

(別記様式)

記 録

| | |
|-------|--------------------------------------|
| 文書番号 | S C J 第 2 2 期-260930-22651100-053 |
| 委員会等名 | 日本学術会議 総合工学委員会 原子力事故対応分科会 |
| 標題 | 東京電力福島第一原子力発電所1号機において 発生した事故事象の検討 |
| 作成日 | 平成26年(2014年)9月30日 |

※ 本資料は、日本学術会議会則第二条に定める意思の表出ではない。
掲載されたデータ等には、確認を要するものが含まれる可能性がある。

この記録は、日本学術会議総合工学委員会原子力事故対応分科会が、福島第一原発事故調査に関する小委員会での審議結果を踏まえ、取りまとめ公表するものである。

日本学術会議総合工学委員会原子力事故対応分科会

| | | |
|------|----------------|---------------------------------|
| 委員長 | 矢川 元基 (連携会員) | 公益財団法人原子力安全研究協会理事長 |
| 副委員長 | 山地 憲治 (第三部会員) | 公益財団法人地球環境産業技術研究機構(RITE) 理事・所長 |
| 幹事 | 松岡 猛 (第三部会員) | 宇都宮大学非常勤講師 |
| 幹事 | 柴田 徳思 (連携会員) | 公益社団法人日本アイソトープ協会専務理事 |
| | 岩田 修一 (連携会員) | 事業構想大学院大学教授 |
| | 笹尾真実子 (連携会員) | 東北大学大学院名誉教授、同志社大学研究開発推進機構嘱託研究員 |
| | 白鳥 正樹 (連携会員) | 横浜国立大学名誉教授、安心・安全の科学研究教育センター客員教授 |
| | 関村 直人 (連携会員) | 東京大学大学院工学系研究科教授 |
| | 竹田 敏一 (連携会員) | 福井大学附属国際原子力工学研究所・特任教授 |
| | 二ノ方 壽 (連携会員) | 東京工業大学名誉教授 |
| | 山本 一良 (連携会員) | 名古屋大学理事(教育・情報関係担当)・副総長 |
| | 澤田 隆 (特任連携会員) | 日本原子力学会 顧問 |
| | 成合 英樹 (特任連携会員) | 筑波大学名誉教授 |

福島第一原発事故調査に関する小委員会

| | | |
|-----|----------------|---------------------------------|
| 委員長 | 松岡 猛 (第三部会員) | 宇都宮大学非常勤講師 |
| 幹事 | 澤田 隆 (特任連携会員) | 日本原子力学会 顧問 |
| | 白鳥 正樹 (連携会員) | 横浜国立大学名誉教授、安心・安全の科学研究教育センター客員教授 |
| | 矢川 元基 (連携会員) | 公益財団法人原子力安全研究協会理事長 |
| | 成合 英樹 (特任連携会員) | 筑波大学名誉教授 |
| | 宮野 廣 | 法政大学大学院客員教授 |

本件の作成に当たっては、以下の職員が事務および調査を担当した。

| | | |
|----|-------|----------------------------------|
| 事務 | 盛田 謙二 | 参事官（審議第二担当） |
| | 齋田 豊 | 参事官（審議第二担当）付参事官補佐（平成 26 年 8 月まで） |
| | 松宮 志麻 | 参事官（審議第二担当）付参事官補佐（平成 26 年 8 月から） |
| | 冲山 清観 | 参事官（審議第二担当）付専門職（平成 26 年 6 月まで） |
| | 菊地 隆一 | 参事官（審議第二担当）付専門職（平成 26 年 7 月まで） |
| | 熊谷 鷹佑 | 参事官（審議第二担当）付専門職付（平成 26 年 7 月から） |
| 調査 | 衛藤 基邦 | 上席学術調査員 |

要 旨

1 作成の背景

平成23年3月11日に東日本地区を襲った東北地方太平洋沖地震により東京電力福島第一原子力発電所では炉心溶融・水素爆発・放射性物質大量放出という未曾有の重大事故が発生した。事故原因については、国会事故調査委員会、政府事故調査委員会、民間事故調査委員会、東京電力事故調査委員会ほか各種事故調査委員会が設置され、調査報告書が公表されている。しかし、未だ不明の点も多くあり、平成25年5月には原子力規制委員会も福島原発事故の分析を始めている。

2 現状および問題点

上記の事故調査委員会の他にも幾つかの学会、組織による調査報告書が発出されている。また、専門家の視点から事故に関して原因を解明し安全性の向上を提案する論文も学会誌等に掲載されている。その後、事故現場への立ち入りも徐々に可能となってきたおり、東京電力等から判明した事実も順次公表されてきている。

しかしながら、各種事故調査報告書の間、また、専門家の間でも判断が異なる事項があるのが現状である。日本学術会議総合工学委員会原子力事故対応分科会は、学術的観点から福島第一原子力発電所で発生した事故事象を、特定の事故調査報告書・立場に偏ることなく科学的に検討する必要があると判断し、「福島第一原発事故調査に関する小委員会」を設置し、主として上記4事故調査報告書を比較検討するとともに新たに公表された事実および関係者からのヒアリング等を通じて、現時点で入手可能な情報を整理し事実を確認し検討を進めてきた。今回、その中の1号機に関する3項目についての検討結果を取りまとめた。

3 本記録の内容

(1) 非常用復水器 (Isolation Condenser、IC) の作動状況について

全電源喪失時に非常用復水器 (IC) 配管のバルブが全閉に近い状態になって、この時から IC が機能していなかった可能性が高い。津波による長時間の全電源喪失という事態に対するハード面およびソフト面を含む事前の備えが不十分であったことが、IC 機能不全を防ぐことができなかったことの主たる原因である。

(2) 地震動荷重による配管破損の有無について

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解析結果とを比較すれば、格納容器内での冷却材の漏えいは実質的には無かったものと推定できる。また、放射線モニタ等の警報の発報が無かったことから、格納容器外での漏えいも無かったといえる。したがって、いわゆる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。

(3) 非常用交流電源喪失の原因について

1号機への津波到達時刻は15時36分47秒前後と推定され、その約10秒後の15時36

分59秒には1号機非常用交流電源A系統の電流はゼロに、B系統の電流は半減している。従って、1号機非常用交流電源A、B系統は津波が原因で喪失したと推測するのが妥当と判断する。

目 次

| | | |
|-----|---------------------------------|----|
| 1 | はじめに | 1 |
| 2 | 非常用復水器（IC）の作動状況について | 3 |
| (1) | ICの設置とその働き | 3 |
| (2) | 事故の推移とIC操作 | 4 |
| ① | 地震発生から津波到達まで—配管破断の可能性— | 4 |
| ② | 構造上の問題 | 5 |
| ③ | B5bへの対応 | 7 |
| ④ | 運転員の訓練、ICの機能に対する理解の不足 | 9 |
| ⑤ | 情報の共有 | 10 |
| (3) | まとめ | 10 |
| 3 | 地震動荷重による配管破損の有無について | 12 |
| (1) | 各報告書の具体的指摘等 | 12 |
| (2) | 漏えい量についての考え方 | 12 |
| (3) | 冷却材喪失事故の可能性 | 13 |
| (4) | まとめ | 13 |
| 4 | 非常用交流電源喪失の原因について | 14 |
| (1) | 津波来襲時刻 | 14 |
| (2) | 1号機A系の非常用交流電源喪失時刻 | 14 |
| (3) | その後の公表データ | 15 |
| (4) | 主要機器の停止時刻 | 15 |
| (5) | シミュレーションによる津波解析 | 15 |
| (6) | まとめ | 16 |
| 5 | 結び | 17 |
| | <用語の説明> | 18 |
| | <略語集> | 20 |
| | <参考文献> | 21 |
| | <参考資料1>審議経過 | 23 |
| | <参考資料2> | |
| | 非常用復水器（IC）の作動の妥当性に関する参考資料 | 26 |
| | <参考資料3> | |
| | 地震発生後の配管破損事故の有無に関する参考資料 | 62 |
| | <参考資料4> | |
| | 非常用交流電源喪失の原因に関する参考資料および津波到達時刻検討 | 65 |

1 はじめに

日本学術会議総合工学委員会原子力事故対応分科会（以下では、「本分科会」と略称する）は、東北地方太平洋沖地震の際に東京電力福島第一原子力発電所で発生した事故について、事故によって顕在化した問題点、事故に至った背景、原子力安全に関する新しい考え方やあるべき姿について検討を加え、その結果をこのほど日本学術会議報告「東京電力福島第一原子力発電所事故の教訓」として公表した〔1〕。

福島第一原子力発電所の事故の詳細については、既に国会事故調査委員会〔2〕、政府事故調査委員会〔3〕、民間事故調査委員会〔4〕、東京電力事故調査委員会〔5〕から報告書が公表されている。その他に、各種学会、組織による調査報告書が発出されている。また、福島原発事故に関して専門家の視点から原因を解明し安全性の向上を提案する論文も学会誌等に掲載されている。その後も東京電力等から判明した事実が順次公表されており、平成25年5月には原子力規制委員会が福島原発事故の分析を始めている。

これらの事故調査の結果および検討においても未だ不明の点も多くあり、事故調査報告書間でも判断が異なる事項もある。格納容器近傍に近づくことがいまだに困難な状況の下、実際にそこで何が起こったかについて科学的にその全容を解明することは極めて難しい。しかし、事故調査報告書間の意見の違いがわが国の原子力発電所の再稼働に関する国論を二分している状況の下では、これを長期間未解明のまま放置することは、無責任であると言っても差し支えないであろう。現在得られている情報を基にして、特定の事故調査報告書・立場に偏ることなく、科学的に最も蓋然性の高いと思われる判断をすると共に、今後解明すべき事項を明確にしておくことは重要であろう。また、事故の推移を改めて検証し、対処の仕方によっては過酷事故[†]に至らずに済んだ、あるいはより小さな過酷事故[†]のレベルに抑えることが出来たかについて検討を加えておくことは、今後の過酷事故[†]対策を講じる上で極めて重要な活動である。

このような観点から本分科会は「福島第一原発事故調査に関する小委員会」を設置し検討を進めた。主として上記4つの事故調査報告書を比較検討するとともに新たに公表された事実および関係者からのヒアリング等を通じて、現時点での入手可能な情報を整理し事実を確認することにより、福島第一原子力発電所で発生した事故事象を検討してきた。事故原因の技術的側面を中心として検討し、危機管理の在り方、責任の所在等は本記録の検討の範囲外としたが、本記録の検討結果が再発防止策を立てる際に役立つものと考えている。

福島第一原子力発電所事故の原因について、本分科会では、事故前の地震対策・津波対策の妥当性、津波襲来後の事故対応の適否、過酷事故[†]対策の準備の妥当性等の過酷事故[†]に至る要因として最も重要な項目として、以下の具体的項目を取り上げて検討を進めた。

- ・ 1号機における非常用復水器（Isolation Condenser、IC）の作動の妥当性、地震動荷重による配管破損事故に伴う冷却材喪失事故（Loss of Coolant Accident、LOCA^{††}）の

[†] 用語の説明に記載のあることを示す。以下同様の意味で使用。

^{††} 略語集に記載のあることを示す。以下同様の意味で使用。

有無と事故進展への影響および非常用交流電源喪失の原因。

- 2号機から最も多くの放射性物質が放出された理由。
- 3号機における高圧注入系（High Pressure Core Injection、HPCI^{††}）を停止した理由。
- ベント操作の妥当性、代替注水の準備手順の妥当性および全電源喪失後の電源確保の対応。
- 最大津波波高および発生頻度評価の妥当性。

今回、その中で1号機に関する3項目についての検討結果を取りまとめた。

2 非常用復水器（IC）の作動状況について

非常用復水器（Isolation Condenser、以下、「IC」と略す）の作動に関しては、民間事故調報告[4、p39]②^{*a}および政府事故調技術解説[6、p31]①の二つの記述が示しているように、福島第一原子力発電所における一連の事故の発端の要をなす部分であり、各事故調査委員会（以下、「事故調」と略す）が様々な意見を表出している。上記二つの文献[4、6]での記述は1号機ICが津波襲来後も作動していれば、その後続く一連の過酷事故[†]を防げた可能性があることを示唆しており、その作動に関して精査することの重要性を示している。ここではそれらを比較検討して、何が問題であったのかについて、改めて検証する。

（1）ICの設置とその働き

原子炉を停止して冷却するためには様々な冷却水注水系が準備されていたが[3、p12]①、それらの設備の使用に当たっては必ず電源が必要になる。1号機では津波による全電源喪失により、これらの設備が利用できなくなった。この状況で炉心から発生する崩壊熱を除去し原子炉を高温状態で維持するための冷却系が設けられており、1号機では非常用復水器（IC）がこれに相当する。ICは、日本で最初に設置されたマークI沸騰水型軽水炉[†]である敦賀1号機と福島第一1号機にのみ設けられている。本系は原子炉冷却材喪失事故（Loss Of Coolant Accident, LOCA^{††}）が発生した際に原子炉内に冷却材を注入して炉心を冷却することで炉心の損傷を防ぐことを目的とした非常用炉心冷却系（Emergency Core Cooling System, ECCS^{††}）ではなく、通常時に使用する復水器が何らかの理由で使用できなくなった時に使用する「非常用」の復水器である。通常使用される主復水器が使用不能な時にも原子炉を冷却する機能を確保するという点で「安全上重要な設備」¹となっている[9]②。

1977年、原子力委員会(当時)による“(30分程度の)短時間の全動力電源喪失に対して冷却を確保できる設計であること”との指針が出された[7、p11]が、これに対して動力電源および外部からの給水がなくても8～10時間冷却ができる余裕を持った設備となっていた[5、p128]③。

この設備は、配管破断あるいは破断検出制御回路の制御電源喪失により、配管の流路に設けられている隔離弁を閉止して格納容器の隔離機能を守るフェールセーフ（Fail Safe）機能²を有していた。これに対して2～6号機には1号機のICに対応する機能を

*a 本文の引用文献は、引用部を含む資料を当該文献から抽出して<参考資料2>に示す。例えば*aの引用文については“<参考資料2>民間事故調[4]②を参照されたい”という意味である。また、p39は引用文献4中での39ページの意味である。以下同様。

¹ 安全上重要な設備：異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構築物、系統及び機器。

² フェールセーフ機能：原子炉の安全は、「止める」、「冷やす」、「閉じ込める」が基本であり、格納容器の配管設計では、配管破断が起きた場合にはそれを検知して格納容器から破断配管を隔離する仕組みが設定されている。破断を検知する計装電源が断になり正しく測定できなくなった場合にも、同時

果たす設備として原子炉隔離時冷却系（RCIC[†]）が設置されているが、これらは配管破断あるいは破断検出制御回路の制御電源喪失においても隔離弁はそのままの状態を維持するようフェイルアズイズ（Fail As Is）になっている[6、p53]。この設計思想の違いは、米国からのフルターンキー³での技術導入による1号機と、その後引き続き技術導入により設計変更を進めていった2～6号機の歴史的な経緯によるものと思われる。なお、ICとRCIC[†]の機能については東電ヒアリング資料にその詳細が記述されている[9]②。

（2）事故の推移とIC操作

ここでは、事故の推移とIC操作に関する問題点を抽出し検証する。なお、ICの働きと弁（バルブ）が作用する仕組みについては、原子力学会事故調報告[7、pp153-159]に、また時系列的な経緯については東電事故調報告[5]①～③および政府事故調技術解説[6、pp37-76]①、②に詳述されている。

① 地震発生から津波到達まで—配管破断の可能性—

地震発生から津波到達までのICの作動状況については、政府事故調技術解説に以下のように要約されている[6、p37]①。（本記録においては、下線は参考資料からの引用文であることを示す。）

「主常用（外部）電源喪失に対するフェールセーフ機能として、主蒸気隔離弁（蒸気タービンへ行く主冷却配管を閉じる弁）が自動で「閉」となり、熱の捨て場を失った原子炉の圧力が高まり始め、それを検知したICが自動で起動した。しかし、15時03分頃、運転員は原子炉温度の急激な低下を懸念して⁴、ICを「遠隔操作」で停止した。その後15時30分にかけて、運転員は原子炉圧力を6～7MPaの範囲にコントロールすべく、3回にわたってICの起動・停止を繰り返した。」

これに対して国会事故調は運転員からのヒアリング結果に基づき以下のように述べて、地震動荷重による配管破断の可能性を指摘している。

「しかし、ICの手動停止に関わった複数の運転員から、原子炉圧力の降下が速いのでIC系配管や他の配管から冷却材が漏れていないかどうかを確認するためICを止めた、との説明を得た。運転員の説明は合理的で判断は適切であるのに対して、（冷却材温度変化率を順守したという）東電の説明は合理性を欠いていると考えられる。」[2、p31]①。

一方、政府事故調は「(ア) 主要なパラメータの推移、(イ) 原子炉圧力及び原子炉水

に破断があったとしても問題が生じないように、格納容器を隔離する安全機能が働く、フェールセーフ機能を持たせた設計となっている。

³ 設計、制作、建設・工事、試運転までのすべてを一括、さらに運転、保守の手順書の交付および指導、保証責任までのすべてを請け負うものであり、納期や品質、性能なども任せて受注する契約形態をさす。完成品としてキーを回せばいいだけの状態で受け取るものからこの表現を使うようになった。

⁴ 温度が急に低下すると、熱応力が発生するなど設備に悪い影響があるため、55°C/h（1時間につき55°C）以上の急激な変化は避けるようマニュアルに定められている。

位からの推論、(ウ) フェールセーフ機能からの推論、および (エ) 記録・当直担当者の行動等からの推論」等を総合的に勘案して「IC の機能を大きく損なうような重要な配管破断はなかったと考える方がむしろ自然である。」と述べている[3、p27]②

また、東電事故調の報告[5、p85]②も政府事故調の推論を裏付けている。

最初にICの弁を閉じたときには、当直の運転員はIC配管の損傷の可能性を懸念したと考えられる。しかし、IC配管の破損があれば、弁を閉じても圧力上昇は起こらないはずであるが、実際には弁を閉じた後、原子炉圧力は上昇し、この懸念は払しょくされている。更に、当直運転員は再度IC弁を開き、圧力降下(=温度降下)させている。そして津波が来るまで、マニュアルに従い3回程度、弁の開と閉の操作を繰り返している[6、p39]①,[3、p27]②,[5、p85]②。このことはICの冷却機能が維持されていたことを示している。

国会事故調の主張[2、p31]①は、最初にICの弁を閉じたときの「IC系配管や他の配管から冷却材が漏れているかも知れない」との運転員の懸念を述べたもので、その後の作動、すなわち、「IC配管の破損があれば、弁を閉じても圧力上昇は起こらないはずであるが、実際には弁を閉じた後、原子炉圧力は上昇した」という事実によりこの懸念が払拭されていることが述べられていない。

このほか国会事故調報告では、「小破口冷却材漏出事故(SB-LOCA^{††})について」[2、p204]②、および「IC系配管は地震動で破損しなかったか」[2、p223]②等の考察により、「1号機でSB-LOCA^{††}が起きた可能性は否定できない」[2、p212]②と述べている。しかし、これらの記述を詳細に読むと、同じ箇所に「小破口LOCAの場合、原子炉水位も炉圧も急速に降下しない場合がある」[2、p204]②との記述があり、たとえSB-LOCA^{††}があったとしても、国会事故調が主張する原子炉圧力の急降下をもたらすようなIC配管や他の配管からの冷却材の漏洩[2、p204]①は考えられず、[2、p31]①と[2、p204]②の記述は互いに矛盾している。

以上の考察から政府事故調およびその技術解説の「ICの機能を大きく損なうような重要な配管破断はなかった」との推論に合理性が認められる。また、第3章で扱っている「地震動荷重による配管破損の有無」に関する議論においても、原子炉建屋4階の出水の問題も含めて小破口LOCA^{††}の可能性が否定されており、上記推論の合理性を裏付けている。

② 構造上の問題

津波到達以降、1号機では直流および交流の全電源喪失となった。したがって、冷却をICに頼らざるを得なくなった。しかし、このICがフェールセーフ構造となっていたために、制御電源喪失により隔離弁が「閉」⁵となり、事実上冷却機能を失った。

⁵ この時の隔離弁の動きは、制御電源(直流)および格納容器内部の弁(1A、4A)を開閉する動力電源(交流)および格納容器外部の弁(2A、3A)を開閉する動力電源(直流)がそれぞれ津波に襲われて機能

この点について政府事故調技術解説の著者は以下のようにコメントしている[6、p 53]②。

「先に述べたように、フェールセーフでバルブが閉まるように設計されている理由は、異常時には「放射能を絶対に漏らさない」よう、「まずはバルブを閉めるべき」という思想による。一方、炉心冷却を優先すべき重大事故時には、「バルブは開いていなければならない」という、相反する要求がある。「小さな事故も許さないのか」、それ

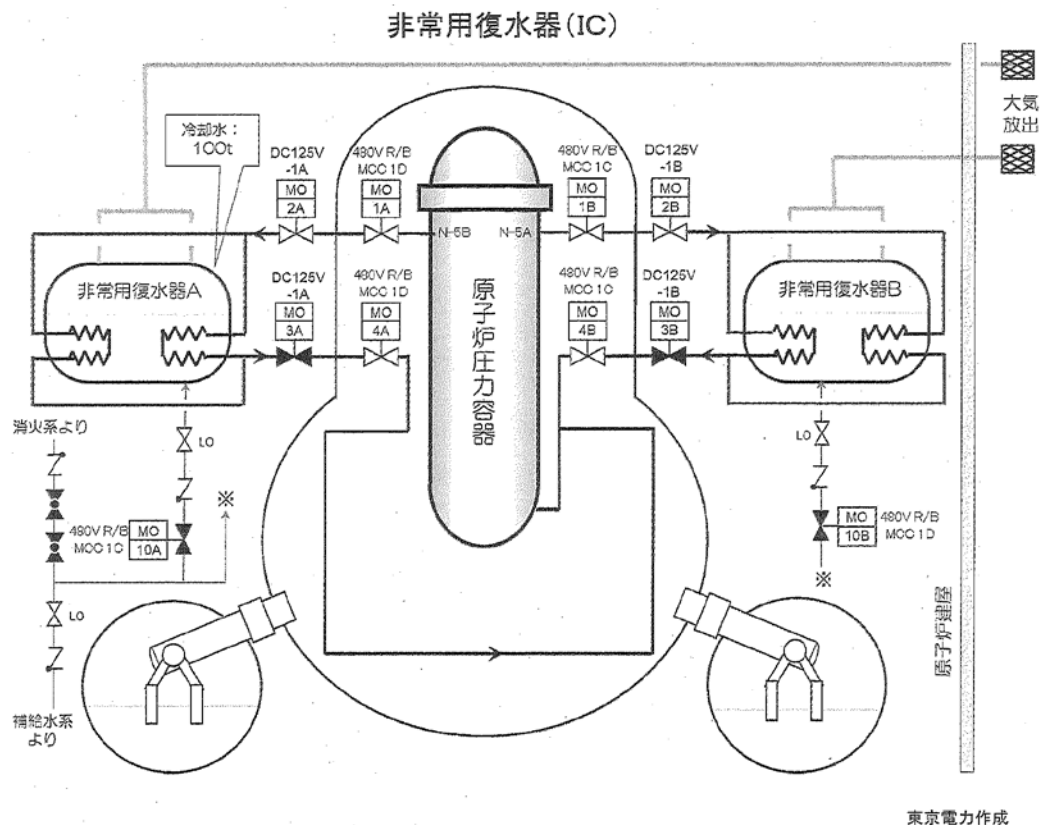


図1 非常用復水器 (IC)

