

東京電力福島第一原子力発電所  
事故の分析 中間報告書

平成26年10月8日

原子力規制委員会

## 目次

I. 検討の経緯・目的	1
II. 原子力規制委員会での検討	
1. 今回報告書の検討事項	2
2. 検討の体制及び実施方法	3
III. 個別課題の検討結果	
1. 1号機での小規模漏えいの発生	5
2. 1号機 A 系非常用交流電源系統の機能喪失	13
3. 1号機原子炉建屋 4 階での出水	38
4. 1号機において小規模漏えいの発生により逃し安全弁が不作動となった可能性	57
5. 1号機非常用復水器の作動状況	65
6. 3号機使用済燃料プール内の臨界の可能性及び白煙の発生	83
7. 4号機原子炉建屋における水素爆発	98
IV. 今後の進め方	121
参考 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について	122

## I. 検討の経緯・目的

平成23年3月11日、東京電力株式会社（以下「東京電力」という。）福島第一原子力発電所は、東北地方太平洋沖地震とこれに伴う津波によって被災し、極めて重大で広範囲に影響を及ぼす原子力事故が発生した。

この事故の反省に基づき、平成24年9月に新たに設置された原子力規制委員会の設置法には、その所掌事務の1つとして、「原子炉の運転等に起因する事故（以下「原子力事故」という。）の原因及び原子力事故により発生した被害の原因を究明するための調査に関すること」（原子力規制委員会設置法第4条第1項第10号）が定められている。このため、福島第一原子力発電所事故の継続的な事故分析は、原子力規制委員会の重要な責務である。

原子力規制委員会は、事故当時の分析、中長期に亘る原子炉内の調査分析等の結果を踏まえた技術的な検討を継続的に行い、必要な知見を安全規制に取り入れていくことが重要であると考えている。さらに、原子炉等の設備・機器が事故及びその後の対応によって受けた影響の分析も、今後の安全確保の観点から重要な課題と認識している。

このため、原子力規制委員会は、東京電力福島第一原子力発電所事故についての分析を行う体制を構築し、中長期に亘っての継続的検討に着手した。

これまでこの事故については、東京電力福島原子力発電所事故調査委員会（以下「国会事故調」という。）、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（以下「政府事故調」という。）、福島原発事故独立検証委員会（以下「民間事故調」という。）、及び東京電力福島原子力事故調査委員会（以下「東電事故調」という。）によりそれぞれ調査・検討され、報告書が出されている。また、原子力安全・保安院（当時）においても、事故の発生及び進展の事故シーケンスに沿った事実関係を整理し、技術的知見に関する検討結果がとりまとめられている。これらの事故調査報告書において、基本的な事故の事象進展等についての整理は行われてきている。しかし、福島第一原子力発電所の現状には、現地調査が困難である等の制約要因が存在するため、現時点では確証を得ることができない論点など、今後を待たざるを得ない技術的な論点も残されていることは事実である。

今般、国会事故調・政府事故調・民間事故調・東電事故調の報告書において提起されているさまざまな課題、未解決事項などのうち、まずは、国会事故調報告書において未説明問題として、規制機関に対し実証的な調査が求められている事項を対象に検討を進め、原子力規制委員会の見解を報告書としてとりまとめた。なお、本報告書は初回の報告書であり、今後の検討状況に応じ継続して報告書を作成する予定である。

## II. 原子力規制委員会での検討

### 1. 今回報告書の検討事項

国会事故調報告書において未説明問題として、特に、今後規制機関による実証的な調査、検証が必要であるとされているものは、以下の（１）から（６）の６つの事項についてである（各項目は国会事故調報告書の抜粋、括弧内は国会事故調報告書の該当ページ、該当項目を、大括弧内は、本報告書での該当章を指す）。

- （１）基準地震動に対するバックチェックと耐震補強がほとんど未了であった事実を考え合わせると、本地震の地震動は安全上重要な設備を損傷させるだけの力を持っていたと判断される。（P207 2.2 1）
- （２）配管の微小な貫通亀裂から冷却材が噴出する小規模の LOCA の場合、原子炉の水位、圧力の変化は、亀裂がない場合とほとんど変わらない。このような小規模な LOCA でも 10 時間ほど放置すると数十トンの冷却材が喪失し、炉心損傷や炉心溶融に至る可能性がある。（P207 2.2 2） 【Ⅲ. 1. 1号機での小規模漏えいの発生】
- （３）非常用交流電源の喪失について、東電事故調、政府事故調などの報告書で、「津波による浸水が原因」とし、津波の第 1 波は 15 時 27 分ごろ、第 2 波は 15 時 35 分ごろとしている。しかしこれらの時刻は、原子力発電所への到達時刻ではない。そうすると、少なくとも 1 号機 A 系の非常用交流電源喪失は、津波によるものではない可能性があることが判明した。（P207 2.2 3） 【Ⅲ. 2. 1号機 A 系非常用交流電源系統の機能喪失】
- （４）地震発生当時、1 号機原子炉建屋 4 階で作業していた東電の協力企業社員数人が、地震直後に同階で起きた出水を目撃していた。出水が 5 階の使用済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、現地調査ができないため、出水元は不明である。（P207 2.2 4） 【Ⅲ. 3. 1号機原子炉建屋 4 階での出水】
- （５）1 号機の非常用復水器（IC）は、自動起動からわずか 11 分後、1 号機の運転員は IC を手動で停止した。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℃/h を順守できないと判断」したからと説明してきた。しかし、複数の運転員から、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。（P208 2.2 5）
- （６）1 号機の安全弁（SR 弁）は作動しなかったのではないかと疑いが生まれる。もしそうであれば、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。（P208 2.2 6） 【Ⅲ. 4. 1号機において小規模漏えいの発生により逃し安全弁が不作動となった可能性】

今回の報告書においては、これらのうち（２）～（４）及び（６）について検討を行い、とりまとめた。なお、（１）については、「基準地震動に対するバックチェ

ックと耐震補強がほとんど未了」であったことは事実である。しかし、そのことをもって、「本地震の地震動は安全上重要な設備を損傷させるだけの力を持っていたと判断」できる訳ではなく、損傷させる可能性があると考えることが妥当であり、本報告書では設備の損傷に関する指摘である上記（２）～（４）、（６）について検討を行うこととした。なお、（５）については、調査実施に当たって、まずは、国会事故調の証言調書、根拠データは、国会図書館に移管されているため、国会図書館に閲覧を要請した。その結果、「当館は国会に所属する機関のため、情報公開法による情報公開は行っておりません。当館における文書類は、『国立国会図書館事務文書開示規則』により開示請求等に対応しておりますが、当該事故調資料は、同規則の開示対象外と定めている、『立法及び立法に関する調査に係る文書』に該当するため、開示しておりません。立法関係資料は同規則を制定した当館館長の裁量範囲を超えるものと解されるためです。」との回答を得た。そのため、関連する運転員の証言内容自体を確認することが出来ず、今回は調査を進めることができなかった。今後、本資料の開示がなされた時点で、調査を改めて開始することとしたい。

さらに、国会事故調報告書において、未解明問題とされている以下の事項についても検討を行い、とりまとめた（各項目は国会事故調報告書の抜粋、括弧内は国会事故調報告書の該当ページ、該当項目、大括弧内は、本報告書での該当章を指す）。

- （７）IC 隔離弁に関連し、「直流電源の喪失後も何らかの理由によって交流電源が働き続けていた」とする政府事故調の推測には、それを可とするシナリオが存在しない。（P238 2.2.4 2） c.） 【Ⅲ. 5. 1号機非常用復水器の作動状況】
- （８）爆発後の使用済み燃料プール内の観察によれば、大規模な燃料損傷が生じた可能性がある。（3号機の）プールから白煙として水蒸気が（断続的に）立ち上がるだけの多量の熱量はどこから来たのであろうか。白煙は水素爆発の直後のみならず、翌日や翌々日に大きく発生している。したがって、プール内で破損した燃料による一時的な大きな発熱が生じた原因を検討する必要がある。プール水が水素爆発の衝撃波を受ければ、使用済み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る可能性があり、プール内臨界条件にそれだけ近いといえる。（P244 2.2.4 4） b.） 【Ⅲ. 6. 3号機使用済み燃料プール内の臨界の可能性及び白煙の発生】
- （９）4号機の爆発した水素は、3号機からのものと使用済み燃料プールで発生したものとの両方が寄与していると思われるが、定量的な評価は現段階ではできない。（P245 2.2.4 4） c.） 【Ⅲ. 7. 4号機原子炉建屋における水素爆発】

## 2. 検討の体制及び実施方法

原子力規制委員会は、検討に当たって、必要に応じ、原子力規制庁職員等により福島第一原子力発電所の現地調査、関係者へのインタビューを行うと共に、検討において必要となる解析等は、独立行政法人原子力安全基盤機構（JNES、平成26年3月、原

子力規制庁に統合)において実施した。加えて、東京電力による調査結果等について東京電力より報告を受けた。なお、東京電力からは、本報告書を覆す見解またはデータを有していないことを確認したこと、今後の調査等において新たな事実が判明した場合は、すみやかに公表・報告することの報告を受けた。

また、これらの課題等について検討を実施するに当たり、原子力規制委員、原子力規制庁職員、外部有識者、原子力安全基盤機構職員(平成26年3月1日に原子力規制庁に統合)、日本原子力研究開発機構職員からなる「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(以下「検討会」という。)」を設置(平成25年3月27日原子力規制委員会決定)し、議論を行った。本検討及び現地調査の実施にあたり、ご協力頂いた関係者の方々に感謝の意を表す。

なお、本報告書は原子力規制委員会の責任の下にとりまとめたものである。

### Ⅲ. 個別課題の検討結果

#### 1. 1号機での小規模漏えいの発生

##### (1) 提起された問題

国会事故調報告書では、「本地震発生直後に大規模な『冷却材喪失事故』(LOCA)が起きていないことは、津波襲来までの原子炉の圧力、水位の変化から明白である」としている。しかし、「配管の微小な貫通亀裂から冷却材が噴出する小規模のLOCAの場合、原子炉の水位、圧力の変化は、亀裂がない場合とほとんど変わらない。このような規模のLOCAでも10時間ほど放置すると数十トンの冷却材が喪失し、炉心損傷や炉心溶融に至る可能性がある」としている<sup>1</sup>。

他方、政府事故調報告書では、「地震発生後、津波到達までの間、圧力容器又はその周辺部には、保安規定上許容される程度の漏えいがあった可能性まで否定するものではないが、少なくとも、圧力容器が本来有する閉じ込め機能を損なうような損傷は生じていなかったと考えるのが自然である」としている<sup>2</sup>。

##### (2) 検討の目的及び範囲

地震発生から津波到達までの間の1号機での小規模漏えいの発生について、以下の各項目について、次のとおり検討することとした。

###### 1) 原子炉圧力容器の圧力及び水位について

原子炉圧力容器の圧力及び水位の実際の測定値から漏えいの有無を推定する。

###### 2) 原子炉格納容器内のドレンサンプ水位について

原子炉格納容器内のドレンサンプ水位の実際の測定値から漏えいの有無を推定する。

###### 3) 原子炉格納容器の圧力

原子炉格納容器の圧力の実際の測定値から漏えいの有無を推定する。また、解析により、同圧力の測定値が上昇傾向を示すことに対する評価、及び、仮に保安規定上何らかの措置が要求される漏えい率(0.23m<sup>3</sup>/h)<sup>3</sup>と同程度の原子炉冷却材の漏えいが発生した場合の解析値と測定値との比較評価をそれぞれ実施する。

###### 4) 原子炉建屋の警報発報等について

原子炉建屋内での警報発報の有無、作業実施状況の確認等から原子炉建屋内への漏えいの有無を推定する。

<sup>1</sup> 国会事故調報告書(平成24年7月5日)P.207~208

<sup>2</sup> 政府事故調最終報告書(平成24年7月23日),資料編 資料Ⅱ-1-1 P.9

<sup>3</sup> 「保安規定上何らかの措置が要求される漏えい率」とは、保安規定において運転上の制限とされているものであって、具体的には、「ドライウェル床ドレンサンプ監視装置によって測定される漏えい率のうち、原子炉冷却材の漏えいではないことが確認されていない漏えい率が0.23m<sup>3</sup>/h以下であること」とされているものである。この運転上の制限を超えた場合には復旧や停止等の措置が要求されることとなる。本報告書では、この漏えい率を「保安規定上何らかの措置が要求される漏えい率」とする。

### (3) 検討結果及び原子力規制委員会の見解

#### 1) 検討結果

原子炉圧力容器の圧力・水位、原子炉格納容器のドレンサンプ水位等を踏まえ、地震発生から津波到達までの間の1号機での小規模漏えいの発生の有無については、以下のとおり判断される（各論はⅢ. 1. (4) 参照）。

- － 津波到達前までは、炉心の露出・損傷に至るような原子炉圧力容器からの冷却材の漏えいはなかった。
- － 原子炉格納容器内のドレンサンプ水位に変化をもたらすほどの冷却材の漏えいはなかった。
- － 原子炉格納容器の圧力の測定値及び解析値を基にした評価では、原子炉圧力バウンダリからの漏えいが生じない場合の解析値が測定値と良い一致を示した。他方、保安規定上何らかの措置が要求される漏えい率（ $0.23 \text{ m}^3/\text{h}$ ：液相部漏えい  $2.0 \text{ mm}^2$ 、気相部漏えい  $8.0 \text{ mm}^2$  の漏えい口面積に相当）と同程度の原子炉冷却材の漏えいを想定するだけで、その解析値は、測定値と大きく異なった。
- － 原子炉圧力バウンダリから原子炉建屋への蒸気漏えいが発生したことを示す警報発報等のプラントデータは見つからなかった。

これらの結果から、地震発生から津波到達までの間には、原子炉圧力バウンダリから漏えいが発生したことを示すデータは見いだせない。仮に、漏えいが発生した場合であっても、少なくとも保安規定上何らかの措置が要求される漏えい率と同程度の原子炉冷却材の漏えいを超えるものではなかったと判断される。

#### 2) 原子力規制委員会の見解

国会事故調報告書では、「配管の微小な貫通亀裂から冷却材が噴出する小規模のLOCAの場合、原子炉の水位、圧力の変化は、亀裂がない場合とほとんど変わらない。このような規模のLOCAでも10時間ほど放置すると数十トンの冷却材が喪失し、炉心損傷や炉心溶融に至る可能性がある」としている。

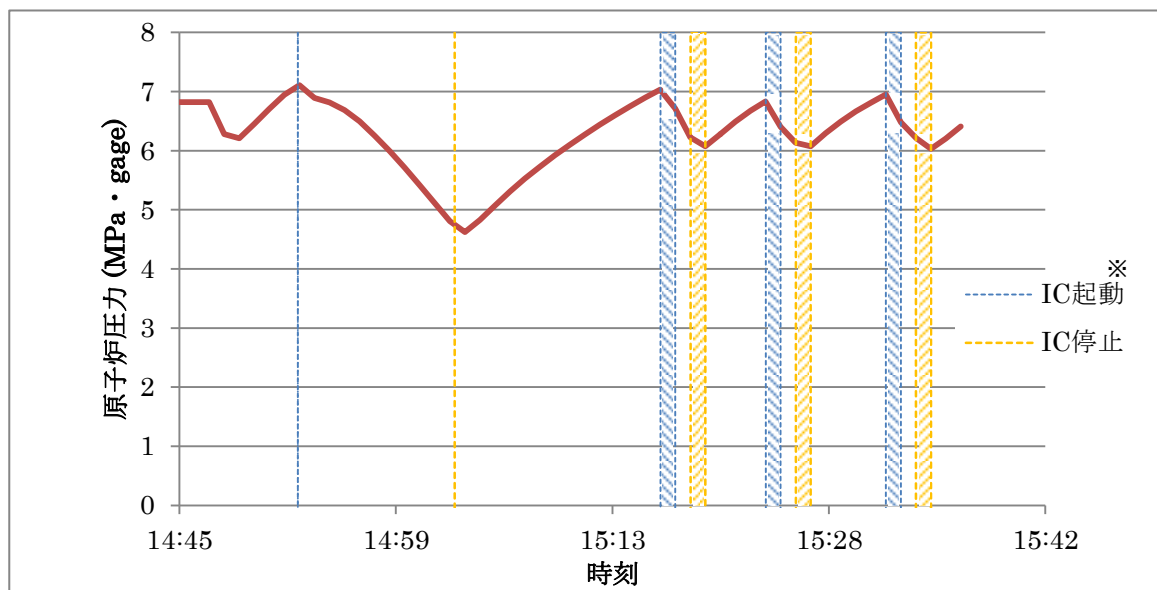
地震発生から津波到達までの間には、原子炉圧力バウンダリから漏えいが発生したことを示すプラントデータは見いだせない。仮に、漏えいが発生した場合であっても、原子炉格納容器内圧力の解析計算により、少なくとも保安規定上何らかの措置が要求される漏えい率と同程度の原子炉冷却材の漏えいを超えるものではなかったと判断される。保安規定上何らかの措置が要求される漏えい率と同程度の原子炉冷却材の漏えいが、仮に10時間継続したとしても冷却材漏えいの総量は  $2.3 \text{ m}^3$ （2.3トン）程度であり、国会事故調の指摘する「数十トン」との指摘に比べて一桁少なく、また、福島第一原子力発電所設置許可申請書に記載されている原子炉冷却材体積  $205 \text{ m}^3$  と比べても十分に少ない。この程度の漏えいがあったとしても電源等の安全機能が健全であれば、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。



#### (4) 評価方法と結果

##### 1) 原子炉圧力容器の圧力及び水位

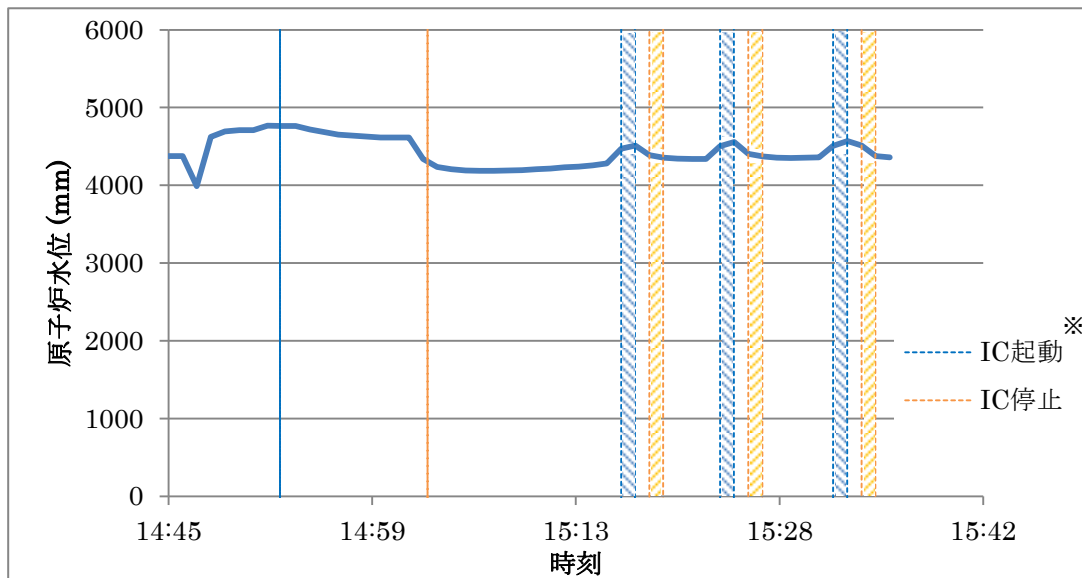
地震発生から津波到達までの原子炉圧力容器の圧力の測定値は、原子炉スクラム後に一旦約 6.0 MPa まで低下した後を上昇し、非常用復水器 (IC) 起動後に 5.0 MPa 以下まで急激に低下した後、IC の起動・停止に応じて約 6~7 MPa の間で増減が繰り返されている<sup>4</sup> (図 1. 1)。また、原子炉圧力容器の水位の測定値は、原子炉スクラム直後に一旦低下するが、その後回復し、IC の起動・停止に応じて増減が繰り返されている<sup>4</sup> (図 1. 2)。この期間に炉心の露出・損傷に至らしめるような冷却材の漏えいはなかった。



※15:17以降は、過渡現象記録装置の1分周期データに基づくため、ICの起動・停止を時間帯で表示している。

図 1. 1 原子炉圧力容器の圧力 (IC の開閉状況を併せて示す)

<sup>4</sup> 東電事故調報告書 (平成 24 年 6 月 20 日)、添付 6-1(5)



※15:17以降は、過渡現象記録装置の1分周期データに基づくため、ICの起動・停止を時間帯で表示している。

図1. 2 原子炉圧力容器の水位（ICの開閉状況を併せて示す）

## 2) 原子炉格納容器内のドレンサンプル水位

原子炉圧力容器から冷却材の漏えいがあった場合には、ドライウェル床ドレンサンプル水位が上昇すると考えられる。しかし、床ドレンサンプル水位の測定値は、地震発生以後、振動（地震の影響により水面が揺れている可能性）しているものの、中心値が変化せず、水位に増加傾向は認められていない。また、保安規定上何らかの措置が要求される漏えい率（ $0.23\text{m}^3/\text{h}$ ）の漏えいがあった場合には、警報が発報する（非常用電源に接続されている）が、警報の発報の有無は確認できていない。なお、仮に保安規定上何らかの措置要求される漏えい率の漏えいがあった場合には、床ドレンサンプルの水位は約  $7.5\text{cm}/\text{h}$  上昇することが考えられる。そうであれば、水位チャート図に明確に現れるはずであるが、チャート上はそのような上昇は確認できない。なお、機器ドレンサンプルには冷却材の漏えい水が流入する構造になっていないが、念のため同サンプルの測定値についても、地震前後で流入する水の水位上昇率（傾き）に変化がない（図1. 3）ことを確認した。

このため、この期間に原子炉圧力容器からドレンサンプル水位に変化をもたらすほどの冷却材の漏えいはなかった。ただし、液相部から微量の冷却材が漏えいしても全てが水蒸気となる場合など液体の状態ではドレンサンプルに流れなかった場合には漏えいを検知できない可能性がある。原子炉圧力容器から気体状となった冷却材（液相部から水蒸気になる、又は、気相部から）の漏えいがあった場合には、格納容器圧力が上昇することが考えられる。このことについては、「3) 原子炉格納容器の圧力」において検討する。

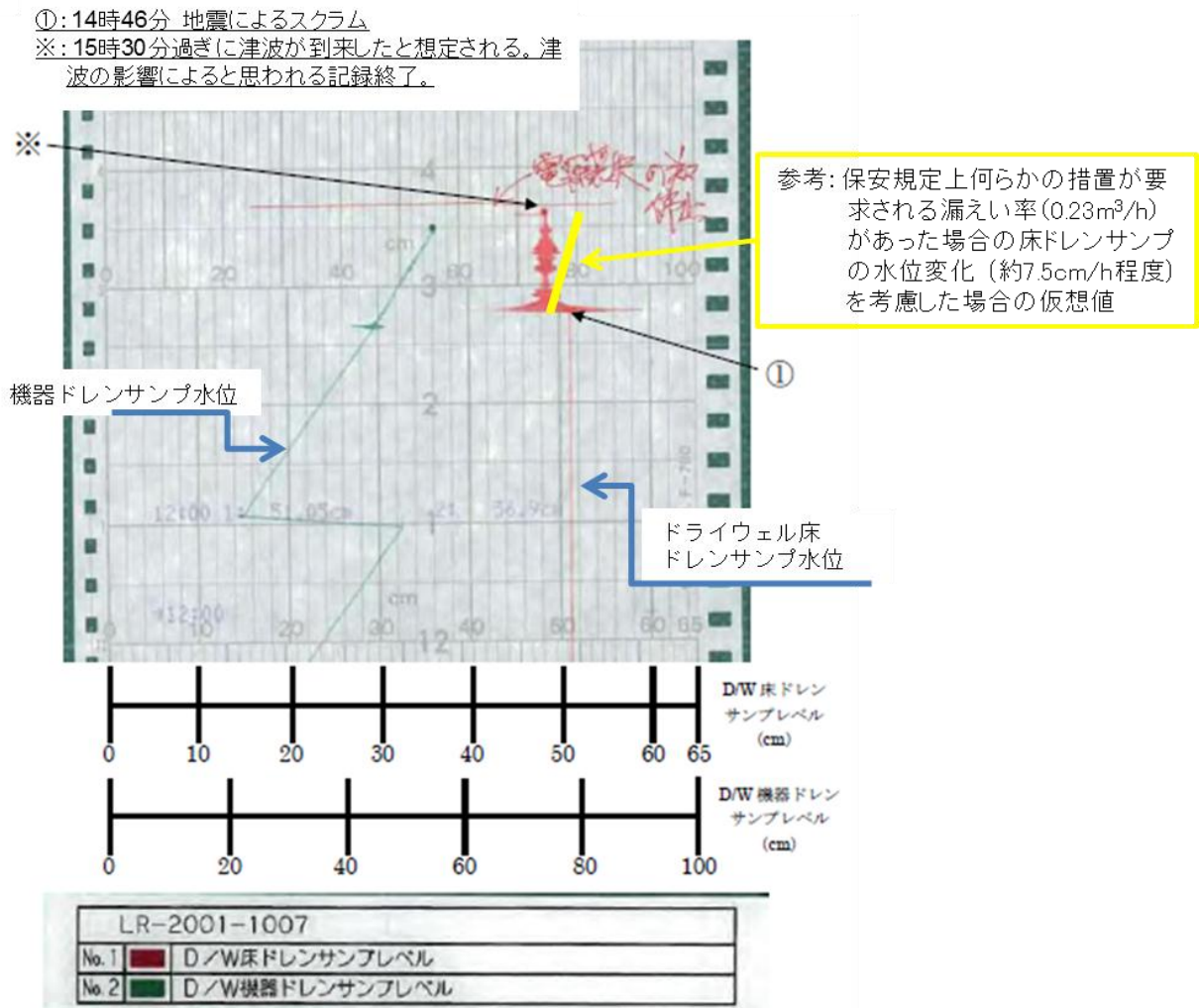


図1. 3 ドライウェル床ドレンサンプル水位、機器ドレンサンプル水位<sup>5</sup>

### 3) 原子炉格納容器の圧力

地震発生から津波到達までの原子炉格納容器圧力の測定値は、約 2.0 kPa の上昇にとどまっている (図 1. 4)。また、「格納容器圧力高 (13.7kPa)」の警報も発報していない<sup>6</sup>。

<sup>5</sup> 東電事故調報告書、添付6-1 (13)

