開始まで	燃料デブリ取出し開始から解体、廃止措置終了まで
閉じ込めが必要な放射性物質 ^{注1}	炉内の燃料汚染水 使用済み燃料	燃料デブリ 汚染水（建屋内滞留水） 使用済み燃料			燃料デブリ 汚染水（建屋内滞留水）
プラントに求められる基本的な安全機能 ^{注2}	止める 冷やす 閉じ込める	冷やす	冷やす ^{注3} 閉じ込める		
建屋に対する要求機能	遮へい性 気密性 水密性 構造安全性	構造安全性	放射性物質を含む物質の閉じ込め 構造安全性		
留意事項		建屋の損傷 屋根崩落等の影響 事故時の熱履歴	加えて 上部カバー重量、反力の影響	加えて デブリ取出に伴う設備等の影響 高経年化対策	加えて 解体進展に応じた状態変化 高経年化対策

注1：瓦礫等については別途対処することとし、閉じ込めが必要な放射性物質として表に含めることはしていない。

注2：プラントに求められる基本的な安全機能は、閉じ込めが必要な放射性物質に関するリスクの大きさに応じて異なる。

注3：廃止措置の進捗に伴う放射性物質やデブリ燃料取出に向けた対策等により、安全確保に係る設備に求められる機能は変化（要求機能の消滅及び低減）するため、必要に応じて安全対策を実施する。

2.2.2 検討範囲

本分科会では、決定論的に評価する地震動に対する原子炉建屋、原子炉压力容器本体基礎等の耐震性という観点から表 2.2.1-1 で示した要求性能がどの程度満たされているかを検討することとしている。これらのうち、本中間報告書での検討範囲は次のとおりである。

(1) 検討対象とする期間

本中間報告書では、廃炉までの期間のうち、プール内燃料取出し架構設置前までの期間（第一期前半）を対象とした検討を実施した。

(2) 検討対象施設

検討対象建屋は、1～3 号機の原子炉建屋とする。1～3 号機の原子炉建屋のうち、水素爆発等の影響による損傷が大きいことおよび 1～3 号機原子炉建屋の構造が同等であることを考慮し、3 号機原子炉建屋を代表として検討対象施設に選定した。

(3) 検討対象事象

福島第一原子力発電所の廃炉工程の各段階における要求性能は表 2.2.1-1 に示すとおりである。これらのうちプール内燃料取出し架構設置前までの期間（第一期前半）を対象に、3 号機原子炉建屋の耐震性評価における検討対象事象について絞り込みを行った。

2.1 では、相対的にリスクが高くかつ優先順位が高く、可及的速やかに対処すべきものとして、汚染水およびプール内燃料をリスク要因として挙げた。また、直ちにリスクとして発現するとは考えにくい、安全・確実・慎重に対処すべきものとして燃料デブリをその要因として挙げた。

これらに対応する原子炉建屋の耐震性評価の検討対象事象としては、使用済燃料プール損傷による使用済燃料の冷却中断、生体遮へい壁損傷による燃料デブリの遮へい・閉じ込め性能の喪失及び地下外壁損傷による地下滞留水の漏えいの 3 項目があげられる。

以上を踏まえ、本検討では、原子炉建屋の耐震性評価として、使用済燃料プールの耐震性、生体遮へい壁の耐震性、地下外壁の耐震性に対する検討を実施する。これらの耐震性に関し、考慮する地震動、地震応答解析手法、解析結果等について、東京電力の公表資料、技術指針及び規程、既往の知見から総合的に評価する。

	観測記録の最大加速度値 (Gal)			基準地震動 S_s に対する 最大応答加速度値(Gal)		
	NS方向	EW方向	UD方向	NS方向	EW方向	UD方向
1号機	460	447	258	487	489	412
2号機	348	550	302	441	438	420
3号機	322	507	231	449	441	429
4号機	281	319	200	447	445	422
5号機	311	548	256	452	452	427
6号機	298	444	244	445	448	415

※ 550 で示した最大加速度値については S_s の応答を超過、その他については S_s の応答を下回っている。

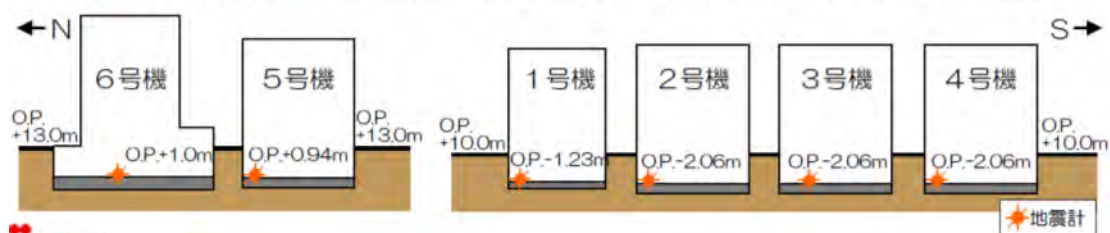


図 2.3-9 平成 23 年東北地方太平洋沖地震の加速度応答最大値⁴⁾
(原子炉建屋基礎スラブ上端, 基準地震動 S_s との比較)

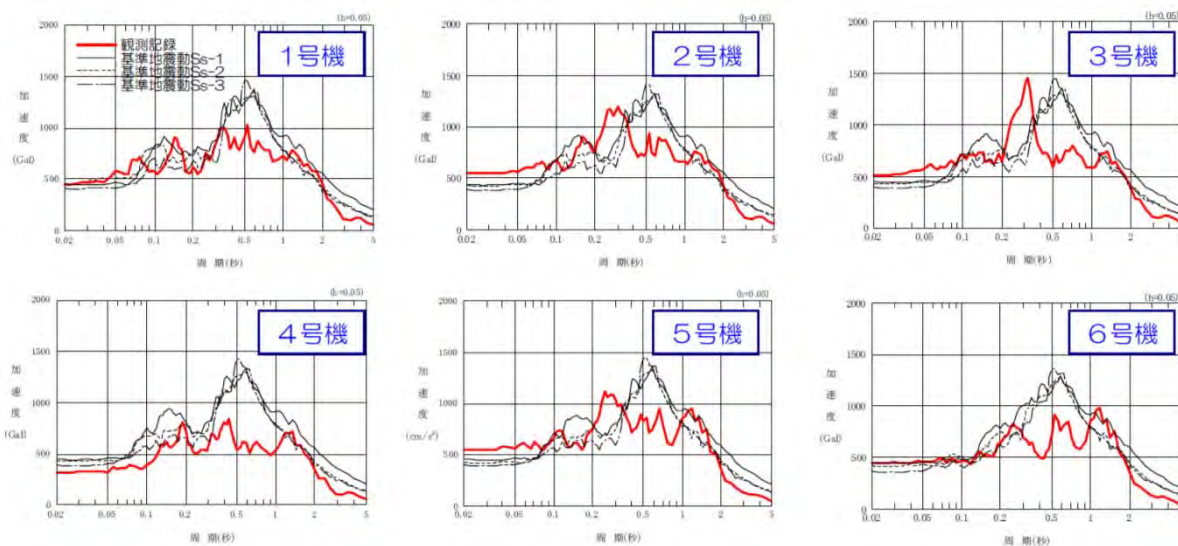


図 2.3-10 平成 23 年東北地方太平洋沖地震の加速度応答スペクトル⁴⁾
(原子炉建屋基礎スラブ上端, 基準地震動 S_s との比較, EW 方向)

3.2 評価方針

検討対象建屋については、水素爆発等の影響による損傷が大きいことや1～3号機原子炉建屋の構造が同等であることを考慮し、3号機原子炉建屋を代表号機として選定する。

評価方針は次のとおりである。

- ・耐震性評価の対象とする地震動は、「2.3 考慮する地震動」で示された基準地震動 S_s および検討用地震動とする。

- ・鉄筋コンクリート造の耐震壁の終局限界に対しては、水平方向の地震力が支配的であり、鉛直方向の地震力の影響は少ないことから、耐震性の評価は水平方向の地震動に対して実施する。

- ・3号機原子炉建屋は、水素爆発等により建屋の一部が損傷していることを踏まえ、損傷状況を写真より推定し地震応答解析モデルに反映する。（「3.3.3 損傷状況の評価」参照）

- ・原子力発電所の地震応答解析手法は、原子力発電所耐震設計技術規定 JEAC4601-2015 に示される内容を踏まえ、地盤との相互作用を考慮し、曲げおよびせん断剛性を考慮した質点系モデルとする。さらに具体的な定数等は対象施設の過去の地震によるシミュレーション解析結果を踏まえて設定する。（「3.3.4 地震応答解析手法の妥当性確認について」参照）

- ・耐震性評価の目安値は、原子炉建屋はせん断が卓越する形状であることを踏まえ、復元力特性のせん断応力度～せん断ひずみ関係におけるせん断ひずみで評価することとする。具体的な目安値は原子炉建屋耐震壁を対象とした復元力特性の実験データ等の既往文献を参考に設定する。（「3.4 耐震性評価の目安値の検討」参照）

- ・基準地震動 S_s に対する耐震検討に関して東京電力は、「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67条第1項の規定に基づく報告の徴収について」（平成23年4月13日）に基づき、平成23年7月に「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強に関する検討（その2）」¹⁾として、本報告書で検討の対象としている3号機の基準地震動 S_s に対する耐震性について報告している。本報告書ではここで示された地震応答解析結果を参考に耐震性を評価するものとする。なお、東京電力は上記報告において、地震応答解析に加え2階以上の使用済燃料プールを含む部分を対象に、3次元FEMの静的弾塑性解析による局部評価を実施している。

- ・検討用地震動に対する耐震検討に関して東京電力は、検討用地震動を機動的対応（消防車等の可搬設備による注水等）の信頼性向上に用いることを前提に、平成28年8月に「福島第一原子力発電所検討用地震動に対する建屋検討結果」²⁾において、本報告書で検討の対

象としている3号機の検討用地震動に対する耐震性について報告している。本報告書ではここで示された地震応答解析結果を参考に耐震性を評価するものとする。

なお、本報告書での使用燃料取り出し架構設置前の原子炉建屋の状態を想定して耐震検討を実施することとしている。上記の東京電力の地震応答解析結果のうち、基準地震動に対する耐震検討においては、水素爆発後の建屋の重量を想定し5階以上の建屋重量を瓦礫重量とみなして5階位置に付加しており、本報告書の想定している状態に整合している。一方、検討用地震動に対する耐震検討においては、瓦礫を撤去して遮へい体や燃料取り出し架構を設置した、燃料取り出し直前の状態を想定している。しかし、撤去した瓦礫の重量より遮へい体と燃料取り出し架構の重量の和の方が重く、水素爆発直後の建屋重量の想定より保守的になると考えられるので、この資料に示された解析結果をそのまま用いて評価することとした。

3.2 の参考文献

- 1) 東京電力株式会社：「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強に関する検討（その2）」平成23年7月。

http://www.tepco.co.jp/cc/press/betull_j/images/110713q.pdf

- 2) 東京電力株式会社：「福島第一原子力発電所検討用地震動に対する建屋検討結果」平成28年8月。

<https://www.nsr.go.jp/data/000162377.pdf>

3.3.3 損傷部位の評価

3号機原子炉建屋は、水素爆発等により建屋の一部が損傷している。損傷部位は写真を基に推定し、地震応答解析モデルに反映することとしている³⁾。

各部位の損傷部位評価の考え方は、下記の通りである。

(1) 外壁および屋根トラス

原子炉建屋の外観写真から損傷状況を確認できる外壁および屋根トラスについては、損傷部位として評価した。また、一部剥落が確認された外壁についても損傷として評価した。

(2) 使用済燃料プール

損傷が確認されている外壁の厚さは最大で 600mm である。使用済燃料プールの壁および床の厚さは 1400～1850mm であること、また、使用済燃料プールは循環冷却システムが完成しており、満水状態が維持されていることから、損傷は無いと評価した。

(3) 機器仮置プール

外観写真より、一部剥落が確認された外壁部分を除き、機器仮置プールの壁に損傷は確認されていない。また、損傷が確認されている外壁の厚さは最大で 600mm であり、機器仮置プールの壁および床の厚さは 900mm であることから、損傷は無いと評価した。