とも「重大事故防止のためには小さな事故は許容するのか」という根本的な選択の問

不全となるタイミングによって複雑に変化する。原子力学会事故調[7、pp153-159]において、事故時にこれらの弁がどのように作動したかについての詳細な分析がある。津波到達直前は3A弁が閉じた状態で、この状態に対して津波襲来後隔離弁閉信号が発信されたが、その結果として「1A弁、4A弁が全閉に近い状態まで閉動作していた」と総括している。したがって、ICは津波到達以前から働いておらず、その後運転員が3A弁開を試みた折にも、その働きはごく限られたものであったと推定される。

福島第一1号機に設置されているICには、上記A系のほかにB系の冷却系が装備されている。この系は津波到達以前の段階で3Bのバルブが閉じられて制御用として使用されていなかったために、これまで各事故調の調査の対象になっていなかったが、その後原子力学会事故調[7、pp153-159]が東電事故調報告[5]に基づき津波到達後のバルブの挙動を詳細に分析している。これによれば、津波が到達して全電源喪失となった状態で、「B系の格納容器内側隔離弁(1B、4B弁)は全開に近い状態であった」と考えられており、津波到達後早期にこの状態に気付いて、直流電源を手当てして3Bのバルブを開いていれば、ICを有効に作動させることが出来たのではないかと考察している。

題がある。ちなみに2, 3号機のRCIC^{††}では、隔離弁は直流電源を喪失してもそのままの状態を維持するように(フェイルアズイズに)設計されている。」

更に、日本機械学会報告書[8]①②においても、この構造上の問題が指摘されている。

これまで設計の基準を超える事故(Beyond Design Basis Accident, BDBA^{††})は想定されてはいたが、想定範囲やその対応策については極めて不十分なものであったと言わざるを得ない。そのため、炉心溶融を伴うシビアアクシデント(Severe Accident, SA^{††})対策がおろそかにされ、LOCA^{††}の原因となる配管破断のような設計で想定している事故(設計基準事故[†], Design Basis Accident, DBA^{††})に対する対策が優先されてきたことに疑問を投げかけたものである。今後はシビアアクシデントも想定した総合的な対策が求められる。

1号機においても他の号機と同じく、フェイルアズイズの設計になっていれば、ICのバルブが閉じることはなく、したがって、外部からの水の補給がなくても8~10時間冷却機能が働き、その分だけ炉心溶融が始まる時間を遅らせることができたのではないか。安全設計の考え方を統一し、それに基づいた設備設計やマネジメントを考えていかなければならない。

なお、国会事故調には「IC系を不能にした真の理由」として以下の記述がある。
「平成23(2011)年3月11日18時18分以降の当直運転員によるIC系(A)の操作に同系が正常に応答しなかった理由は、MO-1A, MO-4Aがフェールセーフでほとんど全閉位置に閉じてしまったからではなく、その時点までの「空焚き」状態ですでに十分に進行した炉心損傷によるジルコニウム-水反応の結果発生した水素(非凝縮性ガス)が、主蒸気配管を伝ってICの細管束に滞留し、自然循環の機能を喪失させてしまったからであると考えても全く矛盾がなく、むしろこれが真の理由であったと推測する。」
[2, p225]③

水素の滞留によりICの機能が失われる可能性については、原子力学会事故調[7, p156]でも報告されている。しかし、水素の発生は炉心溶融という極めて高温状態におけるジルコニウム-水反応の結果として生じるものであり、これは上記国会事故調の記述にもあるように18時18分以降に起こり得る現象である。したがって、国会事故調が主張する水素ガス滞留は津波来襲直後(15時37分ごろ)からICの機能が失われたことの理由にはならない。

③ B5b への対応

朝日新聞朝刊「プロメテウスの罫、テロ大丈夫か」には以下の記述がある[11]。

「原発テロ対策の B5b⁶ について、米原子力規制委員会 (Nuclear Regulatory Commission, NRC^{††}) が 2006 年と 08 年の 2 回、原子力安全・保安院に説明している。その助言がなぜ間に合わなかったのか。」

同記事によれば、B5b においては「テロにより原子炉建屋などが破壊されて全電源が喪失した時などの緩和策」も示されている。しかし、この情報は機密保持が優先されて、原子力安全・保安院の中だけの議論として外に出ることはなかった (同新聞記事による)。

本件については、国会事故調およびそのダイジェスト版においてもそれぞれ以下の記述がある。

「すなわち、「9.11 対策」として平成 14 年 (2002 年) 2 月 25 日付 NRC^{††} からの命令書の「B5b」で要求されていた対策を講じていたことにより、米国の原子力発電所は、福島第一原発での原子力事故が発生していた時点で、すでに過酷な SBO^{††} と直流電源の喪失の重複した状況に対応することができるようになっていたというのである。」 [2、p194]④

「規制当局はまた、海外からの知見の導入に対しても消極的であった。シビアアクシデント対策は、地震や津波などの外部事象に起因する事故を取り上げず、内部事象に起因する対策にとどまった。米国では 9.11 以降に B5b に示された新たな対策が講じられたが、この情報は保安院にとどめられてしまった。防衛に係る機密情報に配慮しつつ、必要な部分を電力事業者に伝え、対策を要求していれば、今回の事故は防げた可能性がある。」 [2]⑤

B5b への対応については、原子力学会事故調において詳述されており、以下のよう
に要約されている [7、p157]。

「このように、B5b が要求していることを忠実に反映した場合、今回の事象で IC 系を活かすために必要であった治具 (操作棒等) を設置できていた可能性がある。」

一方、政府事故調技術解説によれば、米国において以下の対策がほどこされている事例があることを示している [6、p130]④。

「IC 弁の手動ハンドル：アメリカ・コネチカット州ミルストーン原子力発電所 (Mark I)。福島第一 1 号機の IC 弁は、格納容器の中にあるものについては手動で開けられない。しかし、ここでは電源喪失時に手動で開ける訓練が行われている。」

以上の報告を見る限り、B5b に関する情報が原子力安全・保安院の中で閉じられることなく、事業者を交えて上記米国におけるような事前の対策が施されていれば、全電源喪失により「閉」となったバルブを手動で「開」にして、IC を再稼働できた可能性がある。また、単に IC に対する対策のみならず、長時間の全電源喪失を想定した、総合的なアクシデントマネジメント[†] (Accident Management, AM) 対策が検討され、

⁶ B5b : 米国 NRC^{††} が 2001 年の 9.11 の経験から策定したテロに対する安全対策。全電源喪失を想定した機材の備えと訓練を米国の全原子力発電所に義務付けている。

実施されていた可能性がある。その意味で米国から指摘された B5b に対する対策が、我が国において生かされなかったことは大きな問題であると考えらるべきである。

④ 運転員の訓練、IC の機能に対する理解の不足

この点に関しては政府事故調による厳しい指摘がある[3、p471]③。これを要約すれば、ア) IC の作動を経験した者がいなかったこと、イ) 教育・訓練が効果的でなかったこと、ウ) 現場をサポートすべき技術者も IC の機能と働きに関して十分な知識を持ち合わせていなかったために、IC が作動していないことに気付く者がいなかったこと、等を指摘して、

「全電源喪失という非常事態においては、何を差し置いても炉心冷却のための措置を取るべきことは明白であるにもかかわらず、発電所対策本部及び本店対策本部は長時間にわたり IC の作動状況を誤認し、そのため代替注水を急がせなかったのみならず、格納容器ベント[†]の指示発出も遅くなった。換言すれば、IC の作動状況の誤認が 1 号機への対処の遅延の連鎖を招いたともいえよう。」と述べている。

本件については民間事故調の報告においても厳しく批判されている[4、p42]①。

これに対して東京電力は本小委員会からの質問に対して以下のように回答している[9]①。

「運転員に対しては、IC について事故時運転操作手順書等を用いた教育訓練を行うとともに、実操作としては、定期検査中の試験やプラント運転中の定例試験として、隔離弁開閉を中操において定期的に行っておりました。具体的には、定例試験においては、運転中に実際に蒸気が IC に流れ込むことがないような手順で各隔離弁を順番に開閉しその動作から系統が健全であることを確認していました。今回、地震発生以降、津波到達までにおいて、中央制御室で IC を使用して原子炉圧力の制御を問題なくできたことは、上述の教育訓練や OJT（現場実務訓練）によりその系統・機能を十分理解し、習得した知識を活用した上での操作と考えております。」

「IC に関する訓練については上述の通りですが、直流電源も含めた全電源喪失を想定した訓練は行っておりませんでした。」

一方、同じ IC を装備している原電敦賀 1 号機においては、過去 10 年の間に 2 回、非常時に IC を作動させた実績がある。しかし、敦賀原発においても長時間の全電源喪失を想定した訓練は行われておらず、その対策は福島原発事故の後に行なわれている[10]①。

東京電力では外部電源喪失のような設計時に想定された事故（設計基準事故[†]、DBA^{††}）に対してはマニュアルがつくられており、その訓練も行われていた。実際に津波が来るまでの間はマニュアルに沿った適正な運転が行われていた。しかし、津波が来て全電源喪失となった場合、すなわち、あらかじめ想定されていない事態^{*}になったときにはマニュアルにない臨機応変の対応が求められる。そのためには IC の仕組みと機能に対する十分な理解が要求され、平素の訓練時にさまざまな想定問答をしてお

く必要がある。特にシビアアクシデントが発生した場合には、あらかじめ定められたシナリオ通りに現象が進むとは限らないので、その場の状況に応じて臨機応変に対処できる能力を養っておくことが必要である。このような能力を養うための教育と訓練の在り方については今後検討すべき重要な課題である。

* 我が国の原子力発電所では、DBA^{††}を超えるBDBA^{††}に対する対策をアクシデントマネジメント[†]として整備してきたが、福島第一原子力発電所事故のような複数プラントでのSBO^{††}の発生や直流電源を含む全電源が喪失するほどの厳しい状態は想定していなかった。

⑤ 情報の共有

全電源喪失となった後、中央制御室にいた運転員はICが正常に働いているかに疑問を持ち、何度かバルブの開閉を繰り返している。しかし、このことは発電所対策本部には正しく伝わらず、発電所長は23時50分になって初めてICが正常に作動していなかったことに気付いた[6、p59]②。

緊急時に中央制御室と発電所対策本部において、ICの作動に関する情報が共有されていなかったことが政府事故調報告[3、p471]③およびその技術解説[6、p58]において指摘されている。更に民間事故調報告においても、ICがフェールセーフ構造であることを認識して、ICのバルブが閉じて作動しなくなる可能性があることを、発電所対策本部および本店の技術スタッフがなぜ指摘しなかったのかという厳しい批判がある[4、p42]①。このような過酷事故[†]時にICを使う訓練が行われていなかったためであると指摘されている[3、p471]③。

過酷事故[†]のような緊急事態において、現場と後方支援部隊が情報を共有することはきわめて重要であり、平常時の周到な準備と訓練が必要である。

(3) まとめ

- ① ICの機能を大きく損なうような地震動荷重による重要な配管破断はなかったものと推測される。
- ② 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になった。これが津波襲来直後からICが作動しなかった理由である。
- ③ ICが2～6号機に設置されていた隔離時冷却系(RCIC^{††})と同様にフェイルアズイズになるように設計されていて、これが作動していれば、炉心溶融に至る時間を8～10時間遅らせることができた可能性がある。
- ④ 発電所対策本部はICが作動していなかったことに長時間気が付かなかった。ICが作動していないことに早く気が付けば、消防車使用による冷却対策をもっと早く実行に移すことができた。
- ⑤ 上記のいずれかが実施されたとしても、1号機の炉心溶融から水素爆発[†]に至るプロセスを未然に防げたかどうかはわからない。炉心溶融は防げなかったとしても、水素爆発[†]が未然に防げていれば、そのあとの2、3号機の炉心溶融および3、4号機の水素爆発[†]、あるいは2号機における大量の放射性物質の環境への放出を未

然に防げた可能性もある。

- ⑥ いずれにしても、米国における原子力施設に対するテロ対策などを契機として検討を行うべき機会があったにもかかわらず、津波による長時間の全電源喪失ということを国および事業者とも想定しておらず、この事態に対するハード面およびソフト面を含む事前の備えが不十分であったことが、この度の事故を未然に防ぐことができなかった主たる原因である。

3 地震動荷重による配管破損の有無について

事故の直接的原因について議論が分かれる点は、津波がなければ事故は起こらなかったかどうかである。国会事故調[2]を除く3つの報告書[3, 4, 5]は津波によって全交流電源と直流電源を喪失し、原子炉を安定的に冷却する機能が失われたことが事故の直接的な原因としている。その根拠として、原子炉の圧力や水位のデータを挙げている。国会事故調は直接的原因を津波に限定せず、原子炉の安全上重要な機器の地震動荷重による損傷の可能性に言及し、配管破損事故に伴う小規模な原子炉冷却材喪失事故（Loss of Coolant Accident、LOCA^{††}）の可能性を否定せず、東電が事故を小さく見せようとしていると指摘している。

（1）各報告書の具体的指摘等

国会事故調[2]は津波以前に地震動荷重で機器が損傷した可能性があるとし、東電が事故の主因を早々に津波としたのは事故を小さく見せようという意図があると指摘している。

また、1号機原子炉建屋4階で地震時に出水があったとの東電職員の証言からLOCA^{††}の可能性を指摘している。しかし、この出水是燃料プールの冷却水のスロッシングによるものであると、平成25年8月30日の原子力規制委員会「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」で結論付けられており、出水の原因がLOCA^{††}ではない可能性が大きいとされた。

政府事故調[3]は、「地震発生後、全電源喪失まで、1号機の原子炉圧力、水位、温度等のパラメータはチャートに自動記録され」ており、「地震発生直後の当直におけるプラント対応と整合的であり、特に矛盾点は見当たらない。したがって、現時点で、パラメータの正確性に疑問を差し挟む余地はない」としている。即ち、地震で例えば「ICの機能を大きく損なうような配管破断はなかったと考える方が自然である」としている。

民間事故調[4]では、「電源喪失前後にIC系配管の破断警報が出た記録がある」が、「これは、破断検出回路が電源喪失したことが原因とみられる」としている。

東電事故調[5]では、「主蒸気流量、格納容器圧力・温度、格納容器床サンプル水位のチャートから、配管の健全性についても、異常はないと考えられる」としている。

独立行政法人原子力安全基盤機構のLOCA^{††}についての解析が、原子力安全・保安院報告書[12]に報告されている。ここでは、かなり小さな漏えい（保安規定において運転継続が許容される程度の漏えい（0.23m³/時間 相当の漏えい））についても、「今回の事故時に実際に見られた原子炉格納容器圧力の挙動から、発生の可能性は低い」としている。

（2）漏えい量についての考え方

軽水炉では開発の当初から高温高圧の水・蒸気システムにおいては少量の水は漏れるものと考えて設計されている。例えば、最初の商用加圧水型軽水炉（Pressurized Water Reactor, PWR）である SHIPPING PORT 炉では、補給水系の容量を決めるのにバルブの

開閉の際の漏れとか、サンプリングによる保有水の減少に加え、Miscellaneous (leakage, miscellaneous flushing and fill) として 1500 ガロン/日を見込んでいる[13]。これは、1 ガロン/分を1日分に換算した数値である (1 ガロン/分×60 分×24 時間=1440 ガロン/日)。

この 1 ガロン/分の冷却材漏えいがあっても通常通り運転を継続できるように設計するという思想は沸騰水型軽水炉[†] (Boiling Water Reactor, BWR) でも採用され、また現在でも生きている。これが東電事故調[5]で記載されている「保安規定において運転継続が許容される程度の漏えい (0.23m³/時間相当の漏えい)」である (1 ガロン=3.7850 3.7850/分×60 分=227 リットル/時間=0.23m³/時間)。言い換えれば仮に 1 ガロン/分以下の漏えいがあっても、それは LOCA^{††}、即ちいわゆる事故ではなく、原子炉の設計上は通常運転状態と定義されている。

(3) 冷却材喪失事故の可能性

前述の独立行政法人原子力安全基盤機構の解析結果[12]によれば、冷却材の漏えいが無いと仮定した場合の格納容器圧力の推移の計算値は実測値に極めて近いことから、格納容器内における冷却材の漏えいは実質的には無かったものと推定できる。更にこの解析結果によれば、仮に 0.23m³/時間相当の漏えい (蒸気相の場合で 8mm²、液相の場合で 2mm²の漏えい面積) を想定した場合であっても、格納容器の圧力は実際に測定された圧力よりもはるかに急激に上昇する。即ち、地震発生後、津波が来るまでに仮に格納容器内で漏えいがあったとしても、それは 0.23m³/時間をはるかに下回る漏えいであり、これはいわゆる LOCA^{††}ではなく、原子炉の設計上は通常運転のレベルである。即ち、津波前には格納容器内でいわゆる LOCA^{††}は起きていなかったといえる。

なお、格納容器の外の原子炉建屋内で漏えいが生じれば、プロセス放射線モニタ、エリア放射線モニタ等の警報が発報するはずであるが、これら警報が発報したという記録はないことから、格納容器外での漏えいも無かったといえる。

(4) まとめ

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とを比較すれば、格納容器内での冷却材の漏えいは実質的には無かったものと推定できる。また、放射線モニタ等の警報の発報が無かったことから、格納容器外での漏えいも無かったといえる。したがって、いわゆる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。

4 非常用交流電源喪失の原因について

福島第一原子力発電所1号機の非常用交流電源、特にA系統喪失の時刻が、実際に津波が来襲した時刻より早かったのではないかとの国会事故調査委員会の指摘がある。非常用交流電源は外部電源が喪失したときに所内に電気を供給する手段で非常時の安全確保において重要な役割を果たしている。もし、津波の来襲以前に喪失していたなら地震動荷重を原因とする故障が発生していたことになり、今後の地震対策において慎重に検討する必要がある。そのため、本分科会においてはこの点を取り上げて検討を進めた。

国会事故調以外の事故調査報告書では東電の事故調査報告書が非常用交流電源喪失の時刻について言及している以外は特段の記載はないので、国会事故調報告書の指摘事項と東電からの資料をもとに検討を進めた。

(1) 津波来襲時刻

東電事故調査報告書の沖合1.5kmの位置における波高計の記録[14]③より、第2波第2段目(最大波高)の立ち上がりが沖合1.5kmにおいては15時35分であった事は確かと言える。国会事故調も同様の指摘をしている。

国会事故調報告書では、東電撮影の写真をもとに沖合1.5kmを15時35分に通過した第2波が4号機海側エリアに到達した時刻は15時37分ごろと考え、津波が10m盤に遡上浸水し非常用電源機器に達するのは更に少し後になると結論している。更に傍証としての目撃証言[2]②も記載しているが記載時刻の正確さの確証はない。

一方、東電は撮影したカメラの内部時刻の校正ができていないため絶対時刻を写真より確定することは不可能との見解[9]①であった。

本分科会は東電撮影の写真を拡大[14]②し、沖合1.5kmの位置における波高計記録[14]③の波形と比較検討して、写真8*が第2波第1段目が南防波堤に到達した時点と判断し、津波伝播速度から、津波が1号機非常用発電機周辺に到達したのは15時36分47秒前後であると推定する。

(2) 1号機 A系の非常用交流電源喪失時刻

1号機には非常用発電機が2基(AおよびB)設置されている。東電事故調査報告書には非常用発電機Aの停止時刻の記載は無いが、運転日誌の記録によるとAがBに先立って停止していることは確からしい[2]①。東電事故調査報告書ではコンピュータによる過渡現象記録装置データ[5]②を公表しているが、これは15時17分で終了している。これは、データ収録周期が0.01秒で、事象発生(原子炉停止)の5分前から30分後までを記録する機能となっているためである。

国会事故調は、現地でのヒアリングにおいて1～2分ほど前にAがBに先だつてトリ

*東京電力が津波来襲時、集中廃棄物処理施設から撮影した44枚の連続写真の第8枚目

ップしているとの証言を得ている[2]③。これを根拠に国会事故調はAの停止時刻を15時35分あるいは36分と推測し津波襲来以前の停止の可能性があり、したがって、地震動荷重により非常用発電機が故障した可能性がある」と指摘している。しかしながら、この指摘は本報告では以下の検討結果から、妥当ではないと判断した。

(3) その後の公表データ

東京電力は、2013年5月10日にそれまで存在を見逃がしていたデータを公表した[14]①。プラント運転中に1分周期で連続して採取していた過渡現象記録装置データであり、それによると非常用発電機A、Bとも記録が停止した15時36分59秒の時点では電圧が約7000Vを示しており、正常に動作していたことが確認できた。これに対し、M/C^{††}(1C)（非常用発電機Aに接続）の電流は15時35分59秒～15時36分59秒の間でゼロになり、M/C^{††}(1D)（非常用発電機Bに接続）の電流は15時36分59秒に66.16Aに低下している。15時36分以降から何らかの異変が発生していることを示している。

更に東京電力は非常用交流電源喪失に関する検討結果を順次公表している[14]②～④。

(4) 主要機器の停止時刻

主要機器の停止時刻は東電[14]②およびIAEAへの政府報告[15]で以下の様に推定されている。

- 1号機M/C^{††}(1C) : 15:35:59～15:36:59 の間に停止 ([14]②)
- 1号機M/C^{††}(1D) : 15:35:59～15:36:59 の間に劣化開始 ([14]②)
- 1号機非常用発電機 A, B : 15:36:59以降に停止 ([14]②)
- 1号機非常用発電機 A, B : 15:37に停止 ([15])
- 2号機非常用発電機 A : 15:37:40 ([14]②)
- 2号機M/C^{††}(2C) : 15:37:42 ([14]②)
- 2号機M/C^{††}(2D) : 15:40:39 ([14]②)
- 2号機全交流電源喪失 : 15:41 ([15])
- 3号機全交流電源喪失 : 15:38 ([15])
- 4号機全交流電源喪失 : 15:38 ([15])