<sup>6</sup> 政府事故調最終報告書、資料編資料II-1-1 P.13

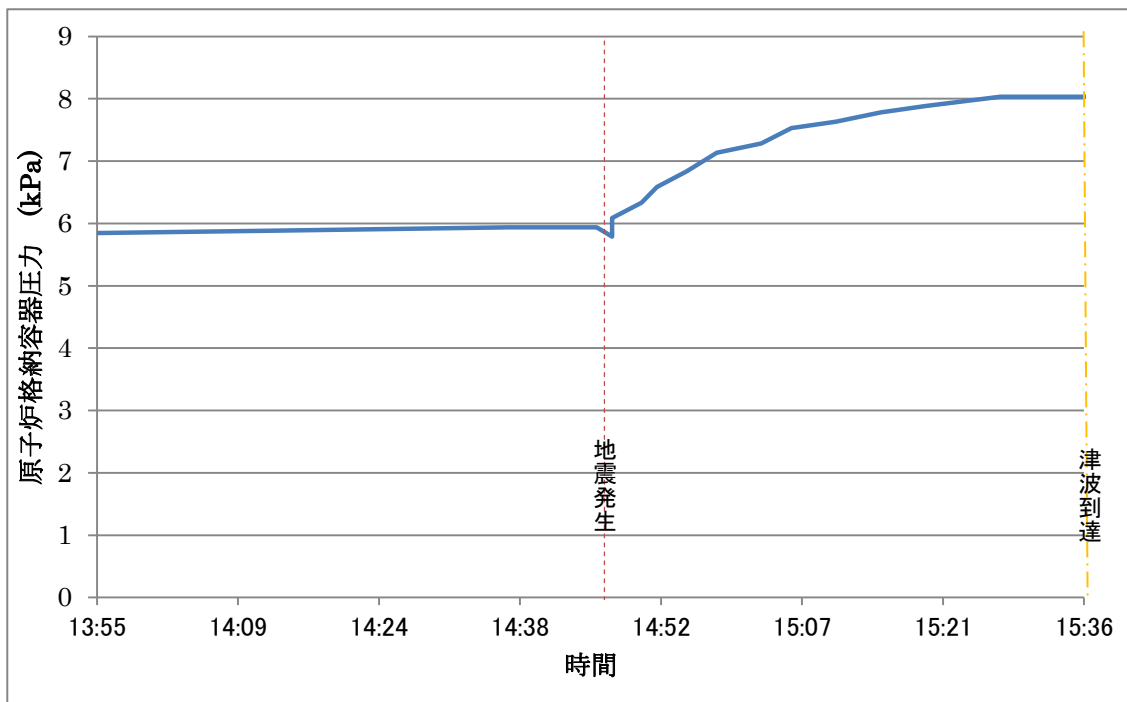


図 1. 4 原子炉格納容器圧力

地震発生後の原子炉格納容器圧力の測定値は、時間の経過とともにわずかに上昇していることがみてとれる。この挙動は、地震による外部電源の喪失により原子炉格納容器クーラーが停止したため、原子炉圧力容器からの放熱により、原子炉格納容器圧力が上昇する効果と考えることが妥当と思われる。これを検証するため、原子炉圧力容器から放出される熱を熱源とした原子炉格納容器圧力の変化について解析を行った（図 1. 5）。なお、熱源の値は、定格運転時における推定熱損失の比率から判断して 0.02 MWt とした。また、原子炉格納容器から建屋の間に、構造体（炭素鋼及びコンクリートとする）が設置されていると仮定し、原子炉格納容器からの放熱、原子炉格納容器内壁面での水蒸気の凝縮を考慮した解析を実施した。

その結果、原子炉圧力バウンダリからの漏えいが生じない場合、原子炉格納容器圧力の解析値は測定値と良い一致を示しており、測定値に見られる原子炉格納容器の圧力上昇は、原子炉圧力容器からの放熱及び原子炉格納容器クーラーの機能喪失によるものが主たる要因と考えられる。

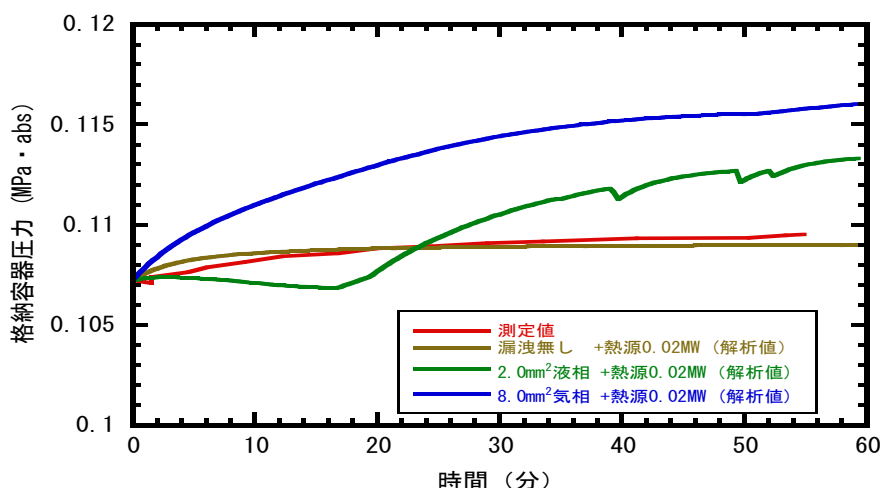


図1.5 地震発生後の格納容器圧力挙動（格納容器内に0.02 MWtの熱源及び地震発生と同時に格納容器クーラーが停止と仮定）

微小な漏えいの有無については、実測値からも解析結果からも判断できないため、保安規定上何らかの措置が要求される漏えい率（0.23m<sup>3</sup>/h）と同程度の漏えいが発生したと仮定し、原子炉格納容器の圧力挙動を解析し、測定値と比較した。

解析の結果、上記漏えいによる原子炉格納容器の圧力上昇の解析値は、津波到達時付近（地震後55分頃）において、測定値と大きく乖離した。なお、0.23 m<sup>3</sup>/hの流出量に相当する漏えい口面積は、液相漏えいの場合には2.0 mm<sup>2</sup>、気相漏えいの場合には8.0 mm<sup>2</sup>である<sup>7</sup>。

このことから、仮に漏えいが発生した場合であっても、少なくとも保安規定上何らかの措置が要求される漏えい率と同程度の原子炉冷却材の流出量（0.23 m<sup>3</sup>/h）を超えるものではなかったと考えられる<sup>8</sup>。

なお、保安規定上何らかの措置が要求される漏えい率と同程度の原子力冷却材の漏えい（0.23 m<sup>3</sup>/h）が、仮に10時間継続したとしても冷却材漏えいの総量は、約2.3 m<sup>3</sup>（2.3トン）程度であり、この量は国会事故調報告書の指摘する「数十トン」との指摘に比べて一桁少なく、また、福島第一原子力発電所設置許可申請書に記載されている原子炉冷却材体積205m<sup>3</sup>と比べ約1.1%と十分に少ない。この程度の漏えいがあったとしても電源等の安全機能が健全であれば、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。

<sup>7</sup> 通常運転時の原子炉圧力約7MPaを前提に算出（なお、地震による原子炉停止後も1号機原子炉圧力は5～7MPaを推移）

<sup>8</sup> (独)原子力安全基盤機構，“配管微小リーク仮定時の原子炉水位と格納容器の圧力・温度の解析について（2）MELCORコードによる格納容器の圧力・温度解析”，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，平成24年7月

#### 4) 原子炉建屋の警報発報

地震発生から津波到達までは直流電源及び交流電源が利用可能であったことから、地震により原子炉圧力バウンダリから原子炉格納容器外の原子炉建屋内への漏えいが生じれば、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と考えられるが、これらの警報は発報していない<sup>9</sup>。なお、14時47分(地震とほぼ同時刻)にプロセス計算機において主排気筒放射線モニタ及び非常用ガス処理系(SGTS)排気放射線モニタの警報が出ているが、主排気筒放射線モニタのチャートの記録から14時47分頃に測定値が瞬間的に警報設定値以上に上昇し、その後、減少し元の値に戻っている<sup>10</sup>。さらに、主蒸気隔離弁の閉止前後に主蒸気管破断検出等の異常信号が出ているが、これらは地震による外部電源喪失の影響によって異常信号がでたものと考えられ、主蒸気管の破断の際に生じると考えられる蒸気流量の増大等異常の兆候は見られていない<sup>11</sup>。

これらのことから、主排気筒放射線モニタ及びSGTS排気放射線モニタの警報は、原子炉格納容器又は主蒸気配管からの漏えいによる空間線量の上昇ではなく、外部電源喪失による電源の喪失によって警報が発生したと考えられる。また、この他に放射線に関する警報は発生していない。

加えて、原子炉建屋内で11日18時30分頃から20時頃までの間、同建屋内での作業がなされていたことが確認されている<sup>12</sup>。このため原子炉建屋内での現場作業に支障をきたすような蒸気漏えいはなかったものと考えられる。

よって、津波到達前までは、原子炉圧力バウンダリから原子炉建屋への蒸気漏えいが発生したことを示す警報発報等のプラントデータは見つからなかった。

<sup>9</sup> 政府事故調最終報告書, 資料編 資料Ⅱ-1-1, P. 10

<sup>10</sup> 東電からの聴取結果及びデータ入手

<sup>11</sup> 東電事故調報告書、添付6-1(4)(1/3)

<sup>12</sup> 政府事故調最終報告書, 資料編 資料Ⅱ-1-1, P. 15

## 2. 1号機 A系非常用交流電源系統の機能喪失

### (1) 提起された問題

東京電力福島第一原子力発電所では、東北地方太平洋沖地震により外部電源からの受電ができない状態となり、各号機の非常用ディーゼル発電機（D/G）が自動的に起動し、原子炉及び使用済燃料プールの冷却が行われた。その後、1～5号機において、D/G、D/Gを冷却する海水系（DGSW）ポンプ、電源盤等が使用不能となり、交流電源で駆動する注水・冷却設備が停止した。

これら D/G、DGSW ポンプ、電源盤等が機能を喪失した原因に関して、政府事故調及び東電事故調報告書では、福島第一原子力発電所への津波の到達時刻を第1波は15時27分頃、第2波は15時35分頃としている。これら報告書では、津波により D/G、DGSW ポンプ、電源盤等が被水、浸水し、1～5号機の非常用交流電源系統の設備が使用できなくなったという見解でおおむね一致している<sup>13</sup>。

一方、国会事故調報告書では、「全ての報告書が記載している第1波が15時27分ごろ、第2波が15時35分ごろという津波到達時刻は、東電の報告に従ったものであるが、東電の報告の根拠は沖合1.5 km 地点に設置された波高計の記録上の第1波、第2波である。これは沖合1.5 km 地点の到達時刻であり福島第一原発への到達時刻ではあり得ない。」としている。

その上で、同報告書では、「第2波が4号機海側エリアに到達した時刻は15時37分ごろと考えられる。津波が10m 盤に遡上浸水し非常用電源機器に達するのはさらに少し後になる。」と指摘している。これらのことから、同報告書では、「当委員会のヒアリングで15時35分か36分停止と認められる1号機 A系の電源喪失の原因は津波ではないと考えられる。」と結論している<sup>14</sup>。さらに同報告書では、津波第2波の到達時刻が15時37分より前であった場合でも、非常用交流電源系統の関連機器の設置状況から、「1号機 A系の非常用電源の喪失は、その原因を津波で説明しようとする限り、1号機 B系より1、2分早く停止したという事実を説明することが困難である。」としている。

なお、東京電力は、津波第1波襲来を15時27分頃、津波第2波襲来を15時35分頃としていたことについて、その後、これらの時刻は、波高計に津波が到達した時刻であるとしている<sup>15</sup>。そして、東京電力では、敷地への津波の到達時刻を評価するため、波高計内蔵時計の精度、津波の敷地への到達を捉えた写真、プラントデータについて分析している。その結果、敷地高さ 0. P. +10 m の位置に設置されたタンクの周辺が浸水している写真の撮影時刻や、敷地高さ 0. P. +4 m の位置に設置されたポンプ等が機能喪失した時刻から、津波第2波が敷地に到達したのは15時36分台であったとしている。

<sup>13</sup> 政府事故調中間報告書（平成23年12月26日）P.90～91、政府事故調最終報告書P.87～88、東電事故調報告書 別紙2。

<sup>14</sup> 国会事故調報告書、第2部P.225～227、第2部参考資料P.61～82

<sup>15</sup> 東京電力「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回進捗報告」（平成25年12月13日）

## (2) 検討の目的及び範囲

1号機 A 系の非常用電源系統の機能喪失時刻及びその原因を解明するため、以下の各項目について、次のとおり検討することとした。

- 1) A 系の非常用交流電源系統が機能喪失した時刻について  
非常用交流電源系統の関連機器に関する過渡現象記録装置の追加データから、関連機器の電圧喪失の時期を特定する。
- 2) A 系の非常用交流電源系統が機能喪失した原因について  
電源盤の遮断器及び継電器の作動状況、物理的損傷及び浸水状況について現地調査を実施し、その結果から、A 系非常用交流電源系統が機能喪失に至った原因を推定する。
- 3) B 系に比べ A 系の非常用交流電源系統が早期に電源喪失した原因について  
非常用交流電源系統の関連機器の配置状況、浸水状況について現地調査を実施し、その結果から、A 系及び B 系の非常用交流電源系統が機能喪失した時期、及びその関係について推定する。
- 4) 津波の到達時刻について  
波高計の記録、津波の到達状況を撮影した写真等を踏まえ、発電所への津波の到達時刻を推定する。

## (3) 検討結果及び原子力規制委員会の見解

### 1) 検討結果

1号機 A 系の非常用交流電源系統が機能喪失した時刻及びその原因並びに津波の到達時刻は、以下のとおりと判断した（各論はⅢ. 2. (4) 参照）。

#### 【A 系非常用交流電源系統の機能喪失時刻】

一過渡現象記録装置の追加データから、A 系 D/G (D/G1A)、B 系 D/G (D/G1B)、B 系 6.9 kV 非常用高圧電源盤 (M/C1D) は、少なくとも 15 時 36 分 59 秒まで電圧を維持しており、A 系 6.9 kV 非常用高圧電源盤 (M/C1C) は 15 時 35 分 59 秒から 15 時 36 分 59 秒までの間に電圧喪失したことが確認された。

#### 【A 系非常用交流電源系統の機能喪失原因】

- 一 A 系の非常用交流電源系統が喪失したのは、M/C1C の電圧喪失によるものであったと考えられる。M/C1C が電圧喪失した時、D/G1A は電圧を維持していたことから、D/G1A 受電遮断器が開放したと考えられる。
- 一 現地調査の結果（以下）から、D/G1A 受電遮断器が開放した原因は地震の影響によるものとは考え難い。
  - ・ M/C1C に焦げ跡などの熱による損傷その他の物理的損傷は確認されず、母線の短絡、地絡は発生していない。
  - ・ その他 D/G1A 受電遮断器を開放させる設計上の条件は成立していない。



- －他方、現地調査により、M/C1C の下部に配置された接点が浸水したことが確認された。これにより接点が通電したことで、D/G1A 受電遮断器が開放して M/C1C が電圧喪失したと推定される。
- －したがって、A 系の非常用交流電源系統が喪失した原因は津波の影響であったと考えることが合理的である。

#### 【B 系に比べ A 系の非常用交流電源系統が早期に電源喪失した原因】

- －M/C1D は、M/C1C と比較して津波流入箇所と考えられる大物搬入口から遠く奥まった位置にあり、さらに M/C1D の手前にはトイレなどの構造物、設備等がある。そのため、M/C1D は、M/C1C よりも、大物搬入口側から直接は浸水しづらい配置となっていた。
- －また、現地調査により、M/C において、D/G からの受電遮断器を開放させる浸水高さが、M/C1D より M/C1C の方が低いことが確認された。
- －これらのことから、津波によって M/C1C は M/C1D よりも早期に電圧喪失すると考えることが合理的である。なお、国会事故調報告書において M/C1D とされている盤は、実際には常用系モーターコントロールセンター（MCC）であった。

#### 【津波到達時刻】

- －津波 2-2<sup>16</sup>は、15 時 34 分 50～56 秒頃に波高計設置位置を通過した後、15 時 35 分 56～12 秒頃までに南防波堤屈曲部に到達し、15 時 36 分 24～41 秒頃までにタービン建屋換気系排気筒が設置されている敷地高さ 0.P. +10 m の位置を大規模に浸水させたと考えられる。津波は敷地周辺の沿岸に大きな時間差なく到達したのと考えられることから、同じ敷地高さ 0.P. +10 m の位置である 1 号機タービン建屋付近も 15 時 36 分 24～41 秒前後には浸水したと考えられる。
- －M/C1C、M/C1D、D/G1A 及び D/G1B が電圧喪失した時刻は、これらの機器が設置されている 1 号機タービン建屋付近が浸水したと考えられる時刻以降であり、津波の到達状況とおおむね一致していると考えられる。

## 2) 原子力規制委員会の見解

国会事故調報告書では、「1 号機 A 系の電源喪失の原因は津波ではないと考えられる」、また、「1 号機 A 系の非常用電源の喪失は、その原因を津波で説明しようとする限り、1 号機 B 系より 1、2 分早く停止したという事実を説明することが困難である」と記載している。

過渡現象記録装置の追加データから、A 系非常用交流電源系統が機能喪失した時刻は 15 時 35 分 59 秒から 15 時 36 分 59 秒までの間であり、その原因は D/G1A 受電遮断器が開放したためであると考えられる。

<sup>16</sup> 波高計の記録において 15 時 35 分頃に観測された 0.P. +約 7.5 m 以上の津波。(4) 4) 4-1 参照。

現地調査の結果から、D/G1A 受電遮断器が開放した原因は、地震の影響によるものとは考え難く、津波による浸水で M/C1C の下部に配置された接点が通電し、D/G1A 受電遮断器を開放する回路が動作したためであると考えられる。

また、M/C1D の方が M/C1C よりも津波で浸水しづらい配置であり、かつ、D/G 受電遮断器が開放に至る浸水高さが高い。したがって、津波によって M/C1C のほうが M/C1D よりも早期に電圧喪失すると考えることが合理的である。

なお、M/C1C が電圧喪失した時刻は、1 号機タービン建屋付近が津波で浸水したと考えられる時刻とおおむね一致している。

以上のことから、A 系非常用交流電源系統が機能喪失した原因は、津波による浸水であると考えられる。

#### (4) 評価方法と結果

##### 1) A 系の非常用交流電源系統が機能喪失した時刻について

###### 1-1 新たに確認された過渡現象記録装置の追加データの範囲

国会事故調報告書公表後、過渡現象記録装置から、平成 23 年 3 月 3 日 10 時 59 分 59 秒から、地震後の津波が到達したと推定される時刻周辺の 3 月 11 日 15 時 36 分 59 秒までの、1 分周期のデータの存在が新たに確認された（図 2. 1）<sup>17, 18</sup>。

このデータには、1 号機の非常用交流電源 A 系、B 系それぞれについて、D/G の電圧値、M/C の電圧値等の 1 分周期のデータが含まれている。なお、D/G1A には M/C1C が、D/G1B には M/C1D が接続されており、D/G 及び M/C の電圧値データは各系の M/C において取得され、過渡現象記録装置へ伝送される（図 2. 2、3）。

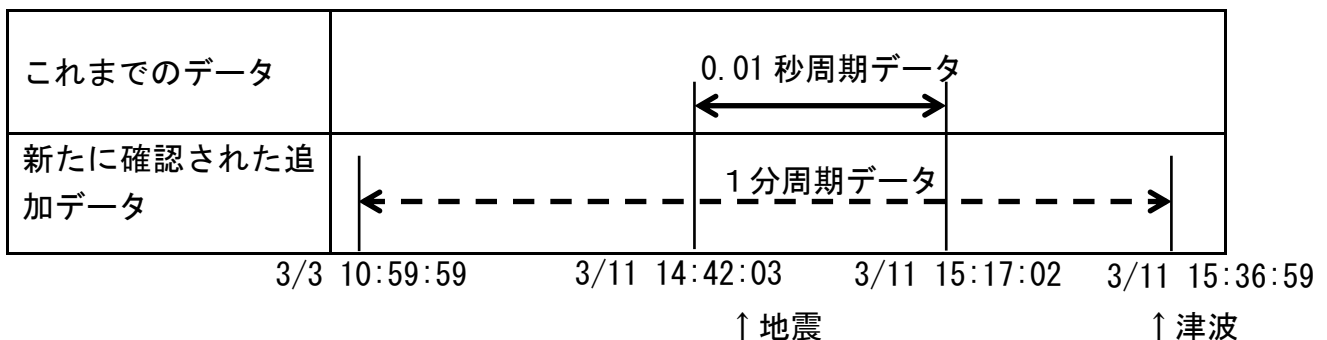


図 2. 1 新たに確認された過渡現象記録装置の追加データの時間帯

<sup>17</sup> 東京電力「福島第一原子力発電所 1 号機における電源喪失及び非常用復水器の調査・検討状況について」（平成 25 年 5 月 10 日）

<sup>18</sup> 東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所プラントデータ集（東京電力 HP）

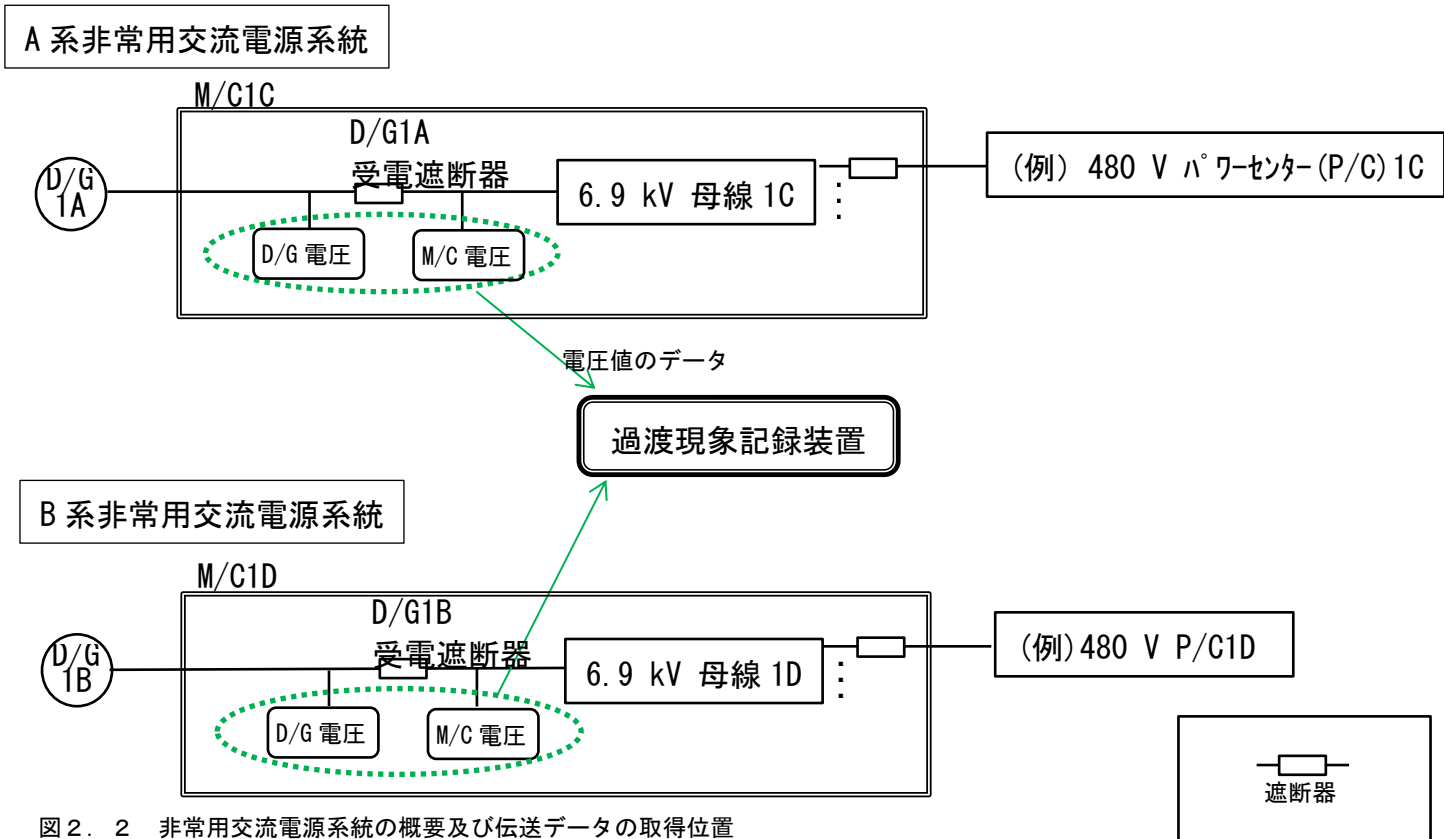
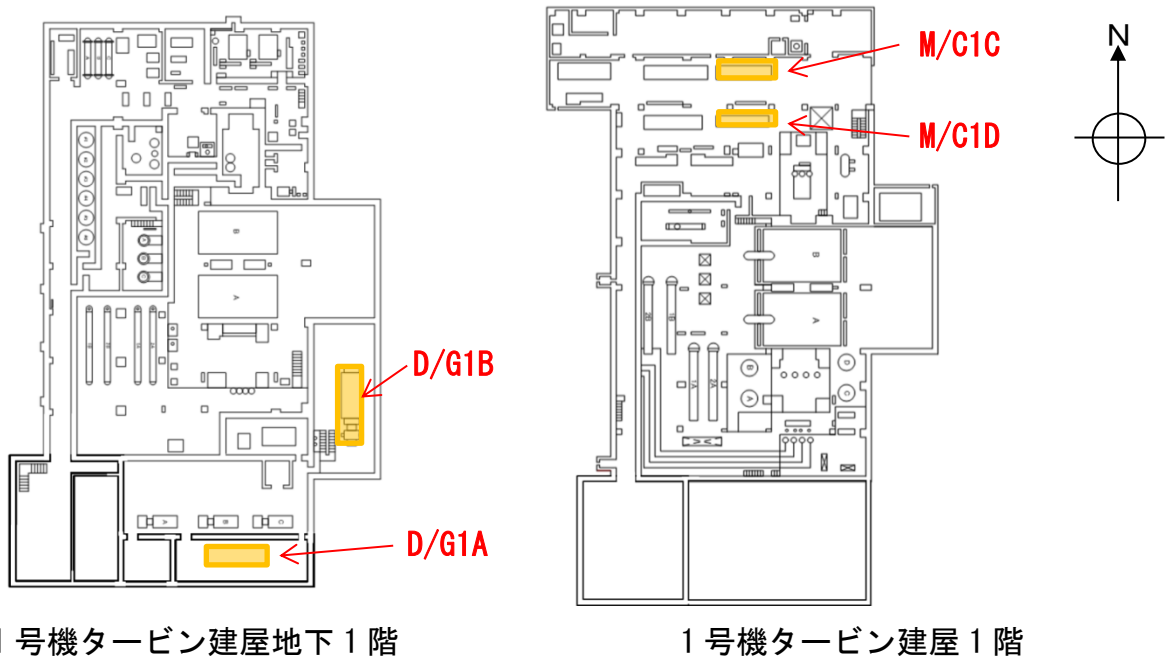