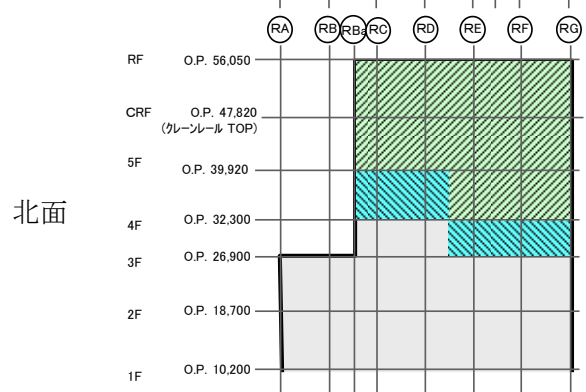
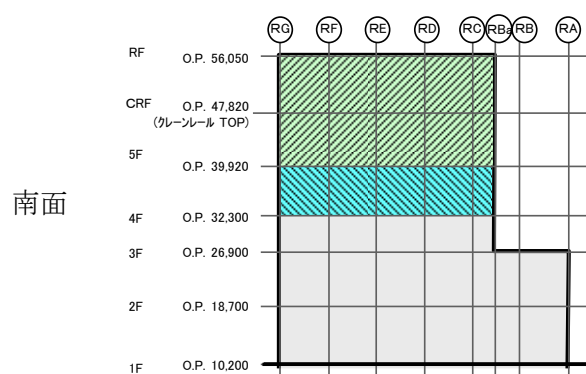
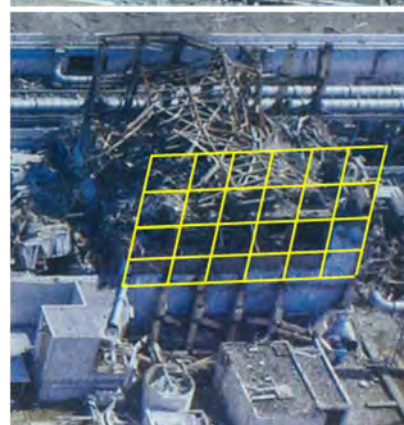
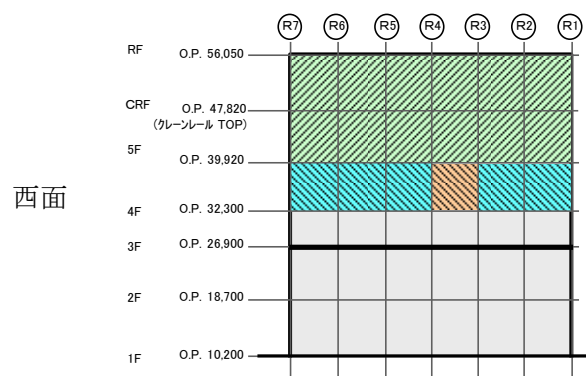
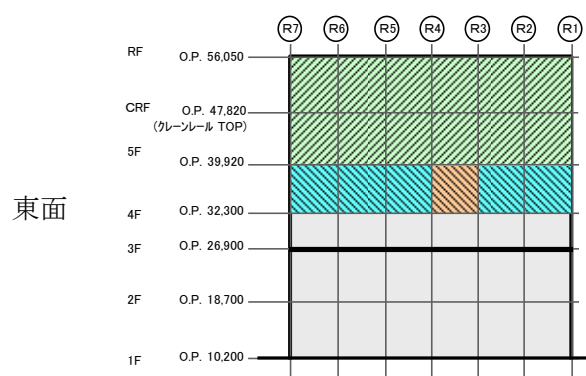
(4) 生体遮へい壁（シェル壁）

損傷が確認されている外壁の厚さは最大で 600mm である。建屋 3 階の生体遮へい壁の厚さは 1850mm であることから、損傷は無いと評価した。

(5) 床スラブ

3号機は建屋内の調査結果が得られていないことから、外観写真および外壁の損傷状況から床スラブの損傷状況を推定した。1～3 階は、外壁が一部剥落していることを除き、外観に損傷が確認されていないことから、損傷は無いと評価した。また、4 階および 5 階は外壁が損傷しており、損傷した外壁の厚さを下回る床スラブについては、損傷している可能性があるとして評価した。なお、5 階北西側の床スラブは、外観写真より、床スラブを支持する 4 階の外壁および柱に大きな損傷が確認されているため、損傷部位として評価した。

上記を踏まえ、3号機原子炉建屋の損傷状況（立面図）を図 3.3.3-1 に、損傷状況（平面図）を図 3.3.3-2 に示す。



-  : 外壁の損傷箇所
-  : 解析上評価しない外壁
-  : 外面のみ損傷箇所

図 3.3.3-1 3号機 原子炉建屋の損傷状況（立面）

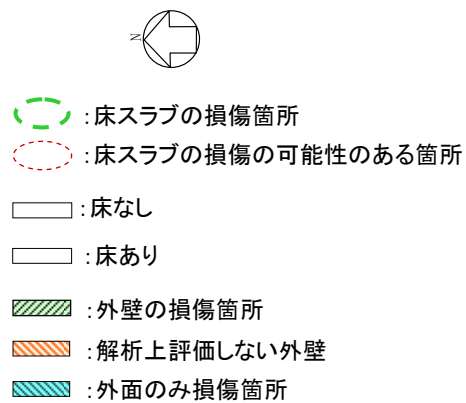
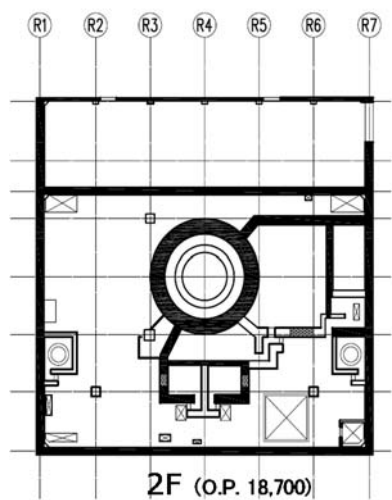
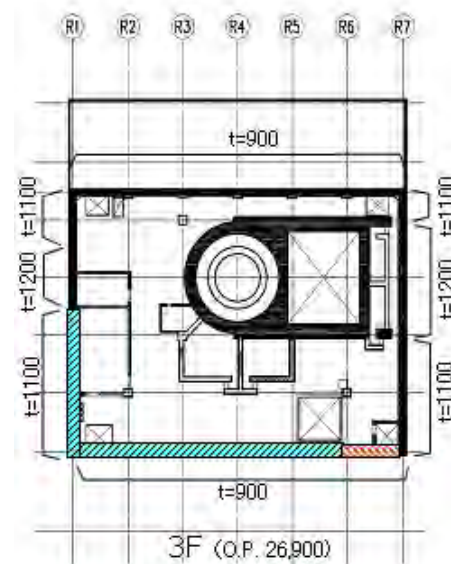
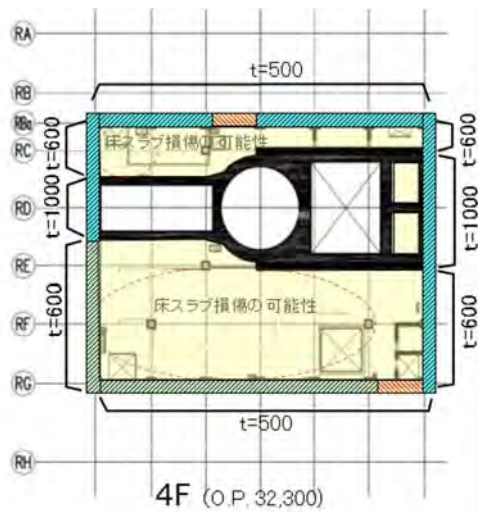
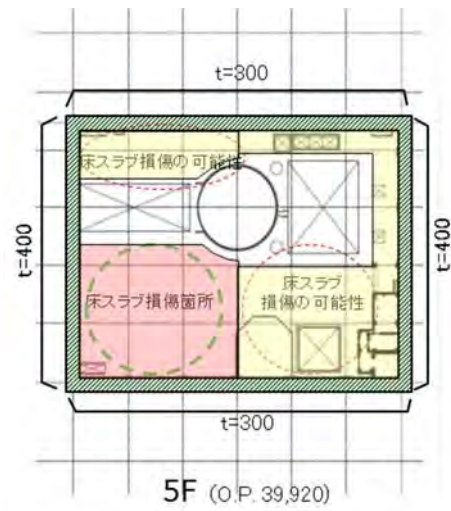
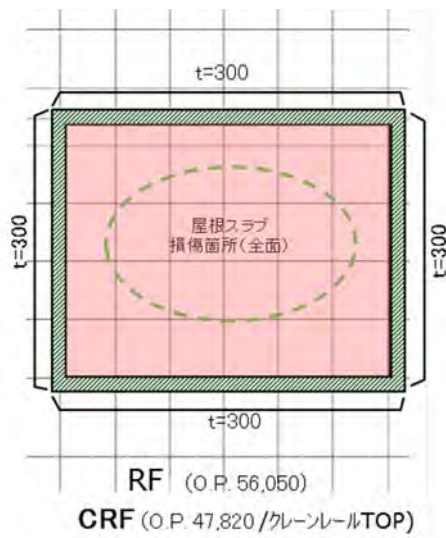


図 3.3.3-2 3号機 原子炉建屋の損傷状況 (平面)

(2) 鉄筋コンクリート耐震壁の終局せん断ひずみの既往文献について

「原子炉建屋鉄筋コンクリート耐震壁の復元力特性評価法」田中宏志ほか、日本建築学会学術講演梗概集（近畿）昭和 62 年 10 月¹⁾において、原子炉建屋耐震壁を対象とした復元力特性の実験データから鉄筋コンクリート耐震壁の復元力特性評価法をまとめている。ここではせん断応力度～せん断ひずみ関係（ $\tau \sim \gamma$ 関係）における終局せん断ひずみについてまとめる。

$\tau \sim \gamma$ 関係の実験値の例を図 3.4-1 に、実験結果の終局せん断ひずみと計算値の比較を図 3.4-2 に、試験体形状別の最大耐力時せん断ひずみの実験結果を表 3.4-1 に示す。

この文献では、終局せん断ひずみを一般の耐震壁のデータ等を参考に $\gamma_3 = 4.0 \times 10^{-3}$ と定めている。その理由については次のように記載している。

- ・実験値の $\tau \sim \gamma$ 関係のスケルトンカーブは、初期の直線部分、その後の上に凸の曲線部分、さらにほぼ最大耐力に達した後のフラットな部分よりなっている。
- ・ボックス型壁および I 型壁ではこのフラットな部分が比較的短く、円筒型等その他の形状ではほぼ最大耐力に達した後のフラットな部分が多い。
- ・「形状による終局せん断ひずみの差はまだ理論的に十分解明されていないこと」および「終局せん断ひずみの実験値にばらつきが大きいこと」を踏まえ、 $\tau \sim \gamma$ 関係のスケルトンカーブの終局せん断ひずみの値を一律 4×10^{-3} とした。

なお、円筒壁等の実験結果のスケルトンカーブでは、設定した終局せん断ひずみ $\gamma_3 = 4.0 \times 10^{-3}$ 付近で最大耐力に達した後にさらにフラットな部分があり、実験結果の終局せん断ひずみは設定した終局せん断ひずみ $\gamma_3 = 4.0 \times 10^{-3}$ より大きくなるが、これについては今後の検討課題である。

また、上記文献の原典である「建物・構築物の復元力特性の評価法に関する調査報告書」（社）日本電気協会 電気技術基準調査委員会 原子力発電特別調査委員会調査報告書 VOL.11 では、次の内容が示されている。

- ・終局せん断ひずみ 4×10^{-3} とボックス型および I 型壁の実験結果とほぼ対応しており、実験結果の平均値から標準偏差を引いた値にほぼ等しくなっている。
- ・円筒壁、八角形型円筒体に対しても実験値の（平均値－標準偏差）の値にほぼ等しい 6×10^{-3} まで終局せん断ひずみを伸ばすことも考えられる。

しかし、これについては現時点では理論的に十分解明されていないので、ここでは一律 4×10^{-3} とした。

以上のように、ここでは、鉄筋コンクリート耐震壁の終局せん断ひずみを一律 4×10^{-3} としており、この値は実験結果の平均値－標準偏差程度の値となっていることが記されている。

3.6.6 地震応答解析結果に基づく耐震性の評価

検討用地震動による地震応答解析結果の耐震壁のせん断ひずみを表 3.6.6-1 に示す。

耐震壁のせん断ひずみは最大でも 0.17×10^{-3} (N S 方向, 検討用地震動①) となっており, 耐震性評価の目安値と考えた 4.0×10^{-3} に対して十分な余裕がある結果となっている。

表 3.6.6-1 耐震壁の最大応答せん断ひずみ一覧¹⁾より抜粋

(単位: $\times 10^{-3}$)

階	O.P.(m)	NS方向		EW方向	
		検討用地震動 ①	検討用地震動 ②	検討用地震動 ①	検討用地震動 ②
4F	39.92 ~ 32.30	0.06	0.03	0.14	0.08
3F	32.32 ~ 26.90	0.12	0.07	0.15	0.08
2F	26.90 ~ 18.70	0.11	0.06	0.13	0.07
1F	18.70 ~ 10.20	0.17	0.09	0.16	0.08
B1F	10.20 ~ 2.06	0.12	0.07	0.12	0.06