上記時刻歴より、1号機から4号機の主要機器は15時36分以降、最大5分程度の短時間内にほぼ同時に機能を停止していることがわかる。

(5) シミュレーションによる津波解析

福島第一原子力発電所になぜ巨大津波が来襲したか、その原因を解明するため地震・津波シミュレーション解析が各機関、研究者により実施された。

2011年12月には原子力安全基盤機構により、シミュレーション解析結果が示された[16]。それによると、東北地方太平洋沖地震では空間的に異なる複数の震源が時間差

をもって破壊しており、津波はこれらを波源とした連動した波となるという特徴があった。そのため異なる性質の波の重なりが発生し、津波が複雑な挙動を示し場所によっては波の重なり具合により大きな波高となることが示された。福島第一原子力発電所での観測波形とシミュレーション波形は良い一致を示していた。

その後、内閣府が2012年に[17]、佐竹健治が2013年に[18]シミュレーション解析を実施し、いずれも震源の時間差破壊を考慮することにより実測の津波を良好に再現する結果を得ている。つまり、複合波であることを考慮することにより今回の福島サイトでの巨大津波の再現が可能であることが明らかとなった。

原子力安全基盤機構の波源モデルを用いたシミュレーションでは、第二波第2段目の波形が沖合1.5kmの波高計位置および海岸で良く再現されており、この間の伝搬時間が1分40秒と見積もられている[14]④。これを波高計通過時刻15時35分0秒に加えると第二波2段目の到達時刻は、15時36分40秒となり、参考資料4の検討で推定した値（4号機周辺へ15時36分29秒に到達）に近くなる。なお、元国会事故調協力調査員伊東良徳弁護士は沖合1.5kmの波高計位置から海岸までの所要時間を約3分8秒と見積もっており[19]、1分40秒に比較して長時間となっている。

(6) まとめ

- ① 1号機への津波到達時刻は15時36分47秒前後と推定する。
- ② 新規公表データから、時刻15時36分59秒まで1号機非常用発電機本体はA, Bとも正常に動作していたと確認できる。しかし、非常用交流電源A系統の電流は15時36分59秒にはゼロになり、非常用交流電源B系統の電流は15時36分59秒には半減している。
- ③ 非常用交流電源A系統の喪失に関しての日誌の手書き記載、先に停止したとの証言がある事から、Aからの電流が先に停止したという事は確かであろう。A系統が先に停止した様子が過渡現象記録装置データのM/C^{††}(1C, 1D)の記録からも確認できる。
- ④ 主要機器の停止時刻は津波到達と推測される時刻から約5分以内に集中しており、1号非常用交流電源A, B系統は津波が原因で喪失したと推測するのが妥当である。

5 結び

上記の検討によって本記録では以下の様に結論を取りまとめた。

(1) 非常用復水器 (IC) の作動状況について

全電源喪失時に非常用復水器 (IC) 配管のバルブが全閉に近い状態になって、この時から IC が機能していなかった可能性が高い。津波による長時間の全電源喪失という事態に対するハード面およびソフト面を含む事前の備えが不十分であったことが、IC 機能不全を防ぐことができなかつた主たる原因である。

(2) 地震荷重による配管破損の有無について

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解析結果とを比較すれば、格納容器内での冷却材の漏えいは実質的には無かつたものと推定できる。また、放射線モニタ等の警報の発報が無かつたことから、格納容器外での漏えいも無かつたといえる。したがって、いわゆる配管破損が地震動そのものによって起きた事実はなかつたといえる。

(3) 非常用交流電源喪失の原因について

1号機への津波到達時刻は15時36分47秒前後と推定され、その約10秒後の15時36分59秒には1号機非常用交流電源A系統の電流はゼロに、B系統の電流は半減している。従って、1号機非常用交流電源A、B系統は津波が原因で喪失したと推測するのが妥当である。

<用語の説明>

アクシデントマネジメント (Accident Management : AM)

原子炉で事故が発生した場合に、過酷事故（「シビアアクシデント」とも言う）への拡大を防止すると共に、過酷事故に至った時の影響緩和対策を講ずること。原子炉施設は、過酷事故の発生リスクを極めて低く抑えるように、設計、建設、運転の各段階において、(a) 異常の発生防止、(b) 異常の拡大防止と事故への発展防止、(c) 放射性物質の異常な放出の防止等の深層防護の思想に基づいた安全対策が施されている。しかしながら、こうした安全対策をもってしてもリスクをゼロにすることはできないため、アクシデントマネジメントを通じて、過酷事故の発生リスクをより一層小さくし、また、万一発生した場合にもその影響を緩和する対策が講じられている。

過酷事故 (Severe Accident)（「シビアアクシデント」、「重大事故」とも言う）

設計基準事象を大幅に超える事象であって、安全設計の評価上想定された手段では適切な炉心の冷却又は反応度の制御ができない状態であり、その結果、炉心の重大な損傷に至る事象を言う。原子炉の場合には特に炉心損傷事故とも言う。過酷事故の重大さは損傷の程度や原子炉格納施設の健全性の喪失の程度による。米国の TMI 事故および旧ソ連（現ウクライナ）のチェルノブイリ事故は過酷事故に相当する。また、過酷事故への拡大防止対策および過酷事故に至った場合の影響緩和対策をアクシデントマネジメントと呼んでいる。

水素爆発

容積比で水素 2 と酸素 1 の混合気体を爆鳴気といい、火源の存在によって爆発的な燃焼を起こす現象を水素爆発という。チェルノブイリ事故や福島原子力事故など、核分裂反応を利用する原子力発電所の事故（冷却機能の喪失）により起きる爆発は、燃料被覆管のジルコニウム合金が高温の水蒸気と反応して水素が発生し、次いで水素が酸素と反応して爆発する。

設計基準事故 (Design Basis Accident : DBA)

公衆の健康と安全を確保するため、原子力施設の諸設備、系統に対し、設計条件を定めるためあるいは設計を評価するために想定した事故。この設計基準事故の想定においては、一定の規則に従って機器の破損や故障の発生を仮定して組み合わせる。また、原子力施設において生じ得る無数の異常あるいは事故の経過と結果をこの少数の想定事故例で包絡できるように、起因事象、途中経過等が定められる。原子力施設設置許可申請書に記載されている各種の事故は、概ね設計基準事故である。

沸騰水型軽水炉 (Boiling Water Reactor : BWR)（「沸騰水型原子炉」とも言う）

米国ジェネラルエレクトリック (GE) 社が開発した軽水減速、沸騰軽水冷却型の原子炉。加圧水型軽水炉 (PWR) と合わせて軽水炉と総称される。また、熱中性子炉（主に熱中性子

による核分裂反応を利用する) の一種である。低濃縮ウランを燃料とするが、ウラン-プルトニウム混合酸化物 (MOX) 燃料も利用できる。炉心で発生した熱を除去する冷却水が原子炉容器内で沸騰した状態で炉外へ取り出され、その蒸気で直接タービンを回して発電する。この構造は火力発電と同様であり、2次冷却系を持つPWRに比べてシステムは比較的単純であるが、原子炉冷却水は放射化されていてタービン系機器の保守管理に被ばくが伴うので放射線遮へいが必要とされる。

ベント (vent)

原子炉で、原子炉圧力容器や原子炉格納容器内の圧力が異常に上昇した場合に、内部の気体を排出し、圧力を降下させること。ウェットベント：原子炉格納容器内の圧力を降下させるために圧力抑制プールを通して排気すること。放射性物質が水に吸着されるため、外気への漏出を抑えることができる。ドライベント：原子炉格納容器内の圧力が急上昇し緊急を要する場合に、格納容器内の空気を、圧力抑制プールを通さずに外部へ直接排出すること。格納容器内の放射性物質がプールの水で除染されず放出されることになるが、格納容器の破壊を回避するためやむを得ず行われる。

<略語集>

BDBA : Beyond Design Basis Accident、設計の想定を超える事故

DBA : Design Basis Accident、設計基準事故

HPCI : High Pressure Core Injection、高圧注水系

ECCS : Emergency Core Cooling System、緊急炉心冷却装置

LOCA : Loss of Coolant Accident、冷却材喪失事故

M/C : Metal-Clad Switchgear、メタルクラッドスイッチギア、メタクラ、高圧配電盤

NRC : Nuclear Regulatory Commission、(米国)原子力規制委員会

RCIC : Reactor Core Isolation Cooling、原子炉隔離時冷却系

SA : Severe Accident、シビアアクシデント、過酷事故

SB-LOCA : Small Break Loss of Coolant Accident、小破断冷却材喪失事故

SBO : Station Blackout、全交流電源喪失

<参考文献>

- [1] 日本学術会議報告「東京電力福島第一発電所事故の教訓」2014年6月13日
<http://www.scj.go.jp/ja/info/>
- *[2] 国会事故調報告書(国会事故調報告書、東京電力福島原子力発電所事故調査委員会、(株)徳間書店、2012年9月30日)
- *[3] 政府事故調報告(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:2011年12月26日、最終報告:2012年7月23日)
- *[4] 民間事故調報告(福島原発事故独立検証委員会調査・検証報告書、一般財団法人日本再建イニシアティブ、2012年3月11日)
- *[5] 東電事故調報告(福島事故調査報告書、東京電力、2012年6月20日)
- *[6] 福島原発で何が起きたか 政府事故調技術解説(淵上正朗、笠原直人、畑村洋太郎共著、福島原発で何が起きたか 政府事故調技術解説 日刊工業新聞社、2012年12月25日)
- [7] 日本原子力学会事故調報告(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-」丸善、2014年3月)
- *[8] 日本機械学会「東日本大震災調査・提言分科会」報告書(「東日本大震災合同調査報告書-機械編-」、丸善、2013年7月31日)
- *[9] 東京電力への書面によるヒアリング(①ICの作動について:質問(2013年6月24日)、回答(2013年7月12日)、②ICのFail Safe設計について:質問(2013年8月11日)、回答(2013年9月13日))
- *[10] 日本原子力発電(株)へのヒアリング(質問:2013年8月24日、回答:9月4日)
- [11] 朝日新聞朝刊「プロメテウスの罫、テロ大丈夫か9、10、13」、2013年6月1、2、7日)
- [12] 原子力安全・保安院「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)
- [13] Naval Reactor Development, United States Atomic Energy Commission, Westinghouse Electric Company Bettis Plant and Duquesne Light Company, "Shippingport Pressurized Water Reactor", Addison-Wesley Publishing Company, Inc. 1958
- [14] 東京電力公表データ (<http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/index10-j.html>)
- [15] 原子力災害対策本部「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-」(2011年6月)
- [16] 原子力安全基盤機構、「地震・津波のシミュレーション解析-東北地震津波の原因究明と得られた知見-」(2011年12月22日)
- [17] 内閣府 南海トラフの巨大地震モデル検討会 第12回会合資料、平成23年(2011年) 東北地方太平洋沖地震の津波断層モデルについて(2012年3月1日)
- [18] Kenji Satake, Yushiro Fujii, Tomoya Harada and Yuichi Namegaya, "Time and Space Distribution of Coseismic Slip of the 2011 Tohoku Earthquake as Inferred from

Tsunami Waveform Data”, Bulletin of the Seismological Society of America,
Vol. 103, No. 28, pp. 1473-1492 (2013)

[19] 伊東良徳、「再論 福島第一原発の1号機の全交流電源喪失は津波によるものではない」、科学 第84巻3号 (2014年)

*印については、〈参考資料2～4〉に抜粋を掲載する。

<参考資料 1> 審議経過

平成 25 年

- 2月22日 日本学術会議幹事会（第169回）
福島第一原発事故調査に関する小委員会設置
- 3月11日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第1回）
委員長・幹事決定、今後の進め方について
- 4月9日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第2回）
福島第一原発事故の主要論点について討議
東京電力品質・安全部よりヒアリング
- 4月23日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第3回）
検討項目の論点整理
総合工学委員会原子力事故対応分科会（第8回）
小委員会審議経過について報告
- 5月8日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第4回）
原子力規制委員会の検討項目について討議
各検討項目の主担当者選定
- 5月28日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第5回）
ICの動作状況、小LOCAの有無、D/Gの停止原因について資料検討
総合工学委員会原子力事故対応分科会（第9回）
小委員会での論点整理結果について報告
- 6月10日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第6回）
ICの動作状況、小LOCAの有無、D/Gの停止原因について検討
- 6月24日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第7回）
報告書作成方法について審議
第2報のための検討項目を選定
総合工学委員会原子力事故対応分科会（第10回）
ICの動作など3点についての審議経過を報告。
- 7月22日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第8回）
報告書原案について審議
- 7月29日 総合工学委員会原子力事故対応分科会（第11回）
報告書原案を報告し、技術的な内容の記載方法について意見が出された。
- 8月21日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第9回）
報告書原案について審議
- 9月11日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第10回）
東京電力品質・安全部より再ヒアリング、報告書原案について最終審議

- 総合工学委員会原子力事故対応分科会（第12回）
小委員会での検討経過を報告
- 10月15日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第11回）
報告書原案について読みあわせおよび審議
- 10月23日 総合工学委員会原子力事故対応分科会（第13回）
報告書案について審議、技術的内容の記述方法について検討
- 11月5日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第12回）
報告書案について最終審議
- 11月29日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第13回）
第2報の検討事項について審議
- 12月27日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第14回）
原子力学会事故調報告書について検討、第2報の内容について審議
総合工学委員会原子力事故対応分科会（第14回）
報告書の引用資料の取り扱いについて審議、また第2報の内容について報告

平成26年

- 2月7日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第15回）
第2報の内容について審議
- 3月5日 総合工学委員会原子力事故対応分科会（第16回）
報告書とりまとめスケジュールについて報告
- 3月13日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第16回）
報告書最終案について審議・確認
東京電力品質・安全部より再度ヒアリング
- 4月21日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第17回）
報告書第2報内容について審議
- 5月14日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第18回）
公開シンポジウム「福島第一原子力発電所事故プロセスの学術的検討」実施手順について打ち合わせ。
総合工学委員会原子力事故対応分科会（第17回）
シンポジウム実施方法について報告
- 6月3日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第19回）
報告書第2報内容について審議
- 6月30日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第20回）
査読結果について検討、修正方法の打ち合わせ
報告書第2報内容について審議
- 7月16日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第21回）
報告書最終修正案の技術的内容について検討

7月31日 福島第一原発事故調査に関する小委員会（第22回）

報告書最終修正案について審議・確認

9月19日 日本学術会議幹事会（第201回）

総合工学委員会原子力事故対応分科会報告「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」について説明、記録としてまとめるように指示があった。

＜参考資料 2＞ 非常用復水器（IC）の作動の妥当性に関する参考資料

非常用復水器（Isolation Condenser System, IC）の作動に関する調査を行うため、参考文献[2]～[11]を参照した。読者の便に供するため、これらの資料の中からICの記述に関連する部分を抜粋して以下に示す。また、本文で引用した文章およびそれに関連する文章を太字で示している。

[2] 国会事故調報告書(国会事故調査報告書、東京電力福島原子力発電所事故調査委員会、(株) 徳間書店、2012年9月30日)

① [2.2 いくつかの未説明問題の分析又は検討、p. 31]

1号機のICは、14時52分に自動起動したが、自動起動からわずか11分後、1号機の運転員はICを2系統とも手動で停止した。この手動停止に関して、東電は一貫して、「操作手順書で定める原子炉冷却材温度変化率55°C/hを順守できないと判断」したからと説明してきた。また政府事故調の報告書にもそのように記された。しかし、ICの手動停止に関わった複数の運転員から、原子炉圧力の降下が速いのでIC系配管や他の配管から冷却材が漏れていないかどうかを確認するためICを止めた、との説明を得た。運転員の説明は合理的で判断は適切であるのに対して、東電の説明は合理性を欠いていると考えられる。

② [小破口冷却材漏出事故（SB-LOCA）について（p204）]

SB-LOCAは、配管に生じた微小な亀裂貫通によって起こりうるが、そのような亀裂は、配管を覆っている断熱材や鋼製カバーをすべて除去した上で、配管の表面を極めて注意深く検査してはじめて見つかるものだが、そのような検査はこの先何年も不可能である。（中略）小破口LOCAの場合、原子炉水位も炉圧も急速に降下しない場合があるから、SB-LOCAが起きたか起きなかったかを断定的にいうことは出来ない。

[1号機でSB-LOCAが起きた可能性は否定できない（p212）]

[IC系配管は地震動で破損しなかったか（p223）]

結論として、地震動によってIC配管に、破断検出回路が作動するほどの破損は生じなかったとしても、格納容器の中に入って詳細に検査することのできない現段階では、地震動によってIC配管に細長いひび割れが生じ、そこから冷却材が噴出するような小破口LOCAは起きなかった、と断言する客観的根拠は何もない。

③ IC系を不能にした真の理由（p225）

平成23(2011)年3月11日18時18分以降の当直運転員によるIC系(A)の操作に同系が正常に応答しなかった理由は、MO-1A、MO-4Aがフェールセーフでほとんど全閉位置に閉じてしまったからではなく、その時点までの「空焚き」状態ですでに十分に進行した炉心損傷によるジルコニウム-水反応の結果発生した水素（非凝縮性ガス）が、主蒸気配管を伝ってICの細管束に滞留し、自然循環の機能を喪失させてしまったからであると考

えても全く矛盾がなく、むしろこれが真の理由であったと推測する。

④ テロ対策からの問題点 (p194)

過酷事故対策にも通じるテロ対策

すなわち、「9.11対策」として平成14年(2002年)2月25日付 NRC からの命令書の「B5b」で要求されていた対策を講じていたことにより、米国の原子力発電所は、福島第一原発での原子力事故が発生していた時点で、すでに過酷な SBO と直流電源の喪失の重複した状況に対応することができるようになっていたというのである。

⑤ 国会事故調ダイジェスト版 (日本学術会議主催学術フォーラム「原発事故調査で明らかになったこと—学術の役割と課題—」、平成24年8月31日、日本学術会議、p4)
結論の要旨 [事故の根本的原因]

規制当局はまた、海外からの知見の導入に対しても消極的であった。シビアアクシデント対策は、地震や津波などの外部事象に起因する事故を取り上げず、内部事象に起因する対策にとどまった。米国では9.11以降に B5b に示された新たな対策が講じられたが、この情報は保安院にとどめられてしまった。防衛に係る機密情報に配慮しつつ、必要な部分を電力事業者に伝え、対策を要求していれば、今回の事故は防げた可能性がある。

[3] 政府事故調報告 (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：2011年12月26日、最終報告：2012年7月23日)

① [中間報告IV冷やす機能 (原子炉冷却機能) : 1号機 p.12]

1号機には原子炉冷却機能を有する主な設備として、炉心スプレイ系 (CS) 2系統、非常用復水器 (IC) 2系統、高圧注水系 (HPCI) 1系統、原子炉停止時冷却系 (SHC) 系統、および格納容器冷却系 (CCS) 2系統が設置されている。

② [中間報告IV 1 (3) 地震発生直後のIC 配管の破断可能性、p.27]

地震発生後、全電源喪失まで、1号機の原子炉圧力、水位、温度等のパラメータはチャートに自動記録されている。1号機は地震発生まで異常なく運転を続けており、パラメータは地震前から継続的に記録されていた。また、これらのパラメータは、地震発生直後の当直におけるプラント対応と整合的であり、特に矛盾点は見当たらない。したがって、現時点で、パラメータの正確性に疑問を差し挟む余地はない。

(ア) 主要なパラメータの推移

東京電力公表のパラメータによれば、3月11日14時46分頃に東北地方太平洋沖地震が発生した直後、1号機について、主蒸気隔離弁が閉止し、原子炉圧力が上昇し、7MPa gage を超えている。しかし、同パラメータによれば、1号機の原子炉圧力は、同日14時52分頃から約4.5MPa gage まで急降下した後、再びV字を描くように7MPa

gage を超えるまで急上昇し、それ以降、同日15 時30分頃までの間、合計3 回にわたり、おおむね6 MPa gage から7 MPa gage の間で下降・上昇を繰り返している。また、同パラメータによれば、原子炉水位は、A 系及びB 系ともに、同日14時46 分頃以降、ほぼ原子炉圧力と同様の下降・上昇の傾向を示している。

(イ) 原子炉圧力及び原子炉水位からの推論

パラメータの推移は、3月11 日14 時52 分頃にIC のA系及びB 系がいずれも自動起動し、同日15 時3 分頃に当直が一旦両者を止めた上で、A 系のみを起動し、その後、同日15 時17 分頃以降、合計3 回にわたり、A 系の隔離弁を開閉して原子炉圧力を制御していたことを示している。この事実から、この時点においては、IC の隔離弁が操作どおりに開閉し、IC が正常に作動していたことと、原子炉圧力容器の圧力が保たれ、IC の隔離弁の開閉に伴って圧力が上下していたことが認められる。仮に、地震動によりIC の配管が破断した場合、その破断箇所が隔離弁により原子炉圧力容器から隔離されている場所に生じた場合を除いて、破断箇所から蒸気漏れが生じ、原子炉圧力及び原子炉水位が急激に低下すると考えられる。

(ウ) フェールセーフ機能からの推論

IC の隔離弁は、A 系及びB 系の配管にそれぞれ、原子炉格納容器内側に二つ、原子炉格納容器外側に二つ設けられているが、それぞれの配管には、IC 配管のL 字部分の外側と内側の圧力差から配管破断を検出する回路（「破断検出回路」）が設けられている。破断検出回路が配管破断を検出すると、破断検出回路のスイッチが切れて電気が流れない状態になる一方で、各隔離弁を閉とするための回路（「弁駆動（閉）用制御回路」）にスイッチが切り替わって電気が流れるようになり、さらに、各隔離弁の閉駆動用モーターに電流が流れることにより、開状態となっている隔離弁が全て閉となる仕組みになっている。地震発生時、IC について、通常どおりコントロール・スイッチを「AUTO」にして制御しており、閉となっている戻り配管隔離弁を除き、いずれも開状態にあったが、これらの開状態にあった隔離弁は、「蒸気管差圧高」の信号が発信されれば、いつでも閉動作できる状況にあった。また、地震発生後、津波到達までは少なくとも被水によって破断検出回路、弁駆動（閉）用制御回路の電源が失われる状況にはなかったから、当時、IC（A 系、B 系）については、フェールセーフ機能が正常に作動し得る状態にあったと考えられる。仮に、地震動によってIC（A 系、B 系）配管に破断が生じていれば、破断検出回路に「蒸気管差圧高」信号が発信されることになるので、IC（A系、B 系）が自動起動するとは考え難い。この点は、破断検出回路の直流電源が喪失した場合でも同様である。