図 2. 2 非常用交流電源システムの概要及び伝送データの取得位置



1号機タービン建屋地下1階

1号機タービン建屋1階

※過渡現象記録装置はサービス建屋2階に設置

図 2. 3 D/G1A、M/C1C、D/G1B、M/C1D、過渡現象記録装置の配置

## 1-2 非常用交流電源系統に関する追加データ

過渡現象記録装置の追加データによると、D/G1Aは、15時36分59秒（データが途絶する直前の計測時刻）まで電圧は6,950V前後で推移しており、運転状態を維持していた（図2.4）。他方、D/G1Aと接続されたM/CであるM/C1Cは、15時35分59秒から15時36分59秒までの間のいずれかの時点で電圧がほぼ0Vに低下しており、その後は電力供給ができない状態に至った（図2.5）。

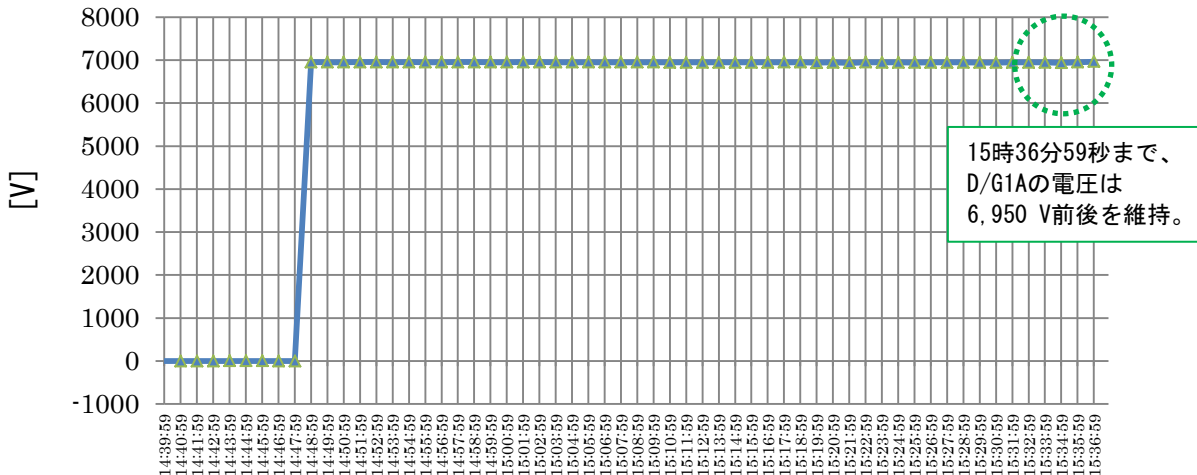


図2.4 D/G1A 電圧値

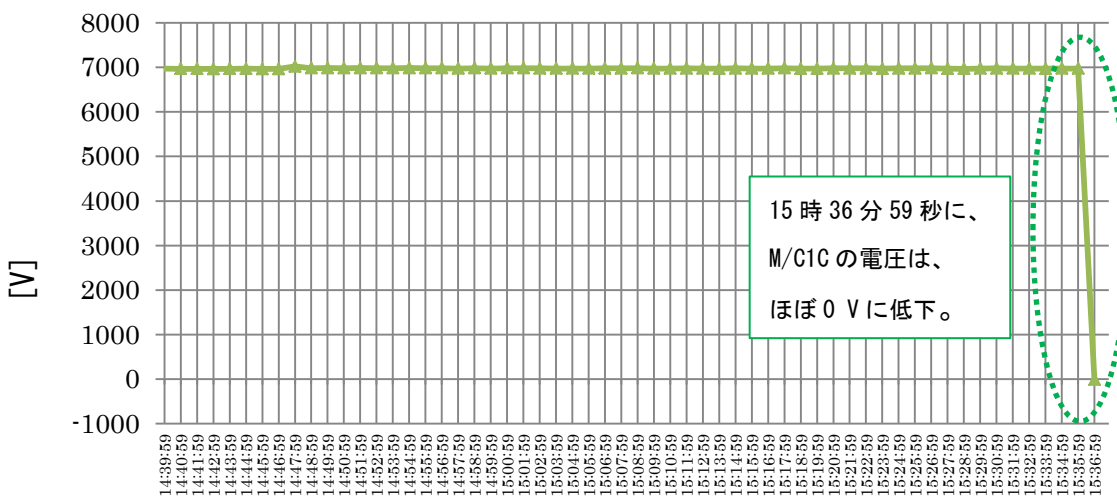


図2.5 M/C1C 電圧値

D/G1Bは、15時36分59秒まで電圧は6,950V前後で推移しており、運転状態を維持し（図2.6）、これに接続されているM/C1Dも、15時36分59秒まで継続して電圧を維持しており、電力供給が可能な状態であった（図2.7）。

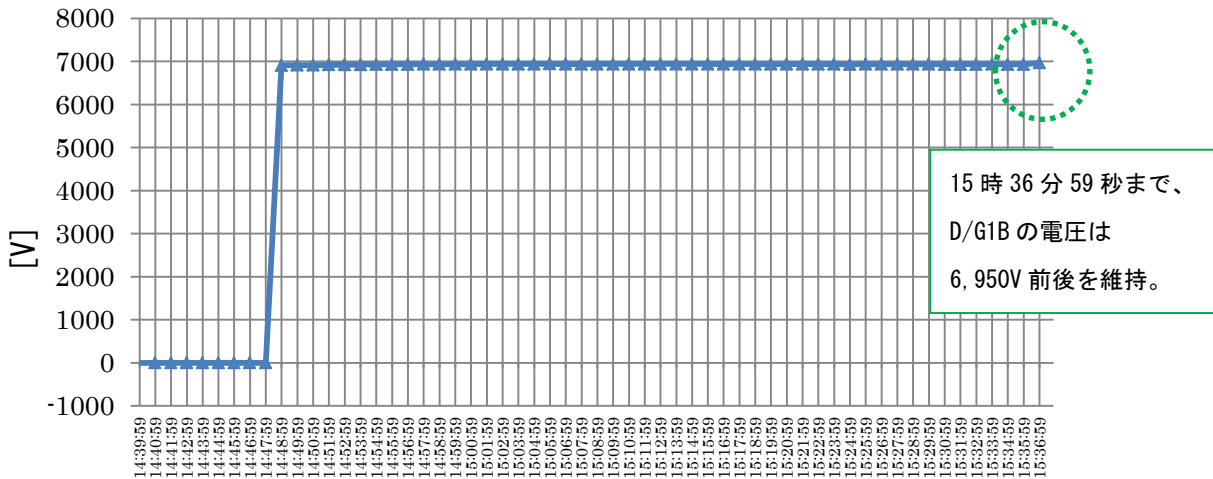


図2. 6 D/G1B 電圧値

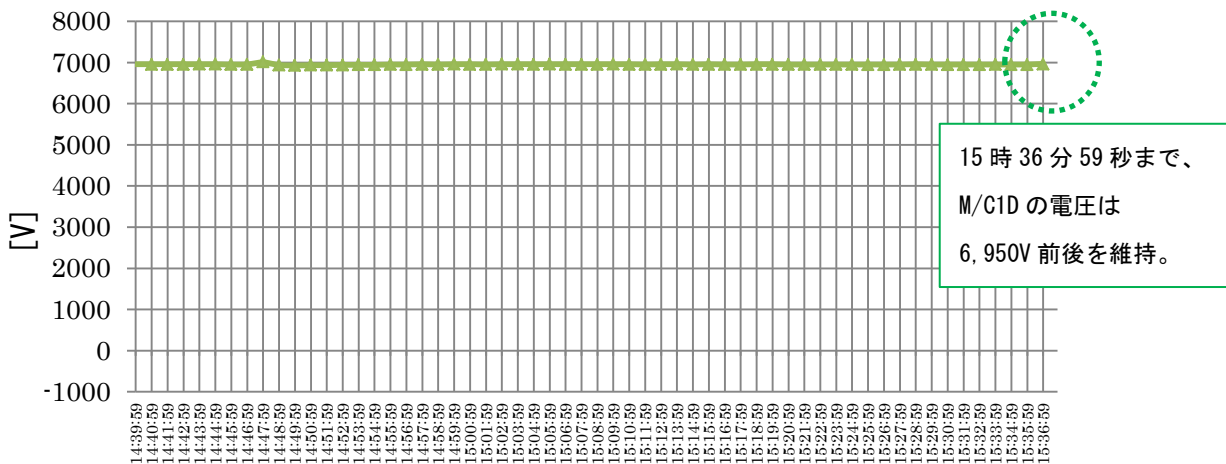


図2. 7 M/C1D 電圧値

以上のことから、D/G1A、M/C1C、D/G1B及びM/C1Dのうち、M/C1Cのみ15時35分59秒から15時36分59秒までの間に電圧喪失し、D/G1A、D/G1B、M/C1Dについては15時36分59秒まで電圧を維持していたことが確認された。したがって、A系の非常用交流電源系統が機能喪失した時刻は、M/C1Cが電圧喪失した15時35分59秒から15時36分59秒までの間である。

## 2) A系の非常用交流電源系統が機能喪失した原因について

15時35分59秒から15時36分59秒までの間にM/C1Cが電圧喪失した一方で、D/G1Aの電圧は維持されていた。したがって、15時35分59秒から15時36分59秒までの間にD/G1A受電遮断器（図2. 2）が開放したと考えられることから、その原因について検討する。

## 2-1 地震の影響により D/G1A 受電遮断器が開放した可能性について

国会事故調報告書では、「ディーゼル発電機だけでなく、電源盤にも地震により不具合が生じ、その不具合による熱の発生などによって一定時間経過後に故障停止に至ることも考えられる。」としている。

このことから、15 時 35 分 59 秒から 15 時 36 分 59 秒の前後における余震の発生状況を確認した。その結果、15 時 30 分から 15 時 40 分までの間に福島県内において震度 3 以上を観測した地震は 5 つ確認された<sup>19</sup>。福島第一原子力発電所近傍の観測点では、5 つのうち 4 つの地震で震度 1~2 程度、1 つの地震で震度 3 を観測していた。ただし、震度 3 を観測した地震の発生時刻は 15 時 40 分頃であり、非常用交流電源系統が機能喪失した時刻よりも後であった（図 2. 7）。

非常用交流電源系統は、本震が発生してから約 50 分間は正常に機能しており、これが震度 1~2 の揺れの影響により損傷したとは考え難い。したがって、余震によって D/G1A 受電遮断器を開放させるような不具合が発生したとは考え難い。

地震の発生日時	福島第一原子力発電所の 周辺における最大震度	観測地点	震央
15 時 31 分 32.4 秒	震度 2	双葉町新山 他	福島県沖
15 時 33 分 15.7 秒	震度 2	双葉町新山 他	福島県沖
15 時 35 分 24.5 秒	震度 1	大熊町野上 他	茨城県沖
15 時 36 分 34.2 秒	震度 2	双葉町新山 他	宮城県沖
15 時 40 分 49.7 秒	震度 3	大熊町下野上	岩手県沖

図 2. 7 15 時 30 分から 15 時 40 分までの間に福島県において震度 3 以上を観測した地震

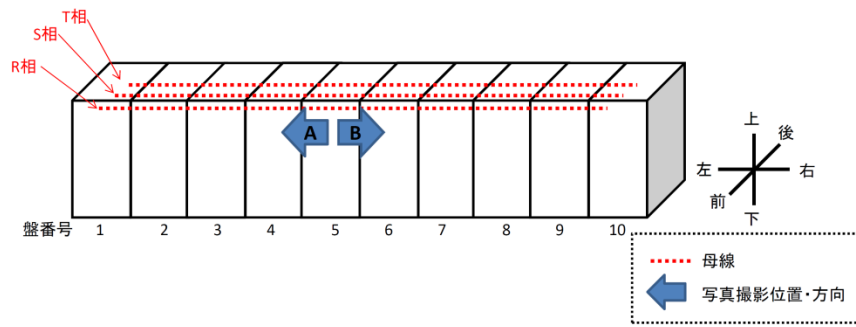
また、地震による損傷の可能性を検討するため、現地調査により、M/C1C について熱による損傷やその他物理的損傷の有無を確認した。

M/C1C の筐体を開放して母線の状態を目視により確認した結果、母線、母線を支持している碍子等において、熱による損傷やその他物理的損傷は認められなかった（図 2. 8）。

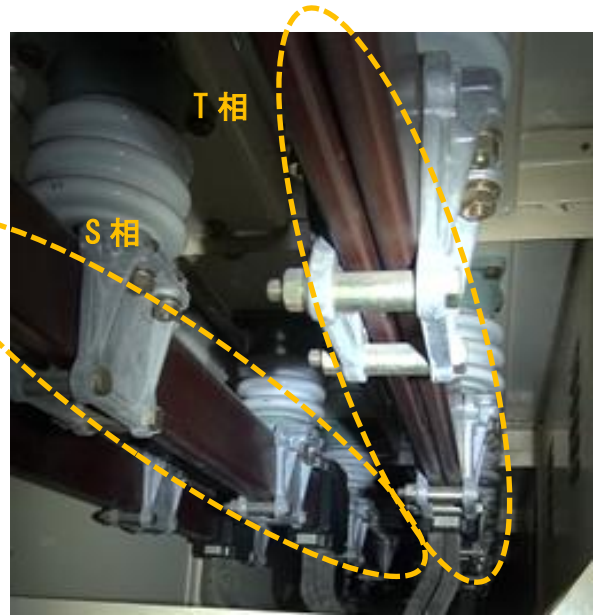
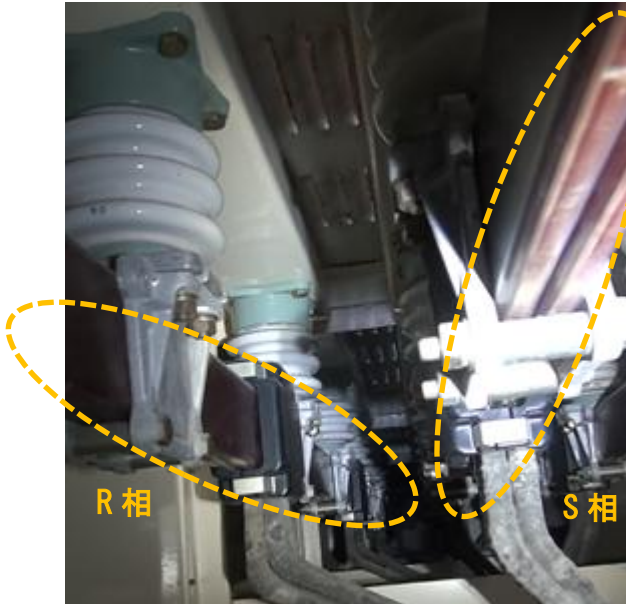
また、M/C1C の制御回路や遮断器、地震で比較的損傷しやすいと推定される遮断器碍子部分についても、焦げ跡などの熱による損傷や、その他物理的損傷は認められなかった（図 2. 9）。

よって、M/C1C には、地震の影響により国会事故調報告書で指摘されているような不具合による故障停止は発生しなかったと考えられる。

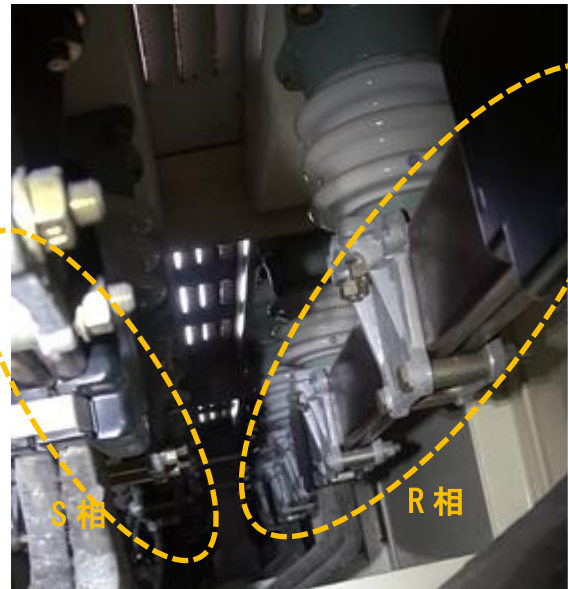
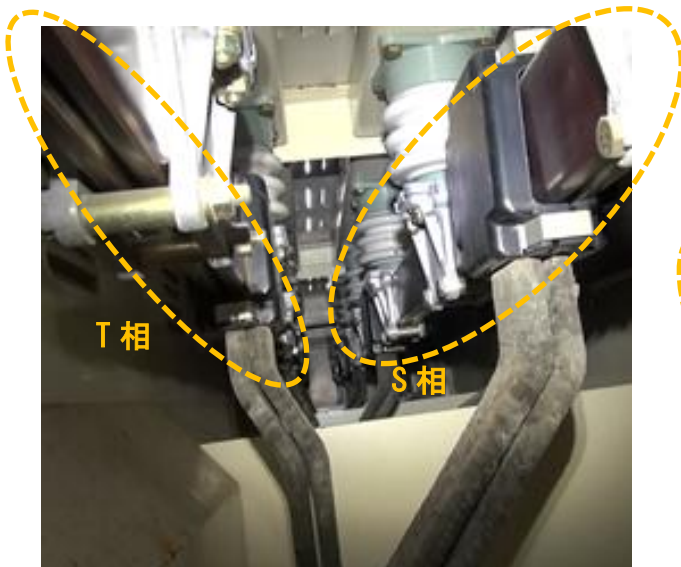
<sup>19</sup> 気象庁 HP 震度データベース



・ A の位置から撮影

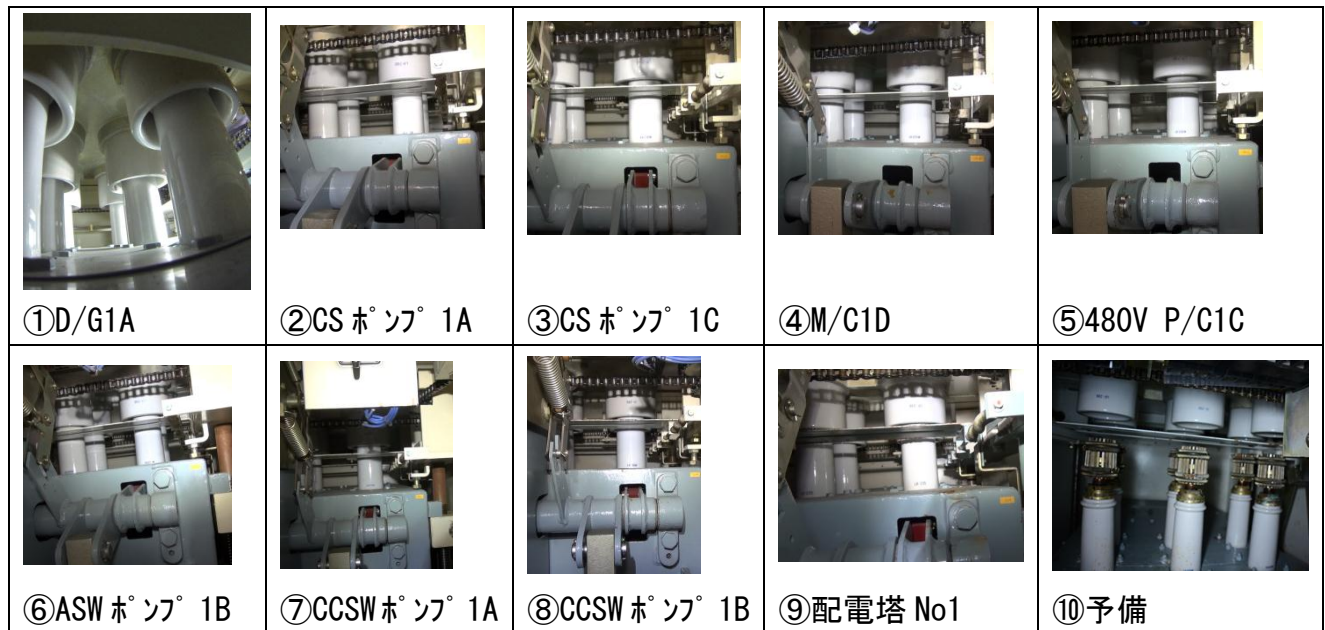
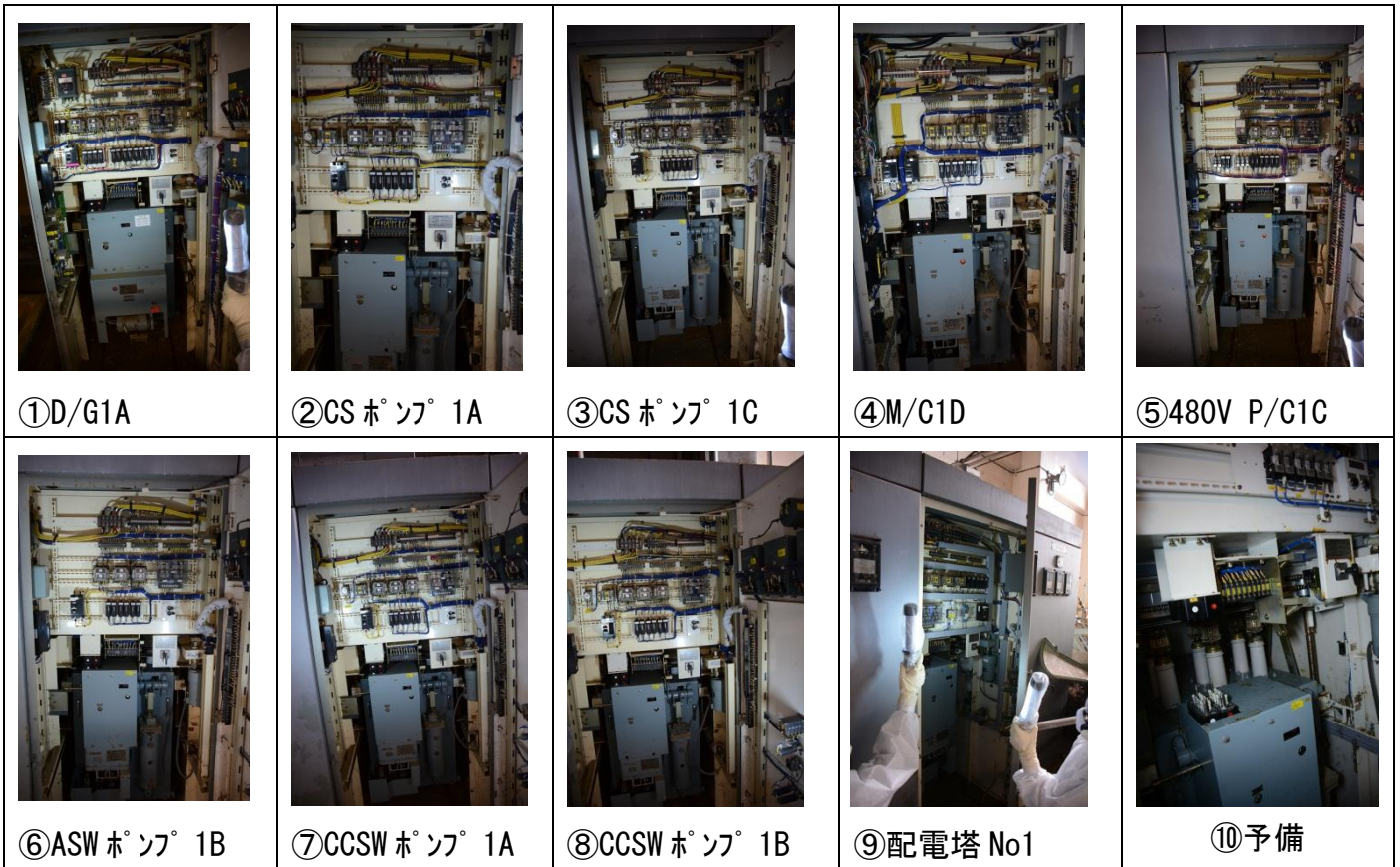


・ B の位置から撮影



平成 26 年 5 月 15 日原子力規制庁撮影

図 2. 8 M/C1C 内部の母線、母線を支持している碍子等



※数字は盤番号、設備名は各遮断器の接続先

平成 26 年 4 月 8 日原子力規制庁撮影

(平成 26 年 6 月 5 日原子力規制庁撮影 (⑩予備))

図 2. 9 M/C1C 各盤の内部及び碍子部分



なお、物理的損傷とは別に、東京電力の手順書等によると、以下の①～⑦のいずれかの条件が成立すると D/G1A 受電遮断器が開放することとなっている<sup>20</sup>。

- ①中央操作室での D/G1A 受電遮断器操作スイッチ「切」
- ②ディーゼル発電機停止指令
- ③並列中において主発電機ロックアウトリレー「動作」
- ④並列中において脱調分離継電器「動作」
- ⑤ディーゼル機関ロックアウトリレー「動作」
- ⑥ディーゼル発電機ロックアウトリレー「動作」
- ⑦ディーゼル発電機過電流継電器「動作」

そこで、15 時 35 分 59 秒から 15 時 36 分 59 秒までの間に、地震の影響により①～⑦のいずれかの条件が成立した可能性についても検討した。

これらの条件のうち、①及び②については、D/G1A 停止操作がなされたとは考え難く、また停止操作の記録もないことから成立しない。

③及び④については、地震後 14 時 47 分に、M/C1A と所内変圧器をつなぐ遮断器が開放されたことが確認<sup>21</sup>されており、並列中ではないため成立しない（図 2. 10）。

⑤及び⑥については、同リレーが動作した場合、D/G1A も停止することとなり、D/G1A が電圧を維持していたことを示している過渡現象記録装置の追加データと整合しないため成立しない。

⑦については、D/G1A 受電遮断器（図 2. 11 中の番号 1 の遮断器）の D/G1A 側に、R 相と T 相の過電流継電器（大きな電流の発生を検知する機器）が設置されている（図 2. 11）。現地調査の結果、R 相の過電流継電器については動作したことを示す表示（動作表示）が出ていなかったが、T 相の過電流継電器には動作表示が出ていた（図 2. 12）。しかし、上記のとおり M/C1C に地震の影響による損傷は認められないこと、また以下の検討（2-2 参照）から短絡・地絡は発生していないと考えられることから、過電流継電器は実際には動作しておらず、地震により動作表示が落下したことによる誤表示であると考えられる<sup>22</sup>。