検討用地震動による地震応答解析結果に基づく接地率を表 3.6.6-2 に示す。

検討用地震動①に対する E W 方向, 検討用地震動②に対する N S 方向及び E W 方向の最少接地率は基礎浮上り非線形解析の適用限界である 65%以上となっている。しかし, 検討用地震動①に対する N S 方向の最少接地率は 64.7%となり, 基礎浮上り非線形解析の適用限界である 65%を下回っているので, 次の項で誘発上下動を考慮した地震応答解析を実施し応答値の妥当性を確認することとしている。

検討用地震動による地震応答解析結果に基づく接地圧を表 3.6.6-3 に示す。

地盤の支持力試験の最大荷重は $9,806 \text{ kN/m}^2$ (100 kgf/cm^2) であり, 地震時の接地圧は地盤の支持力試験の最大荷重に対して十分な余裕がある結果となっている。

3.6.8 耐震性評価

3号機原子炉建屋を代表号機として、検討用地震動に対する地震応答解析結果より原子炉建屋の耐震性を評価した。

地震応答解析結果の耐震壁（生体遮蔽壁および地下外壁を含む）のせん断ひずみは、最大で 0.17×10^{-3} となっており、耐震性評価の目安値と考えた 4.0×10^{-3} に対して十分な余裕がある結果となっている。

これらより、原子炉建屋は検討用地震動が生じた場合においても大きな損傷はなく、原子炉建屋の構造体としての機能は保持されていると評価することができる。

3.6 の参考文献

1) 東京電力株式会社：「福島第一原子力発電所の原子炉建屋の現状の耐震安全性および補強に関する検討（その2）」、平成23年7月。

3.7 対象施設の耐震性について

3号機原子炉建屋を代表号機として、基準地震動 S_s および検討用地震動に対する地震応答解析より原子炉建屋の耐震性を評価した結果をとりまとめた。

地震応答解析に用いている地震応答解析モデルおよび地震応答解析手法は、JEAC4601-2015に基づいていること、2008年岩手・宮城内陸地震のシミュレーション解析において観測波との整合が確認されている地震応答解析手法やコンクリート等の定数と整合していること、水素爆発による原子炉建屋の損傷が写真等に基づいて反映されていることを確認した。

耐震性は地震応答解析結果の耐震壁のせん断ひずみにより評価することとし、その耐震性評価における許容限界の目安値について検討した。過去の実験データや学協会での議論を参考に、事故後の福島第一原子力発電所の原子炉建屋においては、地震後も形状保持されており波及的影響防止に関わる構造安全性が確保されればよいという前提に基づき、許容限界の目安値を $\gamma = 4 \times 10^{-3}$ とした上で、応答値の余裕とあわせて評価することとした。

基準地震動 S_s に対する原子炉建屋の地震応答解析結果においては、耐震壁（生体遮蔽壁および地下外壁を含む）のせん断ひずみが、最大で 0.14×10^{-3} となっており、耐震性評価の許容限界の目安値と考えた 4.0×10^{-3} に対して十分な余裕がある結果となっている。

また、検討用地震動に対する地震応答解析結果の耐震壁（生体遮蔽壁および地下外壁を含む）のせん断ひずみは、最大で 0.17×10^{-3} となっており、耐震性評価の目安値と考えた 4.0×10^{-3} に対して十分な余裕がある結果となっている。

これらより、原子炉建屋の想定する地震動に対する構造体としての機能は保持されていると評価することができる。

4 建屋の構造性能に関する今後の課題について

本報告書では、福島第一原子力発電所 3 号機を対象に、使用済燃料プールからの燃料取り出し開始までの原子炉建屋の耐震性に関する検討を実施した。1 号機や 2 号機については、本報告書の対象としておらず、同様の検討が必要である。

また、3 号機については、本報告書作成時において、使用済燃料プール内の燃料取り出し用カバー等の設置工事が進められており、2018 年度中頃に燃料取り出しが開始される予定である。本報告書では、使用済燃料プールからの燃料取り出し中およびそれ以降の建屋を含めた鉄筋コンクリート構造物の構造安全性に関する検討は実施しておらず、今後の検討が必要である。

以上に加え、次の 3 つの課題などが挙げられる。

- ・ 溶融燃料により高温となった原子炉压力容器本体基礎（RPV ペデスタル）の耐震性
- ・ 燃料デブリ取り出しの段階での、生体遮へい壁の耐震性能（選択される取り出し工法による追加開口等の影響）
- ・ 海水注入による塩分あるいは飛来塩分の影響を受けた鉄筋コンクリートの経年変化が耐震性へ与える影響

これらの項目について、廃炉完了までの期間が非常に長いことを前提として、その耐震性能が検討される必要がある。しかし、同様な条件下における鉄筋コンクリート構造物の性能に関する知見は限られていることから、どのような形で耐震性能を確認するかが課題である。

なお、運転中の原子力発電所については、決定論的に評価する地震動を超える揺れに対しても、耐震裕度を確保したり、アクシデントマネジメント策を用意したりすることにより、残存するリスクを可能な限り小さくすることが要求される。本報告書の検討結果は、事故を受けた原子炉建屋のフラジリティ評価など、福島第一原子力発電所における地震リスクの評価に資すると考えられる。

日本原子力学会 2019 年秋の大会 企画セッション/委員会セッション
-「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」現地状況及び活動報告-

実施報告

2019.11.25 廃炉委 運営タスク

◇日時・場所：2019.9.13 13:00-14:30 富山大学五福キャンパス C 会場

◇座長：関村 直人（廃炉検討委員会副委員長 東京大学）

◇プログラム

1. 座長挨拶

2. 講演

- | | |
|--------------------------|------------------|
| (1)福島第一原子力発電所廃炉作業の現状 | 東京電力 HD 鬼束 俊一 |
| (2)福島第一原子力発電所の廃炉のための遠隔技術 | 東京大学 浅間 一 |
| (3)英知事業・国際協力の取り組み | JAEA CLADS 岡本 孝司 |
| (4)廃炉検討委員会の取り組み | 廃炉検討委員会委員長 宮野 廣 |

3. 全体討論・まとめ

◇実施結果

会場は満席で立ち見がでる盛況であり、聴講者数は約 200 人。報道関係は 4 社が参加。セッションでは、1F の廃炉作業の現状について紹介して頂き、共有した上で、1F 廃炉の達成に向けた、遠隔技術開発、英知事業・国際協力の取り組み、廃炉委の取り組みについて講演頂いた。技術開発に関するコメント、議論がなされた。各講演の要旨と主な質疑を以下に記す。

1. 座長挨拶（東大 関村先生）

2. 講演

(1) 福島第一原子力発電所廃炉作業の現状（東京電力 HD 鬼束氏）

要旨：1F 廃炉作業の現状として、1F の現状、労働環境改善、汚染水対策、使用済燃料プールからの燃料取り出し、燃料デブリ取り出しに向けた活動を報告

質疑

Q：廃棄物の量の検討はどこまで進んでいるか（宮野先生）

A：デブリは含めていないが、10 年で 80 万 m³ ほど発生する見込み。ただし、焼却などが進み、10 年後で 1/3 に減容し保管管理する。

(2) 福島第一原子力発電所の廃炉のための遠隔技術（東京大学 浅間先生）

要旨：1F 廃炉のための遠隔技術開発状況について報告。遠隔技術のニーズ・ミッションに対して、これまで達成できた事例など紹介。

質疑

Q：人材募集はロボット技術に関する課題を全体的にカバーするものか、それとも事業内容にフォーカスしたものか（関村先生）

A：まずはデブリ取り出しにフォーカスして取り組む

(3) 英知事業・国際協力の取り組み

(JAEA CLADS 岡本センター長)

要旨：JAEA CLADS の英知事業・国際協力への取り組みによる廃炉基盤研究の推進状況を報告。

質疑

Q：英知事業の予算規模はどのくらいか（宮野先生）

A：課題解決型は4千万円／年で1億2千万円となる。基盤研究は3千万円／年である。研究人材は6千万円／年であるが、大学3千万円、JAEA3千万円の内訳で、5年間（4年間？）の予算である。課題解決型に重点的に予算配分されている。

(4) 廃炉検討委員会の取り組み

(廃炉委 宮野委員長)

要旨：廃炉委の取り組みとして、各分科会の活動について報告。新たに強度基準検討分科会を設立。また、事故後10年に向けて、事故調の提言をフォローする分科会を作っていく予定。

3. 全体討論・まとめ

Q：岡本先生は廃棄物の扱いについて「管理」という言葉を使用したけど、どのように定義しているか（関村先生）

A：処分の前の第一段階として「管理」という言葉を使ったのであり、処分を想定していないということではない。（岡本先生）

Q：「廃炉」と「廃止措置」の違いについてはどうか（関村先生）

A：1F の廃止措置はデブリが残っている状況なので非常に難しい。他の発電所の廃止措置は、既存技術を組み合わせることで解決でき、一般の化学プラントとほぼ同等の困難さと考えられ、土木工学の経験で対応可能と考える。しかし、1F はレベルが異なり、デブリが残った状態であるため、多分野の結集が必要であり非常に難しい。（岡本先生）

以上

廃炉国際ワークショップ（FDR2019）報告

－福島発 未踏領域への挑戦を目指して－

FDR2019組織委員会

FDR2019は、東京電力福島第一原子力発電所(1F)廃炉に特化した初めての国際ワークショップであり、1F事故後の対応拠点であったJヴィレッジで開かれた。国内外の英知を結集すべく、5分野に渡るテクニカルセッションを行い、活発な意見交換がなされた。また1F構内を見学するツアーを実施し世界の研究者に1Fの現状を生で感じてもらった。1F廃炉技術に関する議論の活性化に貢献した本ワークショップの活動状況を報告する。

KEYWORDS: *Fukushima Daiichi, Decommissioning, Severe Accident, Debris, Robot, Radiation Measurement, Analysis, Waste management*

I. はじめに

2019年5月24日（金）から26日（日）に福島県楡葉町にあるJヴィレッジにおいて、廃炉国際ワークショップ（FDR2019: International Topical Workshop on Fukushima Decommissioning Research, 以降、FDR2019）を開催した（図1）。FDR2019は、日本原子力学会と日本機械学会の共同主催とし、原子力学会からは廃炉検討委員会が、機械学会からは動力エネルギーシステム部門が全面的に協力し実現した。また、日本原子力研究開発機構（JAEA）をはじめとする関係機関から、多くの支援を受けて運営された。会議の運営には、廃炉委から宮野委員長、岡本副委員長がFDR2019の副委員長として参画、また、廃炉委運営タスクの浅沼徳子、可児祐子、矢板由美の三氏が参加し成功に大きく貢献した。ここでは、ワークショップの概要を報告するとともに、事故後10年となる2021年に開催予定の次回会合についてもその計画を紹介する。なお、FDR2019の開催概要については、日本機械学会誌に掲載された特集記事も参照されたい¹⁾。



図1 会場となったJヴィレッジ

International Topical Workshop on Fukushima Decommissioning Research (FDR2019); Challenges to the unknown: FDR2019 Organizing Committee

II. ワークショップの概要

1. 開催の意義と概要

（1）開催の意義～Jヴィレッジでの開催～

Jヴィレッジはサッカーのナショナルトレーニングセンターであるが、1Fから20kmの距離にあることから、事故収束のための対応拠点として使用されることとなり、2011年以降本来の機能を停止していた。8年の年月を経て、2019年4月に全面的に営業を再開した施設には、宿泊施設や会議場としての機能も備えられている。この地で、国内外の研究者や技術者を集め、1F廃炉について集中した議論を行うことは意義あるものと考えられる。

講演は下記の5つのトラックに分かれ、3つの会場でパラレルセッションの形式をとった。各トラックの概要は次項にまとめている。

Track 1: Severe accident phenomena, Fukushima accident analysis

Track 2: Debris removal strategy, risk, debris characterization

Track 3: Robot technology, remote control system

Track 4: Radiation measurement and analysis

Track 5: Waste management

発表件数は、プレナリー講演2件、キーノート講演6件、一般講演93件、ポスター発表4件（うち1件は一般講演と同じ）となった。参加者は182名であり、うち海外からの参加者はフランス、イギリス、アメリカ等、11カ国から44名が集まった。

（2）プレナリー講演

会議の冒頭に、2件のプレナリー講演をいただいた。プレナリー講演は、JAEAの廃炉国際共同研究センターによる福島リサーチカンファレンスの協賛により、一般公開で行われた。1件目は、原子力損害賠償・廃炉等支援機構

(NDF)の山名元理事長から、1Fの廃炉作業の現状が説明され、世界中の研究成果と技術の結集が重要であることが述べられた。2件目は、経済産業省資源エネルギー庁の新川達也審議官から、福島全体の復興の現状が説明され、1Fの廃炉が福島復興につながるものでなければならぬと述べられた。ホールは満席となり立ち見が出たうえ、NHKや新聞社が取材に入るなど大変盛況であった(図2)。