(エ) 記録・当直担当者の行動等からの推論

地震発生直後の当直におけるプラント制御に関する対応の中で、地震発生直後にIC 配管が破断したことをうかがわせる事実は認められない。

津波到達後の当直の行動を見ると、1 号機原子炉建屋内に立ち入り、ディーゼル駆動消火ポンプの起動確認や消火系ライン構成のための弁操作その他の必要な作業に従事している事実が認められる。仮にIC 配管が破断した場合には、破断箇所から原子炉

圧力容器内の放射性物質が大量に漏えいし、1号機原子炉建屋やタービン建屋内は高線量に見舞われることになり、このような当直員の生死にも関わる事態が生ずれば、その後の対処にも大きな影響を及ぼすことになると思われる。当直の行動を見る限り、ICの機能を大きく損なうような重要な配管破断はなかったと考える方がむしろ自然である。

③ [中間報告VII. 4 福島第一原発における事故後の対応に関する問題点、p. 471]

1. 1号機のICの作動状態の誤認に関する問題点

ICの機能等についての認識不足及び運転操作の習熟不足：福島第一原発1号機に備わっているICが、実際には機能不全に陥っているにもかかわらず、正常に作動していたと認識されていた。この点に関して、仮に、東京電力本店を含めた技術関係社員がICの基本機能に関する知識を十分に持ち合わせていれば、全電源喪失直後には、いわゆるフェールセーフ機能によってIC隔離弁が閉状態になる可能性が高いことに気付くのが自然であった。3月11日16時42分頃から同日16時56分頃までの間に原子炉水位が低下傾向を示したことや、同日17時50分頃には1号機の原子炉建屋付近が高線量であったためにICの起動確認ができなかったことなど、ICが正常に作動していないことを示す徴候が現れていた。

これらを考慮すれば、ICの全ての隔離弁が全閉あるいはそれに近い状態となっておりICが機能していないこと、ないしは、その可能性が極めて高いことに気付く必要があった。しかし、福島第一原発の当直、発電所対策本部及び本店対策本部の誰もがそのような認識に立った適切な現場対処（その指示を含む）を行わなかった。もっとも、当直は、同日18時18分頃、制御盤上の状態表示灯の一部復活及びこれに伴う弁開操作を契機に、ICが作動していないのではないかの疑いを持ち、発電所対策本部に報告・相談を行っている。しかし、当直からの趣旨説明の不十分さと相まって、発電所対策本部は現状認識を変えることはなかった。発電所対策本部は、この報告・相談を、むしろ全電源喪失前（津波到達前）のIC弁操作がそのまま継続しており、その一環としての弁操作である、と捉えてしまうという誤判断を行ったと考えられる。

訓練、検査も含めてICの作動を長年にわたって経験した者は発電所内にはおらず、わずかにかつて作動したときの経験談が運転員間で口伝されるのみであったという。さらに、ICの機能、運転操作に関する教育訓練も一応は実施されていたとのことであるが、今回の一連の対処を見る限り、これらが効果的であったとは思われない。当直のみならず、発電所対策本部ひいては本店対策本部に至るまで、ICの機能等が十分に理解されていたとは思われず、また社員がその運転操作について習熟していたともいえない。非常時において、炉心損傷を防ぐ手段として冷却を行うことは、何よりも優先事項のはずである。そうした重要な役割を果たすことが期待されるICの機能や取扱方法に関する社内の現状がこのような状況にあったことは、原子力発電所を運営する原子力事業者として極めて不適切であったというしかない。

<1号機対処への影響>

IC が機能不全に陥ったことから、1号機の冷却には一刻も早い代替注水が必須となり、加えて注水を可能とするための減圧操作等が必要となった。実際に、1号機において取られた措置は、主として消防車による代替注水及び格納容器ベントであるが、既に述べたとおり、それぞれ3月11日17時頃及び12日零時頃に準備指示が出されたにもかかわらず、開始されたのはそれぞれ同日4時頃及び14時頃であった。つまり、実施までに大幅に時間を要し、炉心冷却に遅延を生じさせてしまったのである。ICの作動状況の誤判断がそうした遅れを生んだ大きな要因となったと考えられる。

全電源喪失という非常事態においては、何を差し置いても炉心冷却のための措置を取るべきことは明白であるにもかかわらず、発電所対策本部及び本店対策本部は長時間にわたりICの作動状況を誤認し、そのため代替注水を急がせなかったのみならず、格納容器ベントの指示発出も遅くなった。換言すれば、ICの作動状況の誤認が1号機への対処の遅延の連鎖を招いたともいえよう。

[4]民間事故調報告（福島原発事故独立検証委員会調査・検証報告書、一般財団法人日本再建イニシアティブ、2012年3月11日）

① [第1章福島第一原子力発電所の被災直後からの対応、p. 42]

事故後のオンサイトの活動の中には、安全に関する考え方に照らし合わせて、知識や発想が不十分であった可能性のある判断が、いくつか見られる。1号機ICの使用に関する判断はその一例である。

② [第1章福島第一原子力発電所の被災直後からの対応、p. 39]

福島第一原子力発電所における事故は、1号機の炉心損傷に端を発して、1号機の水素爆発、3号機の炉心損傷、3号機の水素爆発、2号機の炉心損傷と、連鎖的に進行していった。その発端となった1号機の炉心損傷の直接的な原因は、全電源喪失直後からICがほとんど機能しなかったことにある。

[5]東電事故調報告（福島事故調査報告書、東京電力、2012年6月20日）

① 地震に伴う自動停止 [p. 84]

- ・ 1号機は平成23年3月11日14時46分、地震によりスクラム動作し、同47分に制御棒がすべて挿入された。
- ・ これに伴い平均出力領域モニタ（APRM）の指示値は急減しており、スクラムが正常に動作したことが確認できる。
- ・ 外部電源が喪失したことにより、14時47分に非常用D/G 2台が自動起動しており、その電圧は正常に確立している。
- ・ 外部電源の喪失に伴って、非常用D/G起動までの間に非常用母線の電源が一時的に喪失したため、原子炉保護系の電源がなくなり、主蒸気隔離弁が自動閉となった。

② 自動停止から津波襲来までの動き [p. 85]

- ・ 14時52分、非常用復水器が「原子炉圧力高 (7.13MPa[gage])」により自動起動した。これにより、原子炉内の蒸気が冷却され、原子炉圧力は低下した。原子炉圧力の低下が速く、操作手順書で定める原子炉冷却材温度降下率 $55^{\circ}\text{C}/\text{h}$ を遵守できないと判断し、約10分後の15時03分、戻り配管隔離弁 (MO-3A、3B (以降、それぞれ3A弁、3B弁という)) を一旦「全閉」とし、非常用復水器を停止、原子炉圧力は再び上昇している。なお、他の弁は開状態で、通常の待機状態とした。非常用復水器の操作については、操作手順書で原子炉圧力容器への影響緩和の観点から原子炉冷却材温度降下率が $55^{\circ}\text{C}/\text{h}$ を超えないよう調整することとしている。実際、非常用復水器の作動時に急激に温度が低下した後、停止操作を行っており、その操作は操作手順書に則って行われている。
- ・ 非常用復水器の2系列使用は冷却効果が大きく、原子炉圧力の低下が速いことから、原子炉圧力を6～7MPa程度に制御するためには、非常用復水器は1系列で十分と判断、A系にて制御することとし、津波の影響で操作ができなくなる15時30分過ぎまで、3A弁を操作して非常用復水器 (A) の手動起動・停止を繰り返すことでこの圧力の範囲で制御していた。非常用復水器は、冷却された戻り水が原子炉再循環系配管 (B) に流入するが、原子炉再循環ポンプ (B) 入口温度と原子炉圧力の変動時期が一致しているため、非常用復水器により正常に圧力制御されていたことがわかる。非常用復水器1系列の操作とすることできめ細かな圧力調整を行っている。

③ 津波到達以降

<津波襲来 (全交流電源喪失～非常用炉心冷却装置注水不能)> [pp. 122-123]

- ・ 津波襲来前まで原子炉圧力の手動制御に用いていた非常用復水器は、表示灯が消灯し、弁の開閉状態の確認も弁の操作もできない状態となった。

<非常用復水器の運転操作> [pp. 125-126]

- ・ 中央制御室では非常用復水器の隔離弁の状態表示灯が消灯し、隔離弁の状態が確認できないため、運転員は、非常用復水器が機能しているかどうかわからなくなった。当直長は、中央制御室からは非常用復水器のベント管を確認することができなかつたため、発電所対策本部に確認を依頼した。
- ・ 11日16時44分、発電所対策本部発電班は、原子炉建屋の非常用復水器ベント管から蒸気が出ていることを確認した。
- ・ 中央制御室では原子炉圧力や原子炉水位などのパラメータ、非常用復水器に関する確認ができないため、原子炉建屋内にある原子炉圧力計の指示や、非常用復水器の冷却水である胴側の水の水位計レベルなどを確認することとした。11日17時19分、運転員が現場に向かったが、原子炉建屋入口付近で持っていた汚染検査用の放射線測定器が通常より高い値を計測し、どの程度の放射線量かわからず通常と異なる状況であったことから、現場確認を断念した。運転員はその状況を報告しようと考え、17時50分に一旦引き返し

た。

- ・ディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉への代替注水ラインの確保に向けた対応や現場指示計の確認作業などを進めている中、津波の影響で直流電源が一時的に不安定な状態にあったのか、一部の直流電源が復活し、非常用復水器（A系）の供給配管隔離弁（MO-2A）、戻り配管隔離弁（MO-3A）の「閉」を示す緑ランプが点灯していることを運転員が発見した。
- ・通常、開である非常用復水器の供給配管隔離弁（MO-2A）が閉となっていたことから、運転員は「非常用復水器の配管破断」を検出するための直流電源が失われたことに伴い、安全側への動作として、「非常用復水器の配管破断」信号が発信され、非常用復水器のすべての隔離弁が閉動作したと考えた。
- ・閉のランプが点いたものの、バッテリーが被水していて動かすと地絡して二度と操作できなくなることも懸念されたが、運転員数名で協議した後、格納容器の内側隔離弁（MO-1A、4A）が開いていることを期待し、18時18分、非常用復水器の戻り配管隔離弁（MO-3A）、供給配管隔離弁（MO-2A）の開操作を実施したところ、状態表示灯が閉から開となった。
- ・中央制御室では、電源が喪失したため監視計器により非常用復水器が動作していることを確認する手段がなかった。このため、運転員は、目視（原子炉建屋越しに見えた蒸気）と音（蒸気発生音）により非常用復水器ベント管から蒸気が発生したことを確認した。なお、余震が頻発し、大津波警報が発令されている中で、津波襲来の可能性もあり、非常用復水器ベント管を直接目視できる場所（屋外）に行ける状況ではなかった。
- ・しばらくして蒸気が発生が停止した。予想できないことが次々と起こる中、運転員は蒸気発生が停止した原因として、格納容器の内側隔離弁（MO-1A、4A）が隔離信号により閉となっていることを考えたが、非常用復水器の冷却水である胴側の水が何らかの原因でなくなっている可能性を懸念した。
- ・運転員は非常用復水器が機能していないと考えるとともに、胴側への水の補給に必要な配管の構成ができていなかったことも考え合わせて、11日18時25分、戻り配管隔離弁（MO-3A）を一旦閉操作した。
- ・11日20時50分、中央制御室では、ディーゼル駆動消火ポンプを起動したことにより、非常用復水器の胴側へ冷却水を補給できる見通しを得た。その後、運転員が非常用復水器の運転状態を確認したところ、非常用復水器の戻り配管隔離弁（MO-3A）の閉状態表示灯が不安定で、消えかかっていることを確認した。

11日21時頃～12日2時頃：

<非常用復水器の運転操作> [p128]

- ・原子炉水位は燃料より上にあるものの、蒸気駆動の高圧注水系の表示灯が消灯し起動ができない状況になっており、この時点で非常用復水器は作動が期待できる唯一の高圧系の冷却装置であった。
- ・通常であれば、胴側給水がなくても非常用復水器は10時間程度運転できること、ディーゼル駆動の消火ポンプが起動していることで非常用復水器胴側への給水にも対応

できるようになったことから、胴側の水の不足の懸念はなくなった。非常用復水器の戻り配管隔離弁（MO-3A）の閉状態表示灯が不安定で消えかかっており、次はいつ操作できるか分からない状況であることも踏まえ、高圧系の冷却装置である非常用復水器が動作することを期待し、一旦は閉止した戻り配管隔離弁（MO-3A）を21時30分に再度開操作した。

- ・ 運転員は、開動作したことを、目視（原子炉建屋越しに見えた蒸気）と音（蒸気発生音）により非常用復水器ベント管から蒸気が発生したことで確認した。また、発電所対策本部発電班も免震重要棟の外に出て、非常用復水器ベント管からの蒸気発生を確認した。この頃、発電所対策本部では、非常用復水器の機能を維持するために、11日20時50分に起動したディーゼル駆動消火ポンプにより非常用復水器の胴側への水補給が行われていると考えていた。

④ 非常用復水器に関する考察

前項に示すプラントの事象進展の経緯を踏まえると、炉心の損傷は津波到達以降、短時間で進展していると考えられ、停止後の初期段階において原子炉の冷却を行う設備である非常用復水器の状態が事象進展に影響を与えた可能性が考えられる。

非常用復水器に関する3月11日の初動における操作状況は「（2）対応状況詳細」で述べた通りであるが、以降の経緯は以下の通りである。

参考：非常用復水器の概要（構成は【添付8-6】参照）

- ・ 非常用復水器は原子炉が隔離された際に原子炉を冷却するもので、原子炉から蒸気を取り出し、非常用復水器内に貯めた冷却水と熱交換することで蒸気を冷却し、凝縮水を原子炉に戻す設備で、福島第一1号機のみを設置されている。なお、原子炉への注水機能を持つものではない。
- ・ 非常用復水器は、2系統（A系、B系）設置されており、原子炉の蒸気が循環する配管は4つの弁で構成されている。これらの弁は、非常用復水器入口側と出口側で格納容器を挟む形で各2弁ずつ設置されており、格納容器内側2弁は交流電源で駆動、外側2弁は直流電源で駆動する。
- ・ 通常、非常用復水器出口側にある格納容器外側の1弁（3A弁、3B弁）が閉まっており、残りは全開した状態で待機している。非常用復水器の起動・停止は、この3A弁、3B弁を開閉することによって行う。
- ・ 原子炉圧力は、当該弁を開閉操作して断続運転を行うことで制御される。
- ・ また、非常用復水器の破断検出（制御電源喪失も含む）がなされた場合、両系統の4つの弁の全てに閉止動作を要求するインターロックが働き、弁の駆動用モーターが回転して弁を閉止する。
- ・ 以上は、国内外で非常用復水器を持つプラント（非常用復水器が1系統のみの場合もある）の多くで採用されている形式である。
- ・ なお、1号機の非常用炉心冷却系（ECCS）は、「炉心スプレイ系」と「高圧注水系」であり、この内、「高圧注水系」は、非常用復水器と同様、直流電源のみで運転制御が

可能である。

＜非常用復水器に関する操作経緯：3月11日以降＞[p143]

3月29日；非常用復水器の胴側水位計の復旧

非常用復水器の胴側水位計を復旧した。

4月1日；非常用復水器の弁の制御回路による弁開閉状態の確認

復旧作業の一環として非常用復水器の弁の制御回路の導通状態から弁の開閉状態の確認を実施した。格納容器の内側の弁については、事故時の加熱等の影響もあり確認できなかったが、格納容器の外側の弁については開閉状態を判定することができた。非常用復水器(A系)の3A弁、2A弁は開状態、非常用復水器(B系)の3B弁、2B弁は閉状態であった。

4月3日；非常用復水器、胴側水位の確認

中央制御室で非常用復水器の水位計の指示値を確認したところ、A系63%、B系83%であった。

10月18日；現場調査

現場における目視確認によって、非常用復水器の格納容器外側の状態を確認した。本体主要配管に破損は認められず、弁状態は4月1日の回路調査の結果と同様であった。なお、非常用復水器の現場水位計がA系65%、B系85%であることが確認され、同じ日に中央制御室で確認した計器指示値と一致することが確認された。

⑤ これまで述べた経緯と解析結果を踏まえた考察。[p143]

＜非常用復水器の地震直後の動作に関する評価＞

「6. 2 地震発生直後のプラント状況」で述べた通り、手順書で原子炉圧力容器保護の観点から原子炉冷却材温度低下率が $55^{\circ}\text{C}/\text{h}$ を超えないよう調整することとしており、また、手順書に基づき手動で適切な圧力制御を行っていることから、設備・操作ともに問題はなかったと考える。

＜津波襲来後の非常用復水器の弁の状態＞

津波襲来時までの操作経緯及び原子炉圧力の記録紙等の分析結果からは、津波襲来時非常用復水器(A系)の弁の状況は、3A弁閉、その他の3つの弁は全開であったと考えられる。B系については、待機状態であったことから3B弁が閉であり、その他の3つの弁は全開であった。津波襲来によって、交流電源と直流電源の全てが失われたため、以後、電動駆動である非常用復水器の弁は操作できなくなった。

また、A系については、直流電源が復帰し、18時18分に操作していない2A弁が全開であったことが確認されている。また、B系についても、4月1日に行った弁の回路調査結果から同じく操作をしていない2B弁が全閉である事が確認された(このことは10月18日に現場の当該弁の開度計によっても確認されている)。以上の通り、2A、2B弁ともに、津波到達前には開の状態であり、その後に操作していないにもかかわらず閉となっていたことが確認された。2A弁、2B弁の動作については、過渡現象記録装置の開閉記録から最初の停止操作の時点まで確認できたことから、運転員が誤って操作

した可能性は考えられない。一方、ロジック回路の構成から、ロジック回路の直流電源が喪失した場合には、インターロックが作動し、非常用復水器1系統あたり4弁あるすべての弁が両系統ともに自動的に全閉動作する仕組みとなっている。今回の場合、津波によってロジック回路の直流電源が喪失し、当該インターロックにより弁の閉動作要求が働いたと考えられる。

なお、ロジック回路も弁の駆動機構も同じ直流電源母線にぶら下がる分岐先の端末の機器であり、直流電源喪失によるインターロックによって弁の閉動作要求が働いたとしても、弁の駆動用電源が喪失していれば弁を動作させることができず開閉状態に変化は生じないこととなる。しかし、上述のとおり、操作を行っていない2A弁、2B弁ともに実際に閉止動作していたことが確認されていることから、何らかの理由によって、直流電源の分岐先であるロジック回路と弁駆動機構のそれぞれの直流電源喪失に時間的な相違があり、駆動電源が後に残っていた結果と考えざるを得ない。

弁の全開から全閉までの動作に要する時間は、格納容器外側弁は15秒以内、格納容器内側弁は20秒以内である。津波による被水で直流電源が喪失したが、計測用の直流電源が津波浸水によって影響を受け、インターロックが作動してから、動力用の直流電源が喪失するまでの間に時間差があれば弁は自動的に閉動作することができる。

閉動作中に動力用の直流電源が喪失した場合は中間開度となるが、前述の通り、2A弁、2B弁は全閉であることが確認できているため、今回の事故の場合では、津波の浸水により電源盤が被水したことで、非常用復水器の弁へ隔離信号が入り、結果的には動力用の直流電源が喪失する前に自動で全閉した蓋然性は高い。

ロジック回路と弁駆動機構の直流電源喪失に時間的な相違があった理由としては、直流電源盤に浸水が生じた際に電源盤の部分ごとの浸水影響が厳密には同時でなかったこと等が推定される。

また、格納容器内側の弁は動力が交流電源であるが、これらの弁は制御用の直流電源と交流電源の喪失したタイミングの前後関係によって開閉状態が定まることとなる。格納容器内側弁の開閉状態を特定することはできないが、全開から全閉までのすべての可能性があり得る。

したがって、直流電源を含む全電源が喪失した後の非常用復水器の弁の開閉状態は、ロジック回路と弁駆動電源喪失の前後関係という偶然的要素に依存して決まったと考えられる。電源喪失で弁の駆動電源が喪失すれば実動作しないので、全電源が喪失したということだけで、インターロックで弁が動作したとは、その時点では分からないことであった。

今般の事象は、津波浸水により非常用復水器の交流電源や直流電源の全てが喪失するという設計前提を大きく外れた特異な状況下で生じた現象と言える。結果論ではあるが2A弁、2B弁が閉止していたということは、3A弁や3B弁の津波前の開閉状態によらず津波後には非常用復水器は停止していたということを意味する。そして、弁の駆動電源を失っていることから、非常用復水器は停止状態のままで操作不能となり機能を喪失する結果となった。

⑥ 津波襲来後の中央制御室における非常用復水器への対応について（当社は、何故、すぐに復旧操作を行わなかったのか、という疑問について）[p148]

津波襲来後、中央制御室1号機側の照明が非常灯のみとなる中、中央制御室では確認できる計器、使用可能な設備を確認した（非常用復水器などほとんどの設備の状態表示灯は消灯、ディーゼル駆動消火ポンプの状態表示灯が点灯）。

更に、余震が継続し高さの異なる津波が何度も押し寄せ海側のエリアを覆う津波も確認される中、現場確認の体制を整えた後、状態表示灯が停止状態で点灯していることが確認されたディーゼル駆動消火ポンプによる原子炉への注水を可能とすべく、運転員は現場で復旧操作を行い、ディーゼル駆動消火ポンプを起動した。また、非常用復水器が機能しているかどうか把握するために、現場で非常用復水器の胴側の水のレベルを確認しようとしたが、持っていた汚染検査用の放射線測定器が通常より高い値を計測し、どの程度の放射線量かわからず、通常とは異なる状況であったことから、現場確認を断念せざるを得なかった。

このような対応を行っている中、非常用復水器隔離弁の状態表示灯が中央制御室の制御盤で点灯していることを確認し、操作を行った。このように、中央制御室では、プラント状態の把握と非常用復水器の動作状況の確認・操作やディーゼル駆動消火ポンプを用いた原子炉注水へ向けた対応を継続的に行っていた。

一方、事後の解析による評価では非常用復水器は津波襲来直後に機能を喪失し、短時間で炉心損傷に至っている。このように短時間で炉心損傷に至った結果となったことを鑑みると、今回のような全電源喪失時における非常用復水器の隔離信号のインターロックのあり方など、事故直後に必要となる高圧注水設備の信頼性を向上させることが必要であると考えられる。

<事後評価>[p149]

事後の評価によれば、非常用復水器は、津波に起因する電源喪失によって非常用復水器の自動隔離インターロックが作動し、その機能を喪失したと考えられる。

[非常用復水器の弁の状態に関する事後評価：本文P143～144]