したがって、①～⑦のいずれの条件も成立していないものと考えられ、地震の影響によって M/C1C が電圧喪失したとは考え難い。

<sup>20</sup> 東京電力「1号機 事故時運転操作手順書(事象ベース)」

<sup>21</sup> 警報発生記録等データ

<sup>22</sup> 一般的に、動作表示は地震の揺れによって誤表示されることがある。その場合、動作表示が出るだけで実際には継電器は動作していないことから、系統保護のための制御回路等は動作しない。

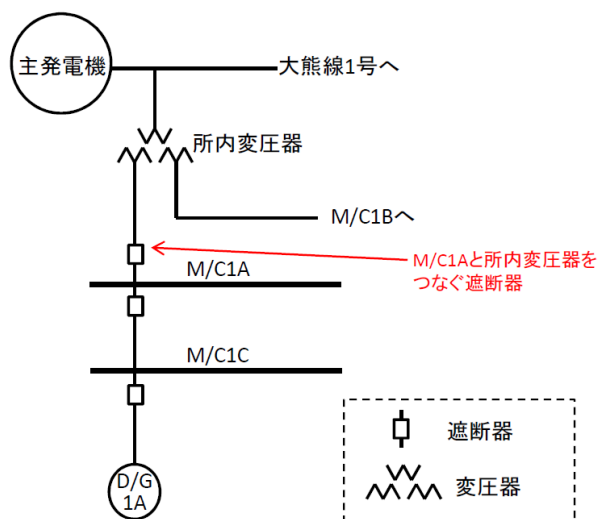


図2. 10 所内変圧器とM/C1Aとの電気的接続の概要図

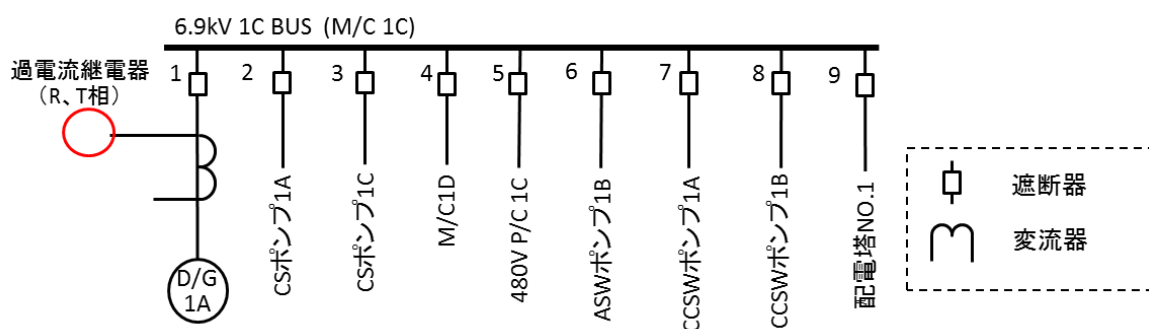


図2. 11 M/C1Cの電気的接続及び過電流継電器の設置位置

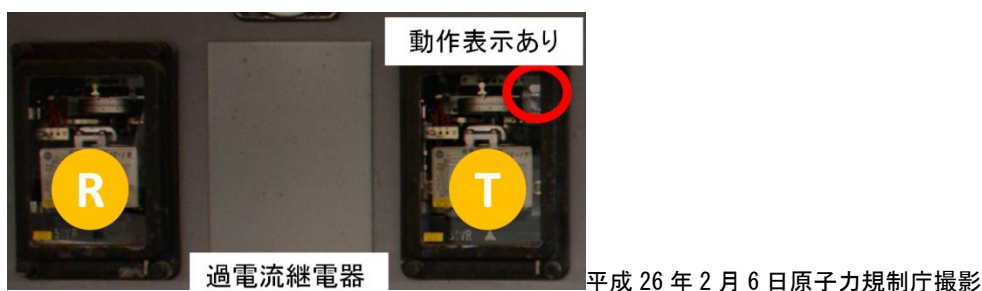


図2. 12 M/C1Cの過電流継電器（盤番号1）の動作表示

## 2-2 過電流継電器の動作表示について

一般に、継電器は動作表示だけが地震の揺れによって誤表示される場合がある。このことから、T相の過電流継電器の動作表示が誤表示であるのか、あるいは実際に過電流が発生して過電流継電器が動作したのか検討する必要がある。

過電流継電器が動作する場合、過電流の原因は以下のa)～c)のいずれかで発生するものと考えられる(図2. 13)。

- a) M/C1Cよりも負荷側(ポンプ等)

- b) D/G1A 受電遮断器よりも D/G1A 側
- c) M/C1C 内

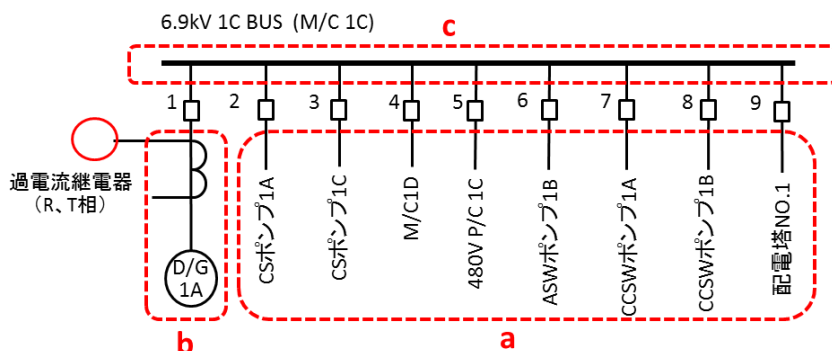


図2. 13 a)~c)の位置

a) については、負荷側で異常が発生した場合、負荷側に設置されている T 相の過電流継電器でも動作表示が出ると考えられる。現地調査の結果、負荷側の T 相の過電流継電器に実際に動作したと認められるものがないことから、該当しない。

b) については、D/G1A 受電遮断器よりも D/G1A 側において短絡が発生した場合、D/G1A の電圧値が低下すると考えられる。過渡現象記録装置の追加データより、15 時 35 分 59 秒以降も D/G1A の電圧が正常に維持されていたことから、短絡は発生していないと考えられ、該当しない。

c) については、M/C1C 内の母線で短絡又は地絡が発生した可能性が考えられる。

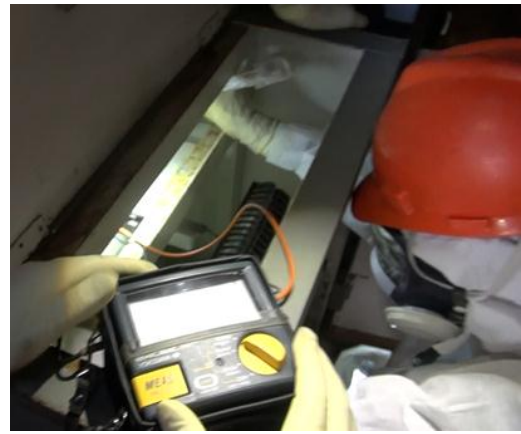
地震の影響により M/C1C において短絡が発生した可能性を検討するため、現地調査により、母線の R、S、T 各相の相間の絶縁抵抗を測定した<sup>23</sup>。その結果、母線の R 相と S 相との間では 2.8 MΩ、S 相と T 相との間では 1.9 MΩ、T 相と R 相との間では 2.7 MΩであった<sup>24</sup> (図2. 14、15)。また、M/C1C の筐体を開放して母線の状態を目視により確認した結果、母線、母線を支持している碍子等において、熱による損傷やその他物理的損傷は認められていない (図2. 8)。このことから、母線の R、S、T 相は互いに接触などはしておらず、電気的な絶縁は維持されていると考えられ、M/C1C において母線の短絡は発生していないと考えられる。

<sup>23</sup> 測定にあたっては、盤番号 1 (D/G1A) から盤番号 9 (配電塔 No. 1) までの全ての遮断器を手動下降引出し操作により開放し、母線を負荷や接地線から電気的に切り離した上で絶縁抵抗を測定した。

<sup>24</sup> 印加電圧 1,000 V、測定時の気温 18.9 °C、湿度 78 %。



盤番号 5 の上部 絶縁抵抗測定箇所



絶縁抵抗測定実施の様子

図 2. 14 絶縁抵抗測定の実施場所

平成 26 年 6 月 5 日原子力規制庁撮影



R 相-S 相間 2.8 MΩ



S 相-T 相間 1.9 MΩ



T 相-R 相間 2.7 MΩ

図 2. 15 相間の絶縁抵抗の測定結果

平成 26 年 6 月 5 日原子力規制庁撮影

また、M/C1C において地絡が発生した可能性について検討した。M/C1C には、D/G1A の地絡を検知する地絡過電圧継電器 (DG1A64) (盤番号 1) と、M/C1C の地絡を検知する地絡過電圧継電器 (MC1C64) (盤番号 5) との 2 つが設置されている。M/C1C が D/G1A から受電している場合、M/C1C には D/G1A から給電される電流が流れている。そのため、これら 2 つの地絡過電圧継電器は、同じ電気配線 (母線) の電圧を計測していることになる。M/C1C において地絡が発生した場合、D/G1A から M/C1C までの母線には地絡電流が流れることから、MC1C64 と DG1A64 の両方の地絡過電圧継電器が動作する<sup>25</sup> (図 2. 16)。しかしながら、現地調査の結果、MC1C64 一方のみ動作表示が出ており、DG1A64 では動作表示が出ていなかった (図 2. 17)。何らかの原因によって盤番号 1 (D/G1A) の受電遮断器が開放された場合、MC1C64 と DG1A64 は電氣的に独立した状態となり、一方のみ動作する可能性がある。しかし、この場合、MC1C64 は母線の電源を喪失し、地絡過電圧が発生しないことから、MC1C64 のみが動作することは考えられない。このことから、MC1C64 は実際には動作しておらず、地震により動作表示が落下したことによる誤表示で

<sup>25</sup> MC1C64 と DG1A64 は、どちらも 347V 相当の地絡過電圧を検知すると動作し、地絡発生の警報及び地絡故障箇所の判定に用いられる。

あると考えられ、M/C1Cにおいて地絡は発生していないと考えられる。

したがって、M/C1C内の母線で短絡又は地絡のいずれも発生しなかったと考えられることから、c)は該当しない。

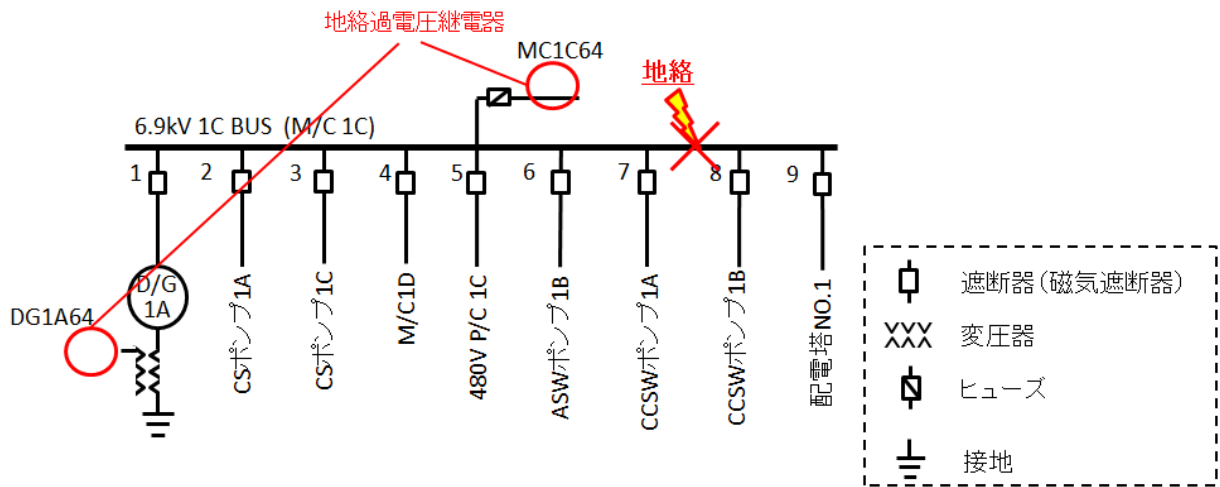
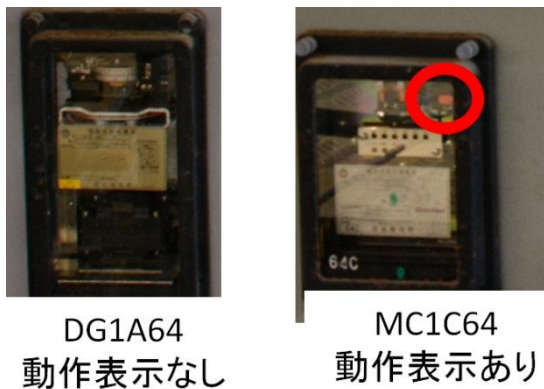


図 2. 16 MC1C64 及び DG1A64 の電氣的接続関係



平成 26 年 2 月 6 日原子力規制庁撮影

図 2. 17 M/C1C 過電圧継電器の動作表示

以上のとおり、過渡現象記録装置の追加データ及び現地調査の結果から a)～c)のいずれも該当しない。よって、実際には過電流は発生しておらず、T 相の過電流継電器の動作表示は誤表示であると考えられる。

### 2-3 津波の影響により M/C1C が電圧喪失した可能性について

D/G1A 受電遮断器の制御回路上、①接点「DG52A1」と②接点「86YG1X」が通電すると、遮断器を開放するコイル (TC) に電流が流れ、D/G1A 受電遮断器が開放する (図 2. 18)。

通常、①接点「DG52A1」は開放しており電流は流れないが、接点が浸水した場合、海水を介して電流が流れるものと考えられる。現地調査によりその配置及び浸水の有無を

確認した結果、同接点は、M/C1C 正面扉裏の高さ約 0.7m の位置に配置されていた。また、M/C1C の浸水跡は約 1.0m に達しており、同接点は津波により浸水していたと考えられる（図 2. 19）。

②接点「86YG1X」については、並列中にタービントリップ信号が発せられて主発電機ロックアウトリレー「86G1」が動作すると通電する<sup>26、27</sup>。現地調査により、それらの動作状況を確認した結果、同リレーが動作するとともに、同接点も動作表示が出ていることを確認した（図 2. 20）。

したがって、②接点「86YG1X」は地震発生時に動作しているため、①接点「DG52A1」が浸水した時点で③補助リレー「DG52AX」に電流が流れ、その結果、④接点「DG52AX」に対して閉信号が発出された。以上の結果、TC に電流が流れ、D/G1A 受電遮断器が開放したと考えられる。

なお、①接点「DG52A1」が浸水によって海水を介して電流が流れるか検証するため、接点の配線端子部を模擬し、導通試験を実施した。その結果、海水中で配線端子間に電流が流れることを確認した<sup>28</sup>。③補助リレー「DG52AX」は定格 100～125V で動作する電圧コイル<sup>29</sup>で構成されている。①接点「DG52A1」の配線端子部が浸水すれば、その間の海水抵抗を考慮しても、③補助リレー「DG52AX」に制御電源（DC125V）の電圧が印加し電流が流れ、③補助リレー「DG52AX」が動作（④接点「DG52AX」に対して閉信号を発信）するものと考えられる。

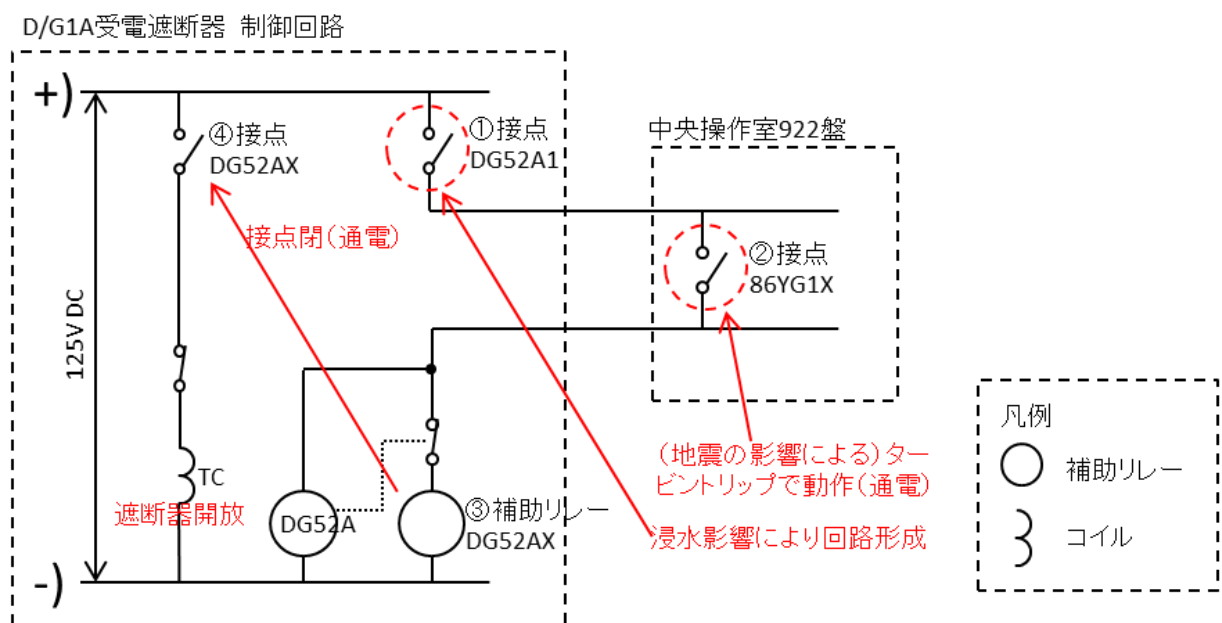


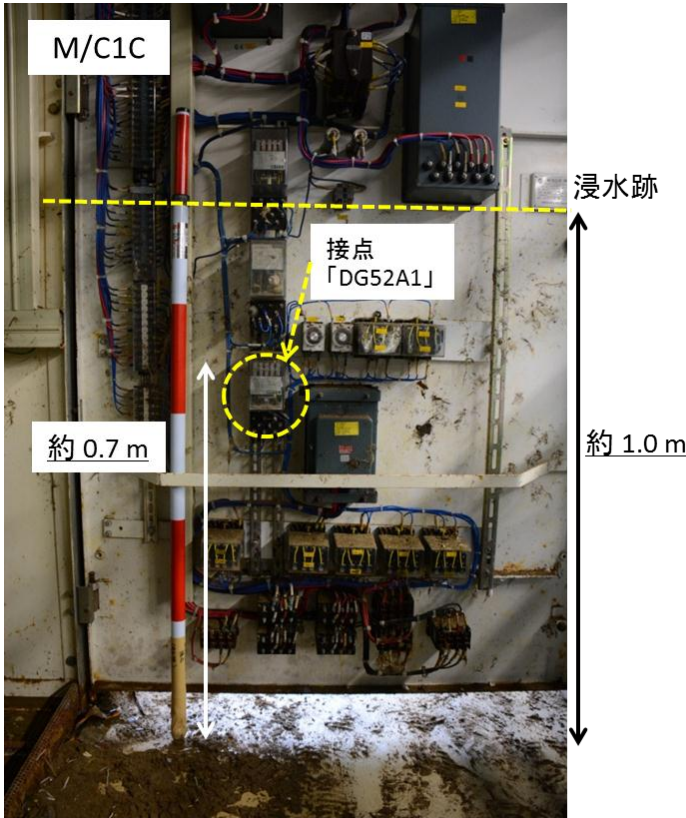
図 2. 18 D/G1A 制御回路概略図

<sup>26</sup> 東京電力「1号機 事故時運転操作手順書(事象ベース)」

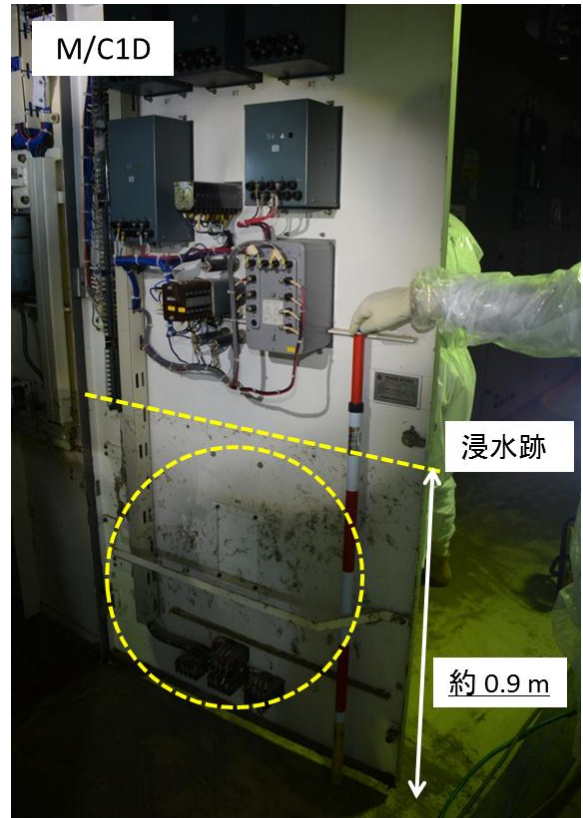
<sup>27</sup> 1号機警報発生記録データより、地震発生当時、並列中においてタービントリップ信号が発せられている。

<sup>28</sup> 接点の配線端子部（端子間距離 20mm）を模擬するため、正負極の端子を 20mm 離れた状態で 2～7V の直流電圧を印加し、数 mA の電流が流れることを確認した。端子間の電気抵抗は約 17～39Ω と計算される。なお、海水は福島県下で採取し、試験時の海水温度は 27.3℃であった。

<sup>29</sup> 補助継電器 KA1-PD3 動作コイルの定格電圧 100～125V、コイル抵抗 5350Ω



D/G1A 受電遮断器正面扉



D/G1B 受電遮断器正面扉

左：平成 26 年 6 月 5 日、右：平成 26 年 2 月 7 日原子力規制庁撮影

図 2. 19 D/G 受電遮断器の制御回路の配置と浸水高さ



86YG1X  
動作表示あり



86G1  
動作位置

平成 26 年 4 月 7 日原子力規制庁撮影

図 2. 20 主発電機のロックアウトリレー

以上のとおり、2-1～2-3 の検討の結果、M/C1C の電圧喪失の原因は、地震の影響ではなく、津波により①接点「DG52A1」が浸水したことによって、補助リレー「DG52AX」に電流が流れ、接点「DG52AX」が閉じることで TC に電流が流れ、D/G1A 受電遮断器が開放したことによるものと考えられる。

3) A系の非常用交流電源系統がB系よりも早期に喪失したことについて

国会事故調報告書では、M/C1CとM/C1Dでは、M/C1Dの方が、津波流入箇所と考えられる大物搬入口に近いとし、また、M/C1CとM/C1Dは、被水、浸水により機能停止に至る部分の高さに違いがないとしている。このことから、同報告書では、M/C1Cだけが先に津波により被水、浸水して停止するということは考え難いとしている。

この指摘に関し、現地調査を実施したところ、同報告書においてM/C1Dとされている盤は、実際には常用系MCCであり、M/C1Dは、この常用系MCCの裏側（南側）に設置されていることが分かった。また、津波流入箇所と考えられる大物搬入口からは、M/C1Dの設置位置はMCCの裏の奥まった場所であった（図2. 21）。M/C1Dの東側には、トイレなどの構造物、設備等があり、大物搬入口側から直接は浸水しづらい配置となっていた（写真①～⑤）。また、現地調査で浸水跡の高さを確認したところ、M/C1Cでは約1.0m、M/C1Dでは約0.9mであった。以上のことから、大物搬入口から流入した津波は、先にM/C1Cに到達し、その後、常用系MCCを回り込んでM/C1Dに到達したと考えられる。

また、M/C1CとM/C1Dの遮断器には同じ型の遮断器が使用されており、遮断器投入状態の母線の位置は約0.9mの高さとなる。しかし、M/C1CとM/C1Dとでは、D/G受電遮断器が開放すると考えられる浸水高さが異なっていた。M/C1Cは、正面扉の裏の高さ約0.7mの位置にある接点が浸水するとD/G1A受電遮断器が開放し、電圧喪失する（2）2-3参照。）。他方、M/C1Dでは、同様の接点がM/C1Dの上部（1.0m以上）に配置されていた（図2. 19）。そのため、M/C1Dについては、遮断器投入状態の母線が浸水する約0.9mの高さまで浸水しなければ、D/G1B受電遮断器は開放されない。

したがって、津波によってM/C1CはM/C1Dよりも早期に電圧喪失すると考えることが合理的である。

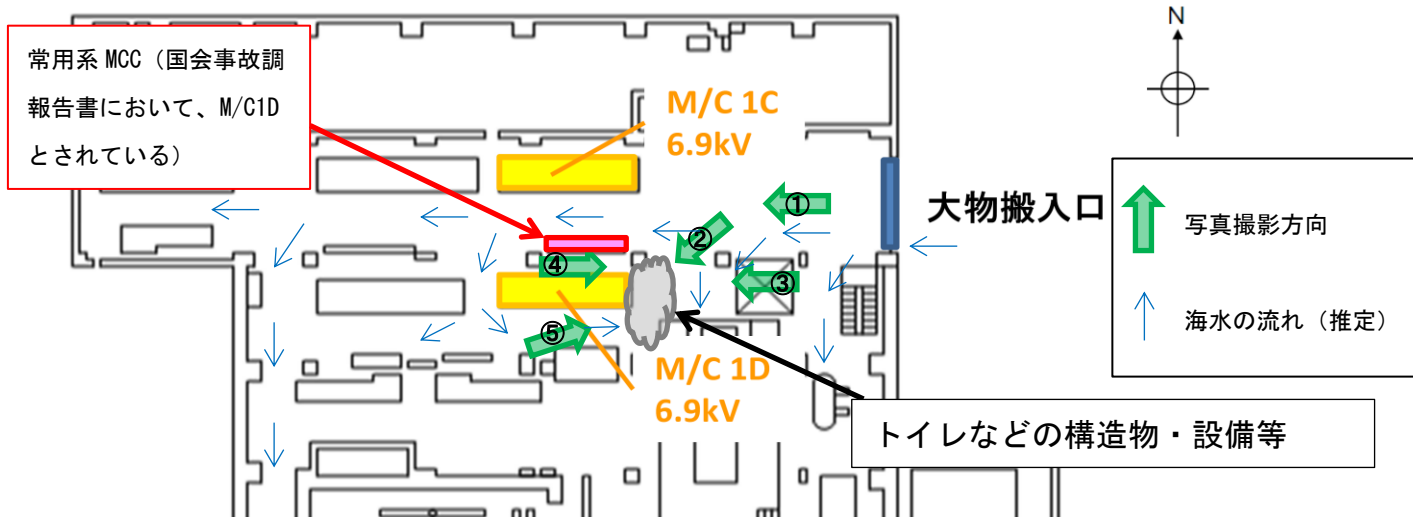


図2. 21 1号機タービン建屋 1階配置図<sup>30</sup>

<sup>30</sup> 東京電力資料に原子力規制庁にて加筆。



写真①



写真②



写真③



写真④



写真⑤



平成 26 年 2 月 7 日原子力規制庁撮影

#### 4) 津波の到達時刻について

東京電力は、東電事故調報告書<sup>31</sup>で津波第1波襲来を15時27分頃、津波第2波襲来を15時35分頃としていたことについて、これらの時刻は、波高計に津波が到達した時刻であったとしている。そして、東京電力では、波高計内蔵時計の精度、津波の敷地への到達を捉えた写真、プラントデータについて分析を行い、その結果、津波第2波が敷地に到達したのは15時36分台であったとしている。