図2 高橋隆行委員長(福島大)による開会の様子

(3) テクニカルツアーと参加者間の交流

会議初日の午前中に1F構内を見学するツアーを開催した。海外からの参加者が半数以上を占め、参加者の大半が1Fを初めて見学するとのことであった。1Fに向かう道中に広がる被害の残る様子を目の当たりにし、海外からの参加者は特に強い印象を受けたようである。

2日目の夜にバンケットを開催した。日本の伝統芸能を披露すべく、富岡町の和太鼓団体「小浜風童太鼓」をお招きした。同団体は震災による津波被害を受け、活動を停止せざるを得ない状況から復活し、現在では地域復興につながる活動を活発に展開している。海外での活動経験も豊富で、司会進行も英語で行い、太鼓の演奏体験もさせてくれるなど、国内外の参加者にとって大変魅力的かつ迫力のある演奏を披露してくれた。

Jヴィレッジ周辺の飲食店は限られているが、なかにはバンケット終了後に周辺の飲食店へ繰り出し、現地を存分に楽しんだ参加者もいたようである。一方、Jヴィレッジに会議室を提供いただき、レセプションやバンケット終了後に有志で親睦会を開いた。講演会場にとどまらず、熱い議論がなされ、研究者・技術者間の交流に大いに役立った。交流による今後の展開が期待される。

2. テクニカルセッションの概要

(1) シビアアクシデント現象と1F事故解析【Track 1】

トラック1では、キーンノート講演1件、一般発表22件(ポスター発表含む)があった。キーンノート講演では、米国サンディア国立研究所のDavid Luxat博士より、1F事故解析における重要事象の検討状況が紹介された。

一般発表では、FP移行に係るSAMPSONコードを用いた解析結果や熱力学データベースのベンチマーク解析結果、

PCV内などから採集された高線量物質の分析結果、MELCORを用いた事故進展要素過程・現象の解析について報告された。また、シビアアクシデント現象に関するセッションでは、各種模擬試験による物性値の測定など物理化学データ取得や反応解析について多数の報告があった。また、モデリングのセッションでは、RELAP/SCDAPSIMコード開発、 UO_2/Zr 液相化のモデル化、JUPITERコードの検証、欧州のSAFESTプロジェクトが紹介された。大学や研究機関等から国内外の若手を中心とした発表が多く、各セッションで活発な議論が展開された。

(2) デブリ取出し戦略、リスク、デブリ特性【Track 2】

トラック2では、キーンノート講演としてNDFの山本哲夫氏による1F廃炉のための技術戦略プランの紹介の他、一般発表では、燃料デブリの切断技術、ダストの発生挙動の評価、取出し時のリスク研究等について計13件(ポスター発表含む)の報告があった。

一般発表では、熔融燃料とコンクリートの反応生成物の特性評価、各種模擬デブリを用いたレーザー切断技術の開発、切断時のダスト発生挙動の解析、事故時に環境中に放出された放射性微粒子に関する報告があった。また、燃料デブリのリスク検討に関するセッションでは、TMI-2のデブリ取出し時の作業概要の報告、臨界安全性の検討、微生物の発生による腐食の影響や燃料デブリの劣化について報告があった。

(3) ロボット技術と遠隔操作システム【Track 3】

トラック3では、キーンノート講演1件、一般発表では日本、韓国、イギリス、フランス、ベルギーから計11件の報告があった。キーンノート講演では、技術研究組合国際廃炉研究開発機構(IRID)の新井民夫氏より、ロボット技術や遠隔操作システムに対し、1F作業環境において要求される性能や機能について説明があった。

一般発表では、耐放射線性を有するセンサやデバイスの開発、空間情報を把握するための計測システム及びデータ処理手法の開発、ロボットによる切断技術の開発、バーチャルリアリティ技術の応用、複数台マニピュレータによる協調搬送技術の開発、等の報告があった。ロボットや遠隔操作システムの開発には、複数の要素技術を組み合わせ、俯瞰的な視点を持った統合的なシステムを設計開発することが重要であり、本会合は複数の技術分野の専門家が集まり議論できる貴重な場となった。

(4) 放射線計測技術【Track 4】

トラック4では、キーンノート講演2件、一般発表26件があった。キーンノート講演では、日本原子力研究開発機構の佐藤氏より、ガンマカメラと呼ばれる放射線分布測定・可視化装置の小型化と1F内での適用試験結果が紹介された。また、英国ランカスター大学のMalcolm Joyce教授より、英国における廃炉のための放射線計測技術について幅広く紹介された。

一般発表では、ガンマ線計測を中心とした放射線計測

機器や計測手法の開発と、レーザーを活用した分析技術の開発について、基礎基盤研究の現状と廃炉への適用に向けた議論を行なった。放射線計測分野では、耐放射線性を有する検出素子・検出機器開発、プラントモニタリングへの適用、そして廃炉作業現場における汚染源の可視化（イメージング）技術に関する発表があった。可視化技術については、豪州の研究炉の廃炉で適用されたイメージング手法・装置について報告された。また、核燃料の分布や未臨界度の測定技術に関する報告があり、燃料デブリ取出しへの適用が議論された。

レーザー利用計測分野では、質量分析手法の高度化技術、遠隔その場分析を可能とする発光分光技術に関する報告があり、難測定核種や微量元素の測定への適用が議論された。

（５）廃棄物処理・管理【Track 5】

トラック5では、キーノート講演1件、一般発表21件（ポスター発表含む）があった。キーノート講演では、ドイツNUKEM社のUlf Kutscher氏より、チェルノブイリ発電所における事故廃棄物の管理状況について紹介があった。

一般発表では、廃棄物に関わる多方面の研究成果が報告、議論された。廃棄物に関する研究開発は、発生した廃棄物の性状把握や処理方法、施設の廃止措置に関する技術など多岐にわたる。1Fでは放射性物質を含んだ汚染水が大量に発生し、化学工学的に水を除染する設備が導入されている。これらのシステムの効率的な運用に向けた改良技術、システムで発生する二次廃棄物の詳細分析結果や廃棄物の固化技術に関して発表があり、活発な議論が行われた。廃止措置に関しては、英国、米国における廃止措置の事例・経験について有用な報告があった。また、国内外から廃止措置の要素技術として核種組成や線量率評価技術、除染、解体工法などが報告された。

廃棄物管理は廃止措置の工程とともに長期間にわたり継続する。廃止措置の進行に合わせて研究開発を着実に展開し、より効率的な技術の実用化、適用を進めていく必要がある。

III. Selected paperについて

FDR2019 組織委員会は、優れた研究を Selected paper として選出することを計画し、選出にあたって、100 件余の口頭発表及びポスター発表の全発表について、トラックリーダー、あるいはトラックリーダーより委嘱された座長・副座長らにより、学術的・技術的水準の高さ、新規性、論理性、主題の明確さ、の4つの観点から採点評価を行った。各トラックから評価上位者を抽出し、最終的に合計16件を選出した。選出されたのは、筆頭著者所属機関で、原子力機構5件、仏原子力・代替エネルギー庁3件、大学・高専5件、企業3件であり、国内外の産官学が高いレベルで1F 廃炉に向けての研究開発に取

り組んでいることが伺える。詳細選出結果はFDR2019のウェブサイト (<https://fdr2019.org/>) で公表しているため参照されたい。選出著者らには、フルペーパーの学術論文誌への投稿、特に、FDR2019 を共催した日本原子力学会と日本機械学会の論文誌への投稿を推奨している。一部の著者からは投稿準備を進めているとの情報を得ており、今後も積極的な論文投稿を呼び掛けていく。また、次回の本ワークショップ開催時においても Selected paper の選出・表彰の在り方を更に検討し、国内外に向けた研究成果発信を支援していく所存である。

IV. まとめ・次回開催について

福島第一原子力発電所の事故から9年が経過したが、その廃炉作業は長い道のりの一部が進んだ状況に過ぎない。現在は安定状態にあるが、リスクを低減するために安全、着実かつ迅速に廃炉作業を進める必要がある。これから、燃料デブリ取出しといった廃炉の本格的な作業に取り組む計画であり、難しい技術開発も最終段階に入るとともに、新たな研究にも着手していく必要がある。本国際ワークショップは、廃炉の進展に向けて世界の英知を結集する、先進的な一歩になったものと考ええる。

次回は、事故後10年となる2021年5月16日（日）から19日（水）に開催予定である。

（執筆担当：宮野 廣（廃炉検討委員会）、岡本孝司（東京大学）、浅沼徳子（東海大学））

－ 参考資料 －

- 1) 高橋ら，特集 廃炉国際ワークショップFDR2019，日本機械学会誌，第122巻，第1211号，4～23頁，2019.

SMiRT25 内 第1回 JASMiRT ワークショップ セッション4 報告

(JASMiRT 2019 年度年会資料より抜粋)

SMiRT25 内で 2019 年 8 月 8 日に、第 1 回 JASMiRT Work Shop を、午前・午後を通して以下のテーマと構成で実施した。廃炉関係の詳細は別紙 1 の通り。

- ・全体テーマ：Towards Innovative Systems Performance and Safety of NPPS under Extreme Events
- ・セッション構成：表 1 の通り

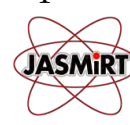
表 1 第 1 回 JASMiRT ワークショップ セッション構成

セッション	議長/副議長
1. Evolution of design process towards innovative systems performance and reactor safety	関村教授/笠原教授
2. Actual system failure sequences and mechanisms under extreme loadings	笠原教授
3. Seismic response analysis for beyond-design-basis events	堀教授
4. Decommissioning of aged and damaged nuclear systems	鈴木教授

- ・今回パラレルの WS が多く参加者は 90 名程度であったが、各セッション分野の先端動向を情報交換できまとめで高田代表より SMiRT27 への参加・協力を呼び掛けた。

なおセッション 4 (デコミ)については、SMiRT 自体がこの分野に根を張るに至っていないこと、および会場の都合でセッション 1,2 とパラレルになってしまったことから、参加者が少ない状況であったが、今後も国内の 1F・一般炉廃炉の状況を SMiRT の場でアピールしていくこととした。

別紙 1



Report of

1st JASMiRT Work Shop at SMiRT25

~ Towards Innovative Systems Performance and Safety of NPPs
under Extreme Events ~

Date : 8th August 2019

Venue : Westin Hotel Ball Room B and C,D;
Charlotte, N.C. USA

I. Background

- ✓ Japan has the responsibility to inform the world, especially countries promoting Nuclear Power, many lessons learned from the Fukushima Daiichi accident due to Extreme External Events, the major tsunami caused by extreme earthquake, and from subsequent studies on the mitigation of beyond design basis event.
- ✓ SMiRT is the most suitable occasion to share these lessons and to discuss future agenda effectively.

II. Objective of the workshop

- ✓ Nuclear safety after Fukushima Daiichi accident are facing various challenges such as:
 - To ensure protection against external events,
 - To enhance mitigation of beyond-design basis event,
 - To enable secure decommissioning under extreme high radiation circumstance,
 - To ensure strong and effective regulatory infrastructure.
- ✓ To solve these challenges, innovative approaches to enhance systems performance as well as safety need to be developed in various areas including design process, decommissioning process, structural & material mechanics, structural analyses and active utilization of high -performance computing.
- ✓ In the WorkShop;
 - Cutting-edge knowledge worldwide on these areas is shared
 - Future agenda to be resolved through SMiRTs hereafter are picked up and its perspective are discussed.

III. Session program

Opening Speech : Prof. Tsuyoshi Takada(The University of Tokyo,
Representative of JASMiRT)



1. Session 1: Evolution of design process towards innovative systems performance and reactor safety
2. Session 2 : Actual system failure sequences and mechanisms under extreme loadings
3. Session 3 : Seismic response analysis for beyond-design-basis events

4. Session 4 : Decommissioning of aged and damaged nuclear systems

Chair: Shunichi SUZUKI, (The University of Tokyo)

(1)Objective:

The risk of the damaged building, components, & equipment in Fukushima Dai-ichi NPP must be assessed properly based on the appropriate concept and good practices. In this session, evaluation and countermeasures for risks during decommissioning will be presented based on practices in UK, France, US and Japan.

(2)Opening Speech:

Shunichi SUZUKI (The University of Tokyo, Japan)

Risk assessment for decommissioning of Fukushima Daiichi NPP

(3)Invited Speeches:

1) Keita SATO Tokyo Electric Power Company Holdings, Inc. Fukushima Daiichi Decommissioning & Decontamination Engineering Company(FDEC) D&D Promotion Office International Relation & Strategy Group Chief Associates
“Decommissioning Status at Fukushima Daiichi NPP”

2) Christine GEORGES Nuclear Energy / D&D Division (DEN/DDCC)
Head of Prospective and International Development, CEA Marcoule
"Responses to Safety concerns for Decommissioning of back-end facilities in France”

3) Rick REID. EPRI, (technical committee for the decommissioning track for SMiRT)
"Experiences with Radiological and Industrial Safety during Decommissioning"

(4) Future Agenda: Safety concerns for 1F decommissioning
Moderator: Shunichi SUZUKI (dialogues with 4 presenters)

IV. Summary (by Prof. Tsuyoshi Takada)

4. Session 4 Decommissioning of aged and damaged nuclear systems

(1) Session Abstract

The risk of the damaged building, components, & equipment in Fukushima Dai-ichi NPP must be assessed properly based on the appropriate concept and good practices.