事後の事故解析コード(MAAP)による解析においても、地震後、有効燃料頂部到達まで3時間程度、炉心損傷開始まで4時間程度と急速に炉心損傷まで進展しており、実機の動きと整合がとれた結果となっている。

また、非常用復水器(A)の弁操作を11日18時18分以降、2回実施しているが、非常用復水器の運転継続の有無に関わらず最終的に炉心は損傷に至ったものと評価される。

⑦ 地震後の非常用復水器の運転操作の適切性について[p150]

(当社の地震後の非常用復水器の運転操作は操作ミスではないか、という疑問について)

1号機は、地震後に非常用復水器が自動起動し、非常用復水器による原子炉圧力制御を行っている最中に津波が襲来し、「②津波襲来後の中央制御室における非常用復水器への対応について」で述べたとおり、津波に起因する電源喪失によって自動隔離インタ

一ロックが作動し、その機能を喪失したと考えられ、結果として炉心の損傷に至った。非常用復水器の運転操作については、以下のとおりその時点のプラント状態を踏まえた対応が行われていたと考えられる。

- ・ 非常用復水器 2 系統が自動起動したことに伴う原子炉圧力の低下が早く、手順書に定める原子炉冷却材温度降下率 5 5°C/h を遵守できないと判断したことから、戻り配管隔離弁 (MO-3 A、3 B) を一旦「全閉」とした。その後、1 系統を使用して、操作手順書に基づき原子炉圧力を 6～7 MP a 程度に制御した。
 - ・ 11日15時37分津波による電源喪失後、供給配管隔離弁 (MO-2 A)、戻り配管隔離弁 (MO-3 A) の「閉」を示す緑ランプが点灯していることを発見、11日18時18分に開操作を行い、蒸気発生音と蒸気発生を確認。その後、蒸気発生が停止した。運転員は蒸気発生が停止した原因として、格納容器の内側隔離弁 (MO-1 A、4 A) が直流電源喪失により「非常用復水器の配管破断」信号が発信され閉となっていることを考えたが、非常用復水器の冷却水である胴側の水が何らかの原因でなくなっている可能性を懸念した。非常用復水器が機能していないと考えると共に、胴側への水の補給に必要な配管の構成ができていなかったことも考え合わせて、11日18時25分戻り配管隔離弁 (MO-3 A) を一旦閉操作した。
 - ・ 通常であれば胴側給水がなくても非常用復水器は 10 時間程度運転できること、また、11日20時50分にディーゼル駆動消火ポンプを起動し非常用復水器胴側への給水にも対応できるようになったことから、胴側の水の不足の懸念はなくなった。一方、戻り配管隔離弁 (MO-3 A) の閉状態表示灯が不安定で消えかかっており次にいつ操作できるかわからない状況であることを踏まえ、非常用復水器が動作することを期待し11日21時30分に再度戻り配管隔離弁 (MO-3 A) を開操作、蒸気発生音と蒸気発生を確認した。
- [非常用復水器の運転状況：本文P125～126, 128、別紙2P2～3, 38～40, 42～43]

⑧ 非常用復水器に対する教育・訓練の状況について

(当社が動作状態を正しく認識できなかったのは教育・訓練の不足なのではないか、という疑問について)

非常用復水器に関する教育については、日々の現場巡視や定例試験、OJTなどの中で行われており、その中で、その系統・機能やインターロックを把握している。また、津波襲来までは非常用復水器を用いて原子炉圧力制御を行っており、運転員は運転操作に必要な知識は有していた。一方、非常用復水器の隔離弁は、制御電源 (直流電源) を喪失した場合、フェールセーフ機能として隔離信号が発信され全ての隔離弁が閉となるため、電源を喪失した時点において、非常用復水器が停止していることを容易に気付くことができたとの指摘がある。しかし、今回の事故においては、中央制御室の状態表示灯が消灯しており、各隔離弁がどのような開閉状態にあるか把握し、対応することは現実的に困難であったと考えられる。ただし、今回の福島第一1号機非常用復水器の状況を鑑みると、交流電源、直流電源が喪失した場合の機器・系統の動きについて、非常用設備を中心に検討分析し、必要に応じて手順書や教育・訓練へ反映をすることが必要で

あると考えられる。

これらに関して具体的に確認された事実は以下のとおりである。

<教育・訓練の実施状況>

非常用復水器については、事故時運転操作手順書等の訓練を行っていく中でシステムの研修を行うとともに、日々の現場巡視や月1回の定例試験、定期検査中の保全活動など業務を通じた教育いわゆるOJTが行われていた。

具体的には、定例試験においては、運転中に実際に蒸気が非常用復水器に流れ込むことがないように手順で各隔離弁を順番に開閉しその動作から系統が健全であることを確認していた。定期検査においては、非常用復水器のインターロックを理解した上で定期検査中の保全活動を安全に行うことができるようにするための処置（例えば弁が開かないようにするなどの処置）を検討している。このように、実業務の中で知識を習得しており、その中で、その系統・機能やインターロックを把握している。

今回、地震発生以降、津波到達までにおいて、中央制御室では原子炉圧力の制御を非常用復水器を使用して問題なく行っていることは、上述の教育訓練やOJTによりその系統・機能を十分理解し、習得した知識を活用した上での操作といえる。

<非常用復水器の隔離弁に対する認識>

津波襲来後に非常用復水器の隔離弁の状態表示灯は消灯し、操作ができない状況であり、また、弁の開閉状態は不明であった。

非常用復水器の隔離弁は、格納容器内側の隔離弁が交流電源駆動、格納容器外側の隔離弁が直流電源駆動であり、今回は、津波の影響により交流電源、直流電源全てを喪失している。制御電源のみならず駆動電源も喪失しており、駆動電源が喪失していれば隔離信号が発信されても弁は動かず、駆動電源喪失直前の開閉状態が維持される。

各隔離弁の開閉状態は、制御電源（直流電源）を喪失し隔離信号が発信された時点で、隔離弁の駆動電源である直流電源、交流電源がどの程度まで生きていたかによって異なることになるが、今回のようにほぼ同時に電源を喪失し、中央制御室の状態表示灯が消灯している状況では、各隔離弁がどのような開閉状態にあるか把握し、対応することは現実的に困難であったと考えられる。

[非常用復水器の弁の状態に関する事後評価：本文P143～144]

⑨ 発電所・本店対策本部における非常用復水器の動作状況に対する認識について

（当社は何故、非常用復水器の動作状況を正しく把握するに至らなかったか。当社が正しく認識できなかったことが、格納容器ベントや注水の遅れを招いたのではないか、という疑問について）

発電所対策本部及び本店対策本部では、通信手段が限定され、ホットラインのみによる口頭伝達でのプラント情報の把握を余儀なくされる中で、複数号機への対応、地震による被害状況の把握や停電等の復旧対応、原災法第10条、15条該当事象発生に関する外部機関への情報提供や問い合わせ対応に追われていた。このような中で、原子炉水位が有効燃料頂部を上回っていたこと、非常用復水器から蒸気発生を確認したこと等の情報

が得られ、非常用復水器作動中との情報もあり、非常用復水器が停止していたことを把握するに至らなかった。

しかしながら、「⑥消防車による代替注水への対応について」や「⑦格納容器ベントへの対応について」で述べる通り、早い段階から注水や格納容器ベントに向けた準備・検討を開始しており、非常用復水器の動作状況に対する状況把握が、注水や格納容器ベントの早期実現に影響を与えたとは考えられない。

ただし、中央制御室と発電所対策本部間、発電所対策本部と本店対策本部間で、非常用復水器の動作状態を共有し、正しく把握できなかったことに鑑みると、今回のような事故対応の前提を大きく外れた過酷な状況下でも、中央制御室と発電所・本店対策本部間で、プラント状況をタイムリーに情報共有する手段を予め構築しておくことが必要であると考えられる。

さらに、後の調査により原子炉水位計が誤った指示を示していたことが判明したことを踏まえ、プラント状況を把握するために必要な計装系の信頼性を確保しておくことが重要であると考えられる。

<非常用復水器の動作状況に対する情報共有の状況>

緊急時対応情報表示システム（SPDS）が使用できず視覚によるプラント状態の把握が不可能となり、ホットラインを通じた口頭伝達によるプラント情報の把握のみとなっていた。地震後に非常用復水器が作動したとの情報を受けた以降、福島第一2号機の注水状況が不明であったことなどによる複数号機への対応の中で、津波襲来後に非常用復水器が停止したとの情報がなかったこと、11日16時42分に一時的に確認できた原子炉水位が有効燃料頂部を上回っていたこと、11日16時44分に非常用復水器からの蒸気発生を確認したことなどの情報から、発電所対策本部及び本店対策本部は、11日21時19分に原子炉水位の指示値が得られた時点では非常用復水器が停止していたことを把握するに至らなかった。

さらに、11日21時19分に原子炉水位が有効燃料頂部（TAF）+200mmであることが判明した以降、発電所対策本部では非常用復水器が動作していると考えており、非常用復水器の機能を維持するために、11日20時50分に起動したディーゼル駆動消火ポンプは非常用復水器胴側への水補給に用いられていると認識していた。なお、ディーゼル駆動消火ポンプは非常用復水器胴側への水補給が行える系統であるが、中央制御室で原子炉代替注水手段として起動したものであり、非常用復水器胴側の水補給には用いられていなかった。

特に本店対策本部は、発電所を支援する立場であったが、地震による被害状況の把握や停電等の復旧対応など初期の混乱に加えて、原災法第10条、15条該当事象発生という事態の中で、国等外部機関への情報提供や問い合わせ対応を余儀なくされている状況であった。

原子炉水位が有効燃料頂部（TAF）を上回っている一方、11日23時00分に原子炉建屋二重扉前で放射線量が上昇したこと、11日23時50分頃に初めて得られたドライウェル圧力の測定値が異常に高かったことから、この頃に発電所対策本部及び本店対策本部

ではパラメータなどの情報に疑問を抱き始めていたが、ドライウェル圧力が既に格納容器ベントが必要な圧力を超えていたため格納容器ベントの実施に向けた対応に傾注しており、非常用復水器が停止していたことを把握するに至っていない。

[非常用復水器の運転状況：本文P125～126, 128、別紙2P38～40, 42～43]

[6] 福島原発で何が起きたか 政府事故調技術解説

(淵上正朗、笠原直人、畑村洋太郎共著、福島原発で何が起きたか 政府事故調技術解説 日刊工業新聞社、(2012年12月25日))

(福島第一原発) 1号機で起こったことの概要

地震発生後、1号機ではICが自動起動し、スクラム後の炉心の冷却は順調に行われていたが、津波による浸水で直流・交流とも全電源を喪失した。そのため、フェールセーフ機能で自動的にバルブが閉まり、ICの機能がほとんど失われたが、そのことにほとんど誰も気が付かなかった。そしてその後、半日以上の間、原子炉への注水がほぼゼロという状態が続いた。11日の夕方から炉心が露出し始め、当日の深夜には大きな炉心損傷に至っていた可能性が高い。

① 地震発生から全電源喪失までの全体の状況

・14時46分頃(震度6強の地震発生)

地震発生当日の福島第一原子力発電所では、1～3号機は通常運転中、4～6号機は定期点検中であった。原子力発電所は、通常運転中は自身が発電している電力で諸設備を運転している。しかし、制御棒挿入による緊急停止(以下、スクラム)処置で核分裂反応が停止されると、原発は発電所機能がなくなり、諸設備を動かすための電源は外部電源に切り替えられる。

3月11日においても、地震発生後直ちにスクラムが自動的に行われ、引き続き運転員は、所内電源を外部電源へ切り替えるための操作を行った。しかし、その操作とほぼ同時に、地震による影響でその外部電源も喪失してしまった。そのため非常用D/Gが自動で起動することとなった。そして、常用(外部)電源喪失に対するフェールセーフ機能として、主蒸気隔離弁(蒸気タービンへ行く主冷却配管を閉じる弁)が自動で「閉」となり、スクラム後の一連の動きは、ともかく順調に推移した。

・14時52分(1号機IC自動起動)

1号機では、主蒸気隔離弁「閉」により、熱の捨て場を失った原子炉の圧力が高まり始め、それを検知したICが自動で起動した。しかし、15時03分頃、運転員は原子炉温度の急激な低下を懸念して*、ICを「遠隔操作」で停止した。その後15時30分にかけて、運転員は原子炉圧力を6～7MPaの範囲にコントロールすべく、3回にわたってICの起動・停止を繰り返した。

*温度が急に低下すると、熱応力が発生するなど設備に悪い影響があるため、55℃/時間以上の急激な変化は避けるようマニュアルに定められている。

補足：ICの運転の仕方

1号機には、A系、B系2つのICが装備されている。能力的には1台で十分であるため、この日もA系のみを使用した。オンオフを繰り返す運転を行う場合には、その中の1つ(3A弁)のみを開閉操作し、他の3つは開放した状態にしておく方法をとっている。

・15時27分頃(津波第一波)

津波第一波が到来したが、その高さは低く、全電源喪失の原因とはならなかった。

・15時35分頃(津波第二波)

津波第二波が到達した。1～4号機のエリアの津波浸水高さは11.5～15m、局所的には17mであった。まず海岸に近い海拔4mの敷地に設置されていた非常用冷却系、および非常用ディーゼル発電機用の「海水系ポンプ」のすべてが被水した。

原子炉建屋やタービン建屋のある主要部の敷地高さは10mだったので、それらの施設は最大で7mの浸水を被った。そして、扉や空気取り入れ口などから建屋内にも浸水し、タービン建屋地下1階に設置されていた配電盤など多くの設備が被水した。その結果、ほとんどすべての電源を喪失し、この後の過酷事故の始まりとなった。

② 全電源喪失後の1号機の状況

・15時37分頃(IC隔離弁、フェールセーフで閉に)

1号機では直流を含む全電源を喪失した。中央制御室は真っ暗となり、直流電源の喪失により、各種の計器もすべて表示しなくなった。最重要なパラメータである原子炉の水位や圧力も、同様に不明となった。

ICはそれまで運転員がオンオフを繰り返しながら順調に機能していたが、全電源喪失と同時にフェールセーフ機能のため、4つあるバルブすべてに「閉」信号が発せられた。そのため、ICは冷やされるべき原子炉の高温蒸気が復水器(冷却された蒸気が液体の水に戻ることから、そう呼ばれている)に循環しなくなり、冷却機能はほぼ失われてしまった。1号機では「フェール=異常事態」では、放射能の漏洩を抑えるために圧力容器を「閉じ込める」ことが「セーフ=安全サイド」である、という設計思想だった。しかしこの考えは、冷却回路が遮断されICが機能しなくなり、逆に危険側にもなるという矛盾をはらんでいた。

この頃、吉田所長は、1号機のICおよび2,3号機のRCICが正しく作動しているという確信は持っていなかったが、一方、フェールセーフ機能でICが停止する、ということには思いが至らなかった。

1号機では、制御を行う直流と、動力源となる交流を同時に喪失したが、これによって「バルブ閉」の信号が発せられると同時に、バルブを閉めるための駆動電源(格納容器内の2つのバルブは交流480V、格納容器外の2つは直流125V)もほぼ同時に喪失した。そのため、実際にバルブが閉まったのか、それとも閉まろうとして途中で止まり、「中間開」で止まったのか、その点は両者の微妙なタイミング

次第で判然としない。しかし電源喪失後 2 時間あまりしか経過していない 18 時頃から放射線量上昇のデータが検出され始めていることや、さらに後の補足説明で述べるようないくつかの理由からも、IC が初めからほとんど機能していなかったことは確実視されている。

[文献 6 の著者意見]

先に述べたように、フェールセーフでバルブが閉まるように設計されている理由は、異常時には「放射能を絶対に漏らさない」よう、「まずはバルブを閉めるべき」という思想による。一方、炉心冷却を優先すべき重大事故時には、「バルブは開いていなければならない」という相反する要求がある。「小さな事故も許さないのか」、それとも「重大事故防止のために小さな事故は許容するのか」という根本的な選択の問題がある。ちなみに 2, 3 号機の RCIC では、隔離弁は直流電源を喪失してもそのままの状態を維持するよう設計されている。

IC 停止が認識できなかったことの最も根本的な原因は、上記設計問題のほかに、直流電源喪失を想定した教育訓練がまったく行われていなかったこともある。しかし、それに加えて、3 月 11 日事故発生以降の問題としては、運転員だけでなく、発電所対策本部、本店対策本部、原子力安全・保安院および原子力安全委員会などすべての関係者の誰もが、そのことに気付かなかったことは問題である。当直の運転員が気付かなかった理由として、誰も IC を実際に運転した経験がなかったことがあげられる。運転時には蒸発した水蒸気が排気口（通常“ブタの鼻”）から水平方向に勢いよく吹き出し、その際に静電気が発生して雷のような青光を発生、「ゴー」という轟音を鳴り響かせるなどと先輩から伝え聞いている者がただけである。経験者がいなかった理由として、1 号機は Mark I 型の中でも最も古い、原子炉隔離時冷却装置用に IC を使用しているタイプで、この IC を使用しているプラントは、他に日本原子力発電敦賀原子力発電所 1 号機しかない。

運転員は、IC の復水器から出る蒸気の出方が少なすぎることに疑問を持ったが、状況がはっきりつかめてはいなかった。そのため、18 時過ぎから 21 時過ぎにかけて、3 度にわたり 3A 弁の「開→閉→開」の操作を繰り返すことになる。しかし、フェールセーフ機能で 3A 弁以外の弁が（ほとんど）閉じているため、3A 弁を開け閉めしても意味がなかった。また、1 号機ではスクラム後わずか 1 時間という、崩壊熱がまだ高い時期から注水が止まったことから、炉心熔融は急速に進むことになる。

・ 16 時 42 分（水位判明）

この頃中央制御室では、原因は不明であるが、広帯域水位計（3 種類ある原子炉水位計の一つ）が見えるようになってきていることに気が付いた。そして、初めは「-900mm」を、14 分後には「-1,500mm」を表示した後、ダウンスケール（計測範囲を下回ること）して見えなくなった。この時間帯では、まだ水位計は正常に機能していたと考えられるが、急速な水位低下の報告を受けた発電所対策本部は 5 時 15 分（17 時 15 分？著者注）頃、このまま推移すれば TAF 到達⁹まで 1 時間と推定した。

しかし、混乱する状況の中で、このことから IC の機能停止に気付くことはなかった。

・17 時 12 分（消防車による注水の検討）

全電源喪失下、AM 策で準備されている代替注水手段は、IC 以外には D/DFP を駆動源とする注水系しかない。その場合の水源は「ろ過タンク」である。吉田所長はろ過タンクから原子炉建屋に至る配管などについて、地震による損傷を懸念した。そこで、AM 策としては準備されていなかったものの、臨機の処置として消防車による注水の検討を行うように指示した。12 日以降消防車からの注水が“命綱”となる。

⁹ TAF(Top of Active Fuel)到達時刻：原子炉内水位が有効燃料頂部に達する時刻

・18 時 18 分（「IC 閉」に気付く）

中央制御室では、それまで消灯していた IC の状態を示すランプが、自然に「IC 全閉」で点灯していることに気付いた。このとき、当直は、フェールセーフ機能によって IC のバルブがすべて閉まっているかもしれないと思ったが、そうでない可能性を期待しつつ、2A, 3A 弁の開操作（遠隔操作）を行った¹⁰。そして対策本部に 2 つの弁を開けたことを報告した。さらに運転員は、中央制御室から出て原子炉建屋越しに水蒸気の噴き出し状況を目視し、初めは少量の蒸気が確認できたが、その後見えなくなった。

・18 時 25 分（「IC 閉」操作）

IC からの水蒸気発生量が少ない状況から、IC の機能に疑いを持った運転員は、「復水器の冷却水が減少し、そのために蒸気が発生しなくなっており、そのまま IC を運転し続けると IC の配管が破損する可能性がある」ことを心配し、同 25 分、3A 弁の「閉操作」を行った。しかし、このことは免震重要棟の対策本部には伝わらなかった。

・20 時 07 分（压力容器圧力判明）

作業員が原子炉建屋に入り、压力容器の圧力が 6.9MPa であることを確認した。この頃、SR 弁の安全機能が動作していた可能性がある。その理由は、1 号機の安全弁は約 7.7MPa で開となり、約 6.9MPa で閉じる設定になっているからである。しかし、この頃までは当直が原子炉建屋地下 1 階のトラス室に立ち入ることができていることから、大量の放射性物質が SR 弁¹¹を通して S/C 側に放出された可能性は低い。したがって原子炉内では、ある程度燃料損傷が進んでいた可能性は否定できないものの、まだ大量の放射性物質が放出されるほどの燃料損傷には至っていなかった、と考えるのが自然である。

・21 時 19 分（水位計の誤動作の始まり）

この頃、再び水位を計測し、「TAF+450mm」という値を得た。実際にはこの頃 TAF を上回っていたとは考えにくく、水位計の誤動作が始まっていたと思われる。このとき以降、水位計のデータは誤った数値を表示し続けることになる。

¹⁰ 格納容器内にある 1A および 4A 弁は、格納容器内に入ることができないので付属の手動ハンドル操作で開けることはできない。また、遠隔操作で弁を開けるための交流電源も喪失していたため、この時点で、この 2 つの弁を開けることはまったく不可能であった。

¹¹ SR 弁 (Safety Relief 弁) : 圧力容器圧力が許容値を超えた場合に作動する安全弁と、強制減圧用の逃し弁の両者を有する弁。1 つの原子炉に 8 個 (1 号機では 4 個) 設置されており、いくつかの機能を分担している。

・ 21 時 30 分 (IC 再び「開操作」)

この頃、当直は、3A 弁の「閉」状態を示す緑色ランプが再び消えかかっていることに気付いた。そのため、運転員はこのまま IC を停止させていると、バッテリー切れで再起動できなくなる危険性を懸念した。さらにこの頃には、復水器の冷却水が数時間の運転で枯渇することがないことがわかってきており、“ブタの鼻”からの水蒸気の発生が少ない原因は復水器タンクの水が減ったためではない、と考えていた。運転員はフェールセーフ機能が作動している可能性が高いと思ったが、IC が稼働できる可能性もゼロではないと考え、再び 3A 弁を開操作した。

このとき初めは蒸気が放出されるような音が聞こえたが、まもなくして聞こえなくなった。そのため、この運転員は、やはり IC が機能しているとは思えなかった。そして 3A 弁を開操作したことを対策本部に報告した。18 時 25 分の「閉」操作を認識していない対策本部は、弁を“再び”開操作したことに疑問を感じても不思議はなかったが、それについても気付いた者はいなかった。