本検討では、東京電力とおおむね同様の手法により津波の伝播時間を計算し、津波が敷地に到達した時刻を推定した。ただし、本検討では、以下の点で東京電力の検討とは異なっている。

- ①東京電力の検討では、波高計内蔵時計の時刻は4～10秒程度の進みと考えられ、大きなずれはないとしている。本報告書では、この4～10秒の進みを、波高計内蔵時計の補正に反映した。
- ②東京電力の検討では、波高計設置位置を15時33分30秒頃に通過した津波が波高計設置位置から南防波堤屈曲部まで伝播する時間の計算にあたり、波高計設置位置と南防波堤屈曲部を直線でつないだ距離1,000mを伝播距離としている。本報告書では、東京電力が実施した伝播距離1,000mの場合の他に、津波が真東から襲来した場合の伝播距離(約870m)についても計算した。
- ③東京電力の検討では、②の伝播時間の計算における水深の設定について、伝播時間が長めに評価される静水深の場合と、より現実に近い評価となる全水深(静水深+津波高さ)の場合について計算している。そして、それらの計算結果の平均を津波到達時刻の評価に用いている。本報告書では、より現実に近い評価となる全水深の場合の計算結果を津波到達時刻の評価に用いている。

その結果(下記4-1～4-3)、1号機タービン建屋付近は15時36分24～41秒前後には浸水したと推定した。

#### 4-1 津波が波高計に到達した時刻

東北地方太平洋沖地震発生当時、波高計は0.5秒間隔で連続測定を実施していた。波高計の記録では、15時頃から徐々に水位が低下している。15時10分頃から水位は上昇に転じ、15時27分頃にO.P.+約4m程度まで上昇した(津波1)。水位は一旦低下した後15時33分30秒頃にO.P.+約4.5m程度まで急激に上昇し(津波2-1)、15時35分00秒頃に更にO.P.+約7.5m程度まで上昇した(津波2-2)。水位がO.P.+約7.5m程度に達したところで、波高計は記録が不安定となり、その後、波高を計測できない状態になった<sup>32</sup>(図2.22、23)。

<sup>31</sup> 東電事故調報告書

<sup>32</sup> 東京電力「福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所における平成23年東北地方太平洋沖地震により発生した津波の調査結果に係る報告(その2)」(平成23年7月8日)

当時、波高計は取替工事中であり、内蔵時計は校正されていなかった。ただし、時刻校正されている地震計との比較から、波高計の内蔵時計は、実際の時刻に対して4～10秒程度進んだ時刻を示していたものと推定される。

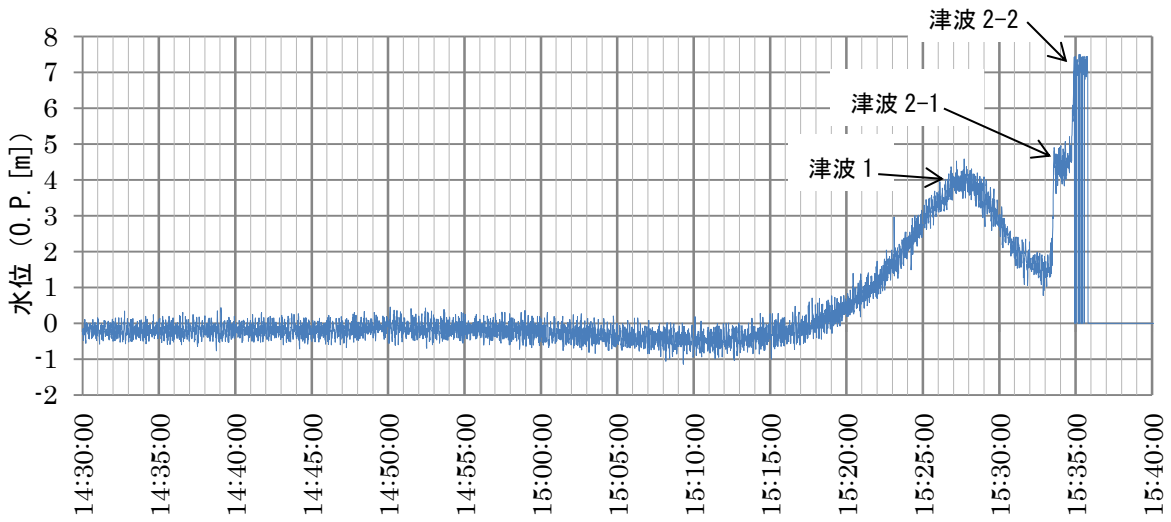


図2. 22 波高計の記録

※地盤変動は考慮していない。

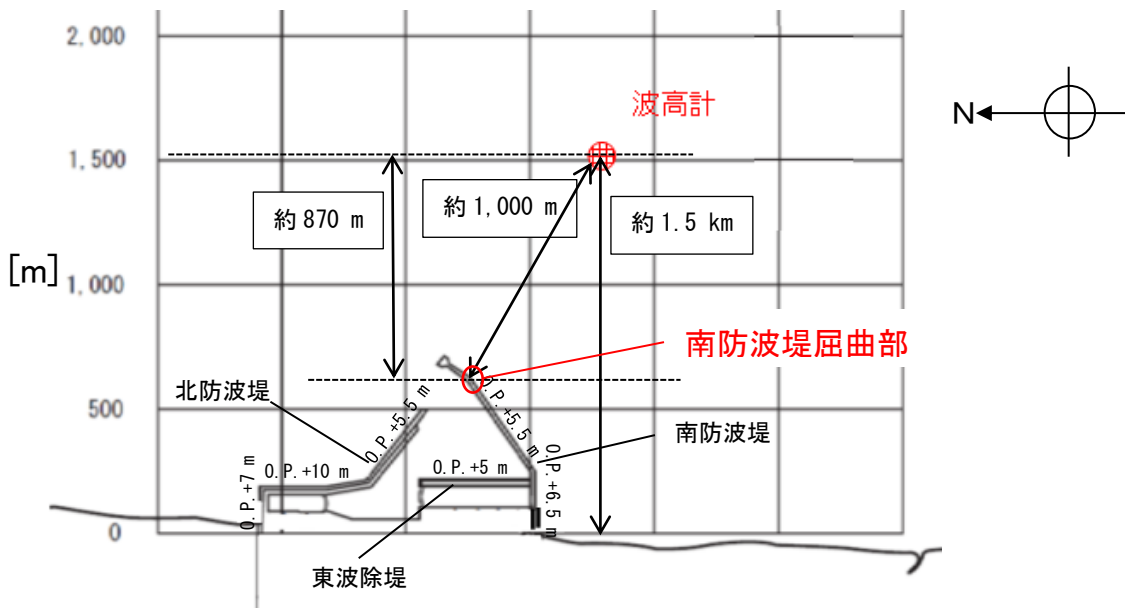


図2. 23 波高計の設置位置、波高計から敷地までの距離及び防波堤等高さ

#### 4-2 波高計設置位置から南防波堤屈曲部までの津波伝播時間

波高計設置位置から南防波堤屈曲部までの津波伝播時間は、津波が伝播する速さ（津波高さ及び水深に依存）及び距離（波向に依存）によって異なる。

津波高さと水深の和が大きい程、津波が伝播する速さも大きくなる。また、波向については、写真1から、真東に近い方向から津波2-1が襲来しているように見られる<sup>33</sup>。津波が真東から襲来した場合、津波の伝播距離は約870 m<sup>34</sup>、伝播時間は津波2-1は約74秒、津波2-2は約66秒となる<sup>35</sup>。

ただし、正確な波向は不明であるため、津波の伝播距離が最も長くなる向きで襲来した場合の所要時間についても算定する。その場合、津波は、波高計設置位置から南防波堤屈曲部までを直線で結んだ方向（北西方向）に沿って伝播することとなり、その距離は約1,000 m、伝播時間は、津波2-1は約85秒<sup>36</sup>、津波2-2は約76秒となる<sup>37</sup>。

#### 4-3 津波2-1、津波2-2による敷地高さ0.P.+10 mの位置の浸水時刻

津波2-1が南防波堤屈曲部を越えている写真1<sup>38</sup>の撮影時刻は、前述の波高計到達時刻に津波伝播時間を加えることにより、15時34分34～51秒頃と算定される。また、タービン建屋換気系排気筒が設置されている敷地高さ0.P.+10 mの位置が大規模に浸水した様子を写している写真3は、写真1の1分50秒後に撮影されていることから、15時36分24～41秒頃に撮影されたと算定される。

津波は真東に近い方向から襲来したことから、津波は敷地周辺の沿岸に大きな時間差なく到達したものと考えられる。したがって、タービン建屋換気系排気筒付近が大規模に浸水している写真3の撮影時刻（15時36分24～41秒頃）前後には、タービン建屋換気系排気筒と同じ敷地高さ0.P.+10 mの位置にある1号機タービン建屋付近も浸水したと考えられる<sup>39</sup>。

<sup>33</sup> 南防波堤において、南防波堤屈曲部よりも北東側は津波に覆われている。一方、南西側は津波に覆われていない。また、北防波堤については津波に覆われていない。このことから津波は東側から襲来したものと考えられる。

<sup>34</sup> 図2. 23からの読み取りによる。

<sup>35</sup> 津波2-2の伝播時間については、波高計設置位置で津波高さ0.P.+7.5 mであったと仮定した場合の算定結果。実際の津波高さは0.P.+7.5 m以上であるため、伝播時間はより短いと考えられる。

<sup>36</sup> 津波の速さの式  $c = [g(h+H)]^{1/2}$  において、水深  $h$  に対して平均海面からの津波高さ  $H$  が十分に小さい場合、 $c = (gh)^{1/2}$  として近似する場合がある。この報告書では、波高計設置位置から防波堤付近までの区間において  $h$  と  $H$  の値に大きな差がないため近似していない（波高計設置位置から敷地まで、 $h$  は6～13 m程度）。東京電力の計算（平成25年10月7日）では、津波2-1が波高計設置位置から波防波堤屈曲部までの1,000 mを伝播する時間について、近似しない式の場合85秒、近似した式の場合106秒であるとしている。

<sup>37</sup> 津波2-2の伝播時間については、波高計設置位置で津波高さ0.P.+7.5 mであったと仮定した場合の算定結果。実際の津波高さは0.P.+7.5 m以上であるため、伝播時間はより短いと考えられる。

<sup>38</sup> 国会事故調報告書において、津波第2波が防波堤突端に達したとしている写真の12秒後に撮影された写真。

<sup>39</sup> ただし、本検討では、津波の高さ、向き、海底地形等に仮定や近似を含んでいる。そのため、検討の結果はおおよその津波到達時刻として捉えることが適当と考えられる。

	津波 2-1			津波 2-2			備考
波高計到達時刻	15:33:20 ~ 26			15:34:50 ~ 56			・波高計での実測時刻を補正(4~10秒程度のずれ)
波高計から南防波堤屈曲部までの伝播時間	870 m 約 74 秒	~	1,000 m 約 85 秒	870 m 約 66 秒	~	1,000 m 約 76 秒	・計算による評価時間 ・津波 2-2 は津波高さ 0. P. +7.5 m として計算
南防波堤屈曲部到達時刻	15:34:34	~	51	15:35:56	~	36:12	・波高計到達時刻に上記伝播時間を足した評価時刻 ・津波 2-1 の南防波堤屈曲部到達時刻を写真 1 の撮影時刻として解釈
タービン建屋換気系排気筒(敷地高さ 0. P. +10 m)の位置の浸水	15:35:38	~	55	15:36:24	~	41	・津波 2-1 は写真 2 (写真 1 から 1 分 04 秒後)、津波 2-2 は写真 3 (写真 1 から 1 分 50 秒後)の撮影時刻 (写真 1 からの経過時間から算定)

表 1 津波 2-1 及び津波 2-2 に係る波高計設置位置からタービン建屋換気系排気筒の位置の浸水までの時刻の整理

写真1(津波 2-1 が南防波堤屈曲部を越える。)



写真2(津波 2-1 により敷地高さ 0. P. +10 m の位置で浸水が発生。)



乗用車

写真3(津波 2-2 により敷地高さ 0. P. +10 m の位置で大規模な浸水が発生。)



タービン建屋換気系排気筒

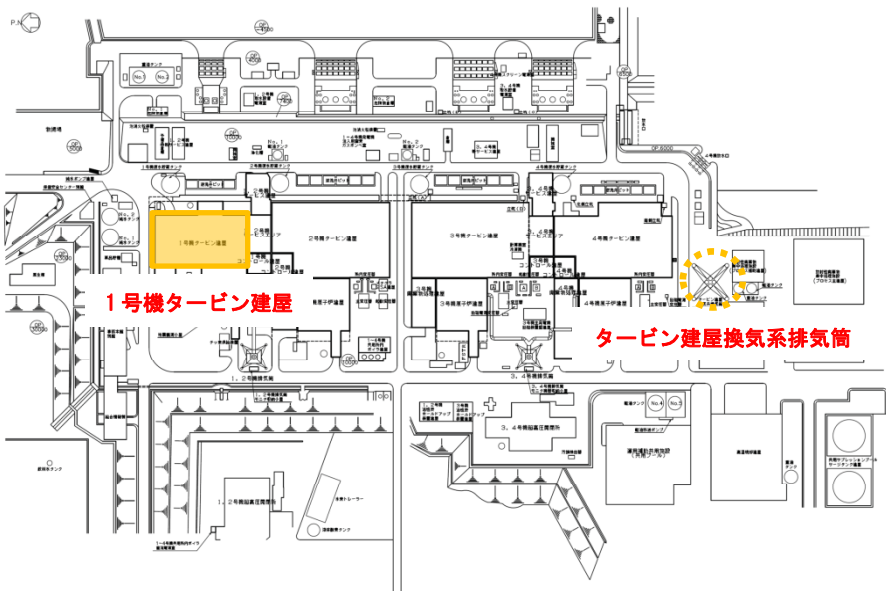


図2. 24 タービン建屋換気系排気筒、1号機タービン建屋の配置

波高計記録、写真、過渡現象記録装置データに基づき、敷地高さ 0. P. +10 m の位置の浸水時刻、CCSW ポンプの遮断器開放時刻、D/G 及び M/C の電圧喪失の時刻等をまとめると、図2. 25のとおりである。

図2. 25から、M/C1C、M/C1D、D/G1A 及び D/G1B が電圧喪失した時刻は、これらの機器が設置されている1号機タービン建屋付近が浸水したと考えられる時刻以降であり、津波の到達状況とおおむね一致していると考えられる。

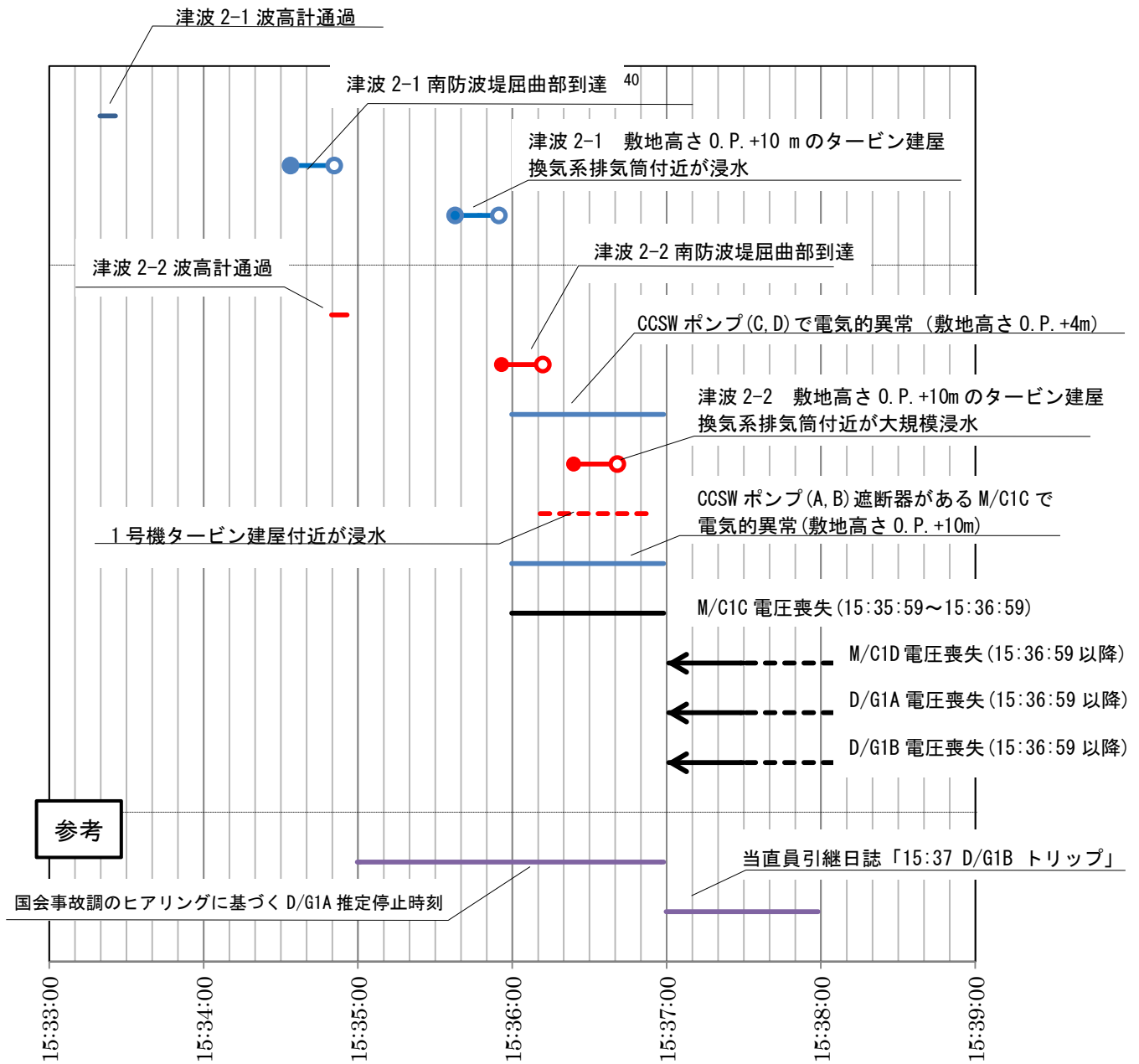


図 2. 25 波高計記録、写真、過渡現象記録装置データに基づく時系列の整理 (1号機)

<sup>40</sup> 津波 2-1 及び津波 2-2 が南防波堤屈曲部に到達した時刻及び敷地高さ O.P. + 10 m の位置のタービン建屋換気系排気筒付近が浸水した時刻の表示について、津波が真東から襲来した場合 (伝播距離は約 870 m) の時刻は● (塗りつぶし)、津波の伝播距離が最も長くなる向きで襲来した場合 (伝播距離は約 1,000 m) は○ (白抜き) で示している。

<sup>41</sup> 図中の矢印は、15 時 36 分 59 秒以降に電圧喪失したことを示す。前述のとおり、M/C1D、D/G1A、D/G1B の電圧は、1 号機の過渡現象記録装置のデータが途絶した直前の 15 時 36 分 59 秒まで維持されていた。したがって、M/C1D、D/G1A、D/G1B が電圧喪失した時刻は 15 時 36 分 59 秒以降である。

### 3. 1号機原子炉建屋4階での出水

#### (1) 提起された問題

国会事故調報告書では、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（以下「1号機4階」という。）において出水事象があったことが複数の作業員の証言により確認されたとの記載がある。

また、本出水事象については、「出水が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。そのため、「東京電力及び保安院によって、出水元が徹底的に調査される必要がある」とも記載されている。

なお、本節での検討では、1号機4階における出水事象に焦点を当てたものであり、非常用復水器（IC）問題全般について検討したものではない。

#### (2) 検討の目的及び範囲

1号機4階での出水箇所、出水経路等を解明するため、以下の各項目について、次のとおり検討することとした。

##### 1) 出水時の状況把握について

出水当時、1号機4階で作業中であった作業員（1名）（国会事故調報告書における「B氏」）（以下「目撃者」という。）に対してインタビューを実施し出水時の現場状況について聴取する。また、出水箇所の特定等インタビュー内容を確認するため現地調査を実施することにより、1号機4階の出水時の状況について確認する。

##### 2) 出水箇所（出水経路、水源等含む）の検討について

出水当時の状況及び現地調査による現在の状況を踏まえ、出水箇所（出水経路及びその水源）となる可能性のある設備を絞り込み、具体的な出水の可能性のある箇所を検討する。

##### 3) 出水に至るメカニズムについて

上記1)、2)を踏まえ絞り込んだ出水箇所につき、現地調査の結果等をより詳細に検討する。また、現地調査の結果も踏まえ、出水に至るメカニズムを解析により検討する。

なお、出水箇所、出水経路及び水源の関係のイメージを、図3. 1に示す。

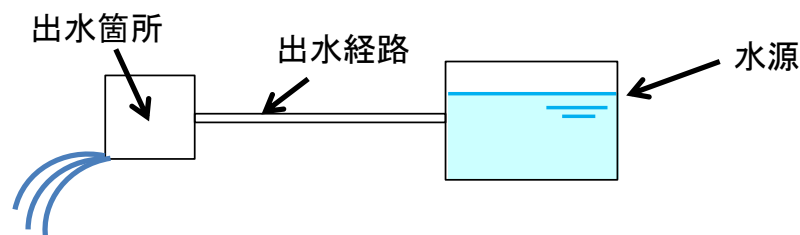


図3. 1 水源、出水経路、出水箇所の関係（イメージ図）



### (3) 検討結果及び原子力規制委員会の見解

#### 1) 検討結果

1号機4階における出水事象についての検討結果は、以下のことが判断される（各論はⅢ.3.(4)参照）。

#### 【出水時の状況把握】

目撃者へのインタビューの結果概要は、以下のとおり。

- －出水は可燃性ガス濃度制御系（FCS）の上方。配管がたくさんあるが、そのあたりから（水が）でてくるのが見えた。
- －最初の大きな揺れが始まってから1分を過ぎたくらいであり、出水を目撃した時も揺れは継続していた。
- －水は、バケツの水をバツと撒いた感じであった。

現地調査で確認したところ、以下のとおり。

- －目撃者が位置したのは、大物搬入口の東側であると特定。
- －出水を目撃した箇所は、FCS上方であり、配管、ダクト、使用済燃料プール（SFP）の側面部にあるダクトに接続されている溢水防止用のチャンバ（以下「溢水防止チャンバ」という。）などを確認。

#### 【出水箇所（経路、水源等含む）】

- －現地調査、設備の状況を踏まえ、出水箇所となる可能性のある設備として、溢水防止チャンバ及び1号機5階からのドレンラインが挙げられる。
- －1号機5階からのドレンラインは、現地調査で確認した限りでは配管の損傷や破断等は確認されなかったことから、ここから出水があったとは考えられない。
- －このため、出水箇所となる可能性がある設備は溢水防止チャンバのみである。

#### 【出水に至るメカニズム】

SFPにおいてスロッシングが発生したことが考えられることから、スロッシングによるSFPの水のダクト等への流入に関する解析を実施し、以下の結果を得た。

- －本震の揺れに伴いSFPにおいてスロッシングが発生し、SFP側面部のコンクリートに埋め込まれたダクトを通して、4階天井部付近に施設されている溢水防止チャンバにSFP水が流れ込んだ。
- －溢水防止チャンバへは、本震の揺れが始まってから約30秒後に水が流れ込み始め、約80秒後には約0.8 m<sup>3</sup>の水が流入した。
- －溢水防止チャンバに流れ込んだ水の水圧（溢水防止チャンバ及びダクトに内包する水の地震による慣性力によるものを含む。）により、本震が始まってから約40秒後に溢水防止チャンバのパネル結合部の一部に隙間が生じ、その隙間から出水が起こった。

これらから、1号機4階における出水事象は、SFP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圧により、同チャンバに隙間が生じ出水が起こったと推測される。

## 2) 原子力規制委員会の見解

国会事故調報告書では、地震発生直後の1号機原子炉建屋4階における出水事象については、「出水が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。現地調査及び解析に基づく検討の結果、本出水事象は、SFP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圧により、同チャンバに隙間が生じ出水が起こったと考えられる。

## (4) 評価方法と結果

### 1) 出水時の状況把握について

出水時の状況等に係る目撃者の主な証言は、以下のとおりである<sup>42</sup>。

#### 1-1 出水箇所

- －地震発生時に立っていた場所は、開口部（注：大物搬入口）付近のジブクレーンの真下であった。ジブクレーンのフックがすごく揺れて、ガチャガチャしていた。その音が大きかったので、上から落ちてくる物が何かあるのではないかと思い、上ばかりを気にしていた。揺れを感じていて音もすごかったので、ずっと上を見ている時に斜め上から水が出てきたのを見た。
- －出水時、開口部の柵をずっと押さえて（つかんで）立っていた。体は開口部の方を向いていて、開口部の柵をつかみながら南側のジブクレーンを見ていた。その後、左側より出水を見た。
- －出水が見えたのは、FCSの上方であった。上の方には配管がたくさんあるが、そのあたりから（水が）出てくるのが完全に見えた。
- －出水は、広いところから見えた。出水が見えた方向にはFCSがあったが低いので障害物にはならなかった。

#### 1-2 出水時間

- －感覚としては、最初の大きな揺れが始まってから1分を過ぎたくらいだった。
- －出水を目撃した時も揺れは継続していた。

<sup>42</sup> 詳細は、第2回検討会資料1-1参照。

### 1-3 出水量、出水の様相

- －水は、バケツの水をバツと撒いた感じであった。
- －水の勢いは、通常ポンプを回して出している水の吹き方よりは弱いという感覚があった。表現として、バケツの水を出したような感じであった。
- －水が出てきた角度は、この角度（身振り手振りでおおよそ斜め 45° くらい）だったと思う。
- －出てきた水の量は、瞬間的な表現としては、バケツ一杯の水だった。
- －見えたものは、何の水かはわからなかったが、水とはっきりわかるものであり、霧状のものではなかった。
- －水がバツと出てきた瞬間に「逃げろ」という感覚だったため、水が落ちていくところまでは見ていない。水があつたら中操（中央制御操作室）に連絡するという感覚があるため、出てくる水は汚染されているという感覚だった。そのため、水が落ちるところまで見る余裕はなく、床に水が浸った様子を見ていない。