In this session, evaluation and countermeasures for risks during decommissioning were presented based on practices in France, US,UK and Japan. -

(2) Discussion : Theme, current issue, future perspective

Criticality Risk, Hydrogen Generation Risk, Degradation of Building & Project Management will be important themes for 1F decommissioning in future.

2019 年 11 月 25 日

廃炉検討委員会

運営タスクチーム

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会

福島第一サイト

日本原子力研究開発機構 櫛葉遠隔技術開発センター 視察報告

昨年度に引き続き、2019 年 10 月 1 日および 7 日に福島第一サイトと櫛葉遠隔技術開発センターの視察を実施した。視察の概要を以下の通り報告する。

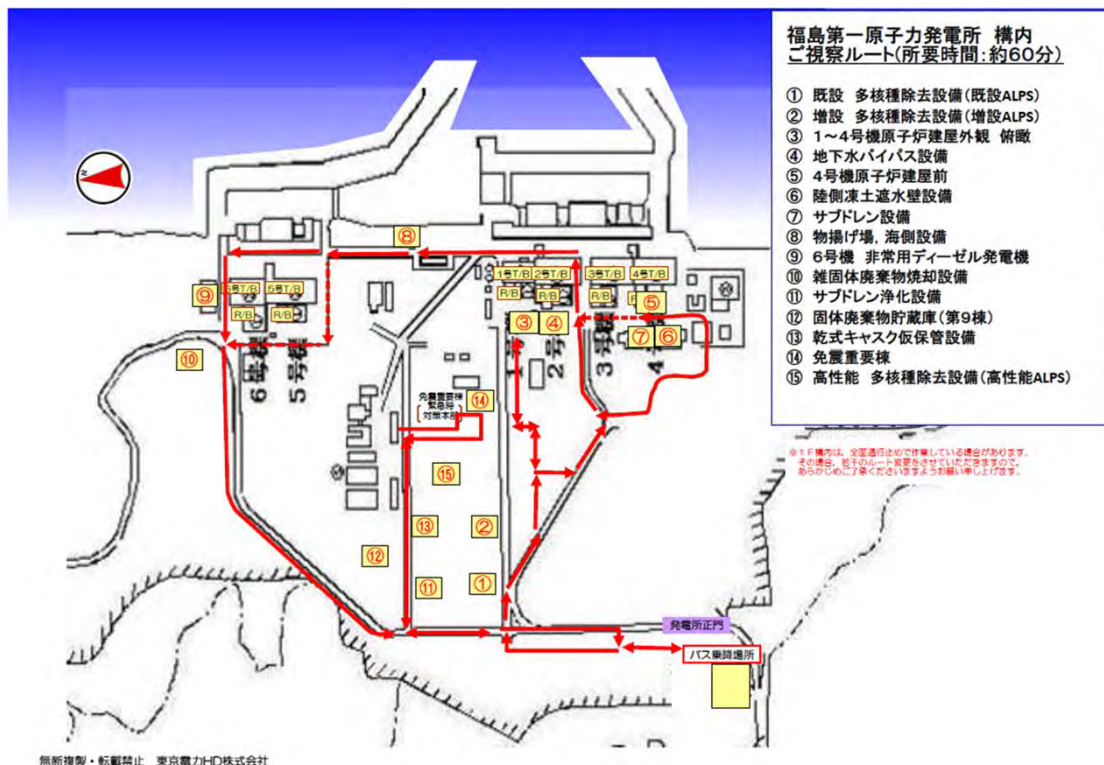
添付資料：視察スケジュール(添付 1)、参加者リスト(添付 2)、参加者アンケート(添付 3)

I. 視察内容

1. 東京電力 HD 福島第一原子力発電所サイト

(1) 視察設備・ルート

東電廃炉資料館(富岡町)でビデオ視聴、1F サイトまたは廃炉資料館で現況説明を受けた後、管理区域内に立入り、1～4 号機外観、凍土壁設備、サブドレン設備、汚染水処理設備等を構内バスで約 1 時間視察した。



(2) 主な説明内容

○周辺地域の状況

- ・富岡町：2017 年 4 月に避難指示が一部解除されたが、現時点の居住者は約 1000 名(事故前の 8%)。
- ・大熊町：今年 4 月に一部で避難指示解除、6 月から避難住宅に入居開始。避難指示未解除地区では脇道、住宅入り口がバリケードで閉鎖。
- ・常磐線は富岡－浪江間が 2020 年 3 月に開通予定。
- ・1F サイト周辺の森は未除染で、空間線量が高い。

○1F 概要説明、見学概要

・1F サイトの状況は、ぜひ会社やご家族にも伝えてほしい。資料や後ほど送付する写真は使ってよい。

- ・サイトでの作業者は現状 3500 人/日。60%が地元の方。
- ・現在注力しているのは、①デブリ取り出しに向けた検討、②使用済み燃料の取り出し、③汚染水対策、の 3 点。

①：今年度サンプリングを予定。

②：3 号機で実施中、来年度末に終了予定。1 号機と 2 号機は 2023 年に取り出し開始予定。

③：現在 90m³/日の地下水が流入。116 万トンの処理水(※)をタンク貯蔵。

※ALSP 処理水：約 100 万トン、ストロンチウム処理水：約 10 万トン

・1,2 号機の排気塔(120m)の解体作業を実施中。初回に切り取った排気塔先端部が構内に置かれていた。

(3) 主な質疑

Q：重要免震棟は今使っていないのか？

→業務の大半は新事務本館で行っており、現在は汚染水処理の制御で使用、20 名程度が常駐している。

Q：新防潮堤の構造は？

→切迫性があると言われるアウターライズ津波対策で、現状南東側の防潮堤を更に東側に伸ばす。津波高さは 6m で想定。この津波の予想高さから設定している。構造は L 型。

Q：サブドレン水のくみ上げ量は 1 日どの程度か？毎日一定量を処理しているのか？

→サブドレン水は建屋内水流出を抑制するため液面調整をしているものなので、くみ上げ量はわずかである。

Q：プラントの運転員は今どんな仕事をしているのか？

→水処理設備の当直員など、別業務についている。

Q：海の放射能モニタリングは実施しているのか？

→港湾で測定している。データは HP に掲載している。

Q：トリチウム等の汚染水があるとの説明だが「等」とは？トリチウム以外の核種があるのか？

→トリチウムのみの処理水もあるが、汚染水処理当初に処理した水にはヨウ素等が基準値を超えて存在する。多核種除去設備にて再度処理すれば基準値以下になるが方針は検討中。

Q：汚染水はあとどのくらい貯められるのか

→現在のタンク設置計画では処理水 137 万トンまで保管でき、2020 年度夏までは貯められると試算している。その先の方針については現状決まっていない。トリチウム水については国にて検討して頂いており、その方針決まり次第それに従い適切に処理していくことになる。

Q：2010 年度のトリチウムの放出実績（Bq）は？

→(東電より後日回答)2010年度のトリチウムの放出実績は2.2兆Bq

Q：タンクに保管してある処理水のトリチウムの総量（Bq）は？

→(東電より後日回答)タンクに保管している処理水の総量はおおよそ1000兆Bq（H30.3時点）

Q：原子炉建屋からセシウム処理設備までの間の汚染水のCsの濃度は？

→(東電より後日回答) 建屋内の滞留水のセシウム137の濃度は、2019年10月3日現在、3300万Bq/L

Q：3号の燃料取り出しは28体/3か月が実績。来年度末までの完了ということは今後取り出し速度を上げてゆく計画なのか？

→設備点検などで止まっていたが、今後取り出しは加速予定である。

2. 日本原子力研究開発機構 櫛葉遠隔技術開発センター

(1) 視察設備、試験体

研究管理棟で概要説明を受けた後、VR システムを体験、試験棟で止水技術実証試験装置(解体中)、モックアップ階段、モーションキャプチャ設備を見学した。

(2) 主な説明内容

- ・本センターは共同利用施設で、利用者数は 2017、18 年は年間約 60 件。
- ・試験棟では JAEA 独自の技術開発の他、国プロの大規模実証試験、福島県内ロボット関連技術の展示会、人材育成プログラムによる廃炉創造ロボコンなどを実施。大学の研究利用が増えている。

(3) 主な質疑

- ・VR のデータのメンテナンスはどうしているか。
→データの収集は IRID で実施し、それを入手して更新する。

II. まとめ

今年度の視察も ANFURD(学協会連絡会)の関連の方から多く参加いただいた。参加者からも視察に参加してよかったとの声が多く聞かれており、福島廃炉の現状を幅広い分野の方に知っていただくのは有意義なことであると考えます。

今回は、集合時間をこれまでより遅くして東京から日帰りできるスケジュールとし、昼食は 1F 構内でいただいた。構内で働く方と同じ食堂を利用したことで、現地の状況をより身近に感じていただけたのではないかと思います。1F 視察のルートに関して、通常の見学ルートでは物足りないとの意見もあるが、経過を知ること重要なので継続してほしいとの意見もあった。

JAEA 櫛葉センターは工事作業の関係で所要時間(構内移動時間)が通常より長くなっており、帰りの特急の時間の都合もあって見学時間が短くなってしまった。スケジュールリングに工夫が必要であった。

次回も基本的には同様ルートの視察を考えているが、アンケート結果も参考にして計画を検討していく。

(添付1)視察スケジュール

■視察日 10月1日(火)、10月7日(月)

時間	場所
9:30	集合：いわき駅南口 ミスタードーナツいわき駅前ショップ前
～10:30	移動：いわき駅→廃炉資料館
10:30～15:00	東京電力HD 福島第一原子力発電所視察
15:00～15:30	移動：廃炉資料館→JAEA 櫛葉センター
15:30～17:00	日本原子力研究開発機構 櫛葉遠隔技術開発センター見学
～18:00	移動：JAEA→いわき駅
18:00	解散：いわき駅南口

○福島第一サイト

10月1日(火)

時 間	内 容	場 所
10:30-10:30(0分)	廃炉資料館 到着	廃炉資料館
10:30-10:50(20分)	◆廃炉資料館案内(15分程度)シアター上映含む	廃炉資料館
10:50-11:10(20分)	[バス移動] 廃炉資料館～協力企業棟前	構外移動バス
11:10-11:15(5分)	協力企業棟前～協力企業棟会議室	協力企業棟
11:15-11:55(40分)	ご挨拶、ご本人確認、概要・ルート・入構案内等ご説明 上映ビデオ：福島第一原子力発電所は今【9分】	協力企業棟
11:55-12:20(25分)	昼食	協力企業棟食堂
12:20-12:25(5分)	協力企業棟会議室～入退域管理棟	協力企業棟
12:25-12:45(20分)	一時立入許可証、個人線量計の貸与	入退域管理棟
12:45-13:45(60分)	福島第一原子力発電所 構内視察（降車なし）	構内移動バス
13:45-13:55(10分)	身体スクリーニング、個人線量計の返却	入退域管理棟
13:55-14:00(5分)	一時立入許可証の返却	入退域管理棟
14:00-14:05(5分)	入退域管理棟～協力企業棟会議室	協力企業棟
14:05-14:25(20分)	質疑応答、アンケート、ご帰着準備	協力企業棟
14:25-14:30(5分)	協力企業棟会議室～協力企業棟前	協力企業棟
14:30-14:50(20分)	[バス移動] 入退域管理棟～廃炉資料館	構外移動バス

10月7日(月)

時 間	内 容	場 所
10:30	廃炉資料館 到着	廃炉資料館
10:30-11:30(60分)	ご挨拶、ご本人確認、概要・ルート・入構案内等ご説明 ◆廃炉資料館案内(20分程度)シアター上映含 ◆上映ビデオ：福島第一原子力発電所は今【9分】	廃炉資料館
11:30-11:50(20分)	[バス移動] 廃炉資料館 ～ 入退域管理棟前	構外移動バス
11:50-12:25(35分)	昼食	新事務本館食堂
12:25-12:45(20分)	一時立入許可証、個人線量計の貸与	入退域管理棟
12:45-13:45(60分)	福島第一原子力発電所 構内視察	構内移動バス
13:45-13:55(10分)	身体スクリーニング、個人線量計の返却	入退域管理棟
13:55-14:00(5分)	一時立入許可証の返却	入退域管理棟
14:00-14:20(20分)	[バス移動] 入退域管理棟前 ～ 廃炉資料館	構外移動バス
14:20-14:40(20分)	アンケート、質疑応答、ご帰着準備	廃炉資料館
15:00	廃炉資料館 出発	廃炉資料館