・ 21 時 51 分 (線量の上昇が顕著に)

線量が上昇したため、原子炉建屋への入室禁止命令が出された。

・ 22 時 00 分 (誤った水位情報)

再び水位が計測され、TAF+550mm という数値が報告された。これは水位が上昇する理由のない状況下で計測値が上がっていることは、水位系の誤表示がますます進行していることの表れと考えられる。

・ 22 時 30 分頃 (放射線量の大幅な上昇)

当直の運転員が原子炉建屋に入ろうとしたが、二重扉 *前で、ポケット線量計が約 10 秒間で 0.8mSv を示したので、危険を感じて中央制御室に引き返した。この数値は、時間当たりに換算すると 300mSv にもなる高い値である。ちなみに、一般人が一生に被曝しても安全とされる基準値は、その 1/3 の 100mSv である。

* (脚注) 二重扉 : タービン建屋側から原子炉建屋に入る入り口。

[文献 6 の著者意見]

次々と水位計や放射線量に異常な数値が出ている中で、現場で緊急事態に対応している運転員や発電所対策本部員はともかく、バックアップ部隊である東電の本店や原子力安全・保安院の誰もが、IC の稼働状況に疑問の声を上げなかったのは驚くべきことである。

- ・ 23 時 50 分（ついに IC の異常に気付く）

所内の協力企業から調達した小型発電機を中央制御室に持ち込み、D/W 圧力を測定したところ、0.60MPa というきわめて高い値を示した。この報告を受けた吉田所長はようやく、IC が正常に機能しておらず、圧力容器から漏洩した水蒸気によって格納容器の D/W 圧力が異常上昇していると考えに至った。

この D/W 圧力の上昇の原因として、圧力容器から S/C へ放出された気体のうち、水に凝集しない水素や希ガスが D/W に流入した影響も考えられるが、それとは別に、圧力容器から格納容器に直接気体が抜ける損傷が生じていた可能性もある。

④ IC が機能しなかったと判断される根拠

1 号機には IC は A 系、B 系の 2 式装備されている。各 IC にはバルブが 4 個ずつ付いていて、すべてが開状態でなければ IC は作動できない。4 個の弁のうち 2 個（1A, 4A）は格納容器内にあり、弁を開閉する駆動動力は交流 480V である。残りの 2 個（2A, 3A）は格納容器外にあり、駆動電源は直流 125V である。開閉を制御する電源は、4 個とも直流 125V である。IC のオンオフを繰り返すときには、3A 弁の開閉のみ操作し、他の 3 つの弁は開け放しにしておくのが通常の方法である。

先にも述べたように、弁の制御電源と駆動電源をどちらも同時に喪失したので、閉信号は発信されたものの、実際に弁がしまったかどうかははっきりしないという状況である。しかし、以下に述べるような 3 つの理由から、IC はほとんど機能していなかった。

- (i) 東電による IC バルブの現物確認（2011 年 4 月 1 日）
- (ii) 復水器タンクに残っている冷却水の量（2011 年 10 月 18 日）
- (iii) 水素の発生による自然対流機能の喪失

④ 事故は何故防げなかったのか

(1) 重大な事故原因

- (i) 全電源喪失の可能性の否定
- (ii) 津波高さの予測の失敗

(2) 炉心損傷回避の可能性

(i) 海外で行なわれていた安全対策の事例

- ア) 非常用電源: アメリカ・アラバマ州ブラウズフェリー原子力発電所 (Mark I)。計器を 8 時間読み取れるよう移動式の直流電源 (バッテリー) が準備されている。
- イ) 防水扉: 同じくブラウズフェリー原子力発電所 (Mark I)。非常用 D/G は、厳重な水密扉の中に設置されている。
- ウ) IC 弁の手動ハンドル: アメリカ・コネチカット州ミルストン原子力発電所 (Mark I)。福島第一原発 1 号機の IC 弁は、格納容器の中にあるものについては手動で開けられない。しかし、ここでは電源喪失時に手動で開ける訓練が行われて

いる。

エ) ベント用フィルター：スイスのミューレベルク原子力発電所 (Mark I)。S/C プールによるろ過よりも、さらに多くの放射性物質をろ過できるよう、薬液入りの水を通してベントを行うシステムを準備している。薬液の投入には電力を必要とせず、重力で注入されるそうである。

オ) 独立非常用冷却設備：上と同じく、ミューレベルク原子力発電所 (Mark I)。GE 設計の非常用炉心冷却システムに加えて、まったく独立した非常用冷却設備一式を、建屋ごと独立させて追加している。その建屋の内部には、水密化された部屋の中に、非常用 D/G や電源盤が配置されている。

[文献6の著者意見]

上の2つの事例で出てきたスイスのミューレベルク原子力発電所は、福島第一1号機と同じ古い型の Mark I 型原子炉である。福島と同じ 1967 年に着工し、1 年遅い 1972 年に運転を開始した。スイスは国土の面積が日本の九州くらいしかなく、もし“フクシマ”が起これば国家が成立しないという危機感がある。この原発は、福島第一1号機と同じくアメリカ・GE 社の設計であるが、これだけ多くの追加的措置を行っていたことは驚くべきことである。

スイスに限らず、ヨーロッパは国土の狭い国が多く、またチェルノブイリ事故の経験も身近に感じていたためか、過酷事故対策では多くの点でアメリカよりも進んでいた。しかし、日本はアメリカのみを手本とし、ヨーロッパには余り目を向けてこなかった歴史がある。(「B. 5. b」以降は、そのアメリカよりも後れをとってしまったが・・・)。日本の技術は材料や個別機器の信頼性、地震対策などの面で進んでいたと思われるが、過酷事故対策という点では欧米各国より劣っていた。日本は、「過酷事故を起こさないことには神経を集中していたが、過酷事故が起こってしまった後のことは十分に考えなかった」と総括できるように思う。

[8] 日本機械学会「東日本大震災調査・提言分科会」報告書（東日本大震災合同調査報告、機械編、「第9章 地震・原発事故等に対する危機管理」より抜粋、2013年7月31日）

[概要より抜粋]：

最初に、各種調査報告書に基づいて福島第一原子力発電所における事故の時系列的な整理が行われた。その要点は次のとおりである。

2011年3月11日14:46、地震発生とともにすべての原子炉に制御棒が挿入され、運転は停止した。また、原子炉及び配管について地震による破壊、破断等は認められていない。地震によって外部電源が喪失したが、非常用のディーゼル発電機は機能していた。

15:35頃までに津波が到達し、非常用ディーゼル発電機が停止した。しかし、2号機については、14日12:00頃まではRCIC（原子炉隔離時冷却系）が働いていたと考えられる。また、3号機については、12日11:36までRCICが働いており、その後、HPCI（高圧注水系）

が働いていた。一方、1号機については、RCICに代わる冷却系としてIC（非常用復水器）が存在したが、事実上、全電源喪失とともにその機能を喪失したと考えられる。それぞれ経過は異なるが、最終的には、炉心の冷却が不可能となり、いずれも炉心が露出し、損傷するに至った。

次に、以上の事実関係に基づいて事故を避け得た可能性を検討してみると、1号機の場合と、2号機及び3号機の場合とでは結論が異なる。

まず、1号機については、交流電源のみならず直流電源も喪失したことによって「配管の非破断の確認」がとれなくなったためにICの全ての弁が閉じられた。一部の弁は、弁駆動電源も喪失したために完全に閉じられなかったものの、冷却水がほとんど循環しなくなり、ICは実質的に働かなかった。そのために、津波到着後、炉心が露出するまでの時間は、せいぜい、2～3時間であったと考えられる。この間に代替経路から冷却水を注水することは困難であったと考えられ、1号機については、直流電源を喪失したことが事故の主因と考えられる。もちろん、今後の課題としては、短時間で代替経路からの注水を可能にする手順を準備しておくことが挙げられるが、これは、次に述べる2号機及び3号機と共通する。

2号機、3号機においてはRCIC又はHPCIがかなりの時間にわたって作動していた。したがって、その時間内に代替経路からの注水、具体的には消防車からの注水が開始されていれば、炉心損傷には至らず、水素爆発や高濃度の放射能汚染水の漏出という事態は避けられたはずである。しかし、実際には、消防車からの注水が間に合わず、事故につながった。

消防車からの注水に時間を要した理由として、東京電力のアクシデント・マネジメント（AM）策に消防車からの注水が含まれていなかったために、役割分担も手順も明確でなかったことが挙げられる。アメリカでは、9.11事件の後、原子力発電所に燃料満タンのジャンボジェット機が突入した場合に原子力発電所が火の海になることをリスクと「想定」して、B.5.bというシナリオを作成し、このシナリオは日本政府にも開示されていた。その後、日本は中越沖地震によって柏崎刈羽原子力発電所に被害が生じるという経験もしていたのであるから、今回の津波を具体的に予想できなかったとしても、いわゆる「シビアアクシデント」を想定したシナリオを作成しておくことは可能であったはずである。それを怠った点に、今回の事故の根本的な原因があると思われる。

[本文より抜粋]：

3.1.2 事故の進展の時系列的な整理：

原子力発電所にはいくつかのプラントが並んでいるが、例えば、Mark I という同一の型名のものであっても、一括りに同じではない。原発プラントごとに、付属装置の種類や設置場所、制御条件が微妙に異なる。考えてみれば当然のことであるが、今回の事故で話題になった原子力発電所はいずれも固定された設計に基づくものではなく、設置時期や設置場所ごとに境界条件に合わせて最適解を選択して設計したのであるから、今回の事故で問題になった非常用設備などについてはそれぞれ異なるのである。その意味で、原子力発電

所は、進化の余地のない究極的な設計に到達しているわけではないのである。

たとえば、後述する1号機の非常用復水器であるが、直流電源が切れると配管破断検知回路の信号がlowになって、破断時と同様に全部の弁が閉まる“Fail Close”に制御される。実際に津波後に弁が閉まり、非常用復水器は役に立たなかった。いずれの報告書もこれを“Fail Safe”と記している。“Safe”という言葉が読者に誤解を与える可能性があるが、配管破断がないことを確認できない限り、配管破断があるものとして弁を閉じて水の漏出を防止することを意味している。水の漏出を「危険」と定義した上で、弁を閉じることを「安全」とみなして、安全検出装置が“fail”したら（作動不能）、弁を閉じることを“Fail Safe”と呼んでいるにすぎず、安全工学の用語としては常識的な表現である。しかし、設計上の問題としては、今回のように冷却不能になる事態と、水の漏出のいずれを重視するかの間で選択の余地がある。保安院の報告書によると、上記のような意味での“Fail Safe”になっている高圧冷却系は非常用復水器だけであった。非常用復水器は、日本では福島第一1号機と敦賀1号機にのみ設けられているから、その“Fail Safe”は日本の54基の原発のうち、たった2基にしか適用されていなかったことになる。

隔離時冷却系のような他の高圧冷却系はそのままの状態を維持する“Fail As Is”で制御されており、2号機・3号機の隔離時冷却系が、津波後の操作室のパニック状態の中でも安全サイドで動いていたのは、この制御に助けられたからである。非常用復水器はもとも設計当初、過圧した圧力容器を減圧するときに、逃がし安全弁と共に“常用装置”として用いるため、“Fail Close”を採用したようである。しかし、東電は実際、非常用復水器を常用として1回も使わなかったから、“Fail As Is”に変えるべきだった。国会事故調の報告書では、非常用復水器が“Fail As Is”になっているアメリカのオイスタークリーク原発を紹介していたが、そのように変えることもできたのである。

非常用復水器はポンプを使用せずに、圧力容器内の蒸気を凝縮させて、その水を重力によって再び圧力容器内に戻すことができる。非常用復水器の熱交換器内で蒸気を凝縮する冷却材は、別に貯蔵された水であるが、高温になれば原子炉建屋の外に蒸気として放出されるので、補給されなければ減量していく。仮に非常用復水器の熱交換器内の貯蔵水が満水になっていれば、圧力容器の蒸気の凝縮は8時間続けられると言われる。他方、原子炉隔離時冷却系、高圧注水系のポンプは原子炉圧力容器で発生する水蒸気を駆動源とするタービンで駆動される。ポンプの駆動源としての電源は必要がないが、圧力容器内の蒸気圧力が低くなると稼動しなくなる。

以上の冷却系のほかに、復水補給水系、残留熱除去系が備えられているが、ポンプは電動である。また、消火系も備えられており、ポンプは電動とディーゼル駆動の2種を有する。

[9] 東京電力へのヒアリング

- ① ICの作動に関する質問へのご回答（質問：2013年6月24日、回答：2013年7月12日）

(質問前置き)

1 F 1におけるICの位置づけ：

日本原子力学会事故調によれば、「本系は非常用冷却系ではなく、通常の扱いの設備であるが、設計的にはECCS並みの安全系として設計されている。」となっています。

(質問1)：

(1)東電1 F 1ではこれをどのように位置づけていたのでしょうか。

(回答)

ECCS（非常用炉心冷却系）は原子炉冷却材喪失事故が発生した際に、原子炉内に冷却水を注入して炉心を冷却することで炉心の損傷を防ぐことを目的とした設備の総称で、1 F 1の場合は高圧注水系（HPCI）、炉心スプレイ系（CS）、自動減圧系（ADS）が相当します。

ICは、通常時に使用する主復水器が何らかの理由で使用できなくなった時に使用する“非常用”の復水器です。ICはECCSに位置づけられる設備ではありません（配管破損等による冷却材喪失を想定した設備ではありません）が、通常使用される主復水器が使用不能な時にも原子炉を冷却する機能を確保するという点で、安全上重要な設備*となっております。

*発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（原子力安全委員会決定、平成2年8月30日）に基づき、ICはMS-1（異常状態発生時に原子炉を緊急に停止し、残留熱を除去し、原子炉冷却材圧力バウンダリの過圧を防止し、敷地周辺公衆への過度の放射線の影響を防止する構造物、系統及び機器）に分類

(2)たとえば地震発生後、津波到達以前の段階でICが起動し、運転員が冷却速度を調整しながら、何回か「弁」の開閉を行っておりますが、これは「通常系」としての操作であると理解してよいのでしょうか。

(回答)

原子炉停止後の崩壊熱の除去は通常であれば主復水器で行いますが、今回の事故では、地震による外部電源喪失により、主蒸気隔離弁（MSIV）が全閉するとともに、主復水器冷却用のポンプ（循環水ポンプ）が停止したことで、主復水器による崩壊熱の除去ができない状況となりました。

MSIV全閉に伴う原子炉圧力上昇のためICが自動起動し、その後ICを手動操作することで原子炉圧力を適宜調整しました。この操作は、主復水器による通常（平時）の操作ではありませんが、事故時の手順書に予め想定された範囲の操作です。

(3)この操作に関して運転員は事前の訓練を受けていたのでしょうか。

(回答)

運転員に対しては、ICについて事故時運転操作手順書等を用いた教育訓練を行うと

ともに、実操作としては、定期検査中の試験やプラント運転中の定例試験として、隔離弁開閉を中操において定期的に行っていました*。

今回、地震発生以降、津波到達までにおいて、中央制御室でICを使用して原子炉圧力の制御を問題なくできたことは、上述の教育訓練やOJTによりその系統・機能を十分理解し、習得した知識を活用した上での操作と考えております。

※具体的には、定例試験においては、運転中に実際に蒸気がICに流れ込むことがないような手順で各隔離弁を順番に開閉しその動作から系統が健全であることを確認していました。

(4)またこの操作により“ブタの鼻”から水蒸気が出ることはないのでしょうか。

(回答)

(3)でご回答したとおり、定例試験においては、運転中に実際に蒸気がICに流れ込むことがないような手順で各隔離弁を順番に開閉していることから、蒸気が外部に出ることはありません。

なお、ICが正常に作動している場合(隔離弁を開として、原子炉からの蒸気がICに流れ込み、凝縮されている状態)は、「ブタの鼻」から水蒸気が出ることとなります。

今回の場合、IC起動による水蒸気発生を直接確認しておりませんが、プラントパラメータの推移(具体的には、IC隔離弁の開閉操作に伴う原子炉圧力の変動)より、津波が到達するまでの間ICは正常に作動していたものと考えております。

(5)このとき、他の冷却系はどのように作動していたのでしょうか。

(回答)

1号機については、地震により原子炉が停止してから津波が襲来するまでの間、ICにて原子炉内からの崩壊熱除去を調節(手動にて隔離弁を開閉)することで問題なく原子炉圧力を制御できていたこと、また原子炉水位が安定していたことから、他の冷却系(ECCS)については起動しておりません。なお、ECCSの高圧注水系(HPCI)が自動起動可能であることを確認しておりました。

津波到達後は、全ての電源が喪失したことにより、ICを含め他の冷却系は全て機能喪失となりました。

(質問2)：

(1)津波が到達して全電源喪失となり、1F1の炉の冷却をICに頼らざるを得なくなりましたが、このような状況を東電は予め想定していたのでしょうか。すなわち「ECCS並みの安全系として」使用するシナリオが事前に作られていたのでしょうか。

(回答)

今回の事故のような直流電源も含めた全電源喪失は想定しておらず、それに対処するための手順書の用意や訓練は実施していませんでした。これはICに限らず、全てのECCS系についても想定はしていませんでした。

今回の事故では、全電源喪失によってICについても状態表示灯が消灯し、また中央制

御室の計器類も監視不能となったことから、ICの作動状況の把握が困難でした。また、全電源喪失によってICに隔離信号が発信され、各電源喪失の微妙なタイミング差によってICの隔離弁が閉動作する（系統使用不能になる）場合¹²がありますが、隔離弁の開閉状態を認識し、対応することは現実的に困難な状況でありました。

(2) また、このような状態に備えて運転員の訓練は行われていたのでしょうか。

(回答)

ICに関する訓練については質問1③の通りですが、直流電源も含めた全電源喪失を想定した訓練は行っておりませんでした。

(質問3)

ICの装置は1F1のほか原電敦賀1号機にも設置されております。原子力学会事故調の報告によれば、過去10年に2度ほど使用実績があり、運転員の事故訓練や、小型シミュレータによる教育訓練が行われていたようです。政府事故調の報告では1F1においてはこのような訓練が行われた形跡がありませんが、これは緊急時(事故時)におけるICの位置づけが異なっていたためなののでしょうか。

(回答)

ICに関する訓練については質問1③でお答えした通りであり、今回の事故においても、津波到達まではICを使用した原子炉圧力の制御（崩壊熱除去）が問題なくできておりました。しかしながら、今回の事故のような直流電源も含めた全電源喪失を想定した訓練は行っておりませんでした。

② ICのFail Safe設計について

(質問：平成25年8月27日、回答：平成25年9月11日)

(1) ICのFail Safe設計について、下記の理解でよいか、誤りはないかご確認ください。

◎IC系統全体として

○IC系統全体としては、特にFail Safe設計にはなっていない。

○IC配管等からの1次冷却材漏えいが生じた場合、これを検知して漏えいを止めるべく弁を閉めるというのは当然の設計上の配慮であり、これはFail Safe設計とは呼ばない。

◎弁そのものについて

○弁そのものはFail as Isに設計されている。

○弁の故障モードにも色々あるが、代表的な故障のひとつである駆動源(ICの弁の場合、電源)の喪失に対して弁が閉じている方が安全側であればFail Closeに設計してある

¹² ICに隔離信号が発信された時点で、IC隔離弁の駆動電源(外側隔離弁：直流電源、内側隔離弁：交流電源)がどの程度まで生きていたかによって、各隔離弁の開閉状態が異なります。例えば、隔離信号が発信されて隔離弁が閉動作を開始しても、全閉となる前に駆動電源が喪失した場合は、隔離弁は「開」の状態(全開ではない)で動作を停止します。

場合には、弁は Fail Safe に設計されていると言える。

○逆に、駆動源の喪失に際して弁が開いている方が安全側であれば、Fail Open に設計してあれば、この弁は Fail Safe に設計されていると云う。

○今回の IC の各弁は上記のどちらでもなく、Fail as Is なので、弁そのものは Fail Safe 設計ではない。

◎IC の漏えい検出系統について

○IC 配管等からの 1 次冷却材漏えいが生じた場合、これを検知して漏えいを止めるべく弁を閉める信号を発信するよう漏えい検出系を設けるとするのは当然の設計上の配慮であり、これは Fail Safe 設計とは呼ばない。

○漏えい検出系が故障した場合には、万が一、漏えいが生じても弁を閉める信号を発信できなくなり、危険である。そこで漏えい検出系が故障した場合には、万が一に備えて予め弁を閉める信号を発信してしまうというのが漏えい検出系の Fail Safe 設計である。

○今回のケースでは漏えい検出系の電源が失われると、自動的に弁を閉める信号を発信するよう設計してあったという点が Fail Safe 設計である。

◎弁閉信号と弁駆動との関係

○今回のような外部事象に起因する電源系の故障を除いて、一般的な電源系の故障に関して言えば、常用（外部）交流電源、非常用交流電源（DG）、直流電源の順に信頼性が高いと考えられる。

○漏えい検出系は直流電源、CV 外側の弁は直流電源、CV 内側の弁は交流電源を駆動源としている。

○従って、一般的に考えると漏えい検出系が故障（電源喪失）する際には、弁の駆動源は同時に（CV 外側）またはそれ以前（CV 内側弁）に駆動源を喪失している、つまり信号が発せられても弁は閉まらないのが普通と考えられる。

○こう考えると、「漏えい検出系の電源が失われると、自動的に弁を閉める信号を発信するという Fail Safe 設計」が有効なのは特殊なケース（例えば、漏えい検出系に繋がっている電線だけが切れる）だけでしか有効でなく、一般的に（多くの場合に）そうなるとは言えない。

（2）IC の Fail Safe 設計に関連し、下記の質問事項についてご教示下さい。

〔質問 1〕この「漏えい検出系の電源が失われると、自動的に弁を閉める信号を発信するよう設計」は、当初から意図的にそのように設計されていたのか？ それとも、意図的ではなく、何らかの理由でたまたま、そのような設計になっていたのか？（前述の通り、特殊なケースだけしか有効でないのに、わざわざ Fail Safe 設計にしたという点が疑問）

〔質問 2〕（意図的か否かは別にして）実態としてそのような設計になっているということが、事故当時東電の技術者（運転員、本店の事故対応者等）に認識されていたか（知識として持っていたか）？

〔質問3〕この「漏えい検出系の電源が失われ、自動的に弁を閉める信号の発信」は、A系だけでなく、B系でも同様に信号発信→弁の閉動作があったのか？

〔質問4〕各種事故調報告書によると、運転員はICが作動していないことに気付いた後、A系を動かそうと努力したことは読み取れるが、B系についても動かそうと試したのか？