### 1-4 その他

- －音を気にしていたのは、地震で揺れているときのジブクレーンのフックの音くらいであった。
- －振動、温度、風圧、においは感じなかった。
- －自分が走ったところの床は、濡れていなかった。水は相当気にしていたが、通常の状態だった。

このうち、1-1 出水箇所については、目撃者の証言を踏まえ、現地調査にて、目撃者の立ち位置及びそこから確認できる設備等の位置関係について確認を行った。その結果、目撃者の立ち位置については、開口部、開口部の柵及びジブクレーンの位置関係から大物搬入口（開口部）の東側（図 3. 2 の星印の位置）であると特定することができた。出水箇所については、FCS 上方であり、溢水防止チャンバ付近であると考えられる。

また、出水時の目撃者の立ち位置と設備等の位置関係については、目撃者が出水目撃直前及び出水目撃時に視野に入っていたと証言している設備（出水目撃直前に視野に入っていた設備：開口部及びジブクレーン、出水目撃時に視野に入っていた設備：FCS 及び上部の配管）と現場の位置状況がほぼ同じであったことを確認した。

なお、原子力規制庁において目撃者から聴取した内容は、国会事故調報告書に記載されている目撃者の証言内容と異なる点（出水の様相等）がある。これについては、国会事故調による目撃者へのインタビュー結果の詳細を入手することができていないため、目撃者の証言内容に異なる点が生じた理由は定かではない。なお、目撃者からはインタビュー時に「国会事故調にも同じ内容を話している」旨の証言を得ている。

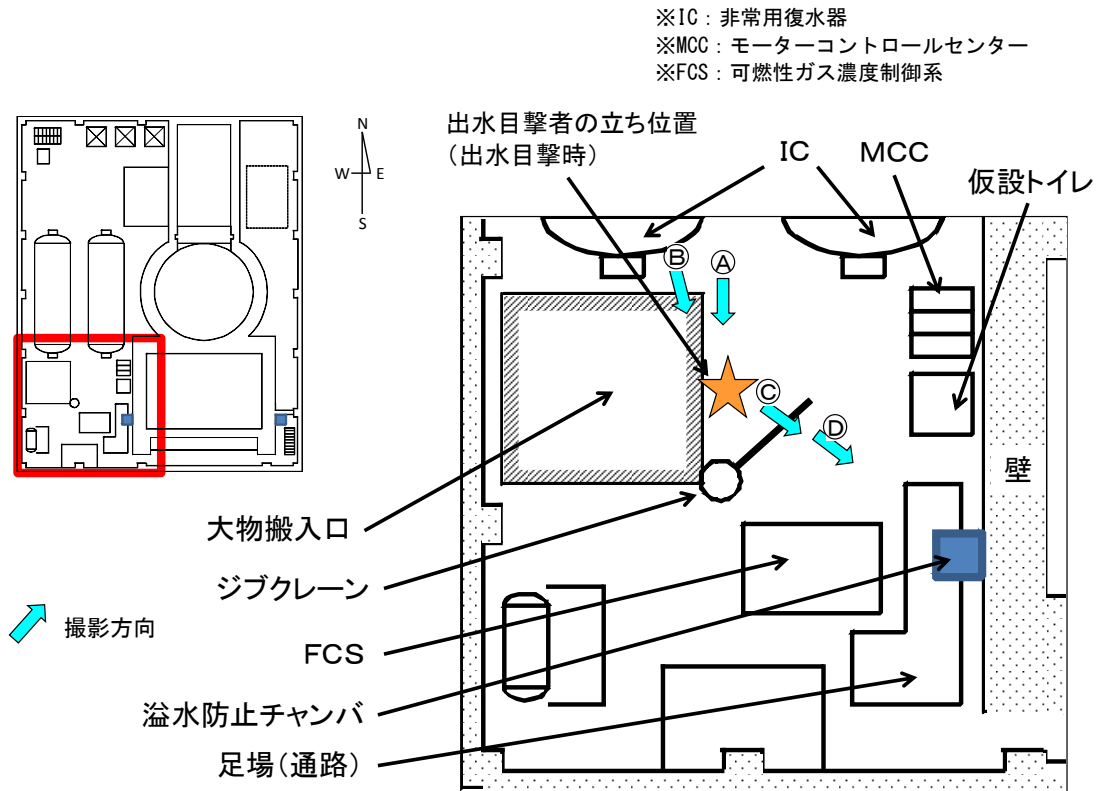


図3. 2 出水発生当時の目撃者の立ち位置



<出水目撃時の立ち位置>



<目撃者の立ち位置>



<目撃者の視線>



<目撃者の視線>

図3. 3 目撃者の立ち位置、視線（現場の状況）

## 2) 出水箇所（出水経路、水源等含む）の検討について

### 2-1 1号機4階において出水箇所となる可能性のある設備

1) における目撃者の証言から、概ね出水箇所については特定できるが、その他の場所からの出水の可能性も考えられることから、以下では1号機4階全体において出水箇所となる可能性のある設備について、検討を行った。

#### <配管>

##### (a) 復水補給水系配管

- ・役割：ほう酸水貯蔵タンク等への機器へ補給するための水が通っている配管。
- ・設置位置：南西側の壁付近から南側の壁及び東側の壁を這うよう設置（図3.4）。
- ・検討結果：目撃者が出水を目撃した箇所とは異なる位置にあるため、目撃された出水箇所ではないと考えられる。

##### (b) 消火系配管

- ・役割：消火用の水が通っている配管。
- ・設置位置：北西側の壁付近及び東側の壁付近の2箇所に設置（図3.4）。
- ・検討結果：目撃者が出水を目撃した箇所とは異なる位置にあるため、目撃された出水箇所ではないと考えられる。

##### (c) IC系ベント配管

- ・役割：通常運転時に非凝縮性ガスの滞留を防ぐために、IC1次系の頂部から主蒸気管に蒸気を排出している小口径配管（口径：19.05mm）であり、原子炉圧力容器内で発生する蒸気が通っている配管。
- ・設置位置：西側にあるICから延びて、原子炉圧力容器及びSFPの西側の壁を這うように設置（図3.4）。
- ・検討結果：目撃者が出水を目撃した箇所付近にあるが、蒸気が通っており、この配管から水が出てくることはないため、目撃された出水箇所ではないと考えられる。
- ・参考：この配管から蒸気が漏れていた場合、蒸気が漏れる音が発生し、蒸気により視界が悪くなる状況になったと考えられるが、目撃者は「ジブクレーンのフックがすごく揺れて、ガチャガチャしていた。その音が大きかったので、・・・（以下、略）」「音を気にしていたのは、地震で揺れているときのジブクレーンのフックの音くらいであった」「振動、温度、風圧、においては感じなかった」との証言をしていることから、目撃者が出水を目撃した際には、IC系ベント配管から蒸気は漏れていなかったと考えられる。

(d) IC系2次系への補給水ライン（低圧常温）

- ・役割：ICの胴側の水を補給する配管。
- ・設置位置：復水補給水ラインと消火系ラインが3階で合流し、3階から4階の床面を通じてICに接続。
- ・検討結果：目撃者が出水を目撃した箇所とは異なる位置にあるため、目撃された出水箇所ではないと考えられる。

(e) IC系高圧（1次系）供給配管

- ・役割：原子炉圧力容器からの蒸気をICに導く配管である。
- ・設置位置：原子炉格納容器から3階に出て、3階から4階に立ち上がりIC上部から側面を回り込んでICに接続。
- ・検討結果：目撃者が出水を目撃した箇所とは異なる位置にあるため、目撃された出水箇所ではないと考えられる。また、この配管は蒸気を通る配管であり、この配管が破断していた場合、蒸気が噴出していると考えられるが、目撃者のインタビュー結果を踏まえると蒸気が噴出している状況にはなかったと考えられるため、当該配管は目撃された出水箇所ではないと考えられる。

(f) IC系戻り配管（格納容器外隔離弁の上流側）

- ・役割：原子炉圧力容器からICに導かれた蒸気を冷却してできる水を原子炉圧力容器へ戻す配管。
- ・設置位置：ICから4階の床面を通じて3階へ延びている。
- ・検討結果：目撃者が出水を目撃した箇所とは異なる位置にあるため、目撃された出水箇所ではないと考えられる。また、この配管が破断していた場合、配管内は高圧であるため勢いよく吹き出すような形状になると考えられるが、目撃者のインタビュー結果を踏まえるとそのような状況にはなかったと考えられるため、当該配管は目撃された出水箇所ではないと考えられる。

(g) 1号機5階からのドレンライン

- ・役割：1号機5階の床面（オペレーティングフロア）の排水が通る配管（口径：76.2mm）であり、1号機5階のSFPと大物搬入口の間にあるキャスク除染エリアにおいてキャスクの除染作業が実施されている場合のみ水が流れる。
- ・設置位置：1号機5階のキャスク除染エリアにある床ドレンファンネルから繋がって1号機4階の南側にあるSFPの西側の壁の天井に設置されており、目撃者が出水を目撃した箇所付近に設置。
- ・検討結果：東京電力によると、本震発生時には、除染作業は実施されておらず、キャスク除染エリア床面はビニールシートで覆われ、その上に機材が置いてある状態であったとのことであった。しかし、SFPのスロッシングにより1号機5階フロアに水が溢れ、床ドレンファンネルからドレンラインへ水が流入した可

能性があると考えられる。よって、1号機5階からのドレンラインには、水が通っていた可能性はあると考えられるが、現地調査を行った限りにおいては、配管の損傷や破断等は確認されなかったことから出水箇所となった可能性はないと考えられる。

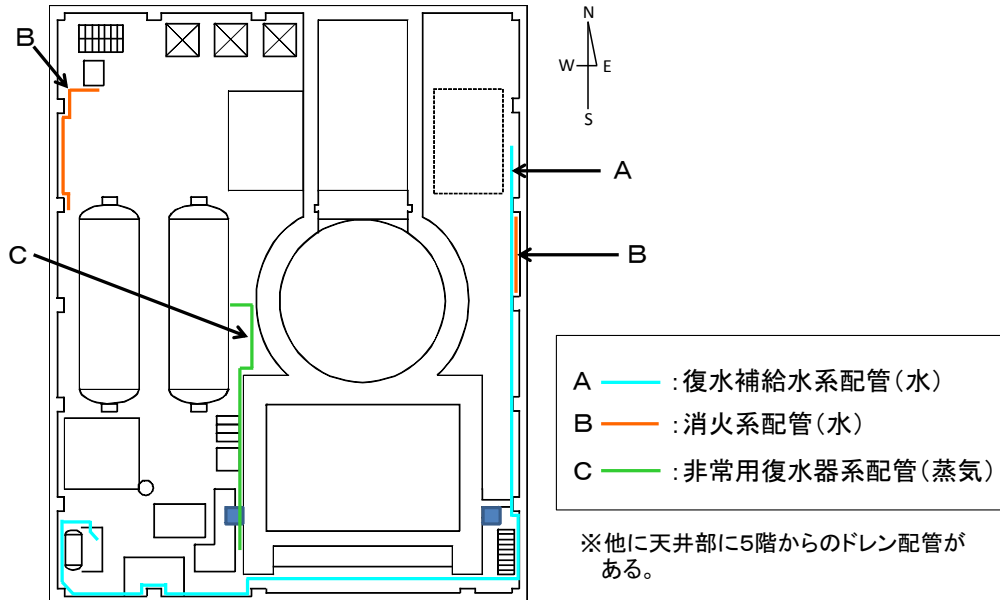


図3. 4 1号機4階に施設されている水又は蒸気系配管

### <その他設備>

#### (a) SFP 空調ダクトに接続されている溢水防止チャンバ

- ・ 役割：1号機のSFP壁面には通常時の水面から20cm上方に換気口（吸気口）が設けられており、コンクリート製の壁面に埋め込まれた空調ダクト（以下「SFP空調ダクト」という。）を通じて、1号機4階の天井付近にある換気・空調ダクトに接続され、SFPから発生する微量の放射性ガスを含む水蒸気を、換気・空調系によって主排気筒に導く仕組みとなっていた。また、溢水防止チャンバの底面はSFP空調ダクトの底面より低くなっており、ここに水を受け止めて同チャンバの下部に接続されているドレンラインから排出する仕組みとなっている（図3. 5）。
- ・ 設置位置：1号機4階の天井付近に設置されており、目撃者が出水を目撃した箇所付近に設置。
- ・ 参考：溢水防止チャンバの設置経緯は、平成17年8月の宮城県沖地震において福島第一原子力発電所2号機及び6号機のダクト（場所：2号機：4階の南西側に1つ、南東側に1つ。6号機：4階の北側に1つ、南側に3つ）から床面への水の漏えいが確認されたことの対策として設置された。平成19年4月、SFP空調ダクト内の水（水蒸気の凝縮によって生じた水や地震時のSFPにお

けるスロッシングによって浸入した SFP 水) が原子炉建屋内への溢水の原因となることを防止するため、ダクト内に生じた水をためるよう SFP 空調ダクトと 1 号機 4 階の天井部付近に施設されている空調ダクトの間に設置されたものである。その後、平成 19 年 7 月に発生した新潟県中越沖地震において柏崎刈羽原子力発電所で発生した事象（非管理区域及び系外へ SFP 水が放出された事象）や平成 20 年 6 月に発生した岩手・宮城内陸地震において福島第二原子力発電所で発生した事象（SFP 換気口と通じている空調ダクトのつなぎ目等から SFP 水が漏えいした事象）への対応として、平成 22 年 7 月に 1 号機 4 階天井部付近の換気・空調ダクトと当該チャンバを切り離した。この際、溢水防止チャンバについては、この切り離し部分を閉止している。なお、溢水防止チャンバの設置及び閉止工事については、東京電力が自主的に実施したものである。

この溢水防止チャンバは、水密化が図られており、また、漏えい試験により水が漏えいしないことが東京電力により確認されている（溢水防止チャンバ内を満水にし、12 時間放置した状態で溶接部及びドレン配管のフランジ部から漏えいがないことを目視により確認）。ただし、東京電力によると、溢水防止チャンバは静水圧には耐えられる設計となっていたが、大量の水が流入する場合における動水圧に対する考慮や大量の水の排出を考慮した設計にはなっていなかったとのことであった。

- ・ 検討結果：地震発生時には SFP においてスロッシングが発生し、SFP の水が側面にある吸い込み口から空調ダクトを通して溢水防止チャンバに流入した可能性があり、出水箇所となっていた可能性がある。

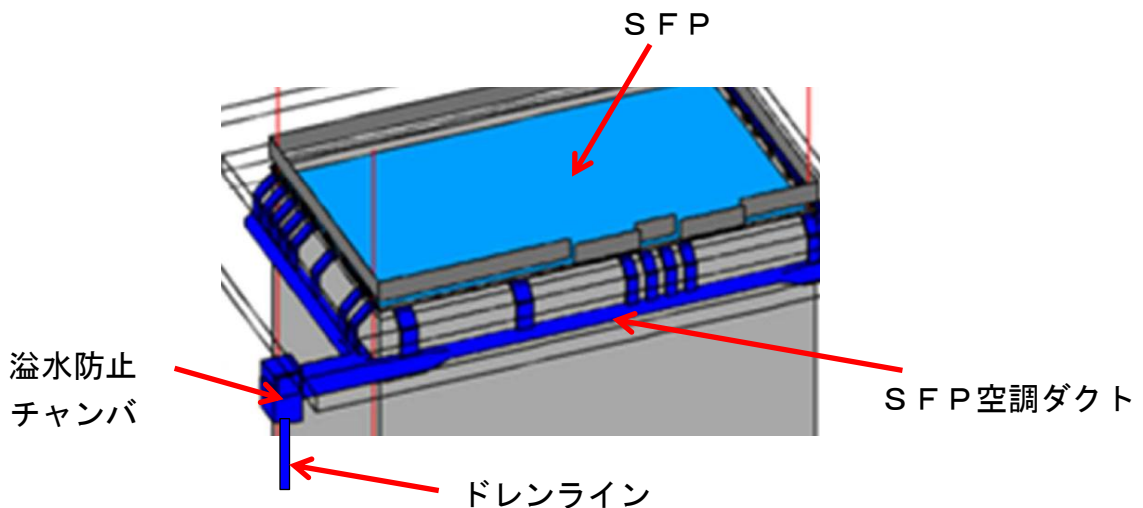


図 3. 5 SFP、SFP ダクト、溢水防止チャンバの位置関係（イメージ）



(b) 大物搬入口

- ・役割：原子炉建屋内へ大型設備の搬入等を行う際に使用する開口部である。
- ・設置位置：南西部に位置。
- ・検討結果：目撃者の証言によると、1号機5階床部の大物搬入口は本震発生時には閉じられていたとのことであり、また、目撃者が出水を目撃した箇所とは異なる位置にあるため、目撃された出水箇所ではないと考えられる。

2-2 出水箇所の推定

2-1により1号機4階において出水箇所となる可能性のある設備を検討した結果から次のように絞り込むことができる。

現地調査より、目撃者の証言による出水目撃箇所付近の壁には、IC系ベント配管、1号機5階からのドレンライン、溢水防止チャンバからのドレンライン、電線管、溢水防止チャンバ及び換気・空調ダクトが確認された。このうち、IC系ベント配管、電線管及び換気・空調ダクトは、水が通る可能性がない設備であることが確認された。

また、1号機5階からのドレンライン及び溢水防止チャンバからのドレンラインについては、水が通る可能性がある設備であるが、現地調査にて、配管の損傷や破断等は確認されなかったことから、水がこれらのドレンラインから出たとは考えられない。

このため、出水箇所となる可能性がある設備は「溢水防止チャンバ」のみと判断される。

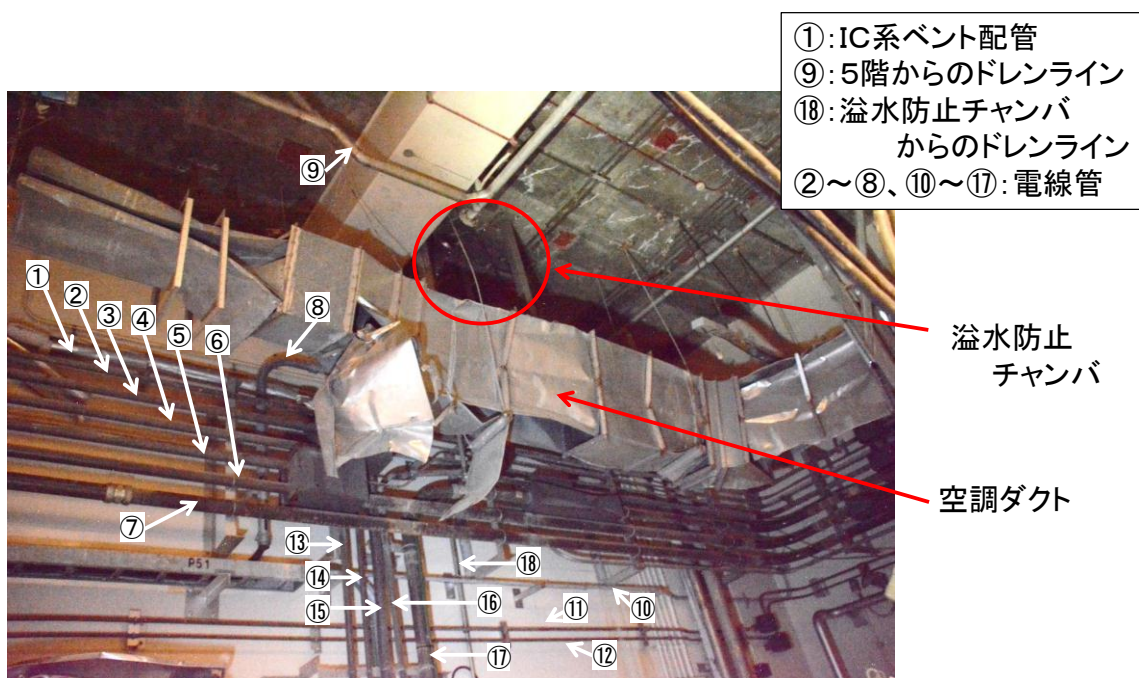


図3. 6 目撃者による出水目撃箇所付近の配管等の状況

### 3) 出水に至るメカニズムについて

以上の検討により、溢水防止チャンバからの出水の可能性が考えられることから、現地調査及び解析により、出水に至るメカニズムについて検討を行った。

#### 3-1 現地調査における確認結果

溢水防止チャンバは、直方体の形状のものであり、水を受け止める下部は溶接構造、上部は SUS（ステンレス）板を加工してフランジ部をボルトナットで結合したものである。

現地調査の結果は以下のとおり。

- －上部は内部から破裂しているような壊れ方をしていた。
- －確認できた範囲では上部のボルトは全て外れている状態であった（通常、SFPの周りのコンクリートに埋め込まれたダクトとの接続部は、ボルトで溢水防止チャンバが止められている状態、図3.8）。
- －ボルト自身が破断している状態は確認されなかった。また、一部、当初の形状が残っていた側面部及び底部については、内側から膨らんだと思われる形跡が確認された（図3.9）。

これらの結果から、現地調査で確認された溢水防止チャンバの破損は、水圧によるものではなく、気体の爆発によるものと推測され、平成23年3月12日に発生した原子炉建屋内の水素爆発において生じたものと考えられる。

なお、1号機4階において目撃された出水が溢水防止チャンバからのものであるとすると、出水目撃時に溢水防止チャンバに開口部が生じていなければならないが、現地調査で確認された破損状況のみから、この点を判断することはできなかった。

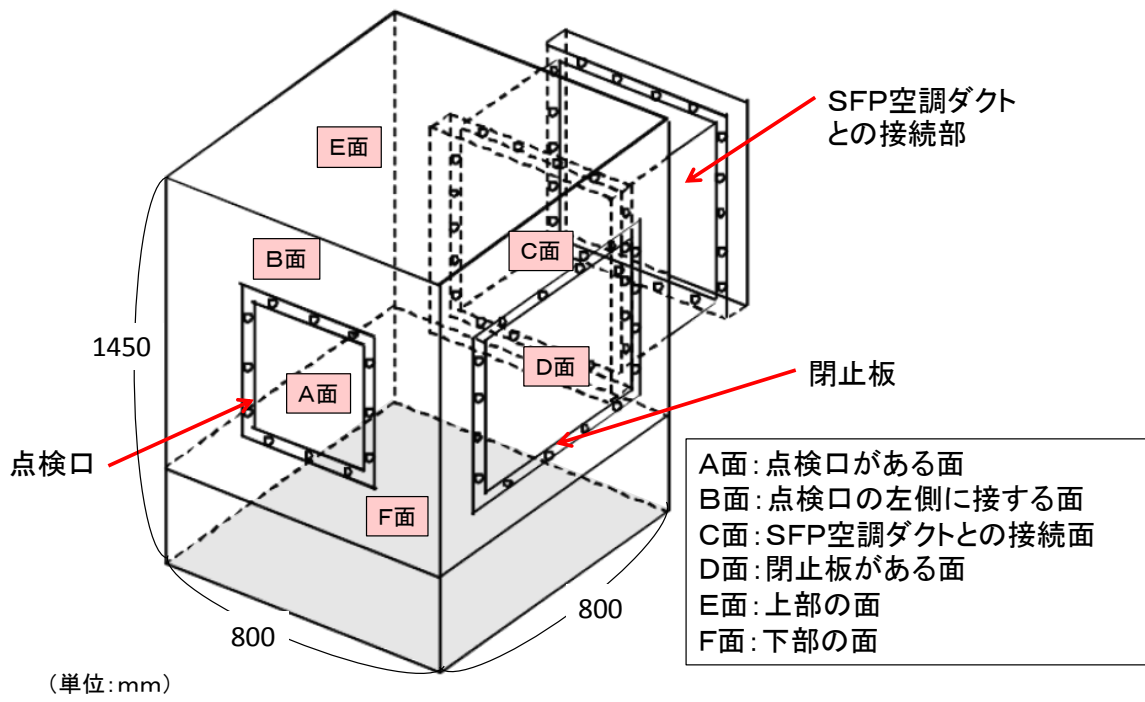


図3. 7 溢水防止チャンバ (イメージ図)



図3. 8 溢水防止チャンバの状況 (1)



図3. 9 溢水防止チャンバの状況（2）

### 3-2 SFP におけるスロッシング発生の可能性

#### 3-2-1 SFP におけるスロッシング解析の結果

SFP においてスロッシングが発生したことが考えられることからスロッシングによる SFP の水のダクト等への流入に関する解析を行った。その結果は、以下のとおり。

- SFP の水は、最高で SFP の堰の上面から 1.0m まで達し、柵（高さ：SFP の堰の上面から 0.8m）の上部にまで到達したと評価された（図3. 12）。
- SFP 側面部のコンクリートに埋め込まれたダクト及び溢水防止チャンバへは、本震の揺れが始まってから約 30 秒後に水が流れ込み始め、約 40 秒後までに約 0.6m<sup>3</sup>、約 80 秒後には約 0.8m<sup>3</sup> の水が流入したと評価された（図3. 13）。
- 溢水防止チャンバの容積（約 1.0m<sup>3</sup>）に対して、溢水防止チャンバへの流入量は最大 0.8m<sup>3</sup> であり、溢水防止チャンバ内の水位にすると、溢水防止チャンバに接続された SFP 空調ダクトの天井より若干上部に相当する。（なお、溢水防止チャンバが SFP の水で満たされない理由は、SFP 空調ダクトの水平部が満水となった後、溢水防止チャンバの上部の空気の逃げ道がなくなること及び空気を非圧縮性と仮定して解析を行っていることから、溢水防止チャンバの水位上昇がなくなるためと考えられる。）

(参考)

本解析の結果、SFPにおけるスロッシングにより約40m<sup>3</sup>の水がSFP周辺の床へ溢水したと評価された。1号機5階の床面の面積は約1,150m<sup>2</sup>であるため、40m<sup>3</sup>の水が溢れた場合、溢れた水の深さは約35mmとなる。しかし、1号機5階においては以下の溢水対策がなされていることから、1号機5階から直接1号機4階へSFP水が流れ込む状況にはなかったと考えられる。

- －1号機5階へアクセスする階段の近傍に、高さ約120mmの堰を設置（平成21年6月）
- －1号機5階のエレベータ前に防水扉を設置（平成21年6月）
- －1号機5階から4階への配管貫通部の隙間は、コーキング材等を使用して閉鎖（平成19年10月頃）
- －ケーブル貫通孔については、シリコンフォーム（ペネシール）を使用してシール（平成20年3月）
- －開口部（大物搬入口）には、手すり下部に鉄板製の堰（高さ約270mm）を設置（平成22年3～10月頃）