○櫛葉遠隔技術開発センター

時間	内容
15 : 30～15 : 40 (10 分)	施設の概要説明
15 : 40～16 : 00 (20 分)	VR 体験
16 : 00～17 : 00 (60 分)	試験棟内部設備の説明 (建屋間の移動含む) 質疑応答

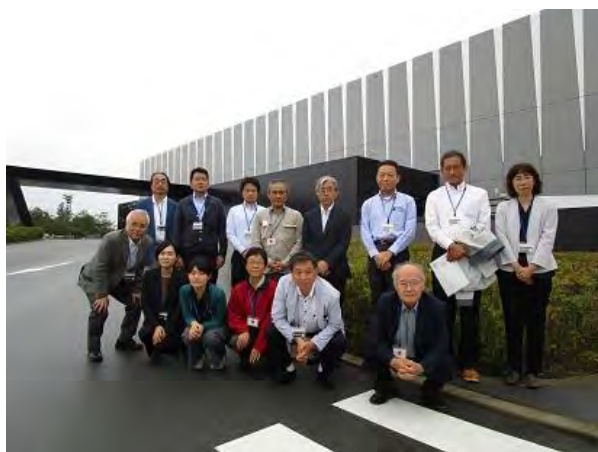
(添付 2) 参加者リスト (10/1)

No.	氏名 (敬称略、お申込み順)	所属
1	佐々木 聡	公益社団法人 日本技術士会
2	河西 基	(株)アサノ大成基礎エンジニアリング 原子力バックエンド事業部
3	小松 怜史	一般財団法人 電力中央研究所 地球工学研究所
4	牛山 元美	さがみ生協病院
5	京谷 孝史	東北大学 大学院工学研究科 土木工学専攻
6	篠原 魁	大成建設株式会社原子力本部原子力土木技術部
7	佃 栄吉	産業技術総合研究所
8	樋口 俊一	株式会社大林組技術本部 技術研究所構造技術研究部
9	吉原 有里	株式会社日立製作所 研究開発グループ
10	鈴木 真理	小川医院
11	豊原 尚実	東芝エネルギーシステムズ株式会社 エネルギーシステム技術開発センター化学技術開発部
12	赤山 類	東芝エネルギーシステムズ株式会社 エネルギーシステム技術開発センター
13	内田 俊介	(一財) エネルギー総合工学研究所
14	唐沢 英年	(一財) エネルギー総合工学研究所 原子力工学センター
15	篠崎 友里	一般社団法人日本原子力学会 事業課 企画グループ
16	可児 祐子	株式会社日立製作所 研究開発グループ (廃炉検討委員会 運営タスクチーム)



(添付 2) 参加者リスト (10/7)

No.	氏名 (敬称略、お申込み順)	所属
1	瀧口 克己	廃炉検討委員会
2	松方 正彦	早稲田大学
3	大橋 正雄	技術士会
4	高田 純	札幌医科大学
5	新美 勝之	清水建設株式会社 土木技術本部 エネルギー設計部
6	田中 隆則	原子力環境整備促進・資金管理センター
7	中島 清	株式会社三菱総合研究所
8	中嶋 結	エム・アール・アイ リサーチアソシエイツ株式会社
9	中山 真一	日本原子力研究開発機構 福島研究開発部門
10	加藤 とおる	立川相互病院放射線科
11	加藤 郁子	さがみ生協病院
12	松山 加苗	東芝エネルギーシステムズ エネルギーシステム技術開発センター
13	水内 理映子	東芝インフラシステムズ インフラシステム技術開発センター
14	矢板 由美	東芝エネルギーシステムズ エネルギーシステム技術開発センター (廃炉検討委員会 運営タスクチーム)



(添付 3) 参加者アンケート

1. 福島第一原子力発電所 視察

(1) 視察のご感想はいかがでしたか。該当するものを一つお選びください。

- A. 大変満足 10 名、B. やや満足 1 名
C. 普通 D. やや不満 E. 大変不満 0 名

(2) 視察に参加してよかった点をお書きください。

- ・作業環境等、現地に行かなければわからないことを見ることができた。
- ・今回の視察は、2013 年 1 月の学会事故調での視察以来の 2 度目となりましたが、事故後 2 年弱での前回視察と対比して、この約 6 年の 1F サイトの復旧状況が理解できて、大変良かったと思いました。
 - ① 構内：フルフェースマスク＋上下つなぎ服＋ヘルメット ⇒ヘルメットのみ
 - ② 入退域：ホーリボディカウンタで検査⇒線量計測のみ
 - ③ 構内の説明は免振棟；立っての説明（会議スペースなし）⇒ 会議室、食堂あり
 - ④ 汚染水タンク他敷地内にはめいっぱい構造物設備がありますが、整然と置かれているという印象を持ちました。前回はずっとバラック状だったと記憶しています。これからの長い廃炉作業に向け、現場の 5S が進んでいるという印象をもちました。一方で、汚染水の今後はまるで腫物に触るような状況です。現場からは積極的には動けないでしょうから、トップダウンで対応するしかないと思いますが。
 - ⑤ 事前アンケートで見たいと希望していた設備をルートに的確に盛り込んでいただいたようで感謝いたします。
 - ・燃料交換関連設備（外部より）
 - ・凍土壁のメンテナンス
 - ・ピット水のくみ上げ、その他
- ・今回 1F の初訪問であったため、現状を把握でき良かった。
- ・現状を見れたこと、マスコミ等では報道されないことを知れたこと 等
- ・普段なかなか見れないところを見学できたこと。発電所の現状を知れたこと（最近詳しい報道を見ていなかったため）。
- ・7 年経過の福島第一原子力発電所の復興の状況に関して、事故当時と比較して復興が進んでおり、作業員の業務環境が改善されていることなど、報道では知ることが出来ない情報を得ることが出来た。
- ・伊ワキから 6 号線を北上した、沿道の景色がどこの田舎にでもある景色と見ることができ、福島復興を感じた。昨年春同地域を訪れたときは、沿道には黒いフレコンバックの山があちらこちらにあったが、今回は全く見えず、中間貯蔵への搬出が進んでいることが理解できた。
- ・せっかく復興がすすんでいるのに、汚染水でこれ以上福島に迷惑をかけるべきではないということも強く感じたことでした。
- ・廃炉作業を詳しく知ることができるとともに、今後解決すべき課題を具体的にイメージす

ることができたこと。

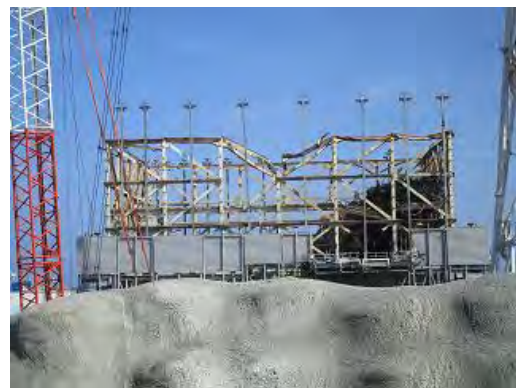
- ・福島第一原子力発電所の現状と、現場で様々な方々が廃炉に向けて取り組んでおられる状況を知ることができたこと。
- ・とにかく、その時点における現場の状況を視察できる機会は大変ありがたい。
- ・福島第一の敷地内を初めて目視でき、現状の放射線環境の水準が安全レベルにあることを実感しました。廃炉資料館での事前の説明が良かったです。さらに、質問にも後日、回答あり納得できました。
- ・現地の状況については、廃炉委や報道等を通じて情報を得ていたが、実際に訪問し、短時間に効率的に自分の目で確認することができた点。

(3) 視察に参加したが不満足だった点をお書きください。

- ・福島第一での見学は、丁寧なもので、対応者の方には感謝です。ただ、見学時間が短いことと、ルートとして、全景を見るルートがなかったのが残念でした。
- ・原子力学会の調査でもあり、通常の視察コースではなく、現場の作業を妨げない範囲で少し踏み込んだ調査を折り込めると良かった。(例えば、デブリ取り出しに向けた現場作業の実態(被ばく等の制約環境など)の一端が分かるような調査、など)



貯水タンク群



1号機外観



排気塔切断作業



切断された排気塔先端部

2. 櫛葉遠隔技術開発センター 見学

(1) 見学のご感想はいかがでしたか。該当するものを一つお選びください。

- A. 大変満足 4名、B. やや満足 5名、C. 普通 2名
D. やや不満 E. 大変不満 0名

(2) 見学に参加してよかった点をお書きください。

- ・このような施設があることを知らなかったので見学機会を得られたこと。
- ・格納容器内のヴァーチャルリアリティは迫力がありました。データの収集、作成は大変でしょうが廃炉作業の推進には強力な武器となるものと感じました。
- ・どの様な工学実験設備があるのか、見学することでイメージが湧き良かった。
- ・施設の存在は聞いていたものの、規模感が分かってよかった
- ・施設の存在を知れたこと。
- ・VR の体験が非常に印象的だった。技術内容として聞いたことはあるが、体験できたことで有用な技術であることを実感でき、また今後の課題も知ることが出来た点がよかった。実験棟に関しても今後、利用を検討する際の参考になると感じた。
- ・3D バーチャルリアリティ技術を体験でき、驚きと、他の産業への展開も社に入れて開発を進められたらいいのになと思いました。
- ・遠隔技術の開発に取り組む環境が整えられつつあり、廃炉に向けた取り組みの一端を知ることができたこと
- ・施設の全体概要を見せていただいたこと。
- ・福島復興を先端技術で支援する形が見えて納得しました。高専ロボコンの継続と広報に期待します。
- ・施設の運用開始から3年半が経過し、没入型VRに加え、ロボットシミュレーターを使い、ロボット開発にも活用されていることを知ることができた。また、大学等による研究開発やロボコンの開催等にも活用され、人材育成にも繋がっている状況も知ることができた。

(3) 見学に参加したが不満足だった点をお書きください。

- ・難しいと思うが、公開実験等を開催して何をしているのかを世間に広く認知させるべき。
- ・見学タイミングの問題ですが、試験棟では、期待した試験対象設備がなく、次回に期待したいと思いました。
- ・施設の必要性がイマイチよくわからなかったこと。
- ・実際に開発の実験などを行っているところを見てみたかった。
- ・やはり、何か実験などを実施しているところが見れるとありがたい。
- ・見学における不満足ではないが、立派な設備にもかかわらず、必ずしも十分に利用されていないように感じた。地元と結びついた利用が増えることを期待。

3. 全体を通して：現地調査全体を通してのご感想、ご意見、ご要望をお聞かせください。
- ・受け入れてくださった東電さん、案内してくださった廃炉検討委員会幹事さんに感謝いたします。おかげさまで、状況が大変よくわかりました。
 - ・現地調査全体を通して、スムーズな見学で良かった。
 - ・事故対応（解体作業、除染作業、設備建設など）は日々進むため、定期的に訪れることにより、1F サイトの変化を見ていきたいと感じた。
 - ・1F の変化を経時的に見ていきたいので、継続的な開催を希望します。
 - ・対応にたくさんお金がかかっていると感じた。
 - ・事故後、福島第一原子力発電所を訪問する機会がなかったため、実際に復興の現状を見ることができ、今後の研究を進める上で、非常に参考になった。
 - ・福島サイトの見学時間がみじかいことが少し残念でした。環境省が計画している中間貯蔵施設と抱き合わせで見学できるとさらによいなと思いました・・・事務局は大変でしょうが。
 - ・今回の調査から学会としてなにができるかというような検討する動きを感じませんが、何かやっているのですか。そのような視点で事前に調整ありませんでしたし。
 - ・実際に現地を視察することで、廃炉に向けて解決すべき課題を具体的にイメージすることができて良かった。視察を案内していただいた方々（渡辺様？他）の説明や質問への回答が丁寧で分かりやすかったです。
 - ・発電所周辺の帰還困難区域などで立ち入りが制限されて民家や店舗が荒れ果てている状況を目の当たりにし、建設技術者の一員として、廃炉や除染を進めて早く復興することと、他の原子力発電所で 2 度と同じような事故を起こさないことの重要性を、改めて感じました。
 - ・まあ、100 点でなくても、75 点ぐらいを目標で良いのではないのでしょうか。
 - ・こうした見学会開催の継続が望ましいと思います。
 - ・学会の事故調メンバーが、現場の状況について、自分の目で見るという点において、本調査を一般見学コースの枠内で実施する意義はあると考えるが、今後は、学会の立場から現地で確認が望ましい点なども抽出し、東電の作業に支障を与えない範囲で調査を行うようなことも検討する必要がある。