〔質問5〕各種事故調報告書によると、2号機以下のRCICはFail Safe設計ではなく、Fail as Isに設計されていたと記載されているが、意図的に「漏えい検出系の電源が失われても、自動的に弁を閉める信号を発信することはしないよう設計」されていたのか？それとも、意図的ではなく、何らかの理由でたまたま、そのような設計になっていたのか？

〔質問5-2〕意図的に「漏えい検出系の電源が失われても、自動的に弁を閉める信号を発信することはしないよう設計」されていたのであれば、ICと設計思想を変えた理由は何か？

〔質問5-3〕意図的に設計思想を変えたのであれば、それを1号機のICにフィードバックしなかった理由は何か？

〔質問5-4〕2号機以下でも電源が落ちる順番、タイミングが違っていたら、弁が閉じていたという可能性はないか？

〔質問6〕ICやRCICの系統の配管の途中で空気作動弁は設けられていないと理解してよいか？

〔質問6-2〕もし空気作動弁が設けられている場合、空気作動弁はFail Closeではないか？

平成 25 年 8 月 27 日付日本学術会議原子力事故対応分科会
「福島第一原発事故調査に関する小委員会」松岡主査からの質問
(IC の Fail Safe 設計について) への回答

(1) IC の Fail Safe 設計について、下記の理解でよいか、誤りはないかご確認ください。

【回答 : IC の Fail Safe 設計】

IC 系は主復水器を使った通常の冷却が出来なくなった際（原子炉隔離時）に、崩壊熱によって原子炉で発生する蒸気を、非常用復水器（IC）に導き復水し、原子炉に戻すことで原子炉を冷却する系統です。IC 系で漏えいが生じると一次冷却材が失われますが、その場合には漏えいの発生を検知して、格納容器の内と外に設置された隔離弁を閉じ、漏えいを止めるように設計されています。この、漏えいがあつたら、漏えいを検知して、漏えいを止めること（隔離機能）に関して、Fail Safe 設計がなされています。

具体的には、漏えいがないことについて、故障等、何らかの支障が生じてしっかりと確認できない場合（電源喪失によって漏えい検知ができない状況も含む）には、実際の漏えいの有無にかかわらず、隔離信号（隔離弁を閉止するよとの信号）を発することとし、漏えいを防ぐ観点において安全側となるよう設計されています。

下記の「◎ IC 系統全体として」～「◎ IC の漏えい検出系統について」に関しては、概ね、記載されている理解で結構です。

◎ IC 系統全体として

- IC 系統全体としては、特に Fail Safe 設計にはなっていない。
- IC 配管等からの 1 次冷却材漏えいが生じた場合、これを検知して漏えいを止めるべく弁を閉めるというのは当然の設計上の配慮であり、これは Fail Safe 設計とは呼ばない。

◎ 弁そのものについて

- 弁そのものは Fail as Is に設計されている。
- 弁の故障モードにも色々あるが、代表的な故障のひとつである駆動源（IC の弁の場合、電源）の喪失に対して弁が閉じている方が安全側であれば Fail Close に設計してある場合には、弁は Fail Safe に設計されていると言える。
- 逆に、駆動源の喪失に際して弁が開いている方が安全側であれば、Fail Open に設計してあれば、この弁は Fail Safe に設計されていると云う。
- 今回の IC の各弁は上記のどちらでもなく、Fail as Is なので、弁そのものは Fail Safe 設計ではない。

◎ IC の漏えい検出系統について

- IC 配管等からの1次冷却材漏えいが生じた場合、これを検知して漏えいを止めるべく弁を閉める信号を発信するよう漏えい検出系を設けるとするのは当然の設計上の配慮であり、これは **Fail Safe** 設計とは呼ばない。
- 漏えい検出系が故障した場合には、万が一、漏えいが生じても弁を閉める信号を発信できなくなり、危険である。そこで漏えい検出系が故障した場合には、万が一に備えて予め弁を閉める信号を発信してしまうというのが漏えい検出系の **Fail Safe** 設計である。
- 今回のケースでは漏えい検出系の電源が失われると、自動的に弁を閉める信号を発信するよう設計してあったという点が **Fail Safe** 設計である。

◎ 弁閉信号と弁駆動との関係

- 今回のような外部事象に起因する電源系の故障を除いて、一般的な電源系の故障に関して言えば、常用（外部）交流電源、非常用交流電源（DG）、直流電源の順に信頼性が高いと考えられる。

【回答：電源の信頼性】

- ・ 非常用交流電源（DG による供給が可能な交流電源）は、通常は常用（外部ないし主発電機より供給）交流電源から供給を受け、常用交流電源が喪失した場合には、DG から供給を受ける。
- ・ 直流電源は、通常は非常用交流電源を充電器で直流変換し直流母線に給電するとともに蓄電池へ常時充電を行っている。非常用交流電源が電源喪失した場合には、蓄電池が無操作・無停電で直流母線に給電行う。

このような観点から、常用交流電源、非常用交流電源（常用交流電源喪失時に DG がバックアップ）、直流電源（非常用交流電源喪失時に蓄電池がバックアップ）の順に信頼性が高いと考えられます。

ただし、後述しますが、上記の一般的信頼性は、それぞれの電源から供給を受ける特定の機器（回路を含む）について、どれが先に停止（電源を喪失）するかを表すものではありません（上記の一般的信頼性の低い電源から共有を受ける機器が先に電源喪失する訳ではありません）。

- 漏えい検出系は直流電源、CV 外側の弁は直流電源、CV 内側の弁は交流電源を駆動源としている。

【回答：検出系及び弁駆動用の電源】

上記の通りで結構です。

- 従って、一般的に考えると漏えい検出系が故障（電源喪失）する際には、弁の駆動源は同時に（CV 外側）またはそれ以前（CV 内側弁）に駆動源を喪失している、つまり信号が発せられても弁は閉まらないのが普通と考えられる。
- こう考えると、「漏えい検出系の電源が失われると、自動的に弁を閉める信号を発信

するという **Fail Safe** 設計」が有効なのは特殊なケース（例えば、漏えい検出系に繋がっている電線だけが切れる）だけでしか有効でなく、一般的に（多くの場合に）そうなるとは言えない。

【回答：隔離信号が発せられても弁は閉まらない？】

- ・ 漏えい検出回路が想定通り作動しない原因としては、検出回路の地絡、断線等、漏えい検出回路レベルでの故障の他、漏えい検出回路に電源を供給する母線の喪失などが考えられます。このような弁駆動電源の健全性に波及しない故障に対して、漏えいを防ぐという観点から安全側に、隔離信号を発し、弁を閉動作させるものです。
- ・ 今回の事故では、津波の影響で、IC が設置された 1 号機では、直流電源、交流電源がことごとく喪失し、漏えい検出に用いている電源、弁駆動に使う電源がともに喪失しましたが、今回のケースを以て、一般的に、「(検出系の電源が喪失している時には、弁駆動用電源も喪失しているのだから) 信号が発せられても弁は閉まらないのが普通」と考えるのは適切ではありません。
- ・ 「漏えい検出回路の電源喪失時に、弁駆動電源が活着しているのは特殊なケースか」というと、決してそのようなことはありません。電源の信頼性について、蓄電池がバックアップしているという観点から、直流電源が非常用交流電源より信頼性が高いとしましたが、このことを以て、特定の機器（回路を含め）への電源供給の信頼性を一律に考えることはできません。

極端な例ですが、電源母線と各機器（回路を含め）を接続する開閉器（breaker）が開放すれば、電源一般の信頼性にかかわらず、当該の機器（回路を含め）への電源供給は停止します。

直流電源の供給を受けるある機器（回路を含め）への電源供給が停止した状況でも、直流電源全体、あるいは非常用交流電源も含めて喪失しているという特殊な状況でなければ、直流電源の供給を受ける他の機器（回路を含め）、あるいは非常用交流電源の供給を受ける機器（回路を含め）は電源供給を受け続けるというケースが、むしろ一般的です（今回は全ての電源を喪失したため、機器（回路を含め）全体の機能喪失になってしまいましたが、一般的には、電源全体が喪失するような事態でなければ、故障波及を限定するように開閉器（breaker）が開放されるため、機器（回路を含め）は限定的に機能を喪失します）。

(2) IC の **Fail Safe** 設計に関連し、下記の質問事項についてご教示下さい。

〔質問 1〕この「漏えい検出系の電源が失われると、自動的に弁を閉める信号を発信するよう設計」は、当初から意図的にそのように設計されていたのか？ それとも、意図的ではなく、何らかの理由でたまたま、そのような設計になっていたのか？（前述の通り、特殊なケースだけしか有効でないのに、わざわざ **Fail Safe** 設計にしたという点が疑問）

【回答】

漏えいがないことについて、故障等、何らかの支障が生じてしっかりと確認できな

い場合（電源喪失によって漏えい検知ができない状況も含む）には、実際の漏えいの有無にかかわらず、隔離信号（隔離弁を閉止するよとの信号）を発し、漏えいを防ぐ観点において安全側となるよとの発想に基づいて意図的に設計されたものです。

特殊なケースでしか有効でないとの指摘が当てはまらないことについては、前述のとおりです（今回発生したのが直流、交流同時の全電源喪失だったため、隔離が達成されるか否かが各電源喪失のタイミングに依存する状況となりましたが、部分的電源喪失ではI C系の隔離が達成されます）。

〔質問2〕（意図的か否かは別にして）実態としてそのような設計になっているということが、事故当時東電の技術者（運転員、本店の事故対応者等）に認識されていたか（知識として持っていたか）？

【回答】

配管が破損した場合に一次冷却材の漏出が考えられる系統について、漏えい検出回路が電源を喪失すると、安全側に隔離信号（弁閉止信号）が出される設計がなされていることは認識されていました。

今回の事故では、直流も含め全電源が喪失しました。漏えい検出回路の電源（直流）が喪失した時点で各弁の駆動電源が既に喪失していればその弁は動かず、漏えい検出回路の電源（直流）が喪失した時点で各弁の駆動電源が生きていればその弁は閉動作をすることから、弁の開閉状態は各電源喪失の微妙なタイミングに拠るという状況でした。さらに、全電源喪失のため、中央制御室における機器の状態表示灯も消灯しており、表示灯による機器の状態確認ができない状況でした。このようななか、弁の開閉状況を把握することは現実的に困難でした。

津波により電源を喪失した後、一時的にA系の直流電源が復旧し、通常開である隔離弁(MO-2A)の表示ランプが閉表示していたことから、運転員は電源喪失によりICの隔離信号が発信され閉弁した可能性を考えていました。

〔質問3〕この「漏えい検出系の電源が失われ、自動的に弁を閉める信号の発信」は、A系だけでなく、B系でも同様に信号発信→弁の閉動作があったのか？

【回答】

直流電源喪失によってB系についても隔離信号が発信されたと考えています。格納容器外側隔離弁(MO-2B、3B)については、後日、目視にて確認し、全閉であることが確認されています（MO-2Bは隔離動作による閉と考えられます）。

内側隔離弁(MO-1B、4B)については、格納容器内に設置されており目視にての確認はできていませんが、過渡現象記録装置データ分析（本年5月10日公表）の結果、隔離信号発信と同じ頃、駆動電源（交流）が喪失し、弁は開状態を維持した可能性が高いと考えています。

[質問4]各種事故調報告書によると、運転員はIC が作動していないことに気付いた後、A系を動かそうと努力したことは読み取れるが、B系についても動かそうと試したのか？

【回答】

IC(A)については、発災当日18時過ぎにIC(A)の格納容器外側隔離弁(2A、3A)の電源(直流電源A系)が一時的に復旧したことから中央制御室からIC(A)について起動を試みたものです。

IC(B)については、当時、電源が失われたままで操作ができず、機器の状態(弁の開閉状態)についても把握することはできておりませんでした。

[質問5]各種事故調報告書によると、2号機以下のRCICはFail Safe設計ではなく、Fail as Isに設計されていたと記載されているが、意図的に「漏えい検出系の電源が失われても、自動的に弁を閉める信号を発信することはしないよう設計」されていたのか？それとも、意図的ではなく、何らかの理由でたまたま、そのような設計になっていたのか？

【回答】

2号機以降のRCICは、漏えい検出系の電源喪失時に隔離信号を発信しない設計となっています。具体的には、漏えい検出回路が、通常(隔離が不要な時)は通電されてなく、漏えいを検出した時に、(例えば、過流量(差圧)を検知するスイッチがONすることで)通電するような構成とされています。そして、漏えい検出回路が通電したことを受けて(a接点を介して、漏えい検出回路から弁駆動制御回路に信号が受け渡され)、弁に対して閉信号が発信されるような構成になっています。このため、漏えい検出回路自体の電源が喪失すると、弁に対して閉信号が発信されることはありません。

これに対して、1号機のICは、漏えい検出系の電源喪失時に隔離信号を発信する設計となっています。具体的には、漏えい検出回路が、通常(隔離が不要な時)に通電されていて、漏えいを検出した時に、(過流量(差圧)を検知するスイッチがOFFすることで)通電が途絶える構成とされています。そして、漏えい検出回路の通電が途絶えたことを受けて(b接点を介して、漏えい検出回路から弁駆動制御回路に信号が受け渡され)、弁に対して閉信号が発信される構成になっています。このため、漏えい検出回路自体の電源が喪失すると、弁に対して閉信号が発信されます。

上記の設計の相違は、ICとRCICの果たす役割の違いによるものです。

ICは、原子炉隔離時に冷却機能を果たす設備ですが、注水機能をもたないことから、漏えい検出回路に異常が発生した際には、系統の隔離を優先し、隔離弁に対し閉信号を発信する設計としています。一方、RCICはECCS系ではないものの、原子炉隔離時に注水機能を有する設備であるため、漏えい検出回路に異常が発生した際にも、注水を優先し、隔離弁に対し閉信号を発信することのない設計としています(実際の漏えいが確認されれば手動で閉操作ができます)。

〔質問5-2〕意図的に「漏えい検出系の電源が失われても、自動的に弁を閉める信号を発信することはしないよう設計」されていたのであれば、IC と設計思想を変えた理由は何か？

【回答】質問5に回答済

〔質問5-3〕意図的に設計思想を変えたのであれば、それを1号機のIC にフィードバックしなかった理由は何か？

【回答】質問5に回答済

〔質問5-4〕2号機以下でも電源が落ちる順番、タイミングが違っていたら、弁が閉じていたという可能性はないか？

【回答】

当時、原子炉冷却手段として、暫時、利用可能であった原子炉蒸気駆動のRCIC（2、3号機）、HPCI（3号機）は、双方とも漏えい検出回路の電源喪失によっては隔離信号を発信することのない設計とされています（理由については、質問5-1への回答に記したとおり）。したがって、電源喪失した場合にも、漏えい検出回路の電源と弁の駆動電源が喪失するタイミングの違いによって弁の開閉状態が異なるといった問題は発生しません。

〔質問6〕IC やRCIC の系統の配管の途中に空気作動弁は設けられていないと理解してよいか？

【回答】

系統を構成する主たるライン（原子炉からの蒸気取出ライン、復水ないし注水を原子炉へ送るライン）には空気作動弁は設けられていません。

（注）RCIC の原子炉注水ラインに空気駆動機構をもつ逆止弁（試験可能逆止弁）が設置されています。当該弁は通常の逆止弁（順流に対してのみ弁が開く）に、試験を行うために空気駆動機構を付加したものです（圧縮空気を送気することで弁体をリフトし開弁し、送気を停止し自重で閉弁することによって、弁が固着していないことを確認する）。

〔質問6-2〕もし空気作動弁が設けられている場合、空気作動弁はFail Close ではないか？

【回答】

空気作動弁の設置については質問6への回答のとおりです。

なお、空気作動弁については、ばね力に抗する空気圧を使って、通常時に弁を開維している場合と閉維持している場合があり、前者は空気圧喪失時に閉（Fail Close）になり、後者は空気圧喪失時に開（Fail Open）になります。例えば、原子炉緊急停止系

ではスクラム弁として空気作動弁が Fail Open で使用されており、主蒸気隔離弁等は空気作動弁が Fail Close で使用されています。

以上

[10] 日本原子力発電（株）へのヒアリング

「敦賀1号機における非常用復水器（IC）に関するお問い合わせ」に対する回答

平成25年9月4日
日本原子力発電株式会社

質問1. 1F1におけるICについては、政府事故調によれば、これを実際に稼働した実績がないことが報告されておりますが、貴社におかれてはこの装置をどのように位置づけ（安全系か非安全系かなど）どのような事態において使用するものとされていたのでしょうか。またこの装置を使用した実績があれば可能な範囲でご回答ください。（稼働開始以来〇〇回、あるいは最近10年で××回等）

【回答】

非常用復水器（Isolation Condenser）は、主復水器が利用できない場合（タービントリップ時にタービンバイパス弁の開放失敗、主復水器真空低下、主蒸気隔離弁閉鎖時等、主復水器へ蒸気を導くことが出来ない場合）に使用する復水器であり、原子炉の崩壊熱除去及び減圧・冷却を行うことを目的とし、安全系の設備として位置付けられています。

運転手順書においては、ICの使用方法について以下のように定められています。

- ・非常時運転手順書Ⅰ※1：（主蒸気逃し安全弁（SRV）動作状況確認後）ICにより減圧冷却
 - ・非常時運転手順書Ⅱ※2：IC又はSRVにより減圧冷却
- ※1：非常時運転手順書Ⅰ：事象ベース（設計基準事象）を対象としており、「原子炉スクラム」「再循環ポンプトリップ」「給水喪失」等の項目で構成されています。
- ※2：非常時運転手順書Ⅱ：徴候ベース（多重故障等の設計基準事象を超える事象）を対象としており、事象ベースと異なり、事故の徴候（パラメータ変化）に応じて対処するように「原子炉制御」「格納容器制御」等で構成されています。

使用実績については以下のとおりです。

過去10年間（平成13年から平成23年）における非常用復水器の使用実績を示す。

（1）平成15年12月19日

敦賀発電所1号機 送電線系統の擾乱による原子炉自動停止

(2) 平成16年6月8日

敦賀発電所1号機 タービン弁試験における加減弁急速閉による原子炉自動停止

質問2. ICに対する訓練およびマニュアルの整備状況についてお教えてください。

【回答】

運転員は班単位で毎月事故訓練を実施し、非常用復水器の機能などについては机上訓練として教育しています。

手順書に基づいた操作等については、模擬操作として実際の制御盤を用いた訓練を実施しています。また、非常用復水器が模擬された小型シミュレータを用いた訓練も定期的に行っています。

手順書については、原子炉設備運転手順書に「非常用復水器系」として、運転操作に係る手順が整備されています。また、非常時運転手順書等において、外部電源喪失等の運転時の異常な過渡変化発生時における操作手順が整備されています。

さらに、1F事故後において、全交流電源喪失と海水冷却機能喪失が重畳した場合の対応手順として「電源機能等喪失手順書」を整備しました。この手順書では、バッテリーの消費電力を抑制すること及びICによる冷却を維持することを目的とし、作動させたICの状態をそのまま維持することとしています。

質問3. 1F1では津波による長時間の全電源喪失およびICが制御電源（直流）の喪失に対して自動的に弁を閉じるフェールセーフ構造となっていたことがICが働かなかった理由と考えられておりますが、もし同様の状況が敦賀1号機において発生した場合、ICを稼働させることは可能であったでしょうか。

【回答】

敦賀1号機も1F1と同様に、非常用復水器の制御電源（直流）が喪失した場合は、交流電源で駆動する電動弁が自動的に閉止するフェールセーフ構造となっています。

現状においては、福島事故を踏まえて電源車を配備しており、仮に1F1と同様の状況になった場合でも、速やかに交流電源、直流電源を復帰させた後、非常用復水器を稼働させることが可能です。

以上

<参考資料3> 地震発生後の配管破損事故の有無に関する参考資料

[2] 国会事故調：参照：[国会事故調報告書、結論と提言、p.13]

[3] 政府事故調：参照：[中間報告 IV. 1 (3) 地震発生直後の IC 配管の破断可能性、p.27]

[4] 民間事故調：参考：[第1部第8節事故後に行われた解析、その他の注目すべき事項、p.37]

[5] 東京電力事故調：参照：[本報告書2. 福島原子力事故の概要、2. 4 事故調査の内容と本報告書の構成、p.4] [本報告書3. 東北地方太平洋沖地震の概況と地震・津波への備え、3. 2 発電所を襲った地震の大きさ、p.8] 等

[2] 国会事故調：参照：[国会事故調報告書、結論と提言、p.13]

東電は事故の主因を早々に津波とし、「確認できた範囲においては」というただし書きはあるものの、「安全上重要な機器は地震で損傷を受けたものはほとんど認められない」と中間報告書に明記し、また政府も IAEA に提出した事故報告書に同趣旨のことを記した。直接的原因を、実証なしに津波に狭く限定しようとする背景は不明だが、既設炉への影響を最小化しようという考えが東電の経営を支配してきたのであって、ここでもまた同じ動機が存在しているようにも見える。あるいは東電の中間報告にあるように、「想定外」とすることで責任を回避するための方便のようにも聞こえる。当委員会の調査では、地震のリスクと同様に津波のリスクも東電及び規制当局関係者によって事前に認識されていたことが検証されており、言い訳の余地はない。

[3] 政府事故調：参照：[中間報告 IV. 1 (3) 地震発生直後の IC 配管の破断可能性、p.27]

地震発生後、全電源喪失まで、1号機の原子炉圧力、水位、温度等のパラメータはチャートに自動記録されている。1号機は地震発生まで異常なく運転を続けており、パラメータは地震前から継続的に記録されていた。また、これらのパラメータは、地震発生直後の当直におけるプラント対応と整合的であり、特に矛盾点は見当たらない。したがって、現時点で、パラメータの正確性に疑問を差し挟む余地はない。

主要なパラメータの推移

東京電力公表のパラメータによれば、3月11日14時46分頃に東北地方太平洋沖地震が発生した直後、1号機について、主蒸気隔離弁が閉止し、原子炉圧力が上昇し、7MPa gage を超えている。しかし、同パラメータによれば、1号機の原子炉圧力は、同日14時52分頃から約4.5MPa gage まで急降下した後、再びV字を描くように7MPa gage を超えるまで急上昇し、それ以降、同日15時30分頃までの間、合計3回にわたり、おおむね6MPa gage から7MPa gage の間で下降・上昇を繰り返している。また、同パラメータによれば、原子炉水位は、A系及びB系ともに、同日14時46分頃以降、ほぼ原子炉圧力と同様の下降・上昇の傾向を示している。