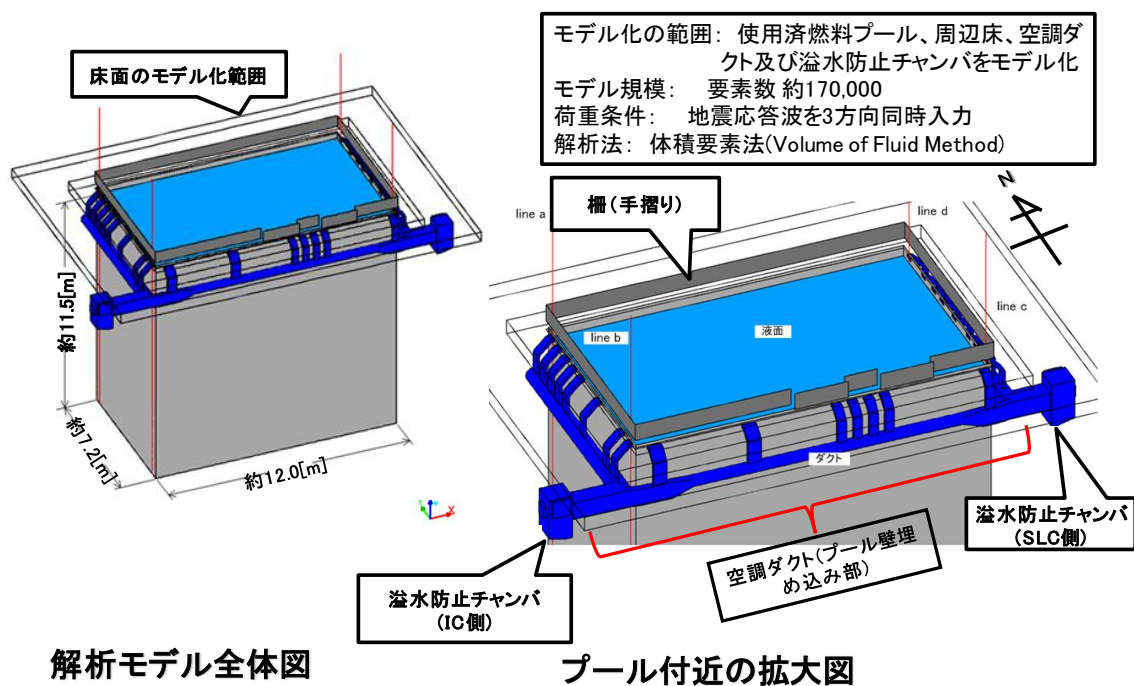
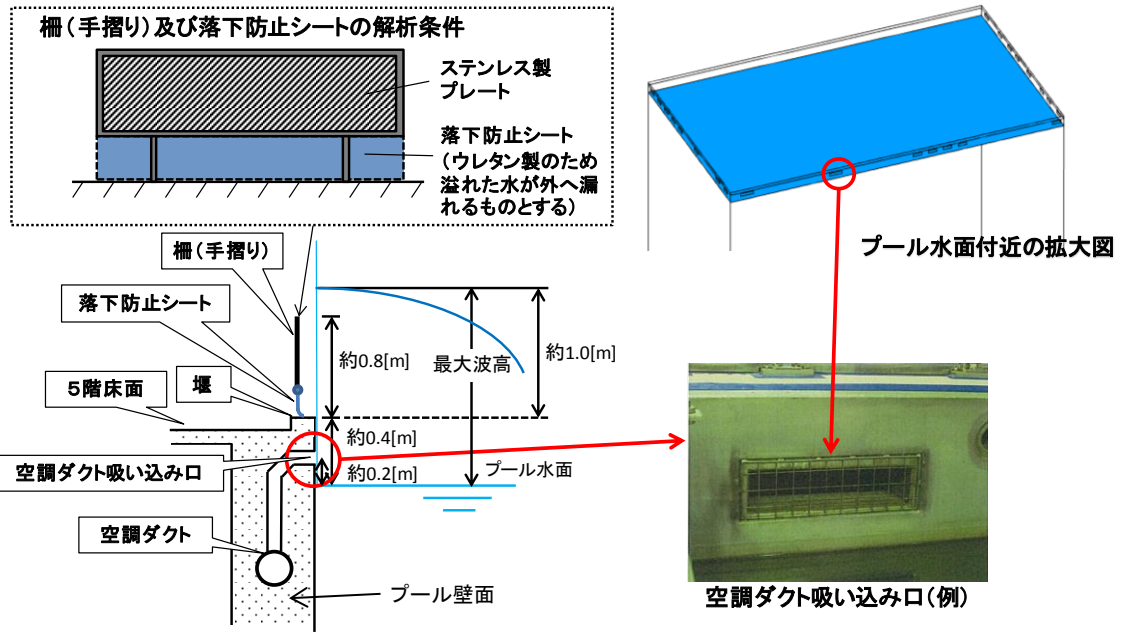


図3.10 スロッシング解析条件(1)



プールの水面付近の部分断面図(イメージ図)

図 3. 1 1 スロッシング解析条件 (2)

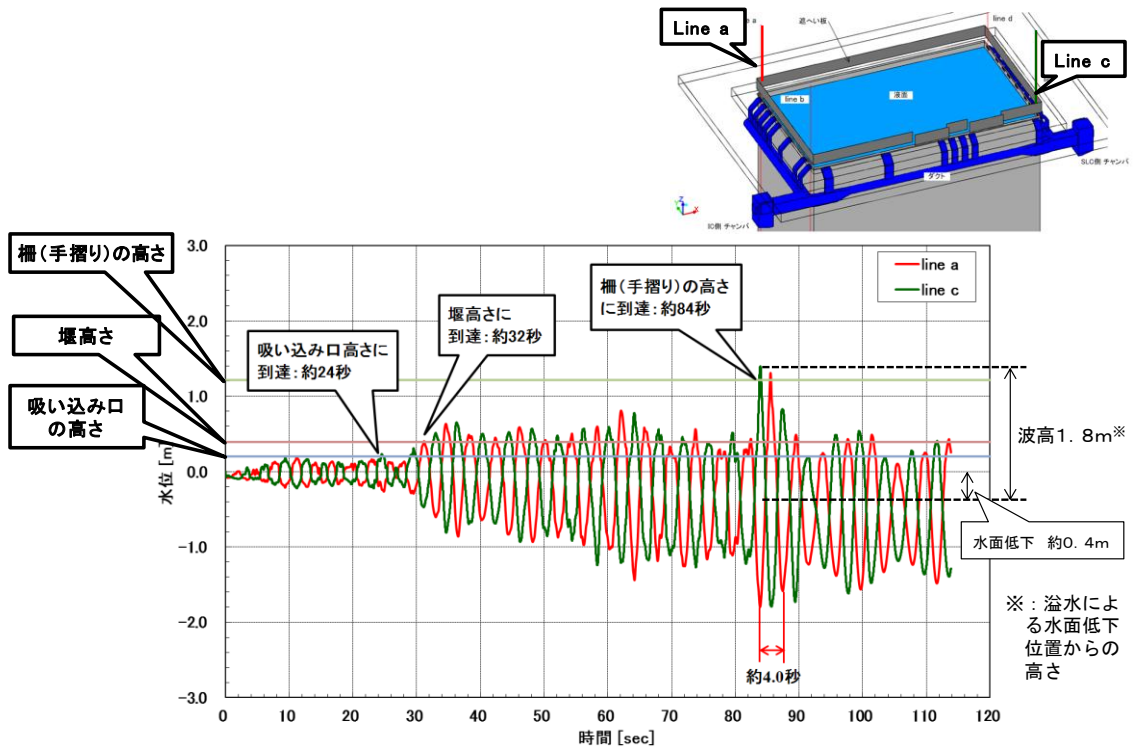


図 3. 1 2 スロッシングによる SFP の水位変化

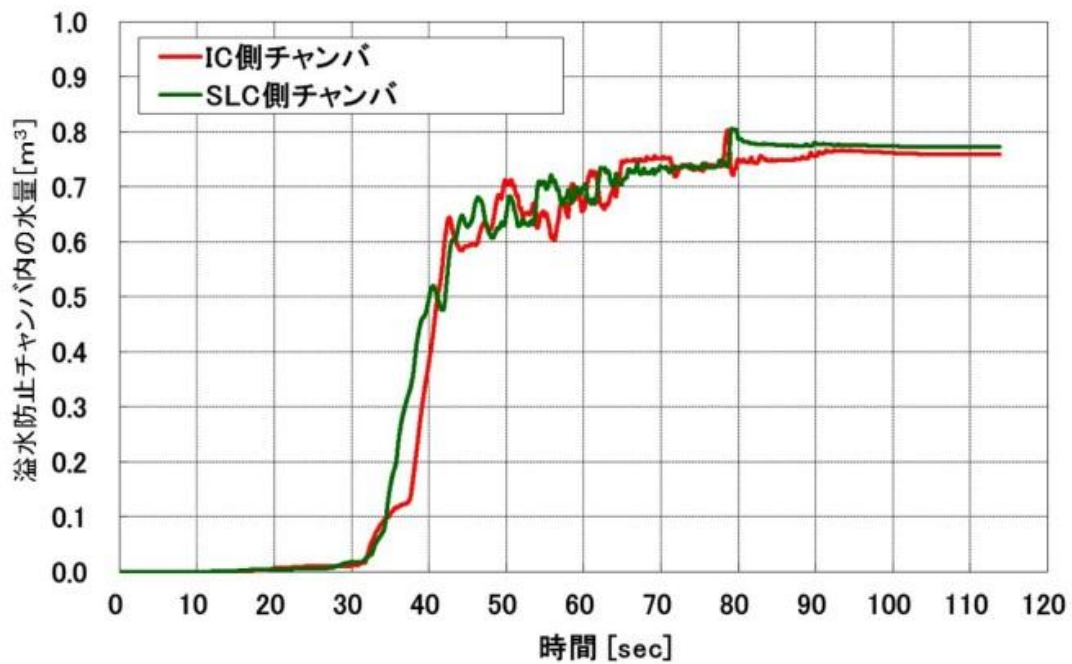


図3. 13 溢水防止チャンバ内の水量の推移

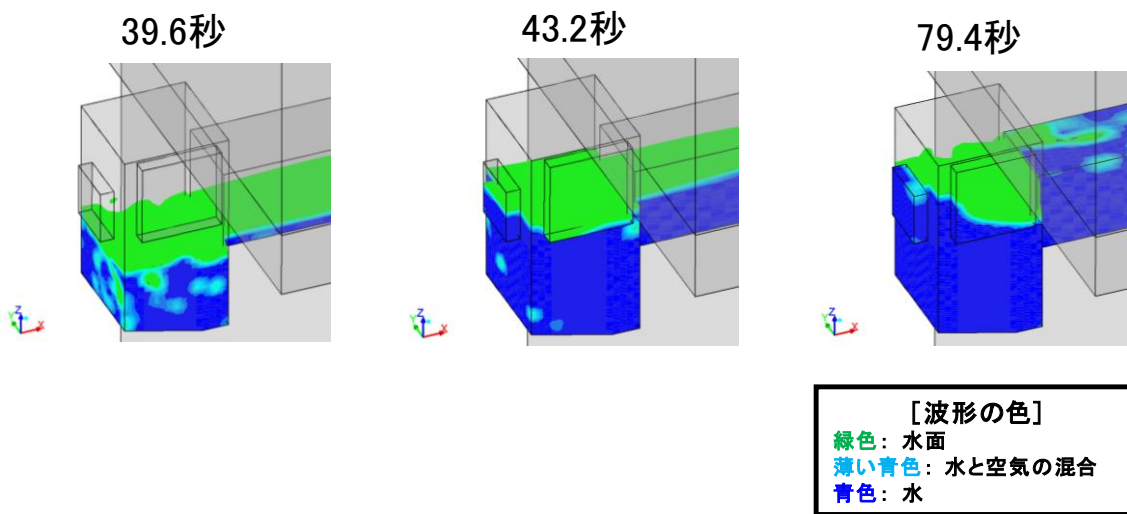


図3. 14 溢水防止チャンバへの水の流入状況（解析結果）

### 3-2-2 溢水防止チャンバの変形評価

SFP におけるスロッシングにより流れ込む水の水圧（以下「動水圧」という。地震力を含む）による変形評価を実施した。その結果、本震の揺れが始まってから約 40 秒後に溢水防止チャンバのパネル結合部の一部に隙間が生じ、そこから水が漏れる可能性がある」と評価された。

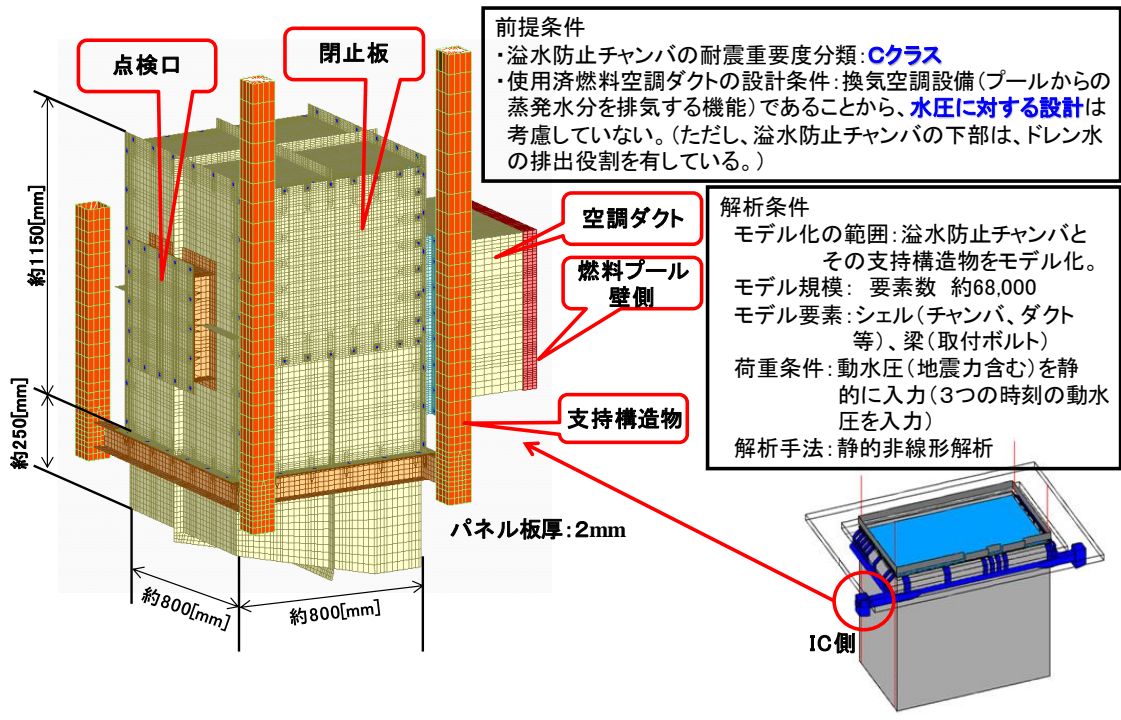


図3. 15 溢水防止チャンバの変形評価条件 (1)

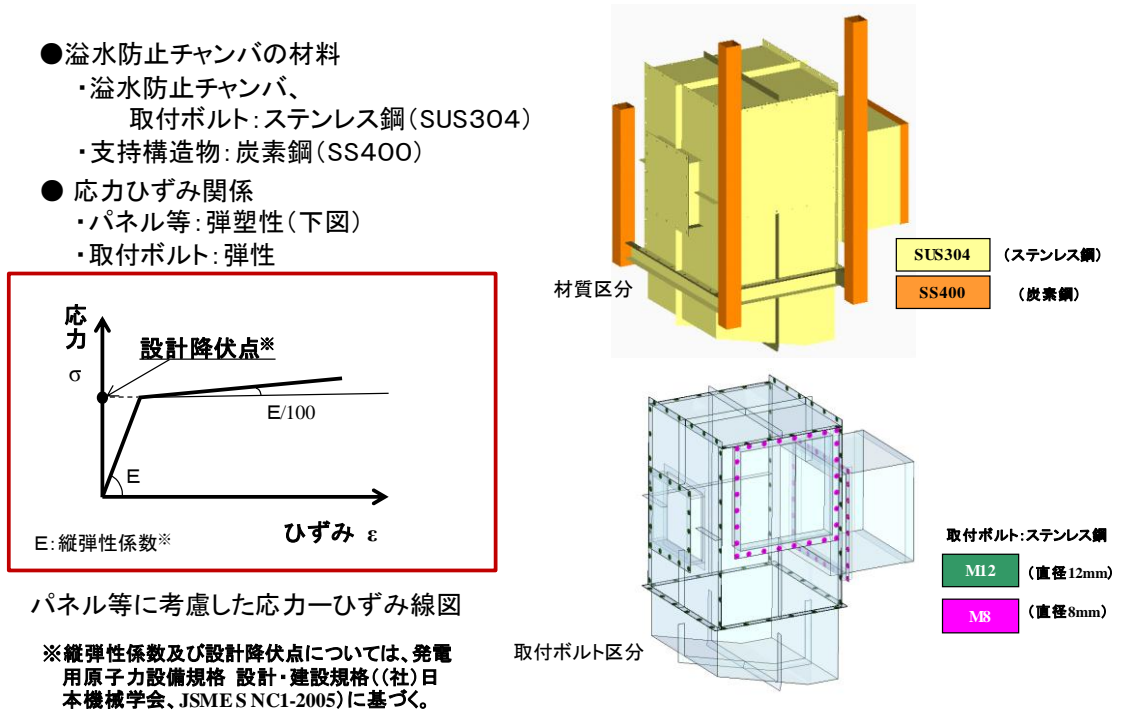
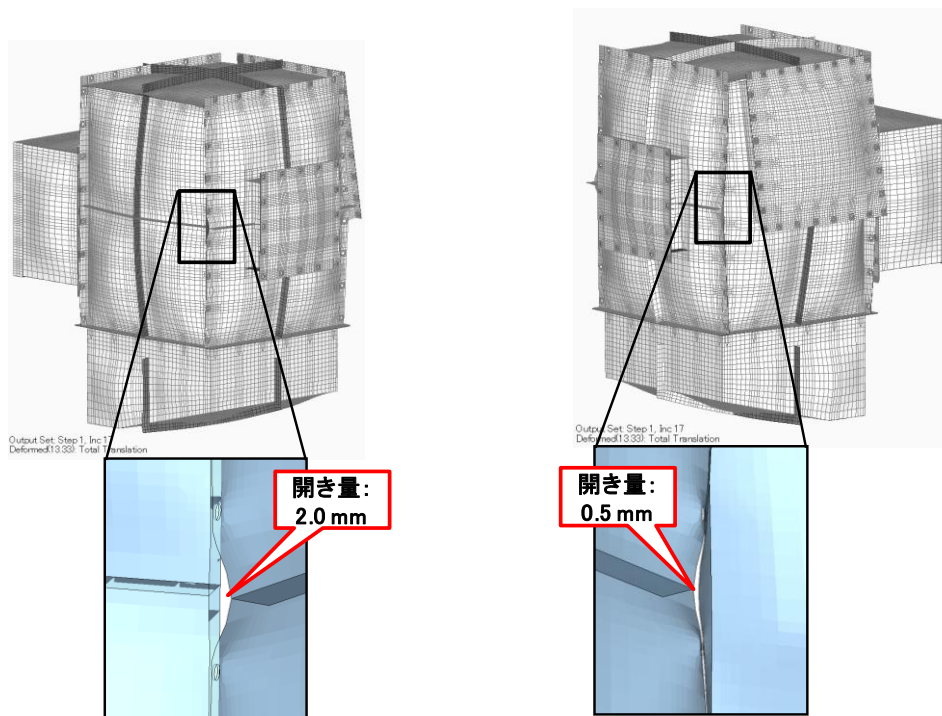


図3. 16 溢水防止チャンバの変形評価条件 (2)





※変形スケール：対構造スケールの10倍

図3.17 溢水防止チャンバの変形解析結果（例：43.2秒（ピーク圧力時））

#### （参考）他号機の溢水防止チャンバの状況

他号機の溢水防止チャンバの損傷状況等を把握するために、福島第一原子力発電所5号機及び6号機の溢水防止チャンバの状況を調査した。その結果、5号機及び6号機の溢水防止チャンバはいずれも出水を生じさせるような損傷等は確認されなかった。

この違いは、以下によるものと考えられる。

##### （5号機）

- ・5号機の溢水防止チャンバは、溢水防止チャンバを構成しているパネルの厚さが1号機のパネルより厚い（1.5倍）ことや、ほとんどのパネルの接合部が溶接により接合され、一部のボルト接合部についても厚いあて板にて補強されていることから、1号機の溢水防止チャンバに比べ相当な強度があると考えられる。

##### （6号機）

- ・6号機の溢水防止チャンバは、溢水防止チャンバを構成しているパネルの厚さが1号機のパネルより厚い（1.5倍）ことから、1号機の溢水防止チャンバに比べ強度があると考えられる。
- ・6号機の溢水防止チャンバは計4つ（1号機は計2つ）あるが、プールの各辺のSFPダクト（3本）が独立しており（1号機は3本全てのダクトが1つに繋がっている）、その独立したダクトそれぞれに溢水防止チャンバが1つ又は2つ接続されている。そのため、SFPダクトへ水が流入した場合、SFPダクト及び溢水防止チャンバの水の保有量が1号機に比べて少なくなる（分散化される）と

考えられる。

- ・6号機の溢水防止チャンバのうち3つは、SFPダクト（長手方向）と直角の方向に配置されている。そのため、SFPにおけるスロッシングによりSFPダクトに水が流入した場合、地震の揺れの方向と溢水防止チャンバへの水の流入方向が異なるため、溢水防止チャンバへの水圧等が1号機と比べて小さくなると考えられる。

5号機南東側の溢水防止チャンバ



溢水防止チャンバ

5号機南西側の溢水防止チャンバ



溢水防止チャンバ

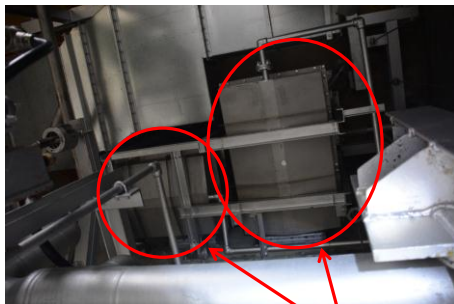
図3. 18 5号機の溢水防止チャンバの状況

6号機北東側の溢水防止チャンバ



溢水防止チャンバ

6号機南東側の溢水防止チャンバ



溢水防止チャンバ

6号機南側の溢水防止チャンバ



溢水防止チャンバ

図3. 19 6号機の溢水防止チャンバの状況

#### 4. 1号機において小規模漏えいの発生により逃し安全弁が不作動となった可能性

##### (1) 提起された問題

国会事故調報告書では、「1号機の運転員の中に1号機の逃し安全弁の作動音を耳にした者は一人もいないことも分かった。以上から、実は1号機の逃し安全弁は作動しなかったのではないかという疑いが生まれる。もしそうであれば、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。

##### (2) 検討の目的及び範囲

1号機において小規模漏えいの発生により逃し安全弁が不作動となった可能性を検討するため、以下について検討することとした。

津波到達まで、及び、津波到達後のプラントデータにより逃し安全弁の作動状況を推定する。また、小規模漏えいが発生したと仮定した解析により逃し安全弁の作動状況の評価を実施する。逃し安全弁の作動音に関する考察を実施する。

##### (3) 検討結果及び原子力規制委員会の見解

###### 1) 検討結果

1号機の逃し安全弁の作動状況については、以下のとおり判断される（各論はⅢ. 4. (4) 参照）。

- 逃し安全弁の安全弁機能及び安全弁は、機械的な構造であり、作動圧を超えた場合に全ての安全弁機能が機能を喪失することは可能性として非常に低いと考えられる。
- 津波到達までは、非常用復水器（IC）の隔離弁が手動で制御され、原子炉圧力容器圧力が逃し安全弁の逃し弁機能の作動圧にまで達したことはなく、逃し安全弁は作動しなかった。
- 3月11日20時7分ごろ（地震後約5.4時間）に原子炉圧力容器圧力が1点だけ測定されている（約7.0 MPa(abs)）。その圧力がほぼ逃し安全弁の安全弁機能の作動圧付近にあることから、少なくともその時点まで逃し安全弁の安全弁機能は開閉を繰り返していたと考えられる。
- 津波到達以降、液相部若しくは気相部からの小規模漏えいを考慮した原子炉圧力容器の圧力挙動の解析を実施した。その結果、原子炉圧力容器圧力の解析値は、その最高値が逃し安全弁の安全弁機能の作動圧に至らない場合には、解析値は早期に低下し、地震後5.4時間後の測定値と大きく乖離する。このため、このような想定は合理的でない。
- 津波到達までは、1号機はICが作動したことから、逃し安全弁が作動しておらず作動音がしないのは当然である。他方、2号機は逃し安全弁が複数回作動しており、作動音がしたと考えられる。津波到達後は、電源を喪失していることから、逃し安

全弁の安全弁機能が機能していた可能性が高い。作動音については、その時点が不明であり、国会事故調報告書の根拠データ等が開示された時点で、改めて調査することとする。

## 2) 原子力規制委員会の見解

国会事故調報告書は、「1号機の運転員の中に1号機の逃し安全弁の作動音を耳にした者は一人もいないことも分かったことなどから、実は1号機の逃し安全弁は作動しなかったのではないかという疑いが生まれる。もしそうであれば、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。

検討の結果、逃し安全弁は、その構造から全弁作動不可となる可能性は非常に低いと考えられる。また、津波到達以前は、原子炉圧力容器の圧力は制御されていることから、逃し安全弁は作動していない。他方、津波到達以降、小規模漏えいを考慮した解析の結果、その最高値が逃し安全弁の安全弁機能の作動圧に至らない場合、解析値は早期に低下し、地震後約5.4時間後の測定値と大きく乖離した。更に、地震後約5.4時間後に測定された原子炉圧力容器圧力は、ほぼ逃し安全弁の安全弁機能の作動圧付近にあることから、少なくともその時点まで逃し安全弁は開閉を繰り返していたと考えられる。これらから、逃し安全弁が作動したと考えることが妥当であると考えられる。

また、作動音については、津波到達前は、1号機については、ICが作動しており、逃し安全弁の逃し弁機能が作動していないのは当然である。一方、2号機については逃し安全弁の逃し弁機能が開閉を繰り返しており、作動音が発生したと考えられる。津波到達後については、原子炉圧力容器の圧力が上昇し、逃し安全弁の安全弁機能が機能していた可能性が高い。逃し安全弁の安全弁と逃し弁は構造が異なることから、作動時の蒸気の排出状況が異なり、作動音も異なると考えられる。ただし、国会事故調報告書が指摘する2,3号機の作動音がどの時点でのものであるのかが明らかでないこともあり、国会事故調の根拠データ等が開示された時点で、改めて調査することとする。