2019 年 5 月 31 日

第 22 回 「福島第一原子力発電所廃炉検討委員会」

福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会（ANFURD）活動

中山真一

1. 2018 年度の活動実績

日本原子力学会秋の大会（岡山大学）における理事会セッション「学協会は福島復興と廃炉推進に向けてどのように貢献すべきか」を開催し、

【1】放射線被ばくと健康・コミュニケーション（放射線影響学会）

- ①低線量被ばくによる健康影響および福島県民健康調査について
- ②勉強会での論点と意見のまとめ

【2】トリチウム水

- ①トリチウム水の取扱いに関する議論の現状（水産学会）
- ②トリチウム水の取扱い 論点と意見のまとめ（日本原子力学会）

【3】燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題（腐食防食学会）

【4】廃炉の現状と課題の対応（日本原子力学会）

【5】地元と寄り添う福島特別プロジェクトの活動（日本原子力学会）

について報告した。これらは、学協会連絡会発足当時から会員の間で取り上げるべきとの声が高かったテーマであり、継続的に取り上げているものである。

理事会セッションでの会場からの質疑は【1】の放射線影響と【2】のトリチウム水に集中し、ともに、科学的に正しい情報を発信し続けることが学術界としての大事な役割と認識された。

なお、本セッションは「ATOMOΣ」誌 vo.60(12)の「理事会だより」、および同誌 vol.61(2)の「SHORT REPORT」に報告されている。

2. 2019 年度の活動

（1）ANFURD 全体会（第 6 回）を開いて（2019 年 5 月 10 日）、今後の ANFURD の活動方向について議論を開始した。

全体会では、これまでに参加学協会から示された以下のテーマを検討対象と挙げつつ、（福島復興の分野として）

- ・放射線被ばくと健康・リスクコミュニケーション
- ・農林水産物の安全と風評被害
- ・環境中のセシウム動きと存在量の把握

（廃炉推進の分野として）

- ・トリチウム水の取扱い
- ・燃料デブリ取り出しにおける潜在的課題

（共通の課題として）

- ・放射性廃棄物の処分問題
- ・除去土壌の再生利用技術

幹事学会（日本原子力学会）内の関連委員会（福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会運営小委員会）における議論を経た案として、1F サイトのトリチウム水の扱いに対する技術的検討（正しい科学的情報の発信）およびトリチウム水を巡る風評被害への対応を取組案として紹介した。

意見交換では、トリチウム水および風評被害（トリチウム水関係に限るかどうかは別として）について取り組むことに異論はなかったが、各学協会・会員の経験・専門性に基づき、またトリチウム水をめぐる行政やそれに対する反応を鑑み、以下のような意見があった。

- ・1F のトリチウム水の処理とそれに伴う風評が、世界の原子力施設の運転や貿易・経済に多大な影響を与えるため、風評対策は解決すべき、
- ・資源エネルギー庁公聴会で参加者から提出された科学的疑問を含め、正確で説得力のある科学的説明や、福島県内で厳重な食品放射能検査が行われている事実が伝わっていないこ

- とが風評を助長する要因であり、学術的活動として正確な情報の発信は必要、
- ・トリチウム水に対する懸念は健康に関するものであるから、情報発信などの活動において医学系の学協会の協力を得てはどうか、
 - ・現在は、トリチウム水の処分（海洋放出）を前提に風評被害の抑制を議論する、という方向であるが、敷地内保管というオプションについてもメリット・デメリットをよく精査し公表して意見を求めることも検討すべき、
- といった意見があった^{注)}。

また、除染廃棄物の中間貯蔵後の最終処分に向けて風評被害は避けようのない問題であることや、世界貿易機関における第二審敗訴は、形式上の問題をつかれた向きもあるが風評の影響を排除できていないのではないかと、との情報提供があった。

結論として、今回の全体会にて、今後の本連絡会のアクションを決めることはせず、いただいた意見や周辺情勢を基に今一度幹事学会内で検討案を練り、各学協会と相談することとしたが、参加学協会によって議論に参加しやすいテーマが異なること、また事故後の時間経過に伴い状況は変化し各学協会の当該事故影響への向き合い方も変遷する中で、今一度テーマごとの勉強会などを企画して意見をまとめ、ホームページへの掲載や学会誌への投稿などが今後の活動としても考えられる。

注) 全体会の翌日以下の新聞報道あり。国も長期保管についても議論の俎上に載せるとのことであり、ANFURD としても「保管」の議論は避けては通れないの感。

〔毎日〕 処理水、長期保管も浮上 政府、処分方法検討 福島第1

<https://mainichi.jp/articles/20190513/ddm/001/040/187000c>

「事故を起こした東京電力福島第1原発でたまり続ける汚染を浄化した処理水の処分方法について、政府は、タンクでの長期保管を新たに検討する。これまで「海洋放出」など五つの処分案を検討してきたが、国民の間には外部への放出を懸念する声が強く、実現性を議論する必要があると判断した。経済産業省の有識者小委員会が来月にも、長期保管を含む六つの方法から絞り込む議論を始める。…」

以上

(参考1) 担当する委員会のミッション（毎年委員会が活動すべき事項）

1. 福島復興と廃炉推進に貢献するため各学協会が行っている取り組みに関する情報交換会を開催する。
2. 各学協会の取り組み等を紹介するポータルサイトを運営する。
3. 福島復興と廃炉推進に貢献するための学協会間の連携協力を支援する。
4. その他、目的を達成するために必要な活動を行う。

(参考2) 現在の参加学協会 36

エネルギー・資源学会	化学工学会	日本核物質管理学会
環境放射能除染学会	計測自動制御学会	資源・素材学会
地盤工学会	水文・水資源学会	大気環境学会
土木学会	日本アイソトープ協会	日本応用地質学会
日本海洋学会	日本機械学会	日本技術士会
日本気象学会	日本原子力学会（幹事学会）	日本コンクリート工学会
日本混相流学会	日本地震学会	日本地震工学会
日本水産学会	日本電気協会	日本土壌肥料学会
日本農芸化学会	日本保健物理学会	日本物理学会
日本放射化学会	日本放射線影響学会	日本保全学会
日本ロボット学会	農業農村工学会	廃棄物資源循環学会
腐食防食学会	プラズマ・核融合学会	レーザー学会

2020 年 2 月 25 日
第 25 回廃炉検討委員会

福島復興・廃炉推進に貢献する学協会連絡会（ANFURD）活動

ANFURD 中山真一

ANFURD 全体会（第 6 回、2019 年 5 月 10 日）

1F サイトのトリチウム水の扱いに対する技術的検討を主要な取り組み課題として提示。

ANFURD 企画運営小委員会（2020 年 1 月 17 日）

2015 年の ANFURD 発足以来、状況が変わってきている中で、あらためて今後の活動についての検討などを行った。

1. 学協会連絡会の活動について

- ・日本原子力学会単独ではなく、学協会連絡会としての発信が大事であることから、今後も学協会としての体制を維持し（必要に応じて拡大し）、活動を続ける。
- ・学協会会員に向けた全体会議を開催する。各学協会から、これまでの東電事故関連の活動、および今後の予定について報告を受け、ANFURD としての今後の活動の検討を行う。学会 10 年企画とも連動。

2. 廃炉関係

- ・トリチウム水については、一般の方々の理解増進のための活動を行う（放出の影響のビジュアル化など）
- ・学協会内に向けては、エネルギー委員会での議論をも踏まえながら、情報共有を図る。原子力学会では春・秋の大会でのセッションを考える。
- ・日本放射線影響学会（ANFURD 参加学会）より、第 63 回大会（@コラッセふくしま、2020 年 10 月）の ANFURD との連携シンポジウムの提案あり。講演案 6 件（以下）のうち後半 3 件を ANFURD から。

- ① 渡邊正己 先生（京大）「日本放射線影響学会の福島原発事故対応 Q&A 活動」
- ② 松本英樹 先生（福井大）「トリチウムによる健康影響」の冊子、JRR 誌に掲載予定の「Health Effects Triggered by Tritium: Public Understanding Based on Scientifically Supported Evidence」の紹介
- ③ 松本義久先生（東工大）：「長期的視点に立った放射線に関する科学リテラシー涵養とリスクコミュニケーション人材育成のための小中学校における「目で見える」放射線科学教育の実践研究」の活動内容紹介
- ④ （ANFURD）「トリチウム水の取扱いに関する議論の現状（仮）」
- ⑤ （ANFURD）「燃料デブリ取出しにおける潜在的課題（仮）」
- ⑥ （ANFURD）「廃炉の現状と課題への対応（仮）」

現在 ANFURD からの講演者を人選中。

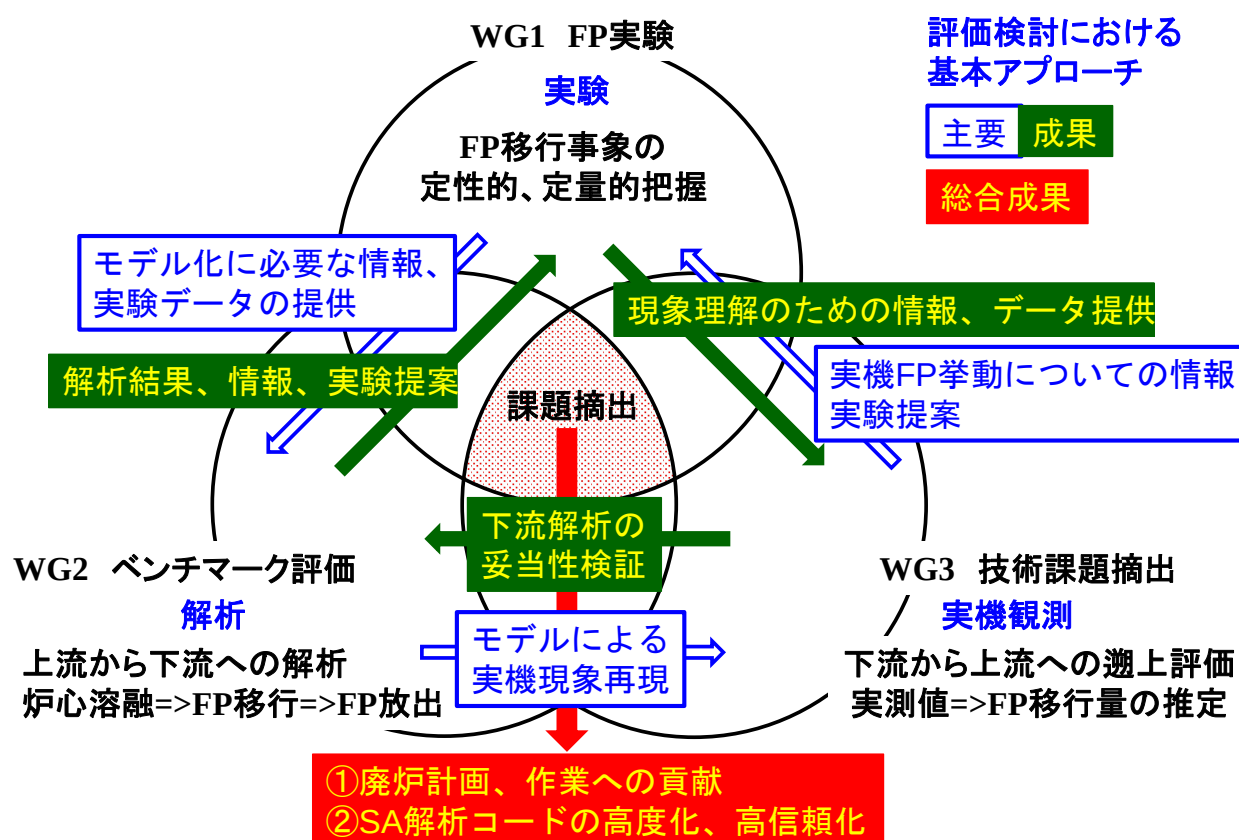
以上

日本原子力学会 「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」 研究専門委員会の活動現況

水化学部会
高木純一
内田俊介

3つのWGの役割分担と主要成果

No. 1



本委員会活動

第7回委員会(2019年 6 月 12 日、於エネ総研702会議室、出席者 36名)

- 大規模燃料デブリ取り出しのための新たな工法の提案 (東大・鈴木先生)
- Phase 2委員会活動成果としての技術報告書の刊行について (内田幹事)
- 本委員会のこれまでの成果とPhase 2の計画
 1. 研究専門委員会としての主要成果とPhase 2の主眼点(勝村主査、代内田)
 2. WG1 FP実験 (逢坂幹事)
 3. WG2 ベンチマーク評価 (唐澤幹事)
 4. WG3 技術課題抽出 (内田幹事)
- その他

第8回委員会(2019年 11 月 12 日、於エネ総研702会議室、出席者 36名)

- 講演1 「福島第一事故汚染物に関する放射性核種分析と由来の推定」
(NFD・金子昌章氏)
- 講演2 「SA時のFP化学挙動評価のための基礎研究-最近の研究トピックス」
(JAEA・三輪委員)
- 原子力学会2020年春の年会企画セッションについて
- その他、技術報告書の進捗状況他