原子炉圧力及び原子炉水位からの推論

パラメータの推移は、3月11日14時52分頃にICのA系及びB系がいずれも自動起動し、同日15時3分頃に当直が一旦両者を止めた上で、A系のみを起動し、その後、同日15時17分頃以降、合計3回にわたり、A系の隔離弁を開閉して原子炉圧力を制御していたことを示している。この事実から、この時点においては、ICの隔離弁が操作どおりに開閉し、ICが正常に作動していたことと、原子炉圧力容器の圧力が保たれ、ICの隔離弁の開閉に伴って圧力が上下していたことが認められる。仮に、地震動によりICの配管が破断した場合、その破断箇所が隔離弁により原子炉圧力容器から隔離されている場所に生じた場合を除いて、破断箇所から蒸気漏れが生じ、原子炉圧力及び原子炉水位が急激に低下すると考えられる。

フェールセーフ機能からの推論

ICの隔離弁は、A系及びB系の配管にそれぞれ、原子炉格納容器内側に二つ、原子炉格納容器外側に二つ設けられているが、それぞれの配管には、IC配管のL字部分の外側と内側の圧力差から配管破断を検出する回路（「破断検出回路」）が設けられている。破断検出回路が配管破断を検出すると、破断検出回路のスイッチが切れて電気が流れない状態になる一方で、各隔離弁を閉とするための回路（「弁駆動（閉）用制御回路」）にスイッチが切り替わって電気が流れるようになり、さらに、各隔離弁の閉駆動用モーターに電流が流れることにより、開状態となっている隔離弁が全て閉となる仕組みになっている。地震発生時、ICについて、通常どおりコントロール・スイッチを「AUTO」にして制御しており、閉となっている戻り配管隔離弁を除き、いずれも開状態にあったが、これらの開状態にあった隔離弁は、「蒸気管差圧高」の信号が発信されれば、いつでも閉動作できる状況にあった。また、地震発生後、津波到達までは少なくとも被水によって破断検出回路、弁駆動（閉）用制御回路の電源が失われる状況にはなかったから、当時、IC（A系、B系）については、フェールセーフ機能が正常に作動し得る状態にあったと考えられる。仮に、地震動によってIC（A系、B系）配管に破断が生じていれば、破断検出回路に「蒸気管差圧高」信号が発信されることになるので、IC（A系、B系）が自動起動するとは考え難い。

記録・当直担当者の行動等からの推論

地震発生直後の当直におけるプラント制御に関する対応の中で、地震発生直後にIC配管が破断したことをうかがわせる事実は認められない。津波到達後の当直の行動を見ると、1号機原子炉建屋内に立ち入り、ディーゼル駆動消火ポンプの起動確認や消火系ライン構成のための弁操作その他の必要な作業に従事している事実が認められる。仮にIC配管が破断した場合には、破断箇所から原子炉圧力容器内の放射性物質が大量に漏れ出し、1号機原子炉建屋やタービン建屋内は高線量に見舞われることになり、このような当直員の生死にも関わる事態が生ずれば、その後の対処にも大きな影響を及ぼすことになると思われる。当直の行動を見る限り、ICの機能を大きく損なうような重要な配管破断はなかったと考える方がむしろ自然である。

[4] 民間事故調:参考:[第1部第8節事故後に行われた解析、その他の注目すべき事項、p. 37]

1号機のIC系の配管については、電源喪失前後にIC系配管の破断警報が出た記録があることから、破断しているのではないかとの指摘があった。しかしこれは、破断検出回路が電源喪失したことが原因とみられる。圧力制御室については、地震動が圧力制御室に伝わり、さらに圧力制御室のプール水に伝わって振動するため、非常に複雑な解析を要する。地震発生時に1号機では圧力制御室水位のチャートが動いていなかった点があり、チャートから読み取れるプラントパラメータからの類推だけからでは、破損していないことを証明できない。したがって、地震により破損しているとは考え難いとはいえ、地震計の測定結果に基づいた動荷重の解析が実施されることが望ましい。

[5] 東京電力事故調:参照:[本報告書2. 福島原子力事故の概要、2. 4 事故調査の内容と本報告書の構成、p. 4] [本報告書3. 東北地方太平洋沖地震の概況と地震・津波への備え、3. 2 発電所を襲った地震の大きさ、p. 8] 等

プラント情報を記録する媒体としては、運転員による記録の他、チャート、警報発生記録、過渡現象記録装置等が挙げられる。これらは、プラントの状態を示すものであり、設備の健全性を評価するための重要な情報となっている。今回、津波の影響によりほとんどの計器電源等も喪失したため、情報は限定的であるが、その多くは津波襲来までのプラント状態を示している。高圧注水設備（非常用復水器、原子炉隔離時冷却系）が、問題なく動作していると判断され、特に異常は認められない。主蒸気流量、格納容器圧力・温度、格納容器床サンプル水位のチャートから、配管の健全性についても、異常はないと考えられる。

小規模LOCAについて、独立行政法人原子力安全基盤機構の解析は、「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」（平成24年3月、原子力安全・保安院）に報告されている。原子力安全・保安院報告書は、小さな配管破断についての可能性を指摘したのではなく、むしろ、かなり小さな漏えい（保安規定において運転継続が許容される程度の漏えい（0.23m³/h 相当の漏えい））についても、今回の事故時に実際に見られた原子炉格納容器圧力の挙動から、発生の可能性は低いとしている。

<参考資料4> 非常用交流電源喪失の原因に関する参考資料および津波到達時刻検討

[2] 国会事故調報告書（東京電力福島原子力発電所事故調査委員会、2012年9月30日）

① 国会事故調参考資料 p64 注 15

東京電力 H23.5.16 公表プラントデータ、日誌記録 f1_4_Nisshi1_2.pdf には D/G1B の停止時刻が 15 時 37 分と記載されているのみ。なお、運転日誌の原本には「1A はいつ？」と手書きで記載されている。

② 国会事故調報告書 p227 注 153

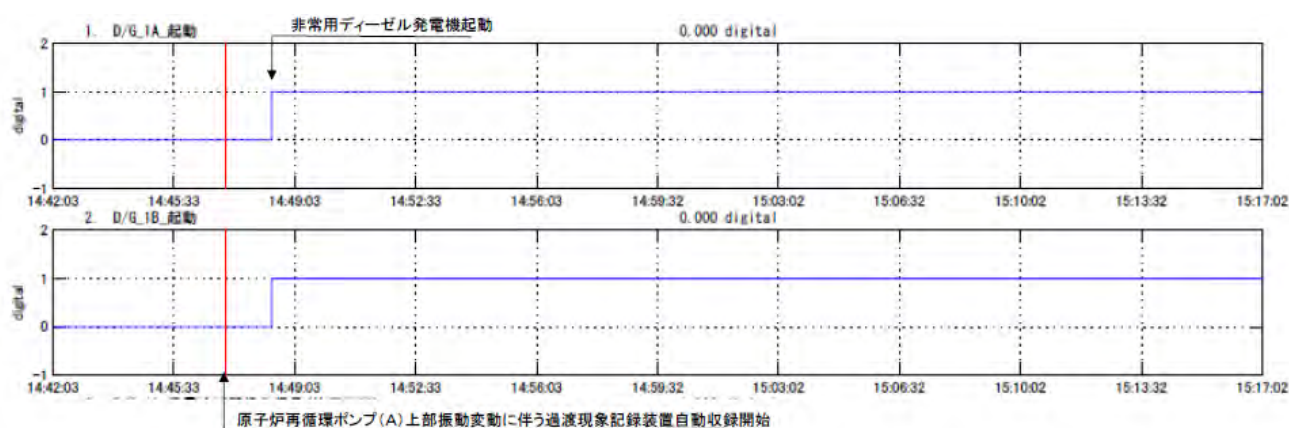
国会事故調査委員会のヒアリングで、1号機北側の汐見坂下の駐車場において PHS で時刻を確認したのが 15 時 39 分で、その後第 2 波が 10m 盤に遡上してきたので汐見坂を上って避難したと述べる者がいる。

③ 国会事故調報告書参考資料 p64～65、注 15

ヒアリングは H24.4.24 ビレッジにて実施。

[5] 東電事故調査報告書（福島事故調査報告書、東京電力、2012年6月20日）

① 東京電力事故調査報告書添付 6-1(3)(2/2)の図



上図より、記録開始後 15 時 02 分で終了していることがわかる。

④ 東電事故調査報告書 105 ページ

地階に設置された非常用発電機への浸水は非常用 D/G 給気ルーバー、建屋出入り口、機器ハッチを通じての経路であるとしている。D/G 1A が設置された部屋は周囲が囲まれた配置であることと、国会事故調参考資料 p78～80 の記述から、D/G 1A、D/G1B 本体が被水によって停止したとすると、A が先ということは有り得ない。したがって配電盤被水が原因で双方が停止したと考えられる。

⑤ 東電事故調査報告書 108 ページ

「今回の津波襲来により、1号機から5号機までは常用系、非常用系の高圧電源盤 (M/C) がすべて被水しており、仮に外部電源や非常用 D/G が機能していたとしても電力を必要とする機器に供給することができない状況であった。

また、低圧電源盤 (P/C) についても大半が被水しており、高圧電源車などの接続可能な箇所は限られてしまう状況であった。直流電源盤の被害については、1号機、

2号機及び4号機で被水したが、3号機、5号機及び6号機では被水していない。3号機、5号機及び6号機の直流電源盤は、タービン建屋の中地下階に設置されていたことで浸水被害が及ばなかったものと推定される。」

[9] 東京電力へのヒアリング

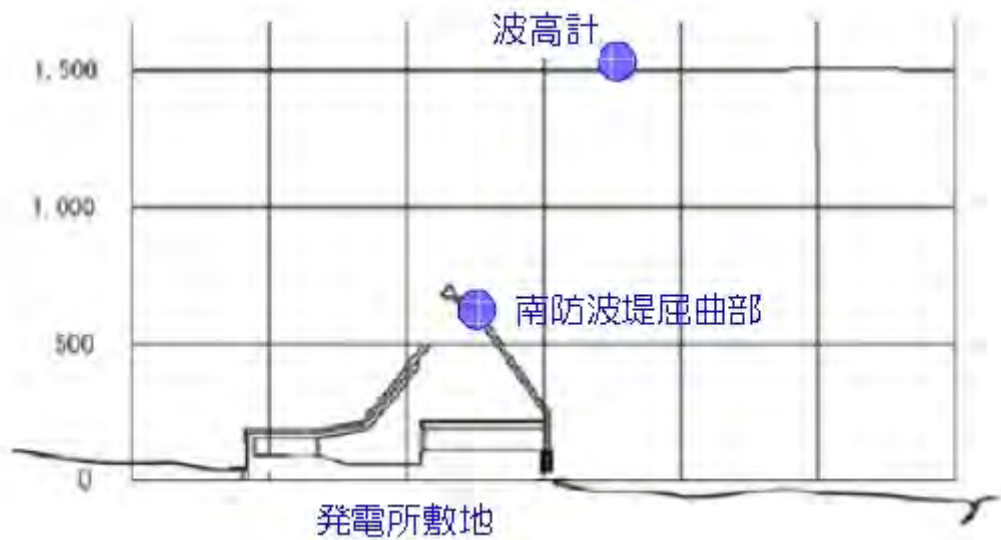
① 平成25年6月6日東京電力原子力・立地本部部長福田俊彦氏よりの回答。

「津波を撮影したカメラは、当時の混乱の中で所在不明となっており、現在も見つかっておりません。従って、カメラの内部時計の校正はできない状況です。」

その後、東京電力は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へ10月7日に報告した資料において、カメラ画像中の津波が南防波堤屈曲部へ到達した時刻を15時34分55秒～15時35分16秒と推定し、他の画面の時刻を推定している。その結果、第二波（最大波）が10m盤に遡上した時刻を15時36分後半と推定している。

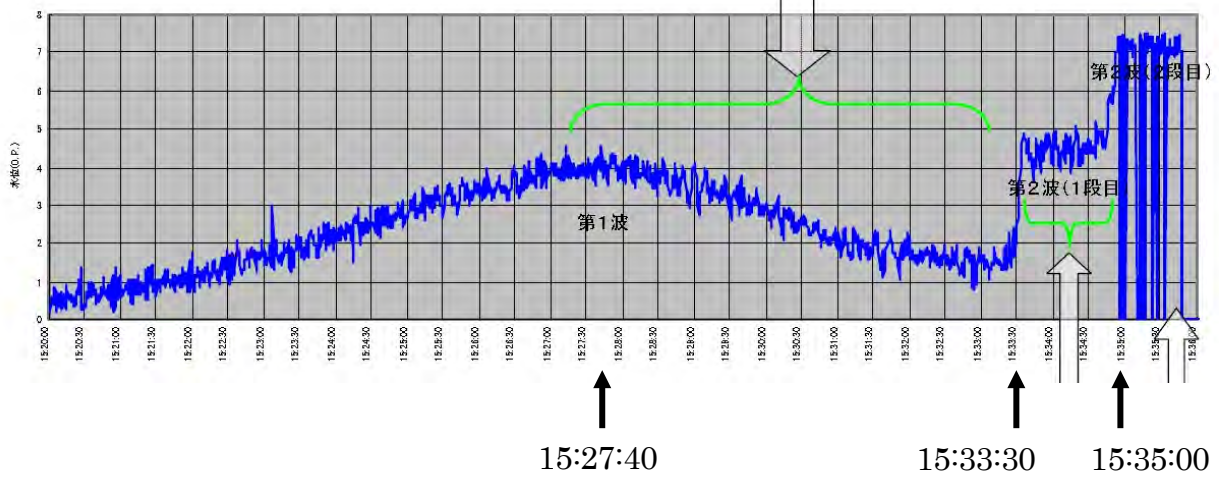
[14] その後の公表データ

- ①東京電力 H25. 5. 10 発表の参考資料“東電 handouts_130510_09-j. pdf”、1F1号機過渡現象データ：<http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/index10-j.html> の画面中にて6. 過渡現象記録装置データ（参考資料）過渡現象記録装置追加データ[2013年5月10日追加分] 1号機 その5 fl_6_Katogenshotsuika1-05_csv の数値データより確認。
- ②東京電力「東京電力福島第一原子力発電所事故発電所敷地への津波到達時刻について」原子力規制委員会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説明資料（2013年10月7日）
- ③東京電力、新潟県：福島事故検証課題別ディスカッション第三回資料（2014年4月28日）
- ④東京電力「福島第一原子力発電所に来襲した津波の敷地到達時刻について」（2014年4月28日）
- ⑤伊東良徳、「津波の福島第一原発1号機敷地遡上時刻について 東京電力主張との対比検討 改訂版」、新潟県：福島事故検証課題別ディスカッション第三回資料（2014年4月28日）



図参 4-1. 波高計位置 (②資料より)

最大波高が 15 時 35 分開始であることが確認できる。



図参 4-2. 波高計の津波データ (③資料より)



図参 4-3. 写真 2 (東電が撮影した 44 枚の一連の写真の第 2 番目、②資料より拡大)



図参4-4. 写真5 (写真2より4分26秒後、②資料より拡大)

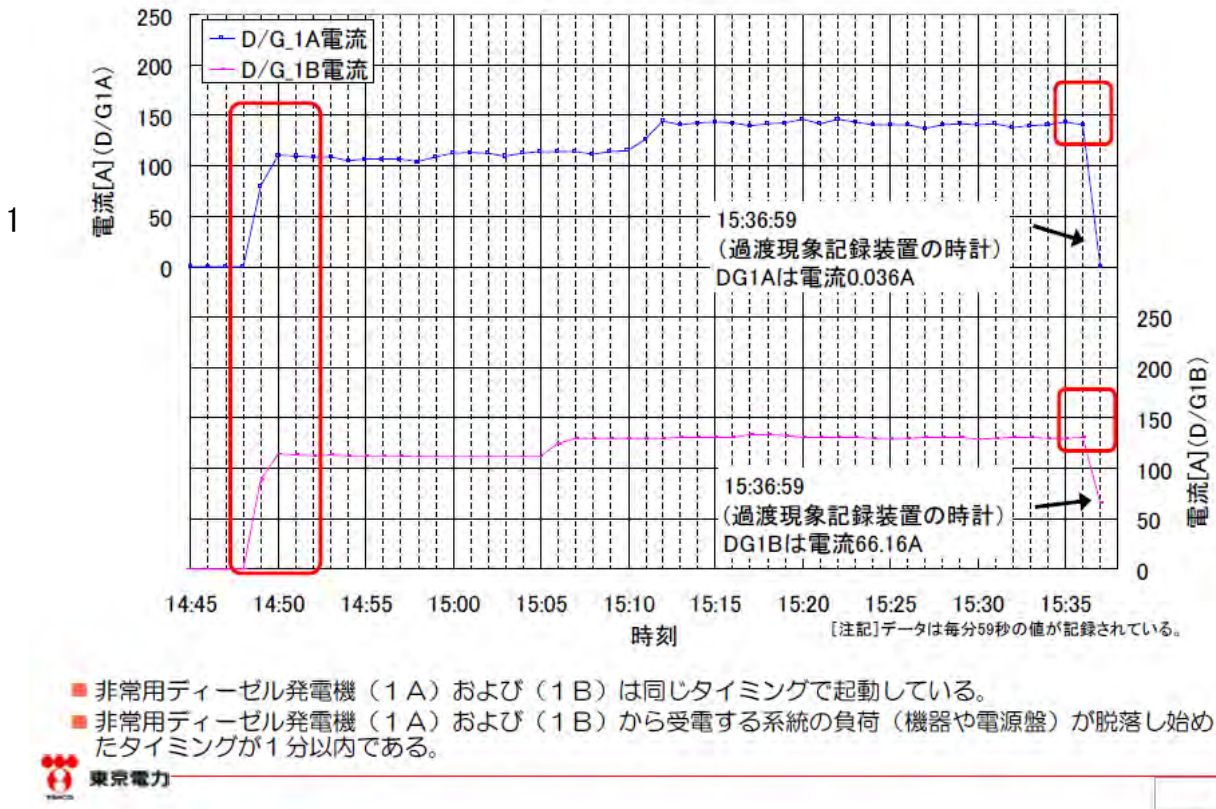


図参4-6. 写真8 (最初に白波が立った瞬間、写真2より5分46秒後)



図参4-7. 写真17: 4号機周辺水没時 (写真8より1分50秒後)

福島第一1号機 非常用ディーゼル発電機 電流データ
(2011年3月11日)



図参 4-8. 1号機非常用発電機電流喪失の記録 (①資料より)

津波敷地到達時刻推定の検討

図参 4-2 の波高計位置の測定データより、第一波のピークは 15 時 27 分 40 秒、第二波第 1 段目の開始が 15 時 33 分 30 秒、第 2 段目の開始が 15 時 35 分 00 秒であることがわかる。各ピーク間の時間差はそれぞれ 5 分 50 秒、1 分 30 秒となっている。なお、波高計の時刻は原子炉サイトに置かれた地震計による地震動波形との比較から正確であることが確認されている[14]②。

図参 4-3, 4, 5 に津波の写真を示す。写真 2 では南防波堤屈曲部高さ (5.5m) 近くまで水面が上昇していることがわかる。ちなみに第一波の波高は 4.5m である。写真 5 は写真 2 より 4 分 26 秒後であるが南防波堤屈曲部および手前の南防波堤のところで水面が大きく低下していることが見て取れる。写真 2 から写真 5 は第一波の水位減少局面であることがわかる。更に 1 分 20 秒後に手前の堤防側面の水位は低下したまま南防波堤屈曲部付近で堤防高さを超える津波が押し寄せている。これは第二波第 1 段目の到達と判断できる。

第一波は図参 4-2 よりわかるように長周期の波であるため、定点で観測していると水位上昇が緩やかな状況となる。さらに岸からの反射波とで干渉を起し、第一波の最大水位と第二波第 1 段目との時間差は沖合い波高計位置での時間差より広がりとのシミュ

レーション解析もある[14]④。この場合第一波最大水位と第二波第1段目の間隔は約1分50秒増加する。その結果、第一波の影響による最高水位は写真1（写真8の6分20秒前）以前であると考えられる。第二波第1段目の波高は5m弱で第一波と大差ないが、段階状の波であり水深が浅くなり波高が高くなるとともに波頭の崩れが発生している。写真8の白波を第二波第2段目とするとこれの1分30秒前（写真5がこれに近い）に写真2と同等以上の水位上昇が存在していなくてはならないが、これは認められない。

波高計位置から南防波堤屈曲部までは直線距離で1000mであるが、津波の波面方向を考慮して津波波面の垂直方向で考えると800mの距離となる。この間を全水深（＝静水深＋津波高さ：4.5m）を用いて伝播時間をグリーンの法則（注）に従って計算すると69秒となる。

以上のことから写真8の絶対時刻は15時34分39秒と推定できる。

これに対して、元国会事故調協力調査員の伊東弁護士は、岸からの反射波を考慮した「重複波」を考えず、写真8を第二波2段目として津波到達時刻を算出している[14]⑤、⑥。写真8を第二波2段目（15時36分15秒）とすると写真5近辺が第1段目となるが、前述の様に水位上昇量が写真2に及ばない。また写真8以降写真15までの1分22秒間、防波堤の一部が見える状態が続いていて、第2段目の大きな津波が到達した状況とは言い難い。写真16から写真18までの22秒間で、4号機周辺がみるみる水没する状況が見られ、この時点で第2段目が来たと判断するのが妥当と考える。従って伊東弁護士の写真の解釈では説明しきれない事象があると判定した。

図参4-7に4号機周辺が水没した時点の写真を示す。写真8から1分50秒後であるので、4号機に津波が到達したのは15時36分29秒と推定できる。

津波速度は水深が浅くなるほど遅くなるため、海岸に迫ってくる時は沖合での向きとは異なり海岸線に平行となる傾向がある。しかし、東電撮影の写真15、16を比較すると手前の東波除堤では一度に波が被らず、南から北へ約380mの距離を約14秒要して冠水している。このことより約500m離れた1号機には4号機の約18秒後に津波が到達したと推測される。したがって1号機への津波到達時刻は15時36分47秒前後と推定する。

なお、以上の推測値はすべて誤差の幅を持っており秒の精度を保証するものではないが、説明の都合上点推定値（秒単位）による表示を行った。

注：津波波速（ c ）の近似式は $c=(gh)^{1/2}$ で与えられる。全水深 h は $H_2/H_1 = (h_1/h_2)^{1/4}$ （グリーンの法則）を用いて計算。 H, h は津波波高及び静水深で、サッフイクス1は初期値、2は任意の位置での値。 $H_1 = 4.5\text{m}$ 、 $h_1 = 13\text{m}$ （波高計位置での静水深）。全水深（ h ）= $H_2 + h_2$ を用いて $c=(gh)^{1/2}$ より各水深での津波速度を計算する。