

福島第一原子力発電所事故： 未解明事項の調査と評価

2018 年 1 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

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会

事故提言・課題フォロー分科会 調査報告書の公開にあたって

福島第一原子力発電所の廃止措置は、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す。このため、日本原子力学会としてこの問題に長期に取り組み、福島第一の廃炉作業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・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」を設置し、廃炉作業全体を俯瞰し学会としてふさわしい様々な課題に取り組む活動を行っています。

現在、学会事故調の提言及び事故進展の更なる解明のための課題のフォロー、廃炉作業に求められるロボット技術開発の掘り下げ、福島第一設備、特に建屋の構造の性能の学会としての確認、廃炉作業に伴う「リスク」についての検討、及び廃炉作業で発生する放射性廃棄物を含む廃棄物の扱いの検討などについて、分科会を設置して課題の掘り下げを進めています。

事故提言・課題フォロー分科会では、学会事故調が 2014 年 3 月の最終報告書で指摘した「事故進展に関し今後より詳細な調査と検討を要する事項」に加え、その後に得た知見により、さらに検討を要する事項を調査・評価してきました。その結果がまとまりましたので、ここに報告いたします。これを日本原子力学会ホームページに公開して、広く共有するものです。

この事故の未解明事項の現況に対する皆様のご理解の一助となれば幸いです。

今後も 各分科会の報告・提言がまとまり次第 逐次、報告、公開して行く予定です。

福島第一原子力発電所廃炉検討委員会

委員長 宮野 廣

2018 年 3 月

1. はじめに

日本原子力学会は、2011 年(平成 23 年)3 月 11 日の東日本大震災に伴い発生した福島第一原子力発電所事故に対して「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」(以下、「学会事故調」という。)を設置し、原子力分野の専門家による審議を重ね、その審議結果を 2014 年 3 月に「福島第一原子力発電所事故 その全貌と明日に向けた提言: 学会事故調 最終報告書」(以下、「学会事故調報告書」という。)として出版した。学会事故調報告書の第 6 章付録においては、「事故進展に関し今後より詳細な調査と検討を要する事項」が取りまとめられている。

2017 年 9 月で福島第一原子力発電所事故が発生してから 6 年半が経過し、学会事故調報告書で取りまとめられた「事故進展に関し今後より詳細な調査と検討を要する事項」に関して多くの知見が得られてきた。そこで福島第一原子力発電所廃炉検討委員会傘下の事故・課題提言フォロー分科会に「事故進展に関する未解明事項フォローWG」(以下、「WG」という。)を発足し、2014 年 3 月に出版された学会事故調報告書の「事故進展に関し今後より詳細な調査と検討を要する事項」に加えて、事故進展に関しさらに検討すべき事項を改めて公開文献により幅広く調査した上で、これらの検討すべき事項(以下、「未解明事項」という。)に関して、これまでに得られた新たな知見及びこれらに基づく検討状況を整理表として取りまとめた。これにより、現時点における未解明事項の検討状況及び残された未解明事項を明らかにすることを目的としている。

未解明事項の調査・評価は、福島第一原子力発電所事故の教訓をくみ取る観点から重要である。今後進むと考えられる廃炉作業に伴い、残された未解明事項の検討に必要な情報が得られると考えられることから、整理表には廃炉作業時に確認が必要と考えられる項目を示した。

なお、事故進展に関する未解明事項の解明には、長い時間を要するものも含まれていることから、未解明事項の調査・評価の進展に応じて、その結果を取りまとめていくことが望まれる。

WG の委員等及び開催実績を以下に示す。

(主査) 越塚 誠一 東京大学大学院

(幹事) 山本 章夫 名古屋大学大学院

井上 英彦 中部電力株式会社

(委員) 宇井 淳 一般財団法人 電力中央研究所

植田 拓郎 原子力損害賠償・廃炉等支援機構

黒崎 健 大阪大学大学院

近藤 雅裕 東京大学大学院

杉本 純 東京工業大学

鈴木 博之 一般財団法人 エネルギー総合工学研究所

成川 隆文 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構

溝上 伸也 東京電力ホールディングス
山野 秀将 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構
永瀬 文久 国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構（平成 28 年度迄）
古谷 正裕 一般財団法人 電力中央研究所（平成 28 年度迄）

- ・第 1 回 WG 平成 28 年 10 月 5 日
- ・第 2 回 WG 平成 28 年 12 月 16 日
- ・第 3 回 WG 平成 29 年 2 月 9 日
- ・第 4 回 WG 平成 29 年 4 月 7 日
- ・第 5 回 WG 平成 29 年 6 月 21 日
- ・第 6 回 WG 平成 29 年 8 月 21 日

2. 調査対象とした報告書類

事故進展に関する新たな知見の抽出及び未解明事項の検討状況の参考として用いた公開の報告書類を添付 1 の「調査報告書一覧」に示す。52 編の国内の報告書類（学会事故調報告書第 6 章付録に記載している 14 編の参考文献を含む）及び 17 編の国外の報告書を対象として調査を実施した。調査は、これら全ての報告書類について行ったが、未解明事項に関連する新たな知見や検討状況についての記載が存在しない文献もあった。従って、整理表において、調査対象とした全ての報告書類が引用されてはいない。

3. 福島第一原子力発電所事故未解明事項およびその検討状況に係る整理表

調査対象とした報告書類から抽出された未解明事項について、文献の記載事項を「調査結果」、この調査結果に基づく検討状況に関する評価を「評価結果」として取りまとめた。評価を実施するにあたっては、添付 2 に示す未解明事項検討状況確認フローを用いた。これらの「調査結果」及び「評価結果」を取りまとめたものを「福島第一原子力発電所事故未解明事項およびその検討状況に係る整理表」として添付 3 に示す。本整理表は以下のように記述されている。

左から 2 欄目「対象号機」欄：未解明事項が該当する号機を記載。

左から 3 欄目「日時」欄：未解明事項に関連する事象が発生した日時を記載。

左から 4 欄目「分類」欄：未解明事項について「地震」、「津波」、「電源」、「冷却」、「計装」、「炉心損傷」、「閉じ込め」、「放射性物質の移行」、「水素爆発」、「使用済み燃料プール」、「その他」から該当する分類を記載。

左から 5 欄目「対象物」欄：未解明事項に関連する建屋や設備等の対象物を記載。

左から 6 欄目「未解明事項」欄：学会事故調報告書第 6 章付録または文献調査により抽出された未解明事項を記載。

左から 7 欄目「内容」欄：未解明事項が記載されている報告書番号、報告書名、および「未解明事項」欄の詳細な内容を記載。なお、報告書番号は、添付 1 の調査対象報告書一覧に示されているものである。

左から 8 欄目「調査資料」欄：未解明事項の解明状況の調査に用いた報告書番号を記載。

左から 9 欄目「調査結果」欄：「調査資料」欄の報告書類に記載されている未解明事項に関する新たな知見、検討、解明状況を記載。

左から 9 欄目「評価結果」欄：調査結果に基づき添付 2 の「未解明事項検討状況確認フロー」に従い(A)～(D)に分類した結果およびその判断理由を記載。また、廃炉作業時に未解明事項に関する新たな知見が得られる可能性があり、その観点から留意すべきものは「廃炉確認」と記載。

※整理表は「対象号機」→「日時」→「分類」の並び順としている。

4. 調査及び評価結果の概要

文献調査の結果、抽出された 73 項目の課題について、これまでに得られた知見と評価結果を整理表に取りまとめた。各課題の現状は未解明検討状況確認フローに従い、以下のように分類されている。

A：合理的な説明がなされていると判断されるもの

B：既存発電所の安全対策高度化や廃炉作業の進捗の観点から重要でないと考えられるもの

C：重要度は高いが、現時点では、これ以上の調査が困難であると考えられるもの

D：重要であり、今後も継続した検討が望まれるもの

なお、項目によっては、A/B, A/C, A/D のように複数の評価結果が与えられているものがあるが、これは、当該の未解明事項が複数の内容を含んでおり、これら複数の内容に対する評価が異なることを示している。

73 項目の課題に対する評価結果の割合は、以下のようにまとめられる。

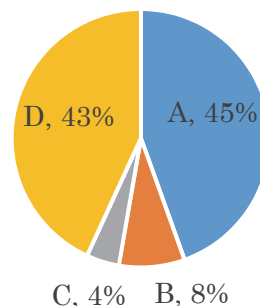
A：45%

B：8%

C：4%

D：43%

(複数の評価結果を含む項目については、それぞれの評価結果に対して等分の割合とした。)



この 6 年半に得られた知見や検討・考察により、A の「合理的な説明がなされている」と

判断される課題が相当数に上る。1号機 DG の停止原因については、新たに過渡現象記録装置のデータや現地調査などにより、津波によるものと考えることが最も合理的であることが明らかになっている(整理表番号 1)。また、地震動が安全上重要な機能に深刻な影響を与えておらず、冷却材圧力バウンダリに深刻な影響を及ぼしていないことが明らかになっている(整理表番号 4)。事故時の放射性物質の放出に関しては、モニタリングポストなどで観測された放射線量のピークと、そのピークを発生させた原因の関係が説明されている(整理表番号 22)。1号機については、原子炉建屋内の水素爆発シミュレーションが実施され、原子炉建屋の現状と整合的な結果が得られており、水素爆発時の様相についての理解が深まっている(整理表番号 23)。事故当時、原子炉水位計が適切な表示を示していなかったが、この誤表示のメカニズムが明らかになっている(整理表番号 27)。事故時、直流電源が失われた状態で 2号機の RCIC が長時間駆動したメカニズムについては、主蒸気管から流出した気液二相流により、RCIC の蒸気タービンが長時間駆動されたためと推定されている(整理表番号 47)。事故進展解析の再現解析において、実測データの時間変化を再現できなかったいくつかの点について、そのメカニズムが推定され、解析による再現度が向上し、事故進展に関する理解が深まっている(整理表番号 49, 50, 62, 65, 66 など)。

一方、D の継続して検討が必要な課題は、現時点においても、かなりの数に上る。特に、压力容器内/格納容器内の詳細な事故進展に関しては、部分的な格納容器内の調査が実施されているものの、得られている情報は限定的であり、その全貌は明らかとなっていない(整理表番号 7, 10, 12, 14, 15, 16, 17, 38, 51, 66 など)。また、2号機の格納容器ベントの成否にかかわるラプチャーディスクの状態や、1号機の IC の格納容器内側隔離弁の状態なども、機器設計や測定データ等からその作動状況については推定がなされているものの、現地調査が行われておらず、確定的な情報は得られていない(整理表番号 33, 60 など)。現場から得られる機器の作動状況に関する情報は、シビアアクシデントの進展の観点から重要な情報であると考えられ、廃炉作業の進展に併せて、継続した調査が望まれる。

5. おわりに

事故後 6 年半の検討により、事故進展の概要に関する主要な未解明事項は、おおむね明らかになりつつあるものと考えられる。一方、压力容器内/格納容器内の溶融燃料の挙動など、事故進展の詳細に関する未解明事項については、まだ今後の検討を要するものが多い。今後、廃炉作業を進めることにより、格納容器内及び压力容器内の状態が徐々に明らかになり、その過程で解明されていくものと期待される。

压力容器/格納容器内の情報は、事故進展の理解という観点から極めて重要であると考えられる。整理表において、今後の廃炉作業時に確認が必要な項目については、評価結果の欄に「廃炉確認」とのキーワードを記載しており、廃炉作業の計画立案及び実施にあたって、留意すべき点であると考えている。ただし、評価結果が A で合理的な説明がなされていると評価されていても、廃炉時に確認することでさらにその説明が補強されると考えられる

場合には、「廃炉確認」の記述を加えている。「廃炉確認」が必要とされている項目は、73 課題中 39 課題となっており、廃炉作業時に広範な知見が得られることが期待され、これらの知見を未解明事項の検討に活用することが重要となる。