## (4) 評価方法と結果

### 1) 小規模漏えいの発生により逃し安全弁が不作動となった可能性について

#### 1-1 逃し安全弁及び安全弁の機能・構造

1号機には4つの逃し安全弁と3つの安全弁が主蒸気管に設置されており、それぞれ異なった作動圧となっている(表4.1)。

逃し安全弁の逃し弁機能は、原子炉圧力容器圧力が作動圧を超えると作動信号が発せられ、アクチュエータによって逃し安全弁が強制的に開となることによって作動する。作動信号は直流電源を電源としている。なお、直流電源が途絶した場合、圧縮空気を供給する配管の電磁弁が開けられなくなるため中央制御室からの手動作動もできなくなる。津波到達後は直流電源が喪失しており、逃し弁機能は作動しない。なお、3月11日18時頃一時的に直流電源が部分的に回復したが、その間手動

にて逃し安全弁の開操作を行なったという記録は残っていない。

一方、安全弁機能は、原子炉圧力がスプリングによる圧力との差圧に打ち勝って弁体を押上げるという機械的な構造であるので、原子炉圧力が、作動圧を超えた場合、電源喪失下においても作動する。このため、7 弁存在する安全弁機能が全て喪失することは、可能性として非常に低いと考えられ、すべての逃し安全弁の安全弁機能及び安全弁が作動しないというのは、原子炉圧力容器圧力が作動圧に到達しない場合に限られると考えられる。

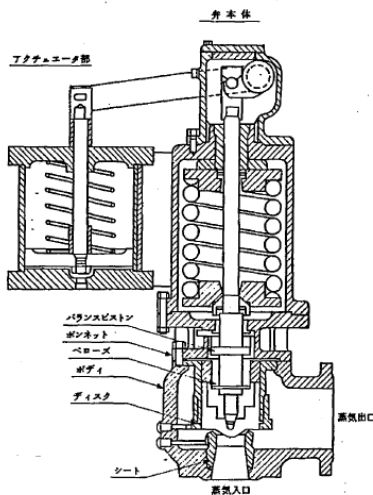


図 4. 1 逃し安全弁の構造

	蒸気の排出先	機能	作動圧 (MPa) <sup>43</sup>
安全弁	ドライウェル吹き出し	安全弁機能	8.51~8.62
逃し安全弁	サプレッションプール	安全弁機能	7.64~7.71
		逃し弁機能	7.27~7.41

表 4. 1 安全弁及び逃し弁の作動圧

### 1-2 津波到達までの作動状況

1号機では、地震発生後に IC が自動起動<sup>44</sup>後、津波が到達し直流電源が喪失するまでは、運転員により IC の隔離弁が手動で制御され、原子炉圧力容器圧力は約 7.0 MPa 以下で推移した<sup>45</sup>。このため、逃し安全弁の逃し弁機能の作動圧である、7.27MPa (gage) に達しておらず<sup>46</sup>、津波到達までの間は逃し安全弁が作動しなかったことは当然である。また、Ⅲ. 1. より、仮に、少なくとも保安規定上何らかの措置が要求される漏えい率 (0.23 m<sup>3</sup>/h : 液相部漏えい 2.0 mm<sup>2</sup>、気相部漏えい 8.0 mm<sup>2</sup> の漏えい口面積に相当) を超えるものではないと判断される。

### 1-3 津波到達後の逃し安全弁の作動状況

津波到達後直流電源が失われた 15 時 36 分頃以降、原子炉圧力容器圧力の測定デ

<sup>43</sup> 政府事故調最終報告書、資料 P. 16

<sup>44</sup> なお、IC の自動起動の設定圧力は、第 26 回定期検査 (平成 22 年 3~10 月) において、7.27 から 7.13MPa (設定値) に変更されている。

<sup>45</sup> 東電事故調報告書、添付 6-1 (6)

<sup>46</sup> 政府事故調最終報告書、資料編 P. 16

一タも失われたが、20時07分に一時的に測定値が得られている。1点のデータに過度に依存することにはリスクがあるが、これのみが実測値であるため、この測定値を参考に逃し安全弁の作動状況を推定した。

#### 1-3-1 測定値の精度及び信頼性

この測定値（地震後約5.4時間で約7.0 MPa(abs)）は、直流電源が不要のブルドン型圧力計の指示値を運転員が直接読み取った値である。この圧力計は1号機原子炉建屋2階にある計器ラックに備え付けられている。運転員が近づけたことから環境条件は厳しくなかったと考えられる。また、指示値は、アナログ方式であり、作業員が実際に読み取った値でもあることから、測定値の桁を間違えているとは考えにくい。測定値にある程度の誤差があるとしても、数割程も異なるものではない（一般的な読み取り誤差は、最小目盛りの1/10程度）と考えられる。

#### 1-3-2 測定値からの推定

冷却材の小規模な漏えいがあり、かつ、逃し安全弁が全く作動しないと仮定した場合、原子炉圧力容器の圧力挙動は、原子炉圧力容器内での蒸気発生量と破断口からの冷却材の流出量のバランスによる。一般的に、時間が経過するに従って崩壊熱が低下するため、蒸気発生量も小さくなっていく、特に、水位が炉心発熱部頂部より低くなると蒸気発生量は更に小さくなる。よって、原子炉圧力容器圧力は、最初は上昇するがそのうち上昇速度が小さくなり、ついには低下するようになる、又は、最初から低下し、時間を追うごとに低下速度が大きくなるかのいずれかとなる。

20時07分の原子炉圧力容器圧力の測定値が逃し安全弁の安全弁機能の作動圧付近にあったことは、少なくともこの時点以前には原子炉圧力容器の圧力が逃し安全弁の安全弁機能の作動圧に達していたこととなり、この時点では、逃し安全弁の安全弁がまだ正常に作動しており原子炉圧力容器圧力を一定範囲に制御できていたと考えることができる。よって、この時点まで逃し安全弁の安全弁機能が作動しなかったということは考えにくい。

#### 1-3-3 計算コードによる原子炉圧力容器の圧力挙動の推定

1-3-2を踏まえ津波到達以後に、原子炉圧力容器の圧力挙動の傾向を把握するため、原子炉圧力バウンダリ（気相部若しくは液相部）に様々な大きさの破断口が生じたと想定し解析を実施した。

漏えいの条件として、逃し安全弁の安全弁機能の作動圧に対する原子炉圧力容器の圧力挙動の観点から漏えい面積を設定することとし、以下の3通りとした。その他の解析条件は表4-2に示すとおり。

##### — 解析ケース1

原子炉圧力容器圧力が逃し安全弁の安全弁機能の作動圧より大きくなる場合として700mm<sup>2</sup>（気相部）、1900mm<sup>2</sup>（液相部）

(すなわち、原子炉圧力が、逃し安全弁の安全弁機能の作動圧を超えても、全弁閉固着等により逃し安全弁が不作動となると仮定)

— 解析ケース 2

原子炉圧力容器圧力が逃し安全弁の安全弁機能の作動圧と同程度となる場合として 800mm<sup>2</sup> (気相部)、2000mm<sup>2</sup> (液相部)

— 解析ケース 3

原子炉圧力容器圧力が逃し安全弁の安全弁機能の作動圧より小さくなる場合として 900mm<sup>2</sup> (気相部)、2100mm<sup>2</sup> (液相部)

表 4. 2 各ケースの解析条件<sup>47</sup>

ケース	津波到達後の小規模漏えいの漏えい面積 (mm <sup>2</sup> )	津波到達後における逃し安全弁	その他
1	700 (1900)	不作動	<ul style="list-style-type: none"> <li>・炉心損傷後は過熱蒸気により逃し安全弁のフランジガスケット部が損傷し、圧力容器気相部温度が450°Cに達した時点で漏えい発生を仮定</li> <li>・シビアアクシデント (SA) 解析コード MELCOR を使用</li> <li>・崩壊熱は東京電力 (株) による評価値を使用</li> </ul>
2	800 (2000)		
3	900 (2100)		

※括弧内は液相からの漏えいの場合を示す

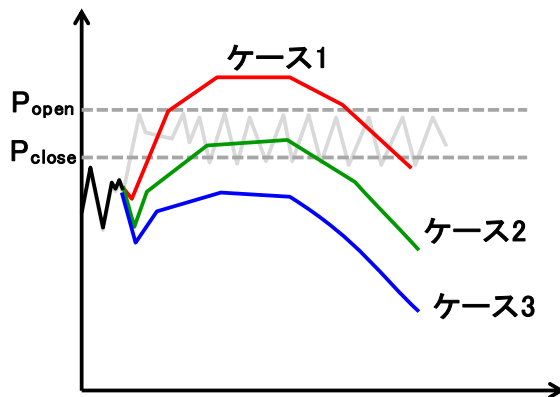


図 4. 2 各解析ケースの圧力容器圧力挙動のイメージ

1-3-4 解析結果及び考察 (図 4. 3、4)

最も漏えい面積が小さい場合 (ケース 1)、原子炉圧力容器の最高圧力の解析値は気相部からの漏えい、液相部からの漏えいとも逃し安全弁の安全弁機能の作動圧を

<sup>47</sup> 解析開始時間 (スクラム後) 175 秒; 初期原子炉圧力 6.2 MPa (abs); 初期原子炉水位 13 m; 初期格納容器圧力 0.11 MPa (abs); 初期格納容器温度 ドライウエル温度 38°C、圧力抑制室水温 21°C

上回る結果となった。しかし、この水準の漏えいでも、5 時間後の原子炉压力容器圧力は測定値よりずっと低くなることが示された。本解析では、逃し安全弁の安全弁機能が全弁作動しないと仮定し解析を行ったが、上述の通り、設置された逃し安全弁(4 弁)の安全弁機能が、全て不作動となるとは考えにくく、原子炉压力容器圧力が逃し安全弁の安全弁機能の作動圧を超えると、逃し安全弁は作動するものと考えられる。

なお、解析ケース 2, 3 の場合、原子炉压力容器圧力の最高圧力の解析値は逃し安全弁の安全弁機能の作動圧には達せず、また、圧力は早期に低下し、測定値と大きく乖離する結果となった。測定値は 1 点しかないことから、同測定値に一定の誤差があった可能性は否定できないが、解析値と測定値が大きく乖離していることから、解析ケース 1 も含めて 3 つのケースにおける前提は、合理的ではないと考えられる。

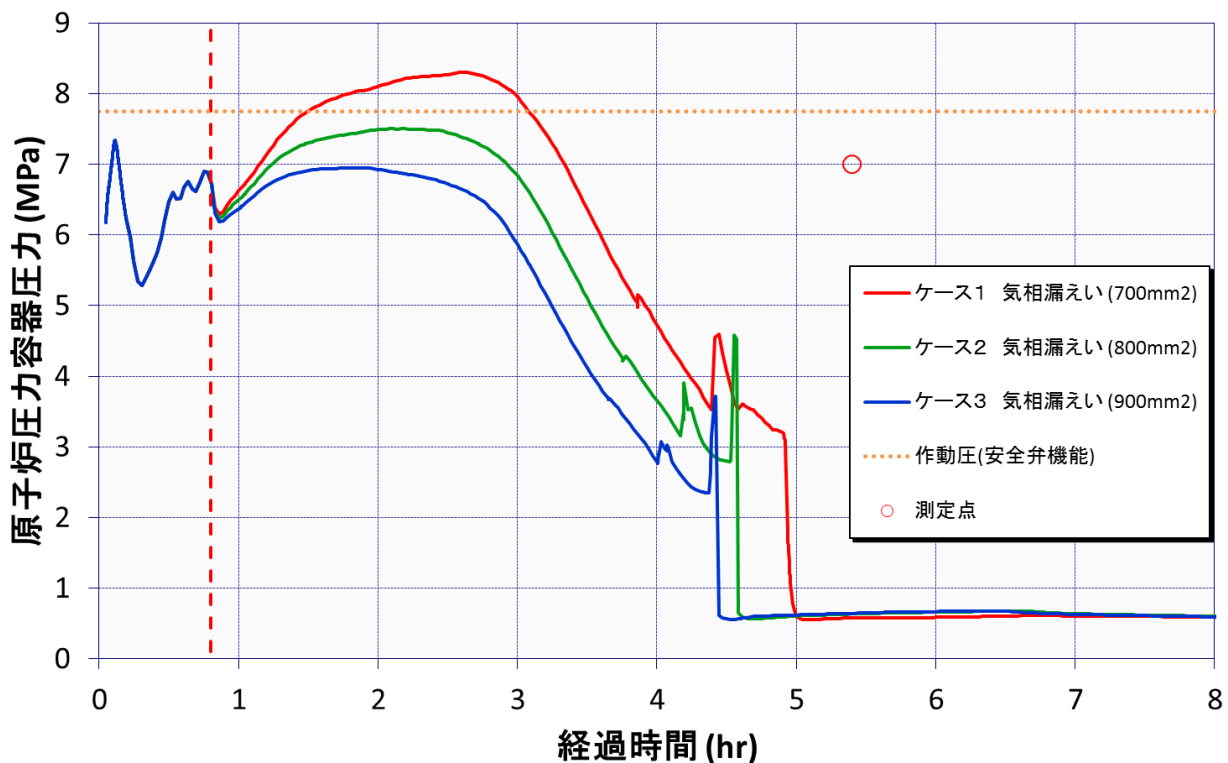


図 4. 3 原子炉压力容器圧力（気相部）  
 実線は解析結果を、○印は圧力の測定値を示す



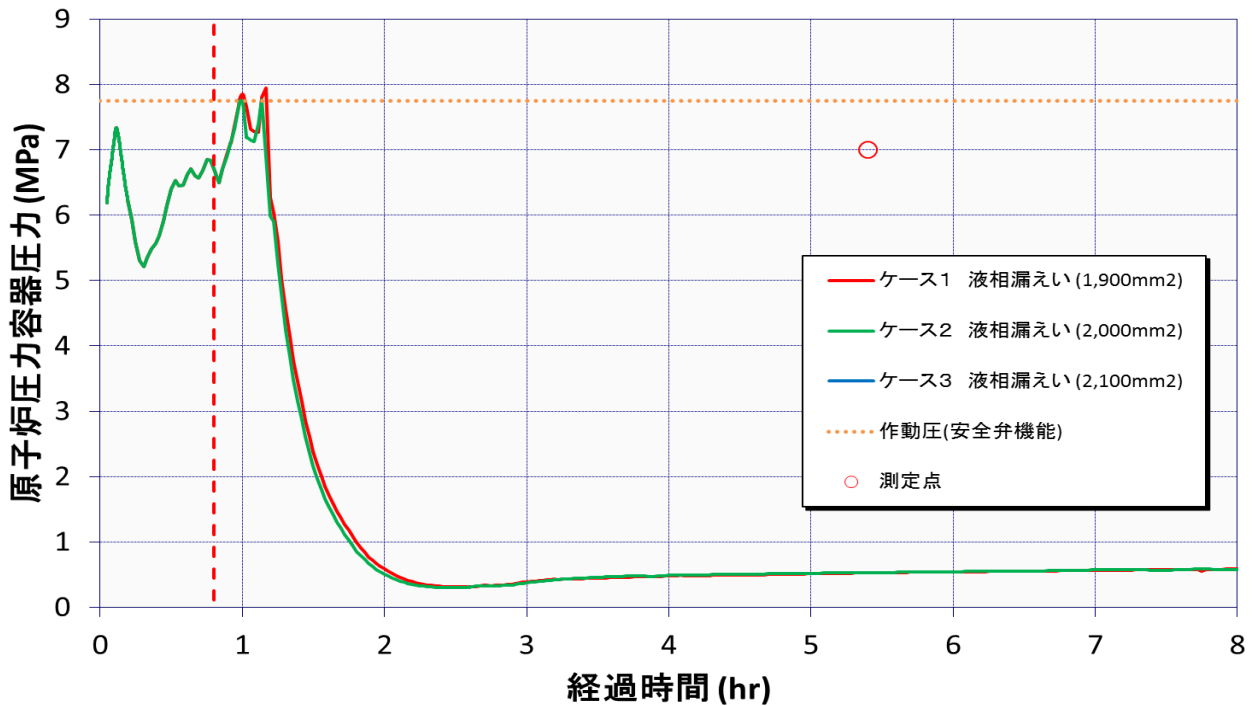


図4. 4 原子炉压力容器圧力（液相部）  
 実線は解析結果を、○印は圧力の測定値を示す

#### 1-4 逃し安全弁の作動音の有無についての考察

1号機逃し安全弁の作動音について考察を行った。

津波が到達し直流電源を喪失するまでは、1-2 で記載したとおり、1号機については、ICの起動停止により、原子炉压力容器圧力は、逃し安全弁の逃し弁機能の作動圧に達していない。そのため、逃し安全弁の逃し弁機能は作動しておらず、逃し安全弁の作動音が発生しないのは当然である。一方、2号機については、津波到達までに、逃し安全弁の逃し弁機能が複数回開閉を繰り返していることが記録されている<sup>48</sup>ことから、2号機の逃し安全弁の逃し弁機能の作動音が発生したと考えられる。

津波到達後は、直流電源の喪失により、逃し安全弁の逃し弁機能を機能させるための電源が喪失し、逃し弁機能は機能しなかった。他方、原子炉压力容器の圧力が上昇し、逃し安全弁の安全弁機能の作動圧を越え、安全弁機能が機能していた可能性が高い。

逃し安全弁の安全弁は1-1のとおり、原子炉圧力がスプリングによる圧力に打ち勝って弁体を押し上げる構造であり、徐々に原子炉压力容器内の蒸気が排出されると考えられる。他方、逃し弁は、作動圧を越えると強制的に開となる構造であり、一気に原子炉

<sup>48</sup> 東電事故調報告書、添付 6-2(7) (2/2)

圧力容器内の蒸気が排出されると考えられる。したがって、安全弁機能と逃し弁機能との作動時の蒸気の排出状況が異なり、それに伴う作動音も異なると考えられる。

ただし、国会事故調報告書が指摘する2, 3号機の作動音がどの時点でのものであるのかが明らかでないこともあり、国会事故調の根拠データ等が開示された時点で、改めて調査することとする。

## 5. 1号機非常用復水器の作動状況

### (1) 提起された問題

1号機非常用復水器（IC）の作動状況について、政府事故調報告書では、「1号機のICは、津波到達直後、IC配管の破断検出回路の直流電源が失われたことからフェイルセーフ機能が自動作動し、制御盤上の操作で全閉としていた隔離弁（MO-3A、3B）以外の隔離弁（MO-1A・2A・4A、1B・2B・4B）が閉状態になったと考えられる。ただし、原子炉格納容器内側の隔離弁（MO-1A・4A、1B・4B）は、フェイルセーフ機能が作動した後、隔離弁の閉動作中に駆動電源を喪失し、中間開となった可能性が考えられる。なお、フェイルセーフ機能が作動するのに必要な破断検出回路及び弁駆動（閉）用制御回路の電源、隔離弁駆動用モータの電源は、1号機原子炉建屋（R/B）及びタービン建屋（T/B）の1階と地下1階に分散して配置されており、被水して電源喪失した時期は必ずしも同一ではない。そのため、駆動電源が残っており、フェイルセーフ機能により全閉となった隔離弁（MO-2B）があっても特に矛盾はしない。」としている。

これに対し、国会事故調報告書では、「フェイルセーフが実際に作動したとする見解に同意できない。」とし、「直流電源には、バッテリーからの供給の他に、交流電源からのバッテリー・チャージャー（充電器）からの供給もある。したがって、交流電源が活きている限り、先に直流電源が喪失してしまうことはない」としている。その上で、「政府事故調が考えるフェイルセーフの動作は原理的に不可能」であり、『『直流電源を喪失後も何らかの理由によって交流電源が働き続けていた』とする政府事故調の推測には、それを可とするシナリオが存在しない」としている。

全電源喪失後については、政府事故調報告書では、「原子炉格納容器内側の隔離弁（MO-1A・4A）は、その開度がごく僅かであり、IC（A系）の蒸気流量が小さく、冷却機能がほとんど発揮されなかった可能性がある」としている。

これに対し、国会事故調報告書では、「IC系を不能にした理由は、MO-1A・4Aがフェイ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たことによる」と推測している。

### (2) 検討の目的及び範囲

ICの隔離弁の作動状況を解明するため、以下の各項目について、次のとおり検討することとした。

#### 1) 「直流電源を喪失後も何らかの理由によって交流電源が働き続ける」とのシナリオ存在の可能性について

政府事故調と国会事故調の報告書での相反する指摘に対し、同シナリオの存在の有無を検討する。そのため、隔離弁の作動に関する同シナリオが存在するか否かにつき、IC隔離弁の電源構成等及び電気設備の配置から理論的に検討する。

## 2) IC 隔離弁の作動状況について

IC 隔離弁の作動状態を検討するため、直流駆動及び交流駆動の IC 隔離弁に関し、現地調査及び過渡現象記録装置のデータ等を用い、同弁の開閉状況及びそれを踏まえた IC の作動状況につき推定する。

## (3) 検討結果及び原子力規制委員会の見解

### 1) 検討結果

IC 隔離弁の作動状況については、以下のとおり判断した（各論はⅢ. 5. (4) 参照）。

#### 【「直流電源を喪失後も何らかの理由によって交流電源が働き続ける」ことの可能性】

IC 隔離弁に係る電源構成、各電源盤の配置及び現地調査の結果から、コントロール建屋地下 1 階の水の滞留が確認された室内にある DC 分電盤①（制御用電源）のみが被水した場合、破断検出回路に流れる直流電流が失われる。この直流電流の喪失により、機能を維持していた制御回路（浸水していないことが確認された室内にある DC 分電盤②（制御用電源）から受電）を介して閉信号が隔離弁の弁閉駆動回路に伝達される。直流駆動の隔離弁については DC 分電盤③（駆動用電源）から、交流駆動の隔離弁については MCC から給電され隔離弁が閉動作するシナリオが存在する。

#### 【IC 隔離弁の作動状況】

IC 隔離弁の全電源喪失前後の作動状況の検討結果から、以下が確認できる。

- 直流駆動の IC 隔離弁（2A 弁、2B 弁）は、敷地高さ O.P. +10m 位置の浸水直前まで「全開」であり、運転員は閉操作していない。しかし、2A 弁は浸水後「全閉」のランプが点灯したこと、2B 弁は原子力規制庁の現地調査等で「全閉」であることが確認されていること、制御回路に給電する分電盤が被水していないことから、両弁とも破断検出回路の制御用直流電源喪失によって閉動作したと考えられる。
- 交流駆動の IC 隔離弁（1B 弁、4B 弁）は、15 時 36 分 59 秒までに駆動用電源となる交流母線（C）の電源喪失によって閉動作できなくなっていたことから、15 時 37 分以降、閉信号が発信されたとしても開状態が維持された可能性が高いと考えられる。
- 交流駆動の IC 隔離弁（1A 弁、4A 弁）は、15 時 36 分 59 秒まで開状態であり、駆動用電源となる交流母線（D）も機能を維持していたことから、15 時 37 分以降、交流電源が先に機能を喪失すれば開状態となり、直流電源が先に機能を喪失すれば閉状態となる。しかし、電源喪失の時期は不明であるため、その後の隔離弁の開閉状態は不明である。

よって、直流駆動の IC 隔離弁については、全電源喪失前から閉状態であった 3A 弁及び 3B 弁を除き、15 時 37 分以降、2A 弁及び 2B 弁は閉動作したと考えられる。交流駆動の IC 隔離弁については、15 時 37 分以降、1B 弁及び 4B 弁は開状態が維持された可能性が高く、1A 弁及び 4A 弁の開閉状態は不明である。

## 2) 原子力規制委員会の見解

国会事故調報告書では、『「直流電源を喪失後も何らかの理由によって交流電源が働き続けていた」とする政府事故調の推測には、それを可とするシナリオが存在しない』としている。検討の結果、政府事故調報告書にある IC 配管の破断検出回路の直流電源喪失後も交流電源が働き続け、交流駆動弁が閉止するというシナリオはありうる。各電源盤の詳細な電源喪失時期は不明であり、現実には起こったかどうかを確定することは困難である。しかし、現地調査で確認された隔離弁の状態及び所内電気設備の被水状況は上記シナリオが実際に生じた可能性を示唆している。

また、全電源喪失後の IC の作動状態については、政府事故調報告書では、原子炉格納容器内側の隔離弁は、その開度がごく僅かであり、そのために IC (A 系) の蒸気流量が小さく、冷却機能がほとんど発揮されなかった可能性があると考えられるとしている。一方、国会事故調報告書では、IC (A 系) の冷却機能が発揮されなかったのは、原子炉格納容器内側の隔離弁がフェイ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いとしている。検討結果によれば、原子炉格納容器外側の隔離弁 2A 弁、2B 弁は閉動作したが、IC (B 系) の原子炉格納容器内側の隔離弁 1B 弁及び 4B 弁は開状態のままであったと考えられる。ただし、A 系の原子炉格納容器内側の隔離弁 1A 弁及び 4A 弁の開閉状態は不明である。引き続き、検討を行う必要がある。

## (4) 評価方法と結果

### 1) 「直流電源を喪失後も何らかの理由によって交流電源が働き続ける」との理論的な可能性の有無について

#### 1-1 IC 隔離弁に係る電源構成

IC は、A 系と B 系の 2 系統からなる。各系統には、冷却水を満たした復水器タンク、原子炉圧力容器内の蒸気を原子炉圧力容器上部から復水器タンク内に導く配管（供給配管）、復水器タンクで冷却され蒸気から凝縮された水を原子炉圧力容器下部に戻す配管（戻り配管）、供給配管及び戻り配管にそれぞれ 2 個ずつ設置された隔離弁等から構成されている。

供給配管及び戻り配管に設置された隔離弁は、原子炉格納容器の内外に各 1 個ずつ、合計 4 個、2 系統で 8 個設置されている。その駆動用電源は、原子炉格納容器内側は交流電源、外側は直流電源となっている。(図 5. 1)

また、供給配管及び戻り配管には、配管破断を検出する破断検出回路と、その検出信号を受けて配管破断を検出した系統の隔離弁を閉止させる回路（弁閉駆動回路）

へ閉信号を伝える制御回路を有し<sup>49</sup>ている。破断検出回路及び制御回路は、直流電源から受電している。弁閉駆動回路は、隔離弁の駆動用電源と共通で、交流電源または直流電源から受電している。

これら破断検出回路及び制御回路の制御用の直流電源並びに原子炉格納容器外側の隔離弁の駆動用の直流電源は、同じ直流電源盤（DC 電源盤）を通じて異なる分電盤<sup>50</sup>から受電する設計となっている。

他方、原子炉格納容器内側の隔離弁の駆動用交流電源は、非常用ディーゼル発電機（D/G）から、非常用交流母線の高圧配電盤（M/C）、パワーセンター（P/C）、モーターコントロールセンター（MCC）を経由し、受電する設計となっている。