2021年春に4年間の成果として、**委員会報告書**の出版を予定。

WG活動 <WG1:FP実験>

今年度はWG1の会合はまだ行っていない。

第7回会合を2020年 1 月に開催予定である。

WG活動 <WG2:ベンチマーク評価>

第8回会合(2019年 7月 30日、於エネ総研701会議室、出席者 10名)

- 話題提供 (JAEA・日高氏)
- 「FP挙動評価モデルの課題」検討 (討議)
- 「SA解析と廃炉解析」の課題抽出 (討議)
- その他

第9回会合(2019年 9月 24日、於エネ総研701会議室、出席者 10名)

- 講演 「PCV内線量率分布と崩壊熱評価」 (JAEA・奥村氏)
- SAコードで使用している沈着モデルの検討 (討議)
- 実測データとBSAF結果(主にSAMPSON)との比較検討 (討議)
- その他

WG活動 <WG3:技術課題抽出>

第6回会合(2019年 7月17日、於エネ総研701会議室、出席者14名)

- 講演1 「2号機原子炉建屋オペフロの放射線等調査結果について」
(東京電力HD・小松委員)
- 講演2 「1F事故注水停止後再注水時のH2/FP放出促進について」
(JAEA・日高委員)
- その他、Phase2でのWG3の議論の進め方、他 (討議)

第7回会合(2019年 11月 12日、於エネ総研701会議室、出席者 14名)

- 講演1 「福島第一事故汚染物に関する放射性核種分析と由来の推定」
(NFD・金子昌章氏)
- 講演2 「短/中/長期FP挙動解析手法」
(エネ総研・唐沢幹事/木野氏/内田幹事)
- WG3の今後の進め方 (討議)

学会誌解説記事の発行

解説記事

核分裂生成物と燃料デブリの比較

—福島第一原子力発電所の廃炉作業時に留意すべき核分裂生成物の影響—
日本原子力学会誌、Vol.61, No.9, p.25-30, 2019 (ATMOS、2019年9月号)

- ◆ 福島第一原子力発電所の廃炉作業は、まずは、燃料デブリ(デブリ)の存在箇所を同定し、これらを安全かつ確実に取り出して、最終的に安全に保管することで終結する。約40年にわたるデブリ取り出し作業では、環境への放射性物質の飛散を最小限に抑え、同時に作業従事者の放射線被ばくを最小に抑制することが必須である。廃炉作業を進めてゆくうえで障害となるのが、放射性の核分裂生成物(FP)である。
- ◆ 本稿では、デブリとFPの特性を紹介すると共に、FPをデブリ随伴FPと構造材等への付着FPとに分け、従事者の外部および内部被ばくに係る指標をインベントリ、線量換算係数などの積で定義する簡易評価手法を提示し、廃炉作業に係わる重要な核種を選定した。外部被ばく抑制には ^{137}Cs 、内部被ばく抑制には ^{90}Sr のほか ^{241}Am などの一部アクチニドへの対応が重要であることを示し、これらの核種についての研究課題を提示した。

2020年春の年会 企画セッション

◆ 企画セッションの概要

企画セッション

「シビアアクシデント時の核分裂生成物挙動」研究専門委員会の活動報告
— 3年間の活動実績と今後の展開 —

2020年春の年会 3月16日～18日 福島大学

座長(日本ラジオアイソトープ協会・勝村主査)

- | | |
|-------------------------|--------------|
| (1) 実機でのFP挙動に関わる状況把握の現状 | (東芝ESS・高木幹事) |
| (2) FP挙動評価に関する実験研究の調査結果 | (JAEA・逢坂幹事) |
| (3) 短/中/長期FP挙動評価 | (エネ総研・唐沢幹事) |
| (4) 研究専門委員会の寄与と役割 | (JAEA・内田幹事) |

◆ 本研究専門委員会は、3つのWGの活動を通し、1FでのFP挙動の把握、FP挙動評価のためのシビアアクシデント解析コードのベンチマーク評価及びそれらを支える基礎実験の計画・実施を進めている。

◆ 本セッションでは、円滑な廃炉作業遂行に必要なFP挙動把握に視点を置き、FP挙動の把握、予測に係わる諸課題とその対応について議論し、今後のまとめ方の妥当性の確認と必要な軌道修正を図りたい。

◆ 4年間の活動成果を技術報告書として発行予定(2020年6月)

技術報告書

「福島第一原子力発電所における核分裂生成物の短期/長期挙動（仮題）」

要旨、まえがき、研究専門委員会の活動状況概要

I. 基礎編

1. FPの基礎特性（基礎特性データベース）
2. 燃料デブリの基礎特性（「燃料デブリ」研究専門委員会報告書から）
3. FPと燃料デブリの基礎特性比較（主として放射能線量率の視点から）
4. 福島第一原子力発電所におけるFP挙動の把握（研究設備）
5. FP挙動に係わる基礎実験の計画とこれまでに得られた主要知見
6. シビアアクシデント解析コード（コードデータベース）

II. 廃炉におけるFPの挙動とその対応

1. 通常炉と事故炉の廃炉（被ばく線源、廃炉工程）
2. FP分布の把握
3. デブリ分布（ミュオン測定、SA解析）
4. FPの除去回収（スケーリングファクタ、他）
5. 汚染水処理
6. 環境汚染状況
7. 廃炉作業に係るリスク評価

III. 今後の課題

あとがき

参考文献

付録（ATMOS解説記事ほか）

日本原子力学会福島第一原子力発電所廃炉検討委員会
表彰制度について

2020 年 2 月 25 日
廃炉運営タスク

前回委員会にて、宮野委員長よりご提案のあった廃炉委の表彰制度について、運営タスク内での検討状況について、以下ご報告します。

1. 調査状況と今後の進め方

- ・現状、常置委員会での表彰制度の事例はなく、常置委員会に表彰制度を設けることの可否を理事会に諮り、審議頂く必要がある。
- ・理事会にて可となった場合は、廃炉委にて規程や細則案を作成し、承認いただく必要がある。
- ・今後、理事会に諮る前に、廃炉委としての考え方や検討状況を 4 月 15 日の総務・財務委員会にご説明、相談する予定。

2. 廃炉委としての表彰制度の考え方（案）

(1) 第 1 案

廃炉委にて表彰者を選考し、理事会に推薦。理事会の審議を経て学会表彰して頂く。

（理由）

- － 常設委員会には表彰制度がないため。
- － 学会表彰は、マスコミでの扱いを含め注目度が高い。

(2) 第 2 案

廃炉委にて表彰制度を設け、廃炉シンポジウム等の場を利用して表彰する。

（理由）

- － 学会表彰はハードルが高い。また複数の表彰は困難。

3. 表彰制度の内容案（検討状況）

添付を参照ください。

【添付】

廃炉委表彰制度の内容案（運営タスクにおける検討状況）

○表彰の要件

- ・福島第一の廃炉に係る公表された論文や発表資料(PPT 含む)から表彰対象を選定する。
(福島第一廃炉関連は、いわゆる“論文”は他分野に比べて少ないため、発表内容とその資料を対象にすることにより、機会をより多くする。)
- ・40歳以下の若手に限定して選択する。
- ・資格は、原子力学会員（正会員・学生会員）とする。
(学会員でない場合は、推薦されたら会員になってもらう。)

○募集

- ・原子力学会の情報メールサービスで、学会員全員に募集をかける。
- ・廃炉委／分科会メンバーに声かけ、推薦してもらう。
- ・自薦、他薦とも可とする。

○選出方法

- ・表彰は年1回とする。
- ・廃炉委内に「選考小委員会」を設置し、数件を選定。本委員会にて承認する。
(第1案の場合、学会表彰の推薦は1件か？)
(第2案の場合、12月頃から募集、2月審議・決定、3月シンポジウムにて表彰)

○副賞等

- ・学会表彰の場合は、その制度に基づく
- ・廃炉委として表彰する場合は、賞状、副賞（盾など）を授与する

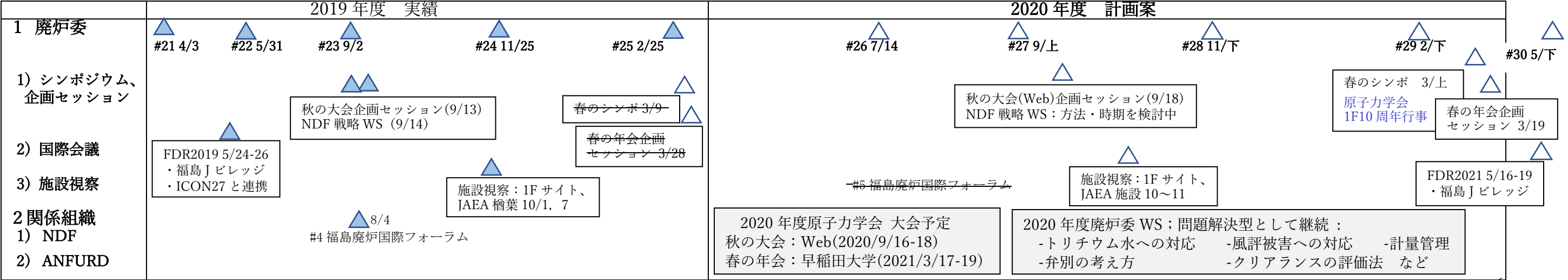
○今後の予定

- ・#25 廃炉委員会(2/25)にて審議頂く
- ・総務財務委員会(4/15)に案を説明、協議
- ・廃炉委としての案を#27 本委員会(5/19or20)にて審議、承認
- ・理事会にて審議、承認
- ・表彰選考小委員会メンバーの選任

廃炉委員会 年度スケジュール（2019 年度実績、2020 年度計画案）

2020.7.14 廃炉委 運営タスク

I 主な行事



II 委員会の主なテーマ・審議対象

	#21 2019.4.3	#22 2019.5.31	#23 9.2	#24 11.25	#25 2020. 2/25	#26 2020. 7/14	#27 9/上	#28 11/下	#29 2021 2/下	(#30 5/下)
1 本委員会	-春のシンポ報告 -春の企画セッション報告 -廃炉委 WS 概要 -事故調 課題のフォローについて	・体制/委員構成 ・2018 年度報告書案 ・2019 年度スケジュール ・秋の企画セッション計画 ・廃炉国際会議報告 ・施設視察計画	・秋の企画セッション準備状況 ・施設視察計画	・学会事故調提言フォローWG設置 ・廃炉委表彰制度 案 ・2020 年度予算案 ・秋の企画セッション報告 ・春の企画セッション/シンポ計画 ・施設視察報告	・春の企画セッション/シンポ中止 ・廃炉委 WS 報告	・体制/委員構成 ・2019 年度報告書案 ・2020 年度スケジュール ・秋の企画セッション計画 ・廃炉委表彰制度検討状況	・秋の企画セッション準備状況 ・施設視察計画 ・FDR2021 計画	・2021 年度予算案 ・秋の企画セッション報告 ・春の企画セッション/シンポジウム計画 ・施設視察報告	・春の企画セッション/シンポ準備状況 ・FDR2021 準備状況	・体制/委員構成 ・2020 年度報告書案 ・2020 年度スケジュール ・秋の企画セッション計画
2 分科会/WG から ・建屋構造分科会 ・廃炉リスク評価分科会 ・ロボット分科会 ・廃棄物分科会 ・強度基準検討分科会 ・事故調提言フォロー WG	中間報告書最終版 中間報告書(提言)案 中間報告書骨子	・2019 年度活動計画 ・設立趣旨	・廃炉リスク評価分科会報告書 2019 版案 ・廃棄物分科会 2019 年度中間報告 素案	廃炉リスク評価分科会報告書 (コメント処理) 廃棄物分科会中間報告書 (検討状況)	強度基準検討の方向 事故調提言フォローの方向	廃棄物分科会中間報告書 最終案	ロボット分科会中間報告書(提言)最終案	事故調提言フォロー WG 報告骨子	事故調提言フォロー WG 報告案	

3. 関係組織、関連部会・専門委員会から

	#21	#22	#23	#24	#25	#26	#27	#28	#29	(#30)
関係組織 -国 -NDF -IRID -JAEA -東電 -ANFURD	-廃炉研究開発連携会議報告 -IRID 研究開発の概況	1F 廃炉への取組み #3 福島廃炉国際フォーラム紹介 ANFURD 活動状況	NDF 廃炉戦略プラン 2019 要旨 JAEA 研究開発現況			1F 廃炉への取組み	NDF 廃炉戦略プラン 2019 要旨	JAEA 研究開発現況	-IRID 研究開発の概況 ANFURD 活動状況	1F 廃炉への取組み
部会/専門委員会 -SA 時の FP 挙動 専門委・水化学部会	活動報告			活動報告		活動報告		活動報告		活動報告

本報告書への御意見、お問い合わせは
廃炉委員会担当の下記まで御願います。

問い合わせ先 日本原子力学会事務局 廃炉委員会担当(安部・篠崎)
電話：03-3508-1261 Email：hairo@aesj.or.jp