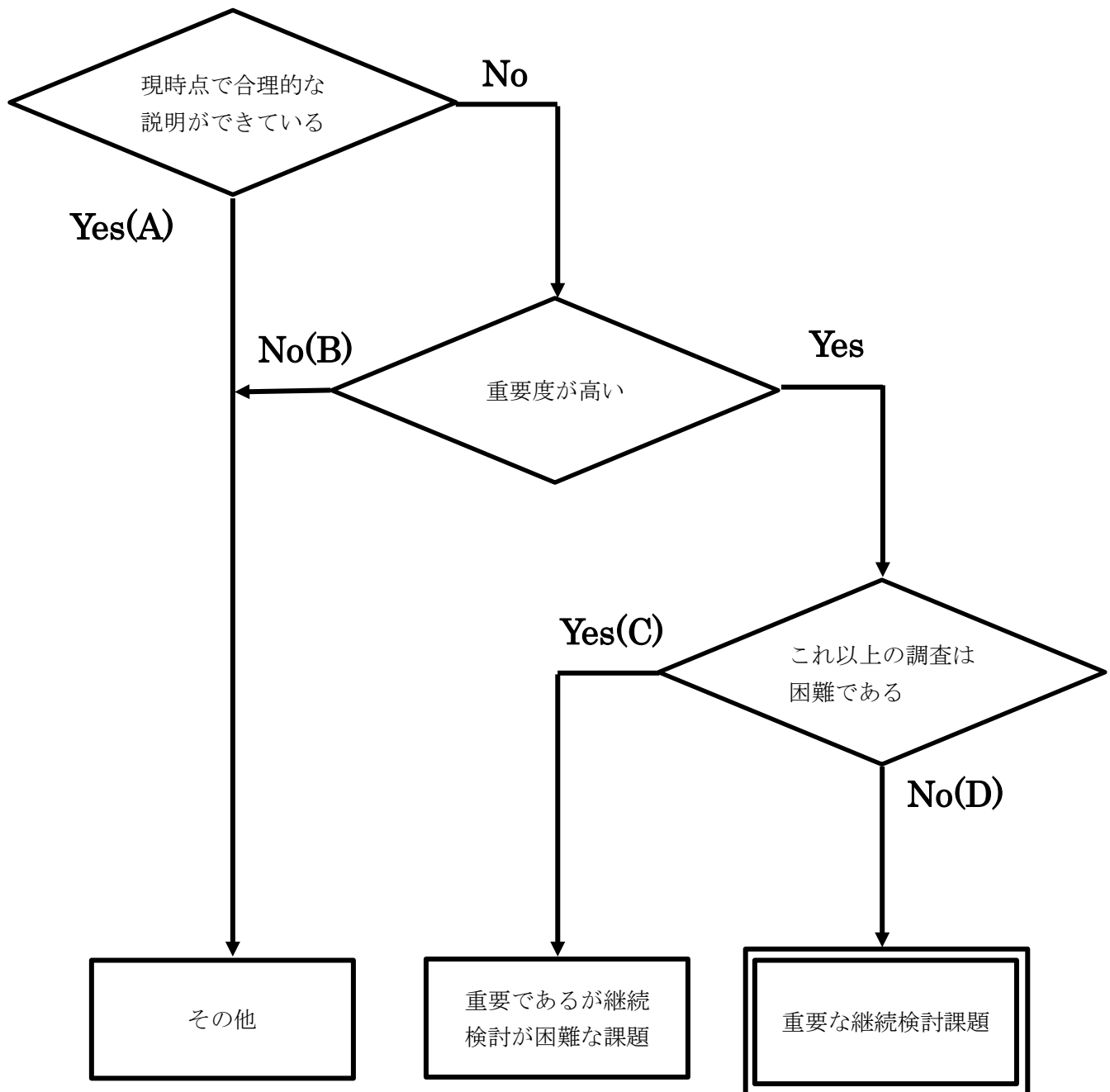
「事故進展に関する未解明事項フォローWG」において調査した報告書一覧

学会事故調最終報告書 6章付録」の参考文献

組織名		No.	報告書名	発行年月		
国内	政府	1	原子力安全に関するIAEA閣僚会議に対する日本国政府の報告書－東京電力福島原子力発電所の事故について【IAEA報告書】	2011年6月		
		2	原子力安全に関するIAEA閣僚会議に対する日本国政府の報告書－東京電力福島原子力発電所の事故について（第2報）【IAEA追加報告書】	2011年9月		
		3	東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会中間報告書【政府事故調中間報告】	2011年12月		
		4	東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会中間報告書【政府事故調最終報告】	2012年7月		
	国会	5	東京電力福島原子力発電所事故調査委員会報告書【国会事故調】	2012年7月		
	原子力規制庁 （旧原子力保安院）	6	東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について（中間とりまとめ）	2012年2月		
		7	東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見について	2012年3月		
		8	東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会（第1回～第6回）	2013年5月 ～2014年7月		
		9	東京電力福島第一原子力発電所 事故の分析 中間報告書	2014年7月		
	経済産業省	10	東京電力福島第一原子力発電所1～3号機の炉心損傷状況の推定に関する技術ワークショップ	2011年11月		
			東京電力(株)福島第一原子力発電所事故に関する技術ワークショップ	2012年7月		
	経済産業省 廃炉・汚染水対策事業	11	総合的な炉内状況把握の高度化報告書（IRID及びエネルギー総合工学研究所）	2012年～		
		12	燃料デブリ性状把握報告書（IRID）	2012年～		
		13	原子炉格納容器内部調査報告書（IRID）	2012年～		
		14	原子炉圧力容器内部調査報告書（IRID）	2014年～		
		15	燃料デブリ検知技術（ミュオン）活用報告書（IRID）	2014年～		
	原子力損害賠償・廃炉等支援機構	16	東京電力ホールディングス㈱福島第一原子力発電所の廃炉のための技術戦略プラン2016	2016 年7 月		
	東京電力	17	福島第一原子力発電所事故における放射性物質の大気中への放出量の推定について【東電放出量推定】	2012年5月		
		18	福島原子力事故調査報告書（中間報告）	2011年12月		
		19	福島原子力事故調査報告書（最終報告）	2012年7月		
		20	福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討	第1回：2013年12月 第2回：2014年8月 第3回：2015年5月 第4回：2015年12月		
		21	福島第一原子力発電所3号機原子炉建屋1階シールドプラグが移動している要因の推定について（調査結果）	2015年3月		
		22	MAAPコードによる炉心・格納容器の状態の推定	2012年3月		
		23	国プロ「原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発」1号機原子炉建屋1階南側の汚染状況調査結果について	2014年1月		
		24	福島第一原子力発電所1/2号機排気筒周辺における線量調査結果について	2016年10月		
		25	2号機PCV内部調査について ～自走式調査装置による調査～	2017年2月		
		26	1号機PCV内部調査について	2017年3月		
		27	3号機原子炉格納容器内部調査について（速報まとめ）	2017年7月		
		学会	原子力学会	28	福島第一原子力発電所事故からの教訓	2011年5月
				29	何が悪かったのか、今後何をすべきか【福島第一原子力発電所事故に関するセミナー報告書】	2013年3月
	30			福島第一原子力発電所事故 その全貌と明日に向けた提言【学会事故調 最終報告書】	2014年3月	
	31			福島第一原子力発電所2号機の原子炉格納容器漏えいを踏まえた格納容器の事故時耐性強化と格納容器ベントの運用について	2016年3月	
	32			東日本大震災による津波を模擬した福島第一原子力発電所1号機タービン建屋の浸水解析【2015年春の年会】	2015年3月	
	日本保全学会		33	福島第一原子力発電所 事故原因の検証（保全セミナー：奈良林先生PPT）	2016年2月	
	日本学術会議		34	「東京電力福島第一原子力発電所事故によって環境中に放出された放射性物質の輸送沈着過程に関するモデル計算結果の比較」報告	2014年9月	
			35	東京電力福島第一原子力発電所において発生した事故事象の検討（分科会記録）	2014年9月 2016年6月	
	原子力技術協会		36	東京電力（株）福島第一原子力発電所の事故の検討と対策の提言【原技協報告書】	2011年10月	
	新潟県 技術委員会		37	新潟県原子力発電所の安全管理に関する技術委員会	2011～2016年	
			38	福島事故検証課題別ディスカッション資料	2013～2016年	
	民間	福島原発事故独立検証委員会	39	福島原発事故独立検証委員会 調査・検証報告書【民間事故調】	2011年12月	
		チームH ₂ Oプロジェクト	40	福島第一原子力発電所事故から何を学ぶか、最終報告	2011年12月	
		石川遼夫	41	考証 福島原子力事故 炉心溶融・水素爆発はどう起こったか	2014年3月	
	JAEA	久木田 豊/渡邊 憲夫	42	福島第一原子力発電所1号機において地震に起因する冷却材漏えいが事故の原因となった可能性があるという指摘について	2014年11月	
		渡邊憲夫他	43	福島第一原子力発電所事故に関する5つの事故調査報告書のレビューと技術的課題の分析 事故の進展と原因に焦点を当てて	2013年5月	
	エネルギー総合 工学研究所	内田俊介他	44	Evaluation of Accumulated Fission Products in the Contaminated Water at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant	2014年12月	
		内田俊介他	45	Temperature dependent fission product removal efficiency due to pool scrubbing	2016年5月	
		Marco Pellegrini他	46	Suppression pool testing at the SIET laboratory: experimental investigation of critical phenomena expected in the Fukushima Daiichi suppression chamber	2016年2月	
	電力中央研究所	丸善出版株式会社	47	東日本大震災合同調査報告 原子力編	2014年	
		Nuclear Plant Chemistry Conference, NPC 2014	48	Study on the radioactive wastewater treatment system for Fukushima Daiichi nuclear power station (I) Cs adsorption characteristics on sorbent	2014年	
		Nuclear Plant Chemistry Conference, NPC 2014	49	Study on the radioactive wastewater treatment system for Fukushima Daiichi Nuclear Power Station (II) Sr adsorption characteristics on zeolite	2014年	
		第29回「バックエンド」夏期セミナー	50	福島第一原子力発電所事故で発生した廃棄物のインベントリ評価に関する考察	2013年	
		日本原子力学会 核燃料部会溶融燃料サブワーキンググループ	51	軽水炉の炉心損傷に関する研究の現状	2013年11月	
津旨大輔他		52	福島第一原子力発電所から漏洩した137Csの海洋拡散シミュレーション	2011年11月		

国外	IAEA		A	International Experts Meeting on Reactor and Spent Fuel Safety in the Light of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant（原子炉と使用済み核燃料の安全性に関する報告書）	2012年3月
			B	The Fukushima Daiichi Accident Report by the Director General（福島第一原子力発電所 事務局長報告書）	2013年4月
			C	Mission Report IAEA International Peer Review Mission on Mid-and-Long-Term Roadmap Towards Decommissioning of TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Units 1-4（東京電力(株)福島第一原子力発電所1～4号機の廃炉に向けた取組に関する報告書）	第1回：2013年3月 第2回：2014年2月 第3回：2015年3月
	OECD/NEA		D	2013 NEA report The Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Accident: OECD/NEA Nuclear Safety Response and Lessons Learnt	2013年9月
			E	NEA/CNRA/WGOE, Report on Fukushima Daiichi NPP Precursor Events	2014年1月
			F	Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant (BSAF Project)	2015年3月
			G	Five Years after the Fukushima Daiichi Accident: Nuclear Safety Improvements and Lessons Learnt（福島原子力発電所事故後の5年：原子力安全の改善と教訓）	2016年2月
	米国	NRC （米国原子力規制委員会）	H	Recommendations for Enhancing Reactor Safety in the 21st Century: The Near-Term Task Force Review of Insights from the Fukushima Dai-ichi Accident	2011年7月
			I	The United States of America National Report for the 2012 Convention on Nuclear Safety Extraordinary Meeting	2012年7月
		ANS（米国原子力学会）	J	Fukushima Daiichi: ANS Committee Report	2012年3月
		EPRI（米国電力研究所）	K	Fukushima Daiichi Accident – Technical Causal Factor Analysis	2012年3月
		ASME（米国機械工学会）	L	Forging a New Nuclear Safety Construct	2012年1月
		INPO （米国原子力発電運転協会）	M	Special Report on the Nuclear Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station	2011年11月
			N	Lessons Learned from the Nuclear Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Station（福島第一原子力発電所における原子力事故から得た教訓）	2012年8月
	英国	HSE（英国安全衛生庁）	O	Japanese earthquake and tsunami:Implications for the UK Nuclear Industry Interim Report	2011年5月
	韓国	韓国政府	P	Policy Issue 0 Report of the Korean Government Response to the Fukushima Daiichi Nuclear Accident	不明
	カナダ	CNSC（カナダ原子力安全委員会）	Q	CNSC Fukushima Task Force Report	2011年10月

未説明事項検討状況確認フロー



※整理表の各項目を A,B,C,D と分けて整理する。

A：合理的な説明がなされていると判断されるもの

B：既存発電所の安全対策高度化や廃炉作業の進捗の観点から重要でないと考えられるもの

C：重要度は高いが、現時点では、これ以上の調査が困難であると考えられるもの

D：重要であり、今後も継続した検討が望まれるもの

福島第一原子力発電所事故未解明事項およびその検討状況に係る整理表

※1 各報告書は『「事故進展に関する未解明事項フォローWG」において調査した報告書一覧』に記載。

番号	対象号機	日 時	分 類	対象物	未 解 明 事 項	内 容	調査資料※1	調 査 結 果 ／ 評 価 結 果
1	共通	津波襲来時	津波	原子炉建屋，コントロール建屋，タービン建屋	津波の進入経路と，原子炉建屋，コントロール建屋，タービン建屋の各部屋（区画）の浸水開始時刻，最大浸水深，浸水深の時間変化 1号機 DG の機能喪失要因	30. 学会事故調最終報告書（表 6 章付録） たとえば，2 号機の RCIC 室については，3 月 12 日午前 2 時頃までに原子炉建屋内への水の侵入があったことが報告されている。一方，「政府事故調最終報告書」では，4 号機原子炉建屋の浸水状況から 2 号機原子炉建屋の浸水の推認をすることは困難があるとしている。また，「国会事故調報告書」では，津波襲来前に非常用 DG が停止した可能性が指摘されている。浸水経路とその時間変化に関する情報は，原子炉建屋の低い位置に設置されている各種機器・電源の機能喪失を時系列で詳細に確認する際に必要である。	9(8) 35 20 37 38	【調査結果】 9(8)．規制庁検討書：13 ページ～ 1 号機 DG (A) が津波により機能喪失したこと及びその原因を，現地調査，過渡現象記録装置の計測データ，東電による津波到達時間評価結果等から分析。 35. 日本学術会議総合工学委員会原子力事故対応委員分科会の報告書（p. 16） 1 号機への津波到着時刻は 15 時 36 分 47 秒前後と推定されている。 20. 東電 52 項目：添付資料 地震津波-1 連続写真の分析等により，津波が発電所に到達した際の挙動を，時系列に整理。津波の敷地への到達時刻，海水ポンプ等の機能喪失時刻を分析。敷地への津波到達時間は 15 時 36 分台であること，DG の運転記録および非常用電源盤の電圧の分析結果から津波が原因で DG が機能喪失たと示している。 20. 東電 52 項目：添付資料 1-3 1 号機 DG (A) が津波により機能喪失したことを，過渡現象記録装置の計測データから分析。 20. 東電 52 項目：添付資料 2-2 2 号機格納容器圧力の上昇が，解析で想定されるより小さい原因を分析している。一つの仮説として，トーラス室へ流入した海水がヒートシンクとなった可能性を検討，このシナリオにより，格納容器圧力上昇の抑制が説明できることを示した。 37. 新潟県原子力発電所の安全管理に関する技術委員会 平成 28 年度第 2 回委員会資料 3（委員等の意見） 全電源喪失の原因について国の検討会や東京電力が検証している。原因は浸水と考えられるが，浸水原因の検証は不十分であり，全電源喪失に至った詳細なプロセスは不明である。1 号機以外における全電源喪失のプロセスについても確認する必要がある。 38. 福島事故検証課題別ディスカッション【地震動による重要機器の影響】第 8 回資料 2 非常用電源設備への津波侵入の経路長が長いほど機能喪失時刻が遅い傾向が確認できており，非常用交流電源は津波により機能喪失たと推定される。 【評価結果】 A 廃炉確認 ・種々の評価結果及び DG の機能喪失時に余震が発生していなかったことなどを合わせて考えると，DG の機能喪失に至った要因は，浸水であると考えることが最も合理的である。 ・各建屋への浸水のプロセスは，津波侵入の経路長と機能喪失時刻との相関が確認されているなど，概略については把握できていると考えられる。ただし，津波侵入プロセスについては，高精度津波シミュレーションや廃炉作業において新たに得られる知見を活かして，より詳細な全体像を検討する余地がある。
2	共通	津波襲来時	冷却	注水ポンプ（HPCI，CS，CCS，MUWC，CRD，SLC，RHRS）	被水・没水による注水ポンプ（HPCI，CS，CCS，MUWC，CRD，SLC，RHRS）の機能喪失状況	30. 学会事故調最終報告書（表 6 章付録） 電源喪失もしくはサポート系の喪失で機能喪失したものと，本体の被水・没水で機能喪失したものの分類が必要と考えられる。「技術的知見」の表 IV-2-1 に状況がまとめられているが，「政府事故調中間報告書」によると，たとえば，1 号機の地下 1 階は水没していたとされており，電源が失われなかった場合に，地下階に設置されていた機器などが使用できたどうかは確認できない。交流電源が失われていなければ使用できたものと，交流電源が失われていなくても使用できなかったものの分類が事故対応に関する検討をさらに進めるうえで必要と考えられる。	35	【調査結果】 35. 日本学術会議総合工学委員会原子力事故対応委員分科会の報告書（p. 2, 3, 8） 3 号機の HPCI に関して，津波襲来後 12 日 11 時 36 分に RCIC が停止，その後 12 時 35 分に HPCI 起動に成功。ただし，HPCI による冷却は原子炉圧力が低下した 12 日 17 時 30 分頃以降は有効に働いていなかったと考えられる。13 日 2 時 42 分頃，手動で停止される。 【評価結果】 C ・廃炉作業において現場確認は可能であると考えられるが，現場確認の結果から事故当時の機能喪失状況を検討することは困難であると考えられる。

3	共通	代替注水開始時	冷却	消防車	消防車による代替注水開始直後における注水量の時間変化	30. 学会事故調最終報告書（表 6 章付録） 注水量は吐出圧力、炉心圧力、代替注水ラインの漏えい量との兼ね合いで決まるため、代替注水開始時に炉心に注水されていた量は明確ではない。また、注水がバイパスラインに分流していた可能性も指摘されている。代替注水量は炉心損傷の進展を正確に解析するために重要である。	11 43 38 F 20 【調査結果】 11. 総合的な炉内状況把握の高度化報告書 1 号機:MAAP コードで消防車からの注水がある場合と注水がない場合の感度解析を実施した。注水ありのケースでは、注水操作のタイミングでドライウエル圧力が変動するが、実測値では圧力はほぼ線形に変化していた。したがって、事故初期には R P V へは冷却水は殆んど届いていなかった可能性が高い。 2 号機: MAAP コードで RPV 圧カスパイク発生後の消防車注水量について感度解析を実施した。消防車注水量のわずかな差が RPV 破損有無に影響し、また、破損位置に応じてデブリ落下量が異なることを確認した。 43. 福島第一に関する 5 つの事故調査報告書のレビューと技術的課題の分析 RCIC 停止から 13,000 秒(約 3.6 時間)以内に原子炉の減圧と代替注水を行っていれば、2 号機の炉心損傷を回避できた可能性が高いことが示されており、ある程度の時間的余裕はあったのではないかと考えられる。 38. 福島事故検証課題別ディスカッション 福島事故検証課題別ディスカッションの課題と議論の整理（平成 27 年 5 月 27 日現在） 仮に、消防車による代替注水が全て炉心に注水されれば、燃料は冠水し十分な冷却がなされることになったと考える。実際には事故の進展を止めることはできなかったことから、燃料を冠水させるほど流量は確保できず、漏えいがあったと考える。 MAAP による事故進展解析においては、計測された格納容器圧力等を再現できるように調整している。その結果、号機により異なるが、消防車の吐出量の 1〜4 割程度の流量としている。 F. Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant <1 号機>p. 28 ・質量流量とタイミングに不確かさがある。 <2 号機>p. 33 ・質量流量とタイミングに不確かさがある。 <3 号機> p. 36 各析結果は RPV の再循環ラインに効果的に注入された冷却材流量の不確かさを示している。解析から、RCS/RPV に到達した水量は 50%〜10%未満であったと推定されている。 20. 東電 52 項目：添付資料 1-4、1-5、添付資料 3 消防車から RPV への注水ラインについては、CST、復水器などへのバイパスラインが存在しており、1 号機の場合、注水量の 20%〜50%が RPV に注水されたとの評価になっている。なお、この注水量は、MAAP での事故進展解析に用いている注水量より多く、MAAP の解析は保守側になっている。2、3 号機に対する同様の評価を今後実施予定。 20. 東電 52 項目：添付資料 1-4 代替注水の一部が原子炉以外へ通ずる配管へ流れ込んでいた可能性があるため、時系列情報およびプラントパラメータから原子炉へ届いた注水流量について検討を行った。 1 号機：注水開始／停止時のプラント挙動のうち、注水開始／停止との明確な因果関係が確認できるものは無い。 2 号機：14 日 18 時 02 分の SRV 強制開後、原子炉が減圧されると原子炉へ注水が届いたと推察されるが、どの程度届いたかは不明である。 3 号機：注水の開始（再開）／停止に対して、プラントパラメータが明確な反応を示していないケースが多くあり、消防ポンプがはき出した全量が原子炉へ注水されていた可能性は低いものと考えられる。 【評価結果】 D 廃炉確認 ・代替注水時のバイパスラインに関する知見などが得られているが、現時点でも代替注水量についてはかなりの不確かさが存在する状況である。 ・また、代替注水量は、事故進展過程に対して非常に大きな影響を及ぼす。 ・廃炉作業に伴って得られる炉内の状況などの情報、炉内状況解析の高精度化などを活用して代替注水量の不確かさを低減する検討を行うことが可能であると考えられる。
---	----	---------	----	-----	----------------------------	---	---

4	共通	－	地震動	－	地震動が設備に与えた影響	30. 学会事故調最終報告書（表 6 章付録） 安全上重要な機器については、全交流電源喪失に至るまでのプラントデータなどから安全機能に支障を来すような深刻な影響はなかったと推定されているが、微少漏えいなどの有無については現時点では完全には確認されていない。 また、安全重要度が低い機器の状態については、まだ直接確認できていない部分があり、今後の知見拡充のため、確認を進める必要がある。	8 34 20 37	【調査結果】 8. 規制庁検討書：5 ページ～ 津波到達までは、漏えいが発生したデータは見いだせない。仮に微少漏えいが発生したとしても、10 時間程度の時間経過で炉心損傷が発生するとは考えられない。 34. 日本学術会議総合工学委員会原子力事故対応委員分科会の報告書（p. 13） 1 号機に関して、地震発生後に実際に測定された原子炉格納容器圧力の挙動と独立行政法人原子力安全基盤機構の解析結果を比較したうえで、配管破損が地震動そのものによって起きた事実はなかったといえる、とされている。 20. 東電 52 項目：添付資料 1-3 観測データ、物理法則と照らし合わせると、地震による LOCA はなかったと言える。 37. 新潟県原子力発電所の安全管理に関する技術委員会平成 28 年度第 2 回委員会資料 3（委員等の意見（合意事項）） これまでの議論では、地震動により非常用電源設備が損傷した客観的証拠は確認していない。一方で、損傷はなかったとする決定的な根拠もなく、損傷の可能性については否定することはできない。 （東京電力の主張） ○プラントデータによる評価 少なくとも地震発生から全電源喪失までの間は、原子炉の圧力バウンダリは維持されており、冷却機能は維持されていた。なお、プラントデータに影響を与えないような漏えいがあったとしても、安全機能に影響を与えるものではない。 ○解析による評価 ・原子力規制委員会の「東京電力福島第一原子力発電所事故における事故の分析に係る検討会の中間報告書」の以下の指摘は、当社見解を支持するものである。 ①津波到達までは、漏洩が発生したデータは見いだせない。 ②仮に漏えいが発生した場合でも、保安規定上何らかの措置が要求される漏えい率を超えるものではない。仮に 10 時間程度の漏えいが継続しても漏えい量は少なく、電源等の安全機能が正常であれば、炉心損傷が発生するとは考えられない。 ・地震観測波を用いた地震応答解析では、非常用復水器の配管の評価値は全て評価基準値を満たしている。 【評価結果】 A 廃炉確認 ・全電源喪失に至るまでのプラントデータから、地震動が安全上重要な機能に深刻な影響を及ぼしておらず、また、バウンダリの健全性が安全上問題ないレベルで維持されていたことは明らかである。 ・感度解析の結果、バウンダリの健全性が保たれていない場合には全電源喪失後の原子炉圧力の変化が再現できないことが示されており、全電源喪失後もバウンダリの健全性が大きく損なわれる状況ではなかったと考えることが合理的である。 ・廃炉作業に伴い、安全上重要でない機器も含めて現場確認を実施し、状況を確認していくことが望まれる。
5	共通	－	津波	－	津波による建屋および設備の被害状況の再現性	30. 学会事故調最終報告書（表 6 章付録） 津波の波力を考慮したシミュレーションにより、建屋および主要設備の被害状況が再現できるかどうかは、津波シミュレーションの検証として重要である。また、漂流物による影響の確認も重要であると考えられる。	32	【調査結果】 32. 東日本大震災による津波を模擬した福島第一原子力発電所 1 号機タービン建屋の浸水解析 p. 343 1 号機タービン建屋への津波侵入状況を、3 次元粒子法シミュレーションにより解析している。大物搬入口破損後、電源盤は早期に浸水するが、地下のディーゼル発電機が浸水するまでには時間差があるとの評価結果となっている。 【評価結果】 D ・3 次元粒子法シミュレーションを用いた 1 号機タービン建屋の浸水状況など、最新の解析技術を用いた評価が実施されつつある。 ・津波シミュレーション手法については、継続して高度化に取り組むことが重要であると考えられる。

6	共通	2, 3	冷却	SRV	炉心損傷後の SRV の動作	20. 東電 52 項目：添付資料 2-12 操作に必要な直流電源の喪失により、開操作は仮設バッテリーに頼らざるを得ず、SRV 開操作のため様々な努力がなされたが、意図通りに SRV が開かず原子炉圧力が低下しないこともあった。SRV の挙動の解明は安全設計上重要である。	20	【調査結果】 20. 東電 52 項目：添付資料 2-12, 3-4 2 号機：3 月 14 日から 15 日にかけて、SRV の開操作を実施したにもかかわらず、原子炉圧力が低下しなかったケースが確認された。開操作のための N2 ガス供給圧力と原子炉圧力および格納容器圧力の関係による力学的要因について検討を実施した。 3 号機：13 日 9 時頃の RPV の減圧は MAAP で SRV1 弁の開を仮定した解析より急激であった。SRV の ADS の作動に必要な条件について検討を行い、全て達成された可能性があることを示した。MAAP コードによる感度解析結果より、ADS 作動による 6 弁開の条件下で減圧挙動を再現できることがわかっている。 20. 東電 52 項目：添付資料 2-12 2 号機：原子炉圧力、格納容器圧力の推移および力学的な評価をふまえて検証し、電磁弁への電源の確保、窒素ガス供給圧力の確保、漏えいを低減する取り組みの重要性が確認できた。個別の SRV の作動状況については、確定できない要素がある。 20. 東電 52 項目：添付資料 2-12 2 号機：電磁弁への直流電源喪失、SRV 駆動用の窒素ガス圧力低下、格納容器内温度上昇などによる電磁弁のシール材劣化、格納容器内圧が上昇・SRV に対する背圧になり SRV の駆動圧が不足したこと、などが SRV 不動作の原因とされている。 【評価結果】 A ・SRV の挙動については、直流電源及び格納容器内の背圧の影響も含め、合理的に説明できているものと考えられる。
7	共通	—	冷却	圧力容器、格納容器	海水注入による圧力容器内および格納容器内の塩分蓄積量 海水冷却時の除熱効果	30. 学会事故調最終報告書（表 6 章付録） 代替注水による冷却効果および塩分による冷却阻害効果、腐食など系統への影響を見積もるために必要であると考えられる。ただし、今回は塩分の析出が問題になる前に圧力容器からの液相の漏えいが発生していた可能性あり。	—	【調査結果】 塩分蓄積量については、現段階で確認することは困難であり、また、さらに今後廃止措置過程で新たな情報が得られる見込みもないと考えられる。 【評価結果】 C/D ・塩分の蓄積については、現時点では確認できないものと考えられる。(C) ・塩分を含む海水を代替注水したときの冷却効果(熱伝達)については、必ずしも知見が十分ではなく、継続して検討する余地がある。(D)
8	共通	—	炉心損傷	炉心	炉心がドライ状態であった場合の γ ヒーティングによる発熱の分散効果	41. 考証 福島原子力事故 炉心溶融・水素爆発はどう起こったか 炉心が冠水状態にない場合、炉心で発生した γ 線により、原子炉容器(構造材)が直接加熱される。熱伝導と異なるメカニズムによる温度上昇について検討する必要がある。	—	【評価結果】 D ・冷却材がない状態では、γ ヒーティングによる発熱分布は、冠水状態に比べて変化すると考えられるが、定量的な評価はなされていない。この効果を定量化することにより、燃料の温度上昇など、事故進展への影響を評価することができると思われる。
9	共通	—	炉心損傷	燃料被覆管	(酸化)ジルコニウムの高温挙動	41. 考証 福島原子力事故 炉心溶融・水素爆発はどう起こったか 炉心の温度上昇におけるジルコニウム－水反応、酸化膜形成後の酸化進行、炉心損傷過程で生じる酸化ジルコニウムの機械的特性、燃料棒崩落メカニズムを適切に考慮し、炉心損傷の進行過程を評価する必要がある。	—	【調査結果】 酸化の進行、酸化に伴う発熱、燃料棒内で起こる化学反応に関する基礎知見は十分に取得されており、適宜計算コードに反映されている。一方、高温における酸化物の機械特性、燃料棒溶融・崩落挙動やその条件、溶融した材料の酸化挙動等についての知見やモデル化は十分ではない。 【評価結果】 A/D ・酸化ジルコニウムの機械的特性について、基礎的なデータは存在する。(A) ・ただし、高温時の特性も含め、必ずしも最新のデータではないことから、より信頼性の高いデータの取得が望まれる(D)

10	1, 2, 3	－	炉心損傷	格納容器	DCH, シェルアタック, 水蒸気爆発などの可能性	30. 学会事故調最終報告書（表 6 章付録） 格納容器破損モードとして重要とされている格納容器直接加熱（DCH）、シェルアタック、水蒸気爆発などは生じなかったとみられている。これらの事象が発生しなかった理由を検討することは、今後のシビアアクシデント対策を検討するうえで重要である。	20	【調査結果】 11. 総合的な炉内状況把握の高度化報告書 SAMPSON コードの DSA モジュールで 1 号機の実機サンプ体系で MCCI 評価を実施した。D/W 床面積の約 40%まで燃料デブリ拡がる解析結果となったが、事故後の PCV 圧力挙動より、大規模なシェルアタックの可能性は小さいと判断している。20. 東電 52 項目：P43. 44（第 4 回報告） 3 号機では 1, 2 号機と比較して D/W 圧力が早期に大気圧まで低下している。また、窒素注入開始時に 1, 2 号機のような圧力上昇が観測されていない。したがって 3 号機の気相漏えいは 1, 2 号機と比較して大きい可能性がある。漏えい原因としてシェルアタックが考えられるが、1, 2 号機と比較して 3 号機は S/C 圧力測定値から求めた格納容器内の水位が高く、D/W 内にある程度の水位が形成されていることを示唆する観測事実があり、シェルアタックにより D/W 底部に大きな開口部が開いたとの説明と整合しない。 【評価結果】 A/D 廃炉確認 ・格納容器圧力測定値の変化に基づくと、早期大規模放出につながる格納容器の破損メカニズムと考えられていた DCH、シェルアタック、水蒸気爆発などは発生していないと考えることが合理的である。（A） ・1 号機においては、燃料デブリが格納容器内壁、あるいはその近辺まで達していた可能性があり、その影響について今後の確認が必要である。（D） ・廃炉作業に伴い、原子炉容器及び格納容器の破損メカニズム、格納容器内の状況が明らかになると想定されることから、これらの現象が発生しなかった理由を継続して検討することは重要であると考えられる。（D）
11	1, 2, 3	－	炉心損傷	燃料	熔融燃料の性状と炉心下部への移行挙動	20. 東電 52 項目：添付資料 1-8 複雑な下部構造を持つ BWR においては、燃料支持金具の冷却水の通過口から熔融した炉心が降下し、下部プレナムに流れ落ちることや、熔融物が炉心の径方向に成長し、外周部のバイパス領域へ流出後、さらにシュラウドと接触・破損させることによってダウンカマへ流出する経路等も考えられる。	15 20	【調査結果】 15. 「原子炉内燃料デブリ検知技術の開発」完了報告 平成 27 年 12 月, p. 15 ミュオン透過法の結果 1 号機：炉心部の高さ方向全体で燃料も水もないと考えるのが妥当20. 東電 52 項目：添付資料 1-8 下記の①～⑤の熔融燃料の移行経路について検討している。SNL の XR2-1 試験結果、および JAEA の制御棒ブレード崩落試験結果から①燃料支持金具の入口オリフィス、および②制御棒駆動機構配管の 2 経路を熔融燃料が通過し易いと推測される。MAAP および SAMPSON コードでは上記の 2 経路の他に④破損した炉心支持板と⑤破損したシュラウドからの移行も考慮している。③破損した核計装配管を通過する熔融燃料は貫通部内で固化する可能性が高い。 【評価結果】 D 廃炉確認 ・様々な解析により、燃料の移行挙動が評価されているが、不確かさが大きい状態である。原子炉容器内の状態は、ミュオンによる調査以外の情報は得られておらず、今後、廃炉作業に伴い得られる知見を活かしつつ継続して検討を行う必要がある。また、燃料デブリの性状については、不確かな点が多く、今後継続して検討が必要である。

12	共通	ー	炉心損傷	圧力容器, 格納容器	燃料の損傷状況, 溶融および落下した燃料デブリの圧力容器内および格納容器内の分布状況	30. 学会事故調最終報告書（表 6 章付録） 解析コードおよび解析機関によって異なる結果となっているが、いずれも損傷した燃料が圧力容器下部に落下し、さらに一部の燃料が格納容器ペDESTAL部に落下している可能性があるとの結果となっている。なお、圧力容器の下には制御棒駆動機構や点検用の大型機器が存在し、溶融した燃料が付着している可能性もある。現時点では、解析結果の不確定性が大きく、今後知見の拡充のために燃料取り出しの際などに詳細に観察を行う必要がある。この情報は燃料デブリ取出しの工程を詳細に検討する際にも重要である。	【調査結果】 10. 東京電力福島第一原子力発電所 1-3 号機の炉心損傷状況の推定に関する技術ワークショップ（福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心状態について） ・炉内に配置されている中性子計測モニタの 1 つである LPRM 検出器について、TDR（時間領域反射：断線／絶縁劣化の状況を確認できる試験方法）測定を実施した。 ・各制御棒駆動機構に配置されている制御棒の炉内位置を監視するモニタである PIP について、通電状況確認作業を実施した。 10. 東京電力福島第一原子力発電所 1-3 号機の炉心損傷状況の推定に関する技術ワークショップ（実機条件を反映した JAEA モデルの改良と評価結果について） 燃料の存在する位置は不明であるためパラメータとする。 11. 総合的な炉内状況把握の高度化報告書 2 号機について RPV へ注水されている冷却水が、RPV/PCV 内の熱源（燃料デブリの崩壊熱因）によって、滞留水温度まで昇温すると仮定した熱バランス評価を実施した。注水全てが、RPV 内デブリ冷却に寄与していると仮定すると、RPV 内に約 6 割のデブリが熱源として存在する評価結果となった。また、注水の 5 割を仮定すると、RPV 内に約 3 割のデブリが熱源として存在評価結果となった。 13. 「原子炉格納容器内部調査技術の開発」完了報告 平成 28 年 3 月, p.3 1 号機：東京電力 HP (H25. 12. 13)によると、ほぼ全量が RPV 下部プレナムへ落下しており、ももとの炉心部にはほとんど燃料が存在していない とされている 2, 3 号機：東京電力 HP (H25. 12. 13)によると、一部はR P V下部プレナムまたはP C VペDESTALへ落下し、燃料の一部はもとの炉心部に残存しているとされている 15. 「原子炉内燃料デブリ検知技術の開発」完了報告 平成 27 年 12 月, p. 1, p. 15 ミュオン透過法の結果 ・1 号機:炉心部の高さ方向全体で燃料も水もないと考えるのが妥当 ・1 号機:燃料プール内に高密度物質が存在（実際の燃料プール内の燃料の配置とおおむね一致） 15. 「原子炉内燃料デブリ検知技術の開発」完了報告 平成 27 年 12 月, p. 24-- 2 号機の燃料デブリ情報を提供するために散乱法が準備されているが, 実際の燃料デブリの分布に関する情報はなし。 F. Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant <1 号機について> p. 23, p. 25 ・Vessel failure による Ex-vessel relocation はすべての解析結果が示唆したが、そのタイミングと総量について不確かさがある。 ・解析終了時点（2011/3/17/12:00）での PCV に移行したデブリ量は 45～110%と推定された。 <2 号機について> p. 31 ・炉心の損傷割合に関する解析結果には大きな不確かさがある。 メルトアタックによる RPV 下部ヘッドの破損が発生したか否かは、解析結果からは不明である。 3 つの解析結果は、RPV 破損とペDESTALへのメルト放出を示し、このうちの 2 つの結果が MCCI の発生を示す結果となっている。 <3 号機について>p. 34, 37 HPCI の稼働時に RPV in-shroud 水位が各解析間で異なり、TAF 及び BAF に到達する温度、さらに温度の急上昇とコリウムリロケーションのタイミングに大きなばらつきが生じる。 対流及び輻射による熱輸送の寄与がエネルギー収支に及ぼす影響が大きいことが推測される。炉心の nodalization も大きな影響を持つ可能性がある。 デブリの総量に関する解析結果について、RPV の下部ヘッドが破損した解析ケースでは、PCV に移行したデブリの総量は 60-100%であった。一方、下部ヘッドが破損しなかった解析ケースでは、RPV に保持されたデブリの総量は 40-60%であった。 20. 東電 52 項目：添付資料 1-8 溶融炉心が圧力容器下部にどのように移行したかについて、SNL の XR2-1 試験, JAEA の制御棒ブレード崩落試験, MAAP および SAMPSON による解析から評価を行っている。その結果、炉心部分から圧力容器下部への移行経路として、①燃料支持金具の入り口オリフィス、②制御棒駆動機構配管から溶融燃料が下部に移行している可能性が示された。また、破損した炉心支持板、シュラウド破損部からの流出についても可能性は否定できないが、不確かさが大きいとされている。核計装配管からの流出については、核計装配管が細いことから途中で固化し、流出経路にはなっていないと推定されている。 20. 東電 52 項目：添付資料 1-9 1 号機では、RCW 配管の高線量率が観測されている状況から、溶融燃料が RPV から PCV へ落下した可能性が高い（ペDESTAL内機器ドレンサンブにて RCW 系へ移行）ことが示唆された。
----	----	---	------	---------------	--	---	--

12							25. 2号機 PCV 内部調査について 2号機の原子炉容器直下、ペDESTAL内部の観察が行われ、制御棒駆動機構直下の金属製のグレーチングが一部脱落していることが判明した。制御棒駆動機構は、観察された範囲においては大きな損傷は見られない状態である。湯気のようなものが格納容器底部から立ち上っていることから、発熱体(燃料デブリ)が格納容器底部床面に存在するものと推定される。 27. 3号機原子炉格納容器内部調査について（速報まとめ） 3号機のペDESTAL内部の観察が行われ、制御棒駆動機構の支持金具が脱落している部分があること、グレーチングが脱落していること、ペDESTAL下部やペDESTAL内構造物上などに何らかの熔融物が固化した塊が存在すること、などが明らかになった。また、ミュオン観察の中間結果によると、圧力容器内部に燃料デブリなどの高密度の大きな物質は見られなかった。 26. 1号機 PCV 内部調査について 1号機の格納容器底部、ペDESTAL外側領域の観察が行われたが、燃料デブリの存在は確認できていない。 【評価結果】 D 廃炉確認 ・1, 2号機で格納容器内部の調査が一部行われているが、得られている情報は限定的であり、熔融燃料の移行状況については不確かさが大きい状態である。廃炉作業に伴い得られる知見を活かしつつ継続して検討する必要がある。
13	共通	－	閉じ込め	PLR ポンプ	PLR メカニカルシールからの冷却材漏洩の可能性	20. 東電 52 項目：添付 2-5 ページ	－ 【調査結果】 1F は、2F に比べて炉水が存在していた期間が短いことから、漏えい量はより少ないものと推定されるが、定量的な評価はなされていない。 【評価結果】 D ・交流電源喪失時における PLR ポンプメカニカルシールからの冷却材漏えい挙動を把握することは、特に事故対応が長期にわたる場合、重要になる可能性があり、継続して検討が望まれる。
14	共通	－	閉じ込め	圧力容器	圧力容器および制御棒駆動機構を含む炉心内構造物および圧力バウンダリの損傷状況	30. 学会事故調最終報告書（表 6 章付録）	20 【調査結果】 20. 東電 52 項目：添付資料 2-10 2号機の CAMS の経時変化からは、熔融燃料落下により、原子炉容器の下部が破損する前に、原子炉容器の健全性が損なわれ、PCV の DW に気相が漏えいしていた可能性があることが推定されている。 【評価結果】 D 廃炉確認 ・原子炉容器内部の状態は把握されておらず、廃炉作業時の情報も含め、継続して検討が必要である。

15	共通	—	閉じ込め	格納容器	D/W, ペデスタル, S/C の損傷状況	30. 学会事故調最終報告書（表 6 章付録） 格納容器のペデスタル部に燃料が落下している場合，コアコンクリート反応により，ペデスタルの床面部分が損傷している可能性がある。格納容器の閉じ込め性能を確認するために重要な情報であり，今後の燃料デブリ取出しなどの際に詳細に観察を行う必要がある。	11 F	【調査結果】 11. 総合的な炉内状況把握の高度化報告書 SAMPSON コードの DSA モジュールで 1 号機の実機サンプ体系で MCCI 評価を実施した。D/W 床面積の約 40% まで燃料デブリ拡がる解析結果となったが，事故後の PCV 圧力挙動より，大規模なシェルアタックの可能性は小さいと判断している。 F. Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant <1 号機> p. 26-27 - PCV 破損のタイミングと破損個所に不確かさが存在する。 MCCI によるコンクリートの侵食量は liner に達しなかったが，解析終了時点（2011/3/17/12:00）ではまだ MCCI が進行中との結果となった。 MCCI のタイミングはコリウムの spread 状況の想定により解析結果が異なる。 MCCI による侵食量とガス放出量の不確かさは次の解析想定の違いに由来するかもしれない: lower head steel and/or steel contained in the concrete, or even in the assumed concrete composition.（コンクリートに鉄筋が含まれているか否かの詳細に関する情報はこの解析の時点で提供されていない） <2 号機>p. 33 - いくつかの例外を除き，MCCI 挙動は計算していない。 <3 号機>p. 37, 39 - RPV 及び PCV の健全性について，統一的な答えは出していない。 RPV 下部ヘッ드의破損が起こらなかった解析ケースでは，ベントサイズについて適当な仮定をすれば，水素爆発が発生する以前の計算結果は定性的に PCV の圧力過渡の実測値を再現した。 一方，下部ヘッ드가破損した解析ケースでは，計算結果が PCV の圧力過渡の実測値を再現するには，PCV 破損を仮定する必要があった。 MCCI によるコンクリート侵食量に不確かさが存在する。解析結果は一致していない。 3 号機では爆発時にオレンジの炎が観測されていることから，水-Zr 反応による水素だけではなく，MCCI によって CO 等が発生し爆発した可能性が考えられる。
16	共通	—	閉じ込め	格納容器	格納容器からの気相（水素・蒸気含む）の漏えいメカニズムおよび漏えい経路。また，漏えい量の時間的变化。	30. 学会事故調最終報告書（表 6 章付録） 建屋内の線量分布により，漏えい経路の特定が試みられており，過温によるフランジやペネトレーションのシールの劣化などの可能性が示されている。また，漏えい量の時間的变化は，外部への放射性物質の放出のタイミングおよび放出量と関連する。格納容器のフランジやペネトレーション部の詳細な調査が必要と考えられる。これらの情報は放射性物質の放出量の推定精度向上，アクシデントマネジメント対策立案の観点から重要である。	20 31	【調査結果】 20. 東電 52 項目：添付資料 3-8 3 月 15 日の朝に 3 号機で生じた大量の水蒸気放出は，格納容器の閉じ込め機能喪失によるものと推定されている。漏えい経路は，温度が高くなった DW 上部，格納容器上蓋のシール部の劣化により発生したものと推定されている。 31. 福島第一原子力発電所 2 号機の原子炉格納容器漏えいを踏まえた格納容器の事故時耐性強化と格納容器ベントの運用について 2 号機については，オペフロ (5 階) 周辺の線量の測定結果より，格納容器上蓋フランジから放射性物質が大量に漏えいしたとの推定をしている。また，フランジの劣化については，シール材(シリコンゴム)が高温で劣化したとの推定となっている。 【評価結果】 D 廃炉確認 1, 2 号機で格納容器内部の調査が一部実施されているが，得られている情報は限定的である。廃炉作業時の情報も含め，継続して検討が必要である。

17	共通	—	閉じ込め	格納容器	格納容器からの液相の漏えいメカニズムおよび漏えい経路。また、漏えい量の時間的変化。	30. 学会事故調最終報告書（表 6 章付録） 2 号機については、ベデスタルから 60cm 程度までしか水位がなく、S/C への連結部を含む格納容器下部に漏えい部分があると推定されている。D/W と S/C をつなぐベローズ配管の破損の有無を確認することも重要である。1, 3 号機についても格納容器に漏えい部分があることは確実であるが、その位置は明確に特定できていない。今後、遠隔探査技術などで、漏えい箇所を特定する必要がある。また、このような調査により漏えいのメカニズムが特定できる可能性もある。これらの情報は放射性物質の放出量の推定精度向上、アクシデントマネジメント対策立案の観点から重要である。	39 20	【調査結果】 39. 福島事故検証課題別ディスカッション 福島事故検証課題別ディスカッションの課題と議論の整理（平成 27 年 5 月 27 日現在） 2 号機の格納容器は、気体が漏れていく漏えい口、液体が漏れていく漏えい口の 2 つ以上の損傷があると考えている。 ・漏えい口（気体）は、原子炉建屋 5 階の PCV ヘッド上部の線量が高いこと、当該部からの蒸気放出が確認されたことから、PCV ヘッドのフランジ部にある可能性が高く、放射性物質漏洩の主要なルートと考えている。 ・漏えい口（液体）は、S/C の上部に破損が確認されていないことから、S/C の下部（連結配管含む）にある可能性が高い（汚染水が漏えい）と考えている。 20. 東電 52 項目：添付資料 4-8 カメラ映像から 1 号機では真空破壊管から漏えいしていることが推測される。 20. 東電 52 項目：添付資料 4-29 カメラ映像から 3 号機では MSIV 内主蒸気配管および機器ハッチシール部から漏洩していることが考えられる。 【評価結果】 D 廃炉確認 ・液相の漏えい個所については、これまでの調査である程度の情報が得られているが、廃炉作業時に継続して確認が望まれる。
18	共通	—	放射性物質の移行	—	気相として格納容器から原子炉建屋、さらに環境中に放出された放射性物質の量と時間変化、化学形態	30. 学会事故調最終報告書（表 6 章付録） 放射性物質の大気中の拡散を評価するために重要な情報である。これまでの解析などにより概略値は評価されているが、不確かさをできるだけ低減すべく、事故の再現解析の精度を向上させる取り組みが重要である。これらの情報は放射性物質の放出量の推定精度向上、アクシデントマネジメント対策立案の観点から重要である。	34 31	【調査結果】 34. 日本学術会議総合工学委員会原子力事故対応委員分科会の報告書（p. 20） 2011 年 3 月 11 日から 4 月 19 日の期間内の大気への ¹³⁷ Cs の総放出量が、以下の三つの方法で試算されている。しかしながら、どの方法がより適切であるか、現時点で示されていない。放射性物質の化学形態や放出挙動の時間変化についての記載は見当たらない。 1. 当該分科会が行った比較実験である「気象庁モデルを用いた逆推計」 → 19.4±3.0 PBq 2. 1. および他の 6 つのモデル解析結果の平均値 → 17.8±8.2 PBq 3. 2. から標準偏差の 2 倍を超える結果（1 件）を除いた場合 → 14.6±3.2PBq 31. 福島第一原子力発電所 2 号機の原子炉格納容器漏えいを踏まえた格納容器の事故耐性強化と格納容器ベントの運用について 2 号機については、オペフロ（5 階）周辺の線量の測定結果より、格納容器上蓋フランジから放射性物質が大量に漏えいし、ブローアウトパネルから環境中に放出されたとの推定がなされている。 【評価結果】 D 廃炉確認 ・環境中に放出された放射性物質の量については、様々な評価がなされているものの、不確かさが大きい状況である。 ・廃炉作業時の知見などを取り入れることにより、不確かさを低減する検討が可能になると考えられる。 ・シビアアクシデント時の放射性物質の移行については、放射性物質の化学形態が重要になるが、知見が十分でない場合があり、今後継続して検討していく必要がある。

19	共通	—	放射性物質の移行	—	液相として格納容器から原子炉建屋，さらに環境中に放出された放射性物質の量と時間変化，化学形態	30. 学会事故調最終報告書（表 6 章付録） 放射性物質の海洋における拡散を評価するために重要な情報である。これまでの解析などにより概略値は評価されているが，不確かさをできるだけ低減すべく，事故の再現解析の精度を向上させる取り組みが重要である。放射性物質の放出予測精度の向上に直結する。	52 34 44	【調査結果】 52. 福島第一原子力発電所から漏洩した ^{137}Cs の海洋拡散シミュレーション（P. 9-10） 直接漏洩は 2011 年 3 月 26 日から 4 月 6 日の漏洩が支配的であり（この期間で 2. 6PBq），2011 年 5 月末までの ^{137}Cs の直接漏洩量の総量は 3. 5PBq と見積もられた。シミュレーションによって見積もった一日あたりの漏洩率の時系列変化がグラフによって示されている。 34. 日本学術会議総合工学委員会原子力事故対応委員分科会の報告書（p. 13） 2011 年 3 月 21 日から 6 月 30 日の期間内の海洋への ^{137}Cs の総放出量の推計値が，2. 3～26. 9 PBq の範囲にあることが示されている。この数字は，当該分科会に提供された 11 のモデルに基づく結果をもとに試算されたものである。ここで評価されている 11 のモデル全てにおいて，直接漏洩による海洋への放出が考慮されている。また，うち，7 つのモデルでは，さらに，一旦大気中へ放出された ^{137}Cs が海面から取り込まれる効果も考慮されている。放射性物質の化学形態や放出挙動の時間変化についての記載は見当たらず。 44. Evaluation of Accumulated Fission Products in the Contaminated Water at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant（p. 252-265） 学会事故調で担当した汚染水中のセシウムおよびトリチウム濃度の時間変化の解析結果をまとめた。事故後 2 年分のデータの分析を行い，事故後，単調に減少していた濃度が 500 日後付近から一定の値で推移していることから，原子炉から継続的にセシウムとトリチウムが放出されている可能性を示した。 【評価結果】 D 廃炉確認 ・環境中に放出された放射性物質の量については，様々な評価がなされているものの，不確かさが大きい状況である。 ・廃炉作業時の知見などを取り入れることにより，不確かさを低減する検討が可能になると考えられる。 ・シビアアクシデント時の放射性物質の移行については，放射性物質の化学形態が重要になるが，知見が十分でない場合があり，今後継続して検討していく必要がある。
20	共通	—	放射性物質の移行	—	格納容器から放出された希ガスの放出率および拡散方向と希ガスによる被ばく線量	30. 学会事故調最終報告書（表 6 章付録） 従来の防災指針では実効線量の大半は希ガスによるものと評価されている。原子炉 3 基から大部分の希ガスが継続的に放出されたと考えられる今回の事故では，拡散方向によっては周辺の線量に大きな影響を与えた可能性が考えられる。希ガスの放出率を明らかにするとともに，当時の詳細な気象条件と重ね合わせてサイト周辺の線量を評価することは，事故初期の被ばく線量評価の観点から重要である。また，放出源推定は原子力安全委員会，保安院，東京電力などの評価間で差異が見られ，今後この差異について検討が必要である。	17	【調査結果】 17. 福島第一原子力発電所事故における放射性物質の大気中への放出量の推定について【東電放出量推定】P5, 6, 43 平成 23 年 3 月 12 日から 3 月 31 日までの希ガスの大気中への放出量は約 500PBq（0. 5MeV 換算値）であり，放出率の経時変化がグラフに示されている。 【評価結果】 C ・希ガスの挙動については，今後追加的な情報が得られる可能性は低く，さらなる検討は困難であると考えられる。
21	共通	—	放射性物質の移行	S/C	ウエットベント時の S/C における放射性物質除去性能	30. 学会事故調最終報告書（表 6 章付録） ベントによる放射性物質を精度よく評価するためには，S/C による除去効率（DF）の実力値を精度良く見積もる必要がある。アクシデントマネジメント対策の有効性評価に資する情報となる。	11 45	【調査結果】 11. 総合的な炉内状況把握の高度化報告書 圧力抑制プールへのガスの質量流量が小さい場合，早い時期に温度成層化が発生し，水中に溶け込む核分裂生成物（FP）の除去効率を示す除染係数（DF）を劣化させた可能性がある。数値流体力学（CFD）解析による成層化評価結果と DF 評価モデル（スクラビングモデル）の改良を合わせ，FP 移行率の評価を見直した。プール水温度が飽和温度に近づくと，成層化を考慮することで DF は数分の 1 に劣化する評価となった。 45. Temperature dependent fission product removal efficiency due to pool scrubbing（p. 201-207） 化研および SIET（イタリア）でモックアップ試験を行い，プールのサブクール度が小さくなるとスクラビングによる FP の除染効果が低下することを示した。また，プール水温を考慮した除染係数の相関式を提案した。 【評価結果】 D ・S/C の DF はウエットベント時の放射性物質の放出量を支配する重要な因子であることから，実験的研究など様々な取り組みがなされている。 ・今後，さらに知見を拡充し，様々な条件における DF の不確かさを低減する取り組みが必要であると考えられる。

22	共通	－	放射 性 物 質 の 移 行	－	放射性物質の放出とモニタリング結果で見られる大きな放射線量のピークの関連、特に3月15日10時頃、3月15日23時頃、3月16日11時頃の大きなピークの原因、および3月20日前後のピークの原因	30. 学会事故調最終報告書（表6章付録） 以下のように一定の合理性を持って推定可能であるものの、確認をすることは現時点では困難である。 3月15日10時頃：2号機の格納容器減圧との関連が考えられる。 3月15日23時頃：2号機からの放出と推定されている。 3月16日11時頃：3号機からの大量の水蒸気噴出との関連が考えられる。 風向きの変化と放出率の変化を分離するための情報が必要である。この情報は、事故の進展に関する理解の深化、放射性物質放出量の推定精度向上の観点から重要である。	20	【調査結果】 20. 東電52項目：第4回進捗報告資料3-6 3月20日頃、正門付近のモニタリングポストで線量上昇が観測されている。この原因について評価したところ、この時間帯に格納容器内圧などのプラントパラメータに大きな変化は見られず、風向などの気象条件の変化によりモニタリングポストの指示値が変化した可能性があることが示された。 【評価結果】 A/D 廃炉確認 ・格納容器圧力測定値の変化などから、3月15日10時頃、3月16日11時頃のピークはそれぞれ2号機、3号機によるものと考えるのが合理的である。また、3月20日のピークは、気象条件の変化により生じたものである可能性が高い。(A) ・3月15日23時頃のピークについては、2号機からの放出と推定されているが、廃炉作業時に得られる格納容器健全性の情報、解析の高度化などを含めて継続して検討することが望まれる。(D)
23	共通	－	水素爆発	－	圧力容器内で発生した水素が、格納容器から建屋内に放出される主な経路、格納容器内および建屋内の水素濃度の時間変化および爆発の進行過程の詳細	30. 学会事故調最終報告書（表6章付録） シミュレーションによる再現解析は実施されている。今後、廃止措置作業の進捗により得られた知見を生かしつつ、再現解析の精度を向上させることは水素爆発の影響をより詳細に把握するためにも重要である。	F 20 37 38	【調査結果】 F. Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant ＜1号機＞p.23 コリウムリロケーションが発生した後の水素発生量の解析値は350-1000 kgを示し、大きな不確かさが存在する。 ＜2号機＞p.31 ・水素発生タイミングに関しては、解析結果の間で顕著に一致した。 ・しかし、unit 1でもそうであったように、炉心のリロケーションが発生した後のモデル・仮定は炉心溶融及び水素発生量に影響するため、解析結果には大きなばらつきがある。 ＜3号機＞p.38 ・表面積の計算や水蒸気量などの影響により、水素発生量の解析結果は400-2000 kgとばらついている。 ・MCCIのフェーズにおける不確かさは、ペDESTALの考慮やRPVやコンクリートに含まれる金属を考慮しているか否かといった情報の欠如に由来する。 20. 本項目は、東電の52項目に入っている。 37. 新潟県原子力発電所の安全管理に関する技術委員会平成28年度第2回委員会資料3 (1号機)5階からの爆風のみで4階の内部が大きく損傷するとは考えにくい。現場の状況から、少なくとも4階でも局所的に水素爆発が発生した可能性が高い。なお、5階でも大規模な爆発が起きたと考える。5階床の機器ハッチの蓋が所在不明なこと、5階には熱源も電気もないことを考慮すると爆発起点は5階よりも4階の可能性が高い。 4階で水素爆発が起きていたとすると、どのようにして4階に水素が漏出、蓄積し、爆発したかを解明しなければならない。仮に、原子炉に直結しているIC配管が地震動や高温クリープなどで損傷していた場合、そこから4階内部に水素が供給され、高温による自然発火で爆発した可能性がある。 格納容器フランジ部、格納容器ペネトレーションから水素が漏洩したと考えられる。しかしながら、現場確認ができないため、これらの状態や水素の漏洩量は不明である。 38. 福島事故検証課題別ディスカッション資料(地震動による重要機器の影響)第10回 資料1 4階IC配管からの漏えいを仮定しないケースでは、実際の構造物の損傷状況と矛盾しない結果が得られた。4階IC配管からの漏えいを仮定したケースでは、5階側壁損傷後の建屋外の煙の流れが実際と異なることや、4階で発生する爆風、及び、3階以下のフロアへの爆風の流れ込みが非常に大きくなったことから、損傷状況と整合しない可能性が示唆された。 【評価結果】 A/D 廃炉確認 ・1号機に関して詳細な水素爆発シミュレーションが実施されており、建屋の損傷状況と整合する結果が得られている。従って、爆発過程の概要を把握・再現できているものと考えられる。また、IC配管からの水素漏えいを仮定した場合、現場の破損状況とは整合しない結果が得られている。(A) ・廃炉作業に伴って得られる現場の情報を加味しつつ、水素爆発シミュレーションの高度化を行うことは、より精緻に現象を理解するために重要である。(D)

24	共通	－	水素爆発	－	水素爆発の着火原因	41. 考証 福島原子力事故 炉心溶融・水素爆発はどう起こったか 格納容器内圧上昇により上蓋が持ち上げられ水素ガスが放出され、さらに遮蔽プラグを持ち上げ建屋内に水素ガスが充満した可能性がある。爆発の着火源は持ち上げられた遮蔽プラグが落下する際の火花と考えられる。	37	【調査結果】 20. 東電 52 項目：第 4 回進捗報告 図 3.2.3, 図 5.2.3 ・1 号機については、水素爆発直前の格納容器圧力はほぼ一定であり、水素爆発発生直前に、格納容器から原子炉ウェルへの遮蔽プラグが持ち上がる程の大規模な気相漏えいはなかったものと考えられる。 ・3 号機については、水素爆発の発生後、20 分程度の時間スケールで格納容器圧力が低下している。 http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/plant-data/fl_8_Parameter_data_20110717.pdf 37. 新潟県原子力発電所の安全管理に関する技術委員会平成 26 年度第 4 回委員会資料 2 参考文献：佐藤保和「水素の普及における安全性と課題」、化学装置、45-4（2003）を引用し、水素の最小着火エネルギーは 0.02 ミリジュールと記載されている。 【評価結果】 A/B ・遮蔽プラグは分割構造となっており、気体を密封できる構造とはなっていない。そのため、遮蔽プラグが移動したことにより着火源となったとは考えにくい。(A) ・あらゆる着火源が想定され、特定は困難と考えられること、また、着火源の特定が事故進展の解明に大きく寄与する可能性は低いと考えられる。(B)
25	共通	－	使用済み燃料プール	使用済み燃料プール	燃料プール内の状況	30. 学会事故調最終報告書（表 6 章付録） 1, 2 号機はまだ内部の観察がなされていない。今後、燃料取出しに向けてプール内の観察を進める必要がある。	10	【調査結果】 今後の廃炉作業において調査・解明されることとなる。 10. 東京電力(株)福島第一原子力発電所事故に関する技術ワークショップ（燃料プール）（3 号） 3 回目の調査計画で SFP 開口部養生直前においても詳細確認を実施する。 【評価結果】 A/D 廃炉確認 ・4 号機については使用済み燃料の取り出しは完了しており、3 号機についても大規模ながれきの撤去、内部の観察が行われている。(A) ・一方、1, 2 号機については、燃料取り出しに向けた今後の廃炉作業にて燃料プール内の確認を実施することとなる。(D)
26	共通	－	計装	圧力容器, 格納容器	RPV, DW, S/C 圧力と温度の計測値の信頼性	30. 学会事故調最終報告書（表 6 章付録） 計測機器が事後時の過酷な条件にさらされたため、この影響によりどの程度の測定誤差が生じているかは評価が困難である。定性的に妥当な傾向を示しているものとそうでないものが混在している。例えば、1 号機においては、A 系および B 系の原子炉圧力指示値の差異がみられる。また、2 号機において、15 日 0 時頃に D/W 圧力と S/C 圧力が乖離しているが、物理的に考えにくい。事故進展の再現解析は、限られた実測値を元にして実施されており、計測値の不確かさを見積もることは重要である。また、今後、高信頼性の計測機器を開発する際に参考情報となり得る。	1 20 35	【調査結果】 1. 【IAEA 報告書】 IAEA 報告書では、「RPV 圧力は 3/26 頃まで、A 系、B 系の測定値は整合しており、実際の圧力を概ね示している。その後は、B 系は上昇傾向になり、B 系は評価対象から除外した。」と記述されている。 20. 本項目は、東電の 52 項目に入っている(添付 2-31 ページ)が、検討はまだなされていない状況。 35. 日本学術会議総合工学会委員会原子力事故対応委員分科会の報告書（p. 11, 12） 2 号機における D/W 圧力と S/C 圧力の指示値の乖離について、政府事故調報告書からの引用による事実確認がなされているが、原因の特定はされていない。 【評価結果】 D 廃炉確認 ・廃炉作業における現場確認の知見などを活用して、計測機器の信頼性について検討を進めることが望まれる。
27	共通	－	計装	原子炉水位計	原子炉水位計指示値の挙動	20. 東電 52 項目：添付資料 1-2 水位計の指示値が原子炉に注水されていないにも関わらず上昇するなどの指示不良が発生した。水位計がいつ、どのような原因で指示不良を起こしたのかについて検討することにより、当時の原子炉の状態に関して何らかの情報が得られる可能性がある。	20	【調査結果】 20. 東電 52 項目：添付資料 1-2 原子炉圧力容器の気相漏えいにより DW の温度が上昇し、水位計の基準面器側配管の水が蒸発、水位が低下した。水位計では、基準面器側と原子炉側の配管の差圧のみを測定し、基準面器側の水位を基準にして水位を測定する。このため、原子炉内の水位が適切に測定できなかった可能性が示されている。これから分かることは、DW の温度が、極めて高くなっていたことである。 【評価結果】 A ・水位計の計測値の信頼性については、種々の検討が行われ、適切な測定値が得られなかった理由が把握・確認されている。
28	共通	－	その他	原子炉建屋, タービン建屋	原子炉およびタービン建屋への地下水の流入経路、量と地下水位との関係	30. 学会事故調最終報告書（表 6 章付録） 地下水の流入により汚染水の量が 1 日あたりおおよそ 400t 程度増加しているとされるが、流入経路や地下水位との関係、また増加量の正確な値を評価することは、今後の汚染水対策を考える上で重要である。	8	【調査結果】 8. 規制庁検討書 現在、凍土壁の運用に伴って、建屋への流入量を含む地下水の水バランスが詳細に計算されている。降雨の状況にもよるが、2017 年 1 月現在で、建屋への地下水流入量は、おおむね 150t/日程度と評価されている。また、陸側遮水壁の運用開始に伴い、建屋周辺の地下水位との関係は詳細にモニタリング・予測されている。(原子力規制庁評価監視検討会第 50 回資料 2) 【評価結果】 A ・建屋への地下水流入量はおおむね把握されている状態である。今後、さらに降水量・地下水汲み上げ量などのデータを拡充することで、原子炉・タービン建屋周辺の地下水の挙動をより正確に予測できるようになると考えられる。

29	1, 2, 4	津波襲来時	電源	直流電源, 交流電源	直流電源と交流電源の喪失の時間差	30. 学会事故調最終報告書（表 6 章付録） 直流電源と交流電源がどのようなタイミングで喪失に至ったのかは、明らかではない。直流電源が交流電源より先に喪失に至る場合と、後で喪失に至る場合では、その後のプラント挙動に差異が生じる可能性があり、安全設計上重要である。	8 35	【調査結果】 8. 規制庁検討書：65 ページ～ 1 号機の IC 隔離弁の開閉状態に關係する直流電源と交流電源の喪失の順序について、直流電源が先に喪失する可能性があることを電源設備の配置や現地での被災状況調査等から分析。 35. 日本学術会議総合工学委員会原子力事故対応委員分科会の報告書（p. 16） 1 号機に関して、非常用交流電源 A 系統・B 系統は津波が原因で喪失、喪失は、A 系統、B 系統の順で生じたと推測することが妥当であるとされている。 【評価結果】 D 廃炉確認 ・現段階では、直流電源が先に喪失する可能性が指摘されているものの、確証は得られていない。 ・1 号機については、IC 隔離弁の格納容器内側弁の開度などを廃炉作業時に確認することにより、より精度の高い推定が可能になると考えられる。
30	1, 3, 4	－	使用済み燃料プール	使用済み燃料プール	燃料プールの水位	30. 学会事故調最終報告書（表 6 章付録） 特に 1, 3 号機には水素爆発によるがれきが落下し、水位が低下していた可能性がある。また、3 号機については 3 月 17 日にヘリで、引き続き 3 月 19 日に放水車で燃料プールに注水を開始したときの正確な水位は不明である。もともと 3 号機の燃料プール内の使用済み燃料の発熱量は 4 号機の 1/4 程度であり、初期の水位低下がなければ、注水までの時間的余裕があったはずである。事故進展の再現解析にとって有益な情報である。 30. 学会事故調最終報告書（表 6 章付録） 3, 4 号機については、4 月中旬までの一ヶ月間、正確な水位は測定されていない。1 号機については、5 月末に初めて水位が測定されている。これらは事故進展の再現解析にとって有益な情報である。	19	【調査結果】 19. 福島原子力事故調査報告書（最終報告）添付資料 9-1～9-8 燃料プールの水位の時間変化が評価されており、使用済み燃料が気中に露出することはなかったとの評価となっている。 【評価結果】 A/C ・いずれの燃料プールにおいても、大規模な燃料破損はないと推定されており、使用済み燃料が長時間気中に露出することはなかったと考えることが合理的である。（A） ・現段階で、事故直後の燃料プールの水位を推定するためのさらなる手掛かりが得られる見込みはないものと考えられる。（C）
31	1, 3	3/13 早朝（1 号機） 3/16 8:30 頃（3 号機）	使用済み燃料プール	使用済み燃料プール	原子炉建屋からの白煙の原因	30. 学会事故調最終報告書（表 6 章付録） 3/13 時点では、使用済み燃料プールの水温は 40℃以下であったと試算されており、遠くから観察できるほどの白煙になるかどうか不明である。放射性物質放出量の推定精度向上のために有益な情報になり得る。 30. 学会事故調最終報告書（表 6 章付録） 大量の水と水蒸気を発生させる熱源があるのは、燃料プールおよび格納容器内であるが、いずれが発生源になっているのかは特定されていない。3 号機の使用済燃料プールには漏えいが見られていないこと、保管されている使用済燃料の崩壊熱と保有水量の關係から、3 号機の使用済燃料プールが発生源である可能性は低いと推定される。3 月 15 日～3 月 17 日にかけて、D/W の圧力は低下傾向であるが、水蒸気の発生と相関があるかどうかは特定されていない。放射性物質放出量、格納容器の破損メカニズムの検討の際に有益な情報となる。	20	【調査結果】 燃料プール水温は 40℃程度であり、白煙の原因ではない。この頃の D/W 圧力は 0.5MPa と評価されており、この熱源が白煙の原因と考えられる。（1 号機） 20. 東電 52 項目：添付資料 3-8 この頃の燃料プール水温は 60℃程度と評価されており（東電事故報告書）、白煙の放出が一時的でもあり、燃料プールが発生源とは考えられない。この頃、D/W 圧力が比較的急速に降下しており、D/W からの放出と考えられる。漏えい経路は、温度が高くなった DW 上部、格納容器上蓋のシール部の劣化により発生したものと推定されている。 【評価結果】 A ・3 号機の白煙は、格納容器の減圧に伴って外部に放出された気体(蒸気)であると考えることが合理的である。 ・白煙の発生個所は燃料プールではないことが確認されている。
32	2, 3	3/13, 14	放射性物質の移行	－	正門付近での中性子の検出	20. 東電 52 項目：添付資料 1-9 中性子検出のタイミングと事故進展挙動との関連があり、事故進展解明のための有益な情報になり得る。	20	【調査結果】 20. 東電 52 項目：添付資料 2-7 モニタリングカーにより、3 月 13 日早朝、及び、3 月 14 日夜から 3 月 15 日未明にかけての二つの期間観測された中性子検出について検討を実施した。3 月 13 日の時間帯は 3 号機の燃料溶融の推定時刻と一致し、3 月 14 日, 15 日の時間帯は 2 号機の燃料溶融に対応するため、中性子検出が燃料溶融と密接に関連した現象である可能性が示された。 【評価結果】 D ・中性子検出は溶融燃料に含まれるアクチニドに起因するものと推定されているが、アクチニドがどのような移行経路で炉心からモニタリング地点まで移行したのかについては、さらに検討を要するものと考えられる。

33	1	津波襲来時	冷却	IC	IC 配管の格納容器内側弁の開度	30. 学会事故調最終報告書（表 6 章付録） 格納容器内側の隔離弁は交流電源駆動であるため、制御信号をつかさどる直流電源および弁駆動の交流電源喪失のタイミングにより最終的な開度が決まる。事故進展の再現解析において IC の冷却効果を詳細に確認する際に必要となる情報である。 41. 考証 福島原子力事故 炉心溶融・水素爆発はどう起こったか IC の作動状況、MO-3A 弁の開閉状況は炉心損傷の進行に影響を及ぼした可能性がある。	8 35 20	【調査結果】 8. 規制庁検討書：65 ページ～ 分析した結果、(B) 系の内側隔離弁は開状態、(A) 系の内側隔離弁の開閉状態は不明としている。 35. 日本学術会議総合工学委員会原子力事故対応委員分科会の報告書（p.10） フェールセーフ設計であったために、全電源喪失時に IC 配管のバルブが全閉に近い状態となったとされている。 20. 東電 52 項目：添付資料 1-7 MAAP の解析によると、仮に IC を 3 月 11 日 18 時過ぎから継続して運転できた場合、RPV 破損時間を 4 時間程度遅らせることが可能であることが示されている。 【評価結果】 D 廃炉確認 - この情報は、事故対応において、IC が活用できたなど、事故進展における what-if 分析をする際に重要になると考えられる。 - 廃炉作業時に確認することが望ましいと考えられる。
34	1	－	閉じ込め	格納容器	格納容器外隔離弁の「閉」状態	42. 福島第一原子力発電所 1 号機において地震に起因する冷却材漏えいが事故の原因となった可能性があるという指摘について（8 ページ下 4 行） 直流電源喪失によって破断検出回路から隔離信号が発信され、この時点で駆動用直流電源電圧（DC-B）が失われていなければ、格納容器外隔離弁が完全あるいは部分的に閉となった可能性があるが、この点については確認されていない。	－	【調査結果】 高圧注水系(high pressure coolant injection system: HPCI)のタービン蒸気供給配管には格納容器内外に通常時開の隔離弁が設置されており、タービン蒸気入口弁までの配管は高圧の蒸気で満たされている。格納容器内隔離弁は交流電動弁、格納容器外隔離弁は直流電動弁で、1 号機においてはいずれも電源喪失により開状態のままとどまったものと考えられる。 【評価結果】 D 廃炉確認 いずれの隔離弁についても、廃炉作業時に確認することが望ましいと考えられる。
35	1	3/11 17:50 頃	放射性物質の移行	原子炉建屋	原子炉建屋二重扉で通常より高い放射線レベルが検出された理由	30. 学会事故調最終報告書（表 6 章付録） 全電源喪失後、IC が動作しなかった場合、3 月 11 日 18 時頃に原子炉水位が TAF に到達していたと推定されている。この時点で、燃料損傷に至っていたかどうかは、解析実施者により異なる結果が得られている。また、この段階で原子炉建屋外側で放射線レベルが上がるような漏えいもしくは直接線の上昇が考えられるかどうかを確認する必要がある。なお、「政府事故調査報告書」には、それ以外に建屋や周辺で放射線量の上昇などの異常は認められないとの記述がある。	20	【調査結果】 炉水の蒸発により水位が低下し、水の遮蔽効果が失われたためと推定。 「福島原発で何が起こったか 政府事故調技術解説」（ISBN978-4-526-06994-9） 20. 本項目は、東電の 52 項目に入っている(第 4 回進捗報告書添付 2-24 ページ)。検討はまだなされていない状況である。 【評価結果】 D メカニズムの推定が行われている段階であり、継続して検討を行う必要がある。

36	1	3/11 夜頃	冷却	SRV	1 号機は SRV の開操作の記録はないが、原子炉圧力が低下した。	30. 学会事故調最終報告書（表 6 章付録） SRV が開かない状態で原子炉圧力が低下した場合、LOCA または SR 弁の開固着が起きた可能性がある。 「国会事故調報告書」では、1 号機の逃し安全弁は作動しなかった疑いがあり、1 号機では地震動による小規模の LOCA が起きていた可能性がある」としている。	9 20 37	【調査結果】 9. 規制庁検討書：57 ページ～ 弁の構造、プラントデータ及び解析計算から、全弁作動不可となる可能性は非常に低く、地震後暫くは逃し安全弁が作動したと考えることが妥当であると分析。 20. 東電 52 項目：添付資料 1-3 IC が停止した状態で SRV が動作しないとすると、崩壊熱による圧力上昇分をキャンセルできる漏洩孔が存在する必要がある。このような漏洩孔についてそのサイズの感度解析を実施した結果、原子炉圧力の実測値を再現できる漏洩孔サイズは存在しないことを確認している。 37. 新潟県原子力発電所の安全管理に関する技術委員会平成 28 年度第 2 回委員会資料 3（東電主張） 下記から全電源喪失後に逃がし安全弁（SR 弁）が動作していたと考える。 ① SR 弁は合計 4 つあり、原子炉圧力容器の圧力が SR 弁のバネ設定を超えると自動で弁が開く単純な構造(安全弁機能)であり、全てが不作動となることは考えがたいこと。 ② 上記「1. 非常用復水器に関する事項」（3）を踏まえた小規模な漏えいと SR 弁不作動が同時に成立しないことを解析により規制庁と当社がそれぞれ個別に確認していること。 国会事故調査委員会の調査時に 1 号機 SR 弁の作動音に関する証言が運転員や作業員から得られなかったことから、不作動の可能性を指摘する意見が委員からあった。当社の内部調査でもこれまでのところ 1 号機の SR 弁作動音を聞いた者はいない。しかし、本件については下記のように考えている。 ① 上述の通り SR 弁は動作していたと考えられる。 ② SR 弁の安全弁機能は自動で動作する。自動動作による作動音は、人的介入による作動音に比べ認識されにくい。 ③ SBO 以降の運転員のおかれた過酷な環境（暗闇、余震）や状況確認に奔走したことを考慮すると作動音が認識されずと不自然ではない。 ④ 事故発生から当該調査まで相応の時間が経過している。仮に動作音を認識したとしても、記憶にとどめておくことが困難な可能性がある。 以上から、当該指摘については十分な論拠があるとは言いがたい。 (委員等の意見) 電源喪失後の炉圧の実測データがほとんどないため、全電源喪失後に 1 号機の安全弁（SR 弁）が作動したと断定することはできない。
								【評価結果】 A ・プラント解析により、原子炉圧力の測定値を再現できる一定の破断孔サイズが存在しないこと、また、SRV は多重化されており、全てが開失敗するとは考えにくいことから、SRV が作動し、原子炉圧力が保たれていたと考えることが合理的である。
37	1	3/11 夜頃	冷却	IC	非凝縮性ガスによる IC の除熱機能の劣化	20. 東電 52 項目：添付資料 1-7 炉心損傷時に発生する水素は非凝縮性ガスであり、IC の冷却配管に非凝縮性ガスが蓄積することで自然循環が妨げられ、IC からの除熱性能が低下する可能性がある。	20	【調査結果】 20. 東電 52 項目：添付資料 1-7 MAAP による解析では、炉心損傷時に発生した水素が伝熱管内に滞留することにより、除熱性能が低下する可能性が示された。 同様の静的冷却設備を導入する場合には、非凝縮性ガスの悪影響について十分に検討すべきである。
								【評価結果】 A ・非凝縮性ガスが除熱性能に及ぼすメカニズムは把握されており、同様の受動安全設備を導入する場合には、考慮が必要である。

38	1	3/11 夜頃	炉心損傷	圧力容器, 格納容器	1 号機原子炉圧力の低下のメカニズムと時間変化, 同じ時間帯における格納容器圧力の時間変化	30. 学会事故調最終報告書 (表 6 章付録) 溶融した燃料デブリにより RPV 破損以前の段階でドライチューブなどが破損し減圧した可能性がある。また, 露出した燃料により圧力容器内の気相が高温になり, 主蒸気配管のフランジのガスケットが劣化し, 気相が漏えいした可能性もある。この減圧過程は事故進展を正確に再現するために重要である。	F 20	【調査結果】 F. Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant (p23) RCS 破損に関し, タイミング, 場所, 及び破損面積 (蒸気の漏えいあるいは瞬時の減圧を引き起こすほどの十分な大きさで合ったか否か) について著しい不確かさが存在する。 RCS 破損個所として, 次の 4 つが挙げられる: SRV seizure during hot gases flow, MSL creep rupture, SRVs gasket failure during hot gases flowing, 及び instrumentation piping failure by buckling phenomenon. - RPV lower head failure の種類とタイミングに不確かさが存在する。 - MCCI はベント開始前に発生したことを解析結果は示している。その結果, ドライウェル圧力は, MCCI によるガスの生成とドライウェルヘッドフランジ部またはその他の貫通部からの漏えいととのバランスの影響を受けたと考えられる。 20. 本項目は, 東電の 52 項目に入っている (第 4 回進捗報告書添付 2-22 ページ)。詳細な検討はまだなされていない状況である。 20. 東電 52 項目: 添付資料 1-6 原子炉圧力は 11 日の 20:07 に 7MPa[abs], 12 日の 2:45 に 0.9MPa[abs]が測定されている。全電源喪失後は逃し安全弁の安全弁機能が作動し, その作動圧は約 7.7MPa[abs][9]である。20:07 の時点の測定値は安全弁機能の作動圧の下限値よりもやや低いと考えられるため, この時点ですでに RPV からの漏えいが生じていた可能性がある。漏えいの要因として, 炉内計装配管の溶融損傷や, 主蒸気配管の損傷の可能性が指摘されている。 また, 格納容器圧力は 11 日の 23:50 と 12 日の 1:05 に 0.6MPa[abs]が測定されている。この圧力は RPV から D/W への漏えいがなければ到達しない圧力であるため, 11 日 23:50 までに RPV から D/W への漏えいが生じていたと考えられる。 RPV から D/W への主要な漏えいについては, 解析の結果, 格納容器の上部 (主蒸気配管上部) で生じた可能性が示唆されている。
39	1	3/12 1:48 頃	冷却	D/D FP	D/D FP が停止した原因	30. 学会事故調最終報告書 (表 6 章付録) 故障で停止したとされるが, その理由は明らかになっていない。	—	【評価結果】 B 廃炉確認 - D/D 消火系は吐出圧力が低く, 注水系としての優先順位は低い。 - また, 検討を行うための追加的な情報が得られる可能性は低いと考えられる。
40	1	3/12 早朝	放射性物質の移行	—	RPV, 格納容器の内圧および温度などのプラントパラメータの変化とモニタリングポスト指示値の変化の関係	30. 学会事故調最終報告書 (表 6 章付録) 格納容器の過温, 過圧破損の進行と格納容器からの放射性物質の漏えい量の時間変化を確認することは, シビアアクシデント対策の有効性を高めるために重要であると考えられる。 41. 考証 福島原子力事故 炉心溶融・水素爆発はどう起こったか 正門での線量率上昇は 1 号機での炉心溶融及びベント, 2 号機格納容器破損と関連がある。	20	【調査結果】 20. 本項目は, 東電の 52 項目に入っている (第 4 回進捗報告書添付 2-8 ページ)。詳細な検討はまだなされていない状況である。 【評価結果】 D 廃炉確認 - これまでに得られている事故進展解析結果, プラントパラメータ測定値などを使用して検討が実施されているが, まだ不確かさが大きく, 検討の余地がある。 - 廃炉作業時に得られる格納容器バウンダリの状況などの知見を活用し, さらに検討を実施, 不確かさを低減することが望まれる。

41	1	2013/3/12 15:36:00	水素爆発	原 子 炉 建 屋	同日 14 時頃に行われたベン トとの因果関係	30. 学会事故調最終報告書（表 6 章付録） 格納容器からの水素漏えい量を定量評価することで、ベン トとの因果関係を間接的に推定できる可能性がある。また、 電源喪失時に SGTS をベントラインから隔離していた流量 調整ダンパの効果とも関係する。事故進展過程の理解深化 とアクシデントマネジメント対策を考える際に重要な情報 である。	43 41 38	【調査結果】 43. 福島第一に関する 5 つの事故調査報告書のレビューと技術的課題の分析 1 号機については、12 日 15 時 35 分に水素爆発が起こっているが、それ以前に格納容器圧力が 0.75 MPa(abs)程度で 推移していたことから、格納容器から直接漏れてた水素が支配的であるとする点には同意するが、爆発の起こる約 1 時 間前に格納容器ベントを行っていることから、ベント流が逆流して原子炉建屋に流れ込んだ水素が寄与している可能性 を否定できない。 41. 考証 福島原子力事故 炉心溶融・水素爆発はどう起こったか 文献(40)では因果関係を示唆している。 38. 福島事故検証課題別ディスカッション資料 第 9 回 資料 1-2 1 号機の SGTS は 4 号機の SGTS と同じように、電源を喪失すると弁が開く設計となっていたため、ベント流が逆流す る可能性はあるが、4 号機との相違点として、1 号機には SGTS フィルタトレインの下流に逆流防止ダンパがあるため、 逆流の量は相応に抑制されると考えられる。ガスが逆流した場合は、ダクトの開口部から建屋内に流入すると考えられ るが、開口部からの流入による水素濃度分布や水素爆発への影響は小さいと考えられる。 【評価結果】 A 廃炉確認 ・1 号機については、ダンパの効果により、SGTS への逆流は発生していなかったものと推定される。廃炉作業時にダン パの状態を確認することでこの推定の妥当性を確認することができる。
42	1	—	地震動		1 号機原子炉建屋 4 階での出 水	「国会事故調報告書」には、地震発生直後に 1 号機原子炉 建屋 4 階において出水事象があったことが複数の作業者 の証言により確認されたとの記載があり、「5 階の使用済み 燃料貯蔵プールの地震時のスロッシングによる溢水でない ことをほぼ断定しているが、現場調査ができないため出水 元は不明である」としている。 地震発生直後に福島第一原子力発電所 1 号機原子炉建屋 4 階において出水事象があったことが複数の作業者の証言に より確認された。出水の原因として地震動による機器・配 管等の損傷の可能性もあることから確認が必要である。	9 37	【調査結果】 9. 規制庁検討書：38 ページ～ 新たに集めた証言、現地調査及び解析計算から、弁の構造、プラントデータ及び解析計算から、使用済み燃料貯蔵プ ールにおいてスロッシングが発生し、溢水防止チャンバに流れ込んだ水の水压により、同チャンバに隙間が生じ出水が 起こったと推定。 37. 新潟県原子力発電所の安全管理に関する技術委員会平成 28 年度第 2 回委員会資料 3 (東電主張) 地震発生直後に原子炉建屋 4 階で作業員が目撃した出水の原因は、以下の理由から、 使用済燃料プールに接続している空調ダクトの溢水防止チャンバからの漏えいである 可能性が高いと考えている。 ① 1 号機原子炉建屋 4 階で出水が目撃された箇所において、上記チャンバ以外に出水 を起こす可能性がある機器・配管等はないこと。 ②現場調査で、上記チャンバの変形、閉止板の変形・開口が視認されたこと。 ③規制庁による解析でも上記チャンバから出水する結果となっていること。 (委員等の意見) ・5 階の水素爆発の際、チャンバ内を爆風が吹き抜けたはずであり、チャンバや閉止板 の変形をプール水の漏洩の根拠とすることはできない。 ・溢水防止チャンバを出水箇所と特定するためには実験で実証する必要がある。 ・原子力規制委員会の「東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討 会」が行った出水目撃者聴取結果が、重要な点で国会事故調のものと異なる。 ・溢水防止チャンバ以外の流出箇所として、非常用復水器(IC)戻り配管内の溜まり水も 考えられる。 ・国会事故調の調査では、地震直後に蛍光灯の照明が脱落し、4 階は真っ暗になったという証言を得ている。それ が事実なら、噴出したものが水だったか蒸気だったかは判断しにくい。 【評価結果】 A 廃炉確認 ・地震直後の原子炉圧力の変化から、IC を含む一次系の配管から大量の水が漏えいしたとは考えられず、出水の原因 とはならない。 ・4 階の出水については、溢水防止チャンバからのものとするのが合理的である。 ・なお、廃炉作業に伴い、当該チャンバを含め、周辺の状況を確認することで、本推定の裏付けをすることができると 考えられる。
43	1	—	放射性物質 の移行	—	1 号機 1F 南東エリアの高線 量汚染の原因	20. 東電 52 項目：第 4 回報告 P12 1F 南東エリアに数 Sv/h に達する高線量汚染区域が存在す る。	20	【調査結果】 20. 本項目は、東電の 52 項目に入っている(第 4 回進捗報告書添付 2-25 ページ)。詳細な検討はまだなされていない状 況である。 23. 国プロ「原子炉建屋内の遠隔除染技術の開発」1 号機原子炉建屋 1 階南側の汚染状況調査結果について 事故時の PCV ベントに使用した不活性ガス系配管に近いほど線量が高い傾向が得られている。 【評価結果】 A 廃炉確認 ・高線量については、ベント配管によるものと推定されるが、廃炉作業に伴い、確認することが可能であると考えられ る。

44	1	－	放射性物質の移行	RCW	1号機 RCW 配管の高線量汚染の原因	20. 東電 52 項目：添付資料 1-9 1 号機の原子炉補機冷却系 (RCW) 配管において、数 Sv/h～10Sv/h に達する高線量が測定されている。RCW 配管には、通常運転では放射性物質が混入しない。 燃料が機器ドレンピットに落下して、RCW 配管を損傷し、高線量の水または蒸気が R C W 二次系に移行した可能性、二次系の水が格納容器内に落下し、冷却に寄与した可能性もあり、確定的でない。この原因を解明することは事故進展の理解を深めるために役立つと考えられる。	20	【調査結果】 20. 東電 52 項目：添付資料 1-9 PCV 内のドレンサンプを冷却するための RCW 配管が高温の溶融燃料で損傷し、放射性物質が RCW 配管内に移行したものと推定されている。PCV 圧力が高い状態と低い状態で RCW 配管へ放射性物質の移行について検討した結果、溶融燃料がドライウエル内の原子炉補機冷却水系配管を損傷し、放射性物質が RCW 系統内を移行したと推定される。したがって、1 号機では溶融燃料が原子炉圧力容器から格納容器へ落下した可能性が高い。 【評価結果】 A 廃炉確認 ・溶融燃料による RCW 配管の高濃度汚染で合理的に説明可能であると考えられるが、廃炉作業時に確認することが望まれる。
45	1	－	放射性物質の移行	SGTS	SGTS 配管の高線量汚染	20. 東電 52 項目： 1, 2 号機スタックにつながる SGTS 配管付近で 10Sv/h 程度の高線量が観測されている。ベント時の放射性物質の沈着と考えられるが、より詳細な汚染メカニズムを特定する。	20 24	【調査結果】 20. 本項目は東電の 52 項目に入っている。また、今後の廃止措置過程でより詳細な情報が得られるものと考えられる。 24. 福島第一原子力発電所 1/2 号機排気筒周辺における線量調査結果について ドローンにより、排気筒周辺の線量が測定されている。当初は排気筒内部の調査も実施予定であったが、排気筒内部に調査の障害となる構造物 (梁状のもの) が確認されたため、内部の調査は未実施。 【評価結果】 D 廃炉確認 ・廃炉作業時にベント管内部の状態も含め、確認することが可能であると考えられる。
46	1	－	計装	格納容器	ドライウエルクーラー停止後のドライウエル雰囲気温度	42. 福島第一原子力発電所 1 号機において地震に起因する冷却材漏えいが事故の原因となった可能性があるという指摘について (14 ページの 2～4 行) ドライウエル雰囲気温度については、測定点がドライウエルクーラーの入口と出口に限られており、外部電源喪失によってドライウエルクーラーが停止した後は、ドライウエル雰囲気温度をどの程度代表しているか不明である。		【評価結果】 B ・本事項は、事故進展解明に対する重要度が小さいと考えられる。また、現段階では、確認するための新たな情報を得ることは困難であると考えられる。
47	2	津波襲来 ～3/14 13:25 頃	冷却	RCIC	直流電源が失われた状態における RCIC の駆動メカニズム	30. 学会事故調最終報告書 (表 6 章付録) 直流電源喪失により RCIC が制御できなかったことは確かである。このような状況下では、炉内の水位が上昇し、主蒸気管から流れ出し、二相流になって RCIC タービンに流れ込み、タービンの駆動効率を悪化させたことで給水量がバランスした可能性がある指摘されている。海外において火力発電所の蒸気を使用できる実験施設において、RCIC タービンを用いた検証試験をすることも考えられる。事故進展の再現解析の観点から重要である。	20 F	【調査結果】 F. Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant (p.29) RCIC タービンには二相流状態の冷却材が流入し、結果として RCIC による注水量が減少し、これにより RCIC の自己制御型の運転が継続したと推測される。 DC 電源の喪失によって、原子炉水位や high turbine exhaust に関する shutdown インターロック機構が働かなかったことも、RCIC の運転継続に寄与したかもしれない。 以上の仮定のもと計算した結果、RCIC が停止したと想定されるスクラム後 70 時間までの原子炉水位と RPV の圧力に関する推定値は、各解析の間でほぼ一致した。 20. 東電 52 項目：添付資料 2-4 津波による制御電源喪失時にタービン蒸気加減弁が全開方向へ動き、その後、流量の制御がなされないまま原子炉へ注水が継続されたため、原子炉水位は上昇したと推定される。原子炉水位が主蒸気管へ達すると RCIC タービンに二相流が流入することになるが、その場合のタービン性能は継続検討が必要である。 【評価結果】 A/D ・2 号機における RCIC の動作については、二相流による RCIC タービン駆動により、合理的に説明できる。(A) ・今後、試験などを行うことにより、二相流による RCIC のタービン駆動状況について確認することが可能になると考えられる。(D)
48	2	3/14 13:25 頃	冷却	RCIC	RCIC が停止した理由	30. 学会事故調最終報告書 (表 6 章付録) RCIC の停止は水位の低下傾向から推定可能であるが、停止に至ったメカニズムは明らかになっていない。ただし、東京電力の示した情報によれば、水位計は測定範囲上限値程度を指示しており、実水位がそれ以上の値であった場合、水位の低下が始まって、水位の低下傾向は測定範囲に達するまで観測できない可能性がある。事故進展の再現解析の観点から重要である。	20 35	【調査結果】 20. 東電 52 項目：添付資料 2-4 直流電源喪失でタービン蒸気加減弁は全開となるため、電源の無い状態で作動するタービン過速度で、タービン止め弁が機械式トリップの可能性はある。継続検討要。 35. 日本学術会議総合工学委員会原子力事故対応委員分科会の報告書 (p. 10) RCIC 低下に関する事実関係のみで、理由についての記載はない。 【評価結果】 D 廃炉確認 ・RCIC 停止のメカニズムが推定されているが、廃炉作業時に RCIC の状態を確認することにより、その妥当性を確認することができる。

49	2	スクラム ～最初の3日間	冷却	PCV	PCV 圧力の上昇が緩やかな原因	F. Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant (p.29) スクラム後最初の3日間はRCICが稼働していたが、この期間のPCVの圧力上昇は、ユニット3に比べて緩やかである。	22 F	【調査結果】 22. MAA Pコードによる炉心・格納容器の状態の推定（添付資料7） S/Cが半分程度水没していたものと仮定してMAAP解析を実施したところ、3月12日0時頃～14日12時頃の緩慢な圧力上昇を概ね再現できる結果が得られた。事故後早い段階でRCIC室、タービン建屋地下階等が浸水していたこと、水が各建屋間のケーブル貫通部等を通じて移動していること等を考えると、トラス室が津波の影響により浸水していた可能性はあると考えられる。なお、2号機とほぼ同じ構造である4号機のトラス室はS/C高さの半分程度水没していることがわかっている。 F. Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant (p.29) 冷却材の完全な気相/液相の混合状態を仮定すれば格納容器の低い圧力を再現できるが、suppression poolの形状を考慮すればそのような完全な混合状態は起こり得ない。 これを説明するためには他の要因が必要。2つの有力なシナリオとして、津波によってトラス室が冠水した、あるいは、S/C or D/Wにsignificantなleakageが発生した、ことが挙げられる。 解析の結果、2000トンを超える海水がトラス室に流入し、S/Cを外部から冷却したと推定される。これは、トラス室の1/4が冠水することを意味する。 以上まとめると、PCV圧力低下を説明するためには、温度成層化及び海水によるトラス室の外部冷却の二つを説明することが必要であると思われる。 【評価結果】 A ・2号機のPCV圧力変化については、トラス室への海水侵入およびその冷却効果を考えることにより、実測傾向を合理的に再現できていると考えられる。
50	2	3月14日 13時頃	炉心損傷	D/W	2号機のDW圧力の一時的な低下	20. 東電52項目：添付資料2-6 2号機DWの圧力は、14日13時頃から一時的に低下傾向を示しているが、その理由が明らかになっていない。また、同日18時頃にSRVが動作しており、SC内に高温の蒸気が吹き込まれると推定されるにもかかわらず、温度・圧力の上昇が見られない。政府事故調報告書では、PCV圧力低下の原因の可能性として、PCVからの漏えいをあげている。	20 F	【調査結果】 20. 東電52項目：添付資料2-6 RCICの動作状況、SRVの動作について検討を実施し、SRVが動作した際、クエンチャーから放出された蒸気が成層化したSC内の下部の低温の水を巻き上げた効果により、PCV内圧が低下した可能性を示している。 F. Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant (p.29-30) S/Cからの追加的なヒートロス、RCIC及びSRVによるS/Cへの実際の注水ポイント及び冷却材温度に及ぼす局所的な影響を詳細にモデル化する必要が示唆されている。 【評価結果】 A ・S/C内の温度成層化(S/C下部にトラス室に侵入した海水で冷やされた冷却水が存在)および2号機のSRVのクエンチャーの形状(S/C水を上下方向に攪拌しやすい)を考慮することにより、DW圧力が一時的に低下した原因は、合理的に説明可能であると考えられる。
51	2	3月14日 20時頃～3月15日1時頃	炉心損傷	压力容器	原子炉強制減圧後の原子炉圧力の上昇	20. 東電52項目：添付資料2-7, 2-9 14日18時頃のSRVによる強制減圧実施後、20時頃から繰り返し原子炉圧力上昇が確認された。圧力上昇の原因としてコリウム落下による蒸気発生、水-Zr反応による水素発生が考えられる。 41. 考証 福島原子力事故 炉心溶融・水素爆発はどう起こったか 海水注入のタイミングを考慮した炉心崩落やZr-水反応による炉心溶融との対応を指摘している。	20	【調査結果】 20. 東電52項目：添付資料2-7 繰り返し発生した圧力上昇については、以下の推定がなされている。 ・消防車の注水により、水蒸気が発生 ・発生した水蒸気がZrと反応、反応熱と水素が発生し圧力上昇 ・上記のZr-水反応の熱により、燃料の溶融が促進され、下部プレナムに落下、下部プレナムの水を蒸発させることで圧力上昇 ・圧力上昇により、消防車からの注水が炉心に入らず ・水が入らないことで圧力低下 解析コード等を活用し、圧力変化（3つの圧力ピークの原因）の解釈を進めているが、提案されているいくつかのシナリオも圧力変化を十分には説明できていない。また、圧力変化と密接に関連すると考えられる減圧後に行われた海水注入の有効性や炉心到達のタイミングについては不確かさが大きい。 【評価結果】 D 廃炉確認 ・メカニズムが推定されているが、廃炉作業に伴い得られる原子炉容器内の状況に関する調査結果やそれに基づく解析結果の高度化を加味することにより、推定をより具体化できるものと考えられる。
52	2	3月14日 21時頃	閉じ込め	S/C	SRV経由の非凝縮性ガス移行がS/Cの健全性に及ぼす影響	20. 東電52項目：添付資料2-8 14日21時頃実施したSRV開操作で原子炉の減圧が行われているが、すでに炉心の損傷が進んでおり、発生した水素などの非凝縮性ガスがSRV経由でS/Cに流入したと推定されている。非凝縮性ガスが流入した際のS/Cの健全性について確認する必要がある。	20	【調査結果】 20. 東電52項目：添付資料2-8 SRV開による急激な圧力上昇でS/C内の真空破壊弁が破損している可能性が推定されている。また、トラス室とS/C内水位の連動性から、S/Cの下部に破損箇所があるものと推定されている。破損箇所の大きさは9cm²程度、位置は0P512以下と推定されている。なお、非凝縮性ガスの影響については、直接言及されていない。 【評価結果】 D ・非圧縮性ガスがS/Cの健全性に与える影響については、継続して検討が必要と考えられる。

53	2	3/15 0:00-6:00	炉心損傷	格納容器	D/W と S/C の圧力が乖離している原因	30. 学会事故調最終報告書（表 6 章付録） D/W と S/C は隔離された構造にはなっておらず、圧力は連動して変動するはずである。政府事故調最終報告では、アクシデントマネジメント用の S/C 圧力測定計によってなされた圧力測定の誤信号であると推定しているが、詳細な理由は不明としている。このメカニズムを解明することで事故進展の理解が深まる可能性がある。	20 31 35	【調査結果】 20. 本項目は、東電の 52 項目に入っている(第 4 回進捗報告書、添付 2-31 ページ)が、詳細な検討はまだなされていない状況。 31. 福島第一原子力発電所 2 号機の原子炉格納容器漏えいを踏まえた格納容器の事故時耐性強化と格納容器ベントの運用について D/W と S/C の圧力が乖離後、S/C の指示値がダウンスケールしたことにより、S/C の指示値の信頼性に問題があるとの推定が示されている。
54	2	3/15 6:00 頃	炉心損傷	S/C	S/C の圧力指示値が急低下した理由	30. 学会事故調最終報告書（表 6 章付録） 同時時間帯において、D/W 圧力は大きな低下をしていない。政府事故調の報告書によると、電気系統のトラブルなどにより、S/C の圧力がダウンスケールしており、これが 0MPa（abs）と誤認識された可能性が指摘されている。なお、ほぼ同時期に発生したと推定される 4 号機の原子炉建屋の水素爆発との因果関係は薄いと推定されている。	20 35	【調査結果】 20. 本項目は、東電の 52 項目に入っている(第 4 回進捗報告書、添付 2-31 ページ)が、詳細な検討はまだなされていない状況。 35. 日本学術会議総合工学委員会原子力事故対応委員分科会の報告書（p. 14, 15） 15 日 6 時 14 分頃大きな衝撃音と振動が発生し、それとほぼ同時刻に S/C の圧力指示値はゼロになった（一方 D/W 圧力指示値は 15 日 7 時 20 分時点で 730 kPa を維持）。衝撃音と振動の原因は 4 号機の爆発によるものとされているが、S/C の圧力指示値の低下の原因については言及されていない。
55	2	3/15 7:20 →11:25	炉心損傷	D/W	D/W 圧力の低下原因	30. 学会事故調最終報告書（表 6 章付録） D/W 圧力の低下としては、フランジやペネトレーションからの漏えいの可能性が考えられるが、現時点では漏えい箇所と漏えいメカニズムは特定されていない。格納容器破損のメカニズムについてより詳細に検討する際に有益な情報である。	20 31 35	【調査結果】 20. 本項目は、東電の 52 項目に入っている(第 4 回進捗報告書、添付 2-39 ページ)が、詳細な検討はまだなされていない状況。 31. 福島第一原子力発電所 2 号機の原子炉格納容器漏えいを踏まえた格納容器の事故時耐性強化と格納容器ベントの運用について 2 号機については、オペフロ(5 階)周辺の線量の測定結果より、格納容器上蓋フランジから漏えいが発生し圧力低下の原因となったと推定している。また、フランジの劣化については、シール材(シリコンゴム)が高温で劣化したとの推定となっている。 35. 日本学術会議総合工学委員会原子力事故対応委員分科会の報告書（p. 10） 東電事故調報告書からの引用による事実確認のみで、原因の特定はされていない。
56	2	3/15 8:25	閉じ込め	原 子 炉 建 屋	原子炉建屋 5F(ブローアウトパネル開口部)より発生した白い煙(湯気らしきもの)の原因	30. 学会事故調最終報告書（表 6 章付録） 同じ時間帯に発生したとされている D/W 減圧と関係すると推察されるが、明らかになっていない。放射性物質放出量、格納容器の破損メカニズムの検討の際に有益な情報となる。	31	【調査結果】 31. 福島第一原子力発電所 2 号機の原子炉格納容器漏えいを踏まえた格納容器の事故時耐性強化と格納容器ベントの運用について 蒸気が放出されたタイミング、2 号機オペフロ内の汚染状況から、格納容器上部より放出された気相が、ブローアウトパネルを通じて外部に放出されたと推定している。
								【評価結果】 A ・D/W が破損したことに伴い、格納容器内から放出された蒸気によるものと考えることが合理的である。

57	2	3/15 15 時頃	炉心損傷	格納容器	CAMS 指示値の急上昇	20. 東電 52 項目：添付資料 2-10, 2-11 D/W の CAMS 指示値は, 15 日 6 時頃まで単調増加していたが, 6 時間の空白期間を経た後, 12 時頃に低下し, 15 時 25 分に急上昇している。この急上昇は圧力容器, 格納容器内の急激な状況変化を反映したものである可能性がある。	20	【調査結果】 20. 東電 52 項目：添付資料 2-10, 2-11 2 号機の CAMS データについて整理が行われており, CAMS データから推定できる事故進展あるいは原子炉の状態として, 以下のことがあげられている。 ・原子炉容器の底部が破損する前から, 原子炉の閉じ込め機能が失われ, 気相漏えいが発生し, 原子炉内部の放射性物質が DW に流出していた可能性がある ・原子炉底部の破損は, 3 月 15 日の午後に発生した可能性があり, その際, 大量の放射性物質も D W 内に放出されている。 ・3 月 15 日以降, 燃料デブリの再溶融, 移動などは発生していない。 また, FP の移行時の沈着を考えると, 希ガスのみを考慮し, CAMS 測定値から炉心損傷割合を精度良く推定することは困難を伴う可能性があることが示されている。 【評価結果】 A 廃炉確認 ・燃料損傷に伴って放出された放射性物質が D/W に移動したことによる変化と考えることが妥当である。 ・廃炉作業時に原子炉容器及び格納容器内の状態を確認することで本推定の裏付けをすることができると考えられる。
58	2	－	冷却	RHR	全電源喪失後の RHR による自然対流除熱機能	20. 東電 52 項目：添付資料 2-5 2 号機では, 津波による全電源喪失前に RHR を起動し, SC 内を冷却していた。全電源喪失により, RHR ポンプは機能喪失したが, 自然循環により, SC 内の冷却がある程度継続されていた可能性がある。	20	【調査結果】 20. 東電 52 項目：添付資料 2-5 RHR 関連の温度の記録の分析から, 津波到達後, 系統内の水の循環による熱交換器を介した崩壊熱の熱除去は生じていないと推定される。3 月 26 日での 50℃～70℃の温度指示値は, 格納容器から原子炉建屋内へ漏えいした蒸気によって上昇した建屋内の雰囲気温度を測定していたと推定される。 【評価結果】 A ・熱交換器による自然循環は行われていなかったと考えることが合理的である。
59	2	－	炉心損傷	S/C	S/C 室の水位低下	10. 東京電力(株)福島第一原子力発電所事故に関する技術ワークショップ【プラント状態把握のアプローチ】 S/C ガス温度計, 水温計の特徴的な動きは水位の変化を反映しているのか不明。	20	【調査結果】 20. 東電 52 項目：添付資料 2-8 トーラス室と SC 内水位の運動性から, SC の下部に破損箇所があるものと推定されている。破損箇所の大きさは 9cm² 程度, 位置は OP512 以下と推定されている。 【評価結果】 A 廃炉確認 ・S/C ガス温度計、水温計の温度差は、推定される水位レベルと整合していると考えられる。 ・実測された水位の変化から S/C の破損箇所を推定しており, その推定結果は妥当であると考えられる。 ・廃止作業時に, 破損箇所を現場確認できる可能性がある。
60	2	－	放射性物質の移行	ラブチャーディスク	ラブチャーディスクの作動状況	30. 学会事故調最終報告書（表 6 章付録） ラブチャーディスクが作動していない場合, その理由を説明する必要がある。格納容器圧力がラブチャーディスク動作圧まで到達せずに過温破損に至ったのか, または格納容器圧力が高かったときには, ベント弁が開いていなかったなどの理由が考えられる。実測データでは, ベント弁が開いていた時間帯において, S/C の圧力はラブチャーディスクの作動圧には達していない。なお, 14 日 22 時 10 分頃測定された S/C 圧力の実測データは D/W 圧力を下回り, 以後乖離が大きくなっており, データの信頼性に問題がある。この情報は, アクシデントマネジメント対策の有効性評価に資するものとなる。	20 31 35	【調査結果】 20. 東電 52 項目：添付資料 4（添付資料 4-21 ページ） ラブチャーディスク周辺の線量調査実施。汚染は確認されていないが, ラブチャーディスクの作動の有無を確実に判断できるだけの情報が得られていない。1 号機のベントラインで観測されたような多量の放射性物質を含むガスが通過した場合に予想される汚染状態にはなっていないと考えられる。 31. 福島第一原子力発電所 2 号機の原子炉格納容器漏えいを踏まえた格納容器の事故時耐性強化と格納容器ベントの運用について 2 号機でベントラインの弁が開いているときには, 格納容器内圧がラブチャーディスクの設定圧に到達せず, その後, 3 号機の水素爆発時にベントラインの弁が閉となったため, 格納容器内圧が上昇したもののラブチャーディスクが動作しなかったとの評価となっている。 35. 日本学術会議総合工学委員会原子力事故対応委員分科会の報告書（p. 11） 東京電力からの回答として, 以下が記載されている。 「14 日 21 時ごろに S/C ベント弁（小弁）を微開とすることで, ベントラインの構成が完了したが, その後も D/W 圧力は上昇を続け, 22 時 50 分頃にラブチャーディスク作動圧を超えて, 23 時 30 分頃には約 0.7 MPa[abs]に達した。これは, 一旦微開となった S/C ベント弁（小弁）が閉まっていたことが原因と考えている。なお, ラブチャーディスクが作動していたかどうかについては, 現在も確認されておらず今後の検討課題となっている。」 【評価結果】 D 廃炉確認 ・ベントラインの汚染状況や, ベント弁の開閉の状況から, ラブチャーディスクは動作していなかったと考えられるものの, 廃炉作業時にラブチャーディスクの状態を確認することが可能であると考えられる。

61	2	—	水素爆発	原 子 炉 建 屋	2 号機で水素爆発が起こらなかった原因	30. 学会事故調最終報告書（表 6 章付録） 2 号機が水素爆発しなかった要因について、炉心における Zr-H2O 反応の時期と水素発生量の関係、また原子炉建屋ブローパネルの効果を確認する必要がある。	38	【調査結果】 38. 福島事故検証課題別ディスカッション 福島事故検証課題別ディスカッションの課題と議論の整理（平成 27 年 5 月 27 日現在） 2 号機に於ける水素発生は約 400kg と想定しており、消防車注水が始まった後、格納容器圧力が一気に上昇していく時点で発生しているものと考えている。3/15 朝にはブローアウトパネルから蒸気が立ち上っていることが確認されていることから、この経路を通じて水素が大気中に放出されたものと考えている。 【評価結果】 A ・2 号機で、建屋の水素爆発に至らなかった原因は、ブローアウトパネルの開放により、建屋内に水素が滞留しなかったことであると考えることが合理的である。
62	3	3 月 12 日 0:00 ～ 12:00 頃	炉心損傷	D/W	3 号機 DW の圧力上昇の速度大	20. 東電 52 項目：添付資料 3-7 3 月 12 日 0:00～12:00 頃の 3 号機 DW 圧力上昇速度が,MAAP による解析値より大きくなっている。また、3 月 12 日 12 時頃に SC スプレーを起動後、DW 圧力が一時的に低下している。	F 20 46	【調査結果】 F. Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant （p.34） D/W から S/C への steam leak ないし詳細ノード化による S/C の温度成層化をモデル化することによって、圧力上昇に関して大部分の計算結果は比較的良く一致した。 S/C に注入された水蒸気の完全な混合状態を仮定すれば、格納容器圧力の計算結果は測定値より低くなるため、温度成層化の影響が推測される。 水蒸気の D/W への直接漏えいも影響している可能性がある。 20. 東電 52 項目：添付資料 3-7 RCIC 動作により、SC 内のプール水の上部が高温、下部が低温になる成層化が発生していたことにより、見かけ上の SC の熱容量が小さくなり、結果として DW の圧力上昇速度が大きくなったものと推定されている。 46. Suppression pool testing at the SIET laboratory: experimental investigation of critical phenomena expected in the Fukushima Daiichi suppression chamber (614-629) 3 号機での SC 内の温度成層化を検証するために、SIET（イタリア）で中規模モックアップ試験を行った。2 号機と 3 号機でクエンチャーの形状が異なっており、3 号機の形状の方がより成層化が起こりやすいことを試験的に示した。また、プールのサブクール度が小さいほど成層化が生じやすい。 【評価結果】 A ・S/C の成層化により、S/C の見かけの熱容量が小さくなり、格納容器内の温度・圧力上昇率が大きくなったと考えることで解析値と実測値との差異を合理的に説明することが出来ると考えられる。
63	3	2013/3/12 11:36:00	冷却	RCIC	RCIC が自動停止した理由	30. 学会事故調最終報告書（表 6 章付録） 2 号機、3 号機ともに、RCIC が停止した原因は明らかになっていないが、事故進展を正確に理解するためには重要な情報である。また、水平展開を考えるうえでも検討が望ましいと考えられる。なお、3 号機では RCIC のラッチに天井から油分を含んだ水滴が落ちており、ラッチが外れていたとの記述あり。	20	【調査結果】 20. 東電 52 項目：添付資料 3-5 機械式のタービン過速度トリップでなく、電気式トリップが働いた可能性がある。トリップ条件としてはインターロック条件のうち RCIC タービン排気圧高トリップが考えられる。 【評価結果】 A 廃炉確認 ・電気式トリップが動作し、RCIC が停止したと考えることが合理的である。 ・廃炉作業時に、現場確認によりこの推定が適切であったかどうか、確認することが望まれる。
64	3	3 月 12 日 12 時 35～	冷却	HPCI	・ HPCI 作動時の炉内注入量 (炉圧 1MPa) ・ HPCI 注入流量ゼロの場合の蒸気流出経路としての効果	41. 考証 福島原子力事故 炉心溶融・水素爆発はどう起こったか 原子炉圧力が HPCI 運転の下限まで低下していたことから、HPCI による炉内への注水量は、ほぼゼロであったと推定されている。ただし、このときの HPCI には、炉内から上記を SC に移行させ、炉圧を低下させる働きを持っていた可能性があるとの指摘がある。	20	【調査結果】 20. 東電 52 項目：添付資料 3-3 13 日 2 時 42 分に運転員が HPCI を手動停止した。これは、タービン回転数が運転手順書に記載の範囲を下回り、HPCI 損傷による蒸気漏えいを懸念したためとされている。HPCI 手動停止前の注水量は、測定されておらず、8t/h との仮定をもちいて MAAP で解析されているが、実測された水位に比べ、水位の解析値が高いことから、HPCI 手動停止前にすでに注水量がほぼゼロになっていたとしている。 20. 東電 52 項目：添付資料 3-3 比較的大きなタービンである HPCI タービンを駆動するエネルギー分だけ除熱効果がある。この現象は、シビアアクシデント解析コードの解析過程で考慮され、原子炉圧力の変化の解析値に取り込まれている 【評価結果】 A ・感度解析の結果から判断すると、HPCI 停止直前の注水量はほぼゼロであったと考えることが合理的である。 ・HPCI の蒸気流出は、プラント解析コードで模擬されている。 ・3 号機の HPCI 動作時、HPCI への蒸気流出による一時的な原子炉圧力の低下が観測されたが、解析で再現されている。

65	3	3/13 2:00 ～12:00	炉心損傷	圧力容器	原子炉圧力の挙動	20. 東電 52 項目：添付資料 3-4 ・2:45～2:55 の間と 3:38 頃に SRV 開操作を試みているが、いずれも SRV は開かなかったと推定されている。また、チャート上の原子炉圧力の挙動に違いがあり、3:38 頃に SRV の開操作を試みた際、圧力が不連続に上昇する傾向がみられている。 ・9 時頃、原子炉圧力のピークが 2 回確認されたが、2 回目のピークの発生原因が不明である。	20	【調査結果】 20. 東電 52 項目：添付資料 3-4 原子炉圧力、格納容器圧力の推移および力学的な評価をふまえて検証し、電磁弁への電源の確保、窒素ガス供給圧力の確保、漏えいを低減する取り組みの重要性が確認できた。個別の SRV の作動状況については、確定できない要素がある。 【評価結果】 A/B ・SRV が開しなかった理由としては、直流電源の枯渇であると考えることが合理的である。また、格納容器内の背圧との関係も評価・把握されている。(A) ・3:38 の SRV 開操作の後の不連続な圧力挙動については、原因は明らかとなっていないが、事故進展解明における重要度は大きくないものと考えられる。(B) ・9 時ごろ発生した 2 回の原子炉圧力ピークは、熔融燃料が下部ヘッドに移行し、残っていた水が蒸気となり圧力ピークを上昇させた可能性がある。ただし、この圧力ピークは大きなものではなく、その原因解明の重要度は、さほど高くはないものと考えられる。(B)
66	3	3 月 13 日 9 時 頃 から 12 時 頃	炉心損傷	圧力容器	原子炉圧力の変化	20. 東電 52 項目：添付資料 3-4 3 号機では、明示的に SRV 開操作をしていないにもかかわらず、9 時頃に原子炉容器が急速減圧した。また、10 時頃、12 頃に原子炉圧力の急上昇が見られた。 41. 考証 福島原子力事故 炉心溶融・水素爆発はどう起こったか 減圧沸騰による炉心崩落、注水による Zr-水反応の開始が起こったと考えられる。水位の乱高下は Zr-水反応のためである。注水によっても水位が変わらない理由は不明である。	F 20	【調査結果】 F. Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant (p.36) ADS が 6 つの SRV を同時に開にしたと仮定すると、減圧のタイミングに関し計算結果は実測値と良く一致した。しかし、SNL は MSL の一つがクリープ破損した可能性を指摘している。 20. 東電 52 項目：添付資料 3-4 9 時頃の原子炉圧力の急減少は自動減圧系の動作によるものと推定されている。また、10 時および 12 時頃に見られた圧力の急上昇は、燃料デブリが圧力容器下部に移行、圧力容器下部の水を蒸発させた可能性が考えられる。 【評価結果】 A/D 廃炉確認 ・9 時ごろの圧力の急減少は、自動減圧系によるものと考えることが合理的である。(A) ・10 時、12 時の圧力上昇は、燃料デブリが下部ヘッドに移行した際、発生したと考えることができる。これらは、大きな圧力変化を伴っていることから、廃炉作業時の炉内の燃料デブリ移行状況に関する調査結果や解析の高度化も加味し、継続して検討することが望まれる。(D)
67	3	2013/3/14 11:01:00	水素爆発	—	3 月 13 日に複数回行われた ベントと水素爆発の因果関係	30. 学会事故調最終報告書（表 6 章付録） 格納容器からの水素漏えい量を定量評価することで、ベントとの因果関係を間接的に推定できる可能性がある。また、電源喪失時に SGTS をベントラインから隔離していたグラビティダンパの効果とも関係する。なお、政府事故調最終報告書では、3 号機のベント操作は最初の 1, 2 回を除いて成功していないと推定している。	43 41 F 20	【調査結果】 43. 福島第一に関する 5 つの事故調査報告書のレビューと技術的課題の分析 3 号機についても、4 回目の格納容器ベントの直後に水素爆発が発生していることから、ベントの際の水素流入が寄与しているものと考えられる。 41. 考証 福島原子力事故 炉心溶融・水素爆発はどう起こったか 因果関係があり得るとの説明となっている。 F. Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant (p. 36) 3 回目以降のベントが作動していたか否かについて疑いがある。 20. 東電 52 項目：添付資料 3-8（第 4 回） ・3 号機のベントで成功したのは、1 回目および 2 回のみと推定。 ・3 月 13 日 21 時ごろの 3 回目のベント開操作時に D/W 圧力が低下している。しかし、D/W 圧力と S/C 圧力の関係に着目すると、22 時 30 分から S/C 圧力が D/W 圧力より高くなっているため、S/C ベントにより S/C の圧力が低下し、その結果として D/W 圧力が減少したとは考えにくい。したがって、圧力低下の要因は原子炉建屋への漏えいと推定され、14 日 11 時に発生した水素爆発と整合する。 【評価結果】 A 廃炉確認 ・3 号機のベントが成功したのは、1, 2 回のみと推定されている。 ・3 回目のベントについては、D/W より S/C の圧力が高くなっていたことから、S/C ベントは成功していないと考えられる。 ・また同時期に、D/W 圧力が低下していることから原子炉建屋への漏えいがあったものと推定される。従って、ベントラインから原子炉建屋への水素漏えいではないものと考えられる。 ・ダンパの状態などを廃炉作業時に現場確認し、これらの推定の妥当性を評価することが望ましい。

68	3	3/14～(建屋爆発後)	使用済み燃料プール	使用済み燃料プール	使用済み燃料プール内燃料集合体の健全性	8. 規制庁検討書：「国会事故調報告書」では、水素爆発後に建屋から白煙が立ち上がっており、使用済燃料プールで大規模な燃料損傷が生じた可能性がある、また、プール水が水素爆発の衝撃波を受ければ、使用済燃料集合体や未使用の燃料集合体が折り重なるように圧迫されて相互の距離が縮まり臨界条件に近づいた可能性があるとしている。	8	【調査結果】 8. 規制庁検討書：83 ページ～ 防衛省が取得した情報を基に、白煙の発生が確認された場所は機器仮置きピットと原子炉ウェルカバーの隣接部近傍であること、そこでの温度が 100℃を超えていたことを確認。また、燃料ラックや集合体に大きな損傷が見られず、厳しい仮定をおいた臨界解析から臨界が起こった可能性はないと判断。 【評価結果】 A ・白煙の発生個所は燃料プールではないことが確認されている。 ・3 号機プール内部は観察されており、大規模な燃料破損はない。 ・解析結果からも示されているように、再臨界が発生していた可能性はない。
69	3	—	閉じ込め	格納容器	機器ハッチの損傷メカニズムおよび生体遮蔽が移動していた理由	30. 学会事故調最終報告書（表 6 章付録） 3 号機においては、格納容器機器ハッチの調査が行われ、冷却水の漏えいが確認されている。この漏えいがどのようにして発生したのか、また、ハッチのエントリー部分にシールドプラグがあるが、これが移動している。この原因についても検討する必要がある。	21	【調査結果】 21. 福島第一原子力発電所 3 号機原子炉建屋 1 階シールドプラグが移動している要因の推定について 東京電力が建屋の水素爆発による圧力伝搬による移動と推定。 【評価結果】 A/D 廃炉確認 ・水素爆発による圧力伝搬により、シールドプラグの移動は合理的に説明できる。(A) ・機器ハッチについては、廃炉作業時に損傷状態およびそのメカニズムを確認することが可能であると考えられる。(D)
70	4	3/14 10:30 頃	放射性物質の移行 水素爆発	原子炉建屋	原子炉建屋内の線量が上昇していた理由	30. 学会事故調最終報告書（表 6 章付録） 建屋内は外部から遮へいされており、外部からの放射線で空間線量率が上昇する理由はない。4 号機原子炉建屋内が高線量になる可能性としては、①4 号機使用済み燃料プールの水位が低くなり、直接線が増加した、②空調が止まったことにより、放射性物質を含んだ外気が原子炉建屋内に侵入した、③3 号機のベントラインからの逆流により、放射性物質(と水素)を含んだ気体が 4 号機の建屋内に放出されたなどが考えられるが、理由は明らかになっていない。なお、3 月 14 日 4 時 8 分には、4 号機のプールの温度が測定されており、4 号機建屋の線量は、14 日の 4 時～10 時 30 分の間に上昇した可能性がある。3 号機の建屋の爆発は 14 日の 11 時 1 分に発生している。4 号機の水素爆発の傍証として重要である。	43 8	【調査結果】 43. 福島第一に関する 5 つの事故調査報告書のレビューと技術的課題の分析 4 号機原子炉建屋での水素爆発の主たる原因が使用済み燃料プールで発生した水素である可能性(国会事故調の見解)については、同プールが建屋 5 階に位置することから、建屋の 3～5 階の損傷状況(3 階および 4 階の床面が下方に変形し 5 階の床面が損傷し鉄筋が上方に曲げられていた等)とは符合せず、その可能性は極めて低いものと考えられる 8. 規制庁検討書：98 ページ～ 現地における線量計測や解析計算により、3 号機のベントの際、水素ガスを含むベントガスが 4 号機に逆流したと推定。また、4 号機使用済燃料プール中の燃料に損傷や外観上の大きな変化は認められず燃料が露出するような水位低下が起こった可能性は低い。 【評価結果】 A ・4 号機の原子炉建屋内の線量上昇は、3 号機のベントラインからの逆流により合理的に説明することができる。
71	4	建屋爆発前	使用済み燃料プール	使用済み燃料プール	4 号機でプールへの注水準備が遅れた理由	30. 学会事故調最終報告書（表 6 章付録） 建屋内高放射線量のために作業を断念したとの記述あり。アクシデントマネジメント対策の有効性を検討する上で有用な情報となる。	4	【調査結果】 4. 政府事故調最終報告 ・「高放射線量のため作業断念」としている。高線量の原因は、スタックから逆流した 3 号機起因の放射性物質(主として希ガス)であると推定される。 【評価結果】 A ・注水準備遅れの原因となった 4 号機の原子炉建屋内の線量上昇は、3 号機のベントラインからの希ガスを含む放射性物質の逆流により合理的に説明することができる。
72	4	2013/3/15 9:38:00 2013/3/16 5:45:00	火災	原子炉建屋	原子炉建屋 3F での火災の原因 原子炉建屋 4F での火災の原因	30. 学会事故調最終報告書（表 6 章付録） 同日の朝 6 時頃に発生したとされる水素爆発との因果関係が考えられるが、原因は明らかにされていない。水素爆発の随伴事象として考えるべきかどうかの材料になる。	—	【評価結果】 B ・現時点で火災の原因を突き止めることは困難であり、また事故進展解明上の重要度は低いと考えられる。
73	4	—	使用済み燃料プール	使用済み燃料プール	原子炉ウェルから燃料プールへ水の流れ込みの時間変化	30. 学会事故調最終報告書（表 6 章付録） 原子炉ウェルから燃料プールへの水の流れ込みの開始時間と時間変化は、燃料プールの水位変化を正確に再現するために重要な情報である。なお、構造上、原子炉ウェルと燃料プールは、水位が原子炉ウェル>燃料プールである場合には、ほぼ一体となって水位は変化すると考えられる。	20	【調査結果】 20. 福島原子力事故調査報告書（最終報告）添付 9-5 プールゲートの構造から、SFP の水位が下がった場合、DS ピットおよび原子炉ウェルから SFP に水が流れ込む構造であり、この効果を考慮することで実測の水位を再現できることが判明している。 【評価結果】 A ・原子炉ウェルからの水の流れ込みを考慮することにより、4 号機の燃料プールの水位を適切に再現できており、メカニズムは把握できていると考えられる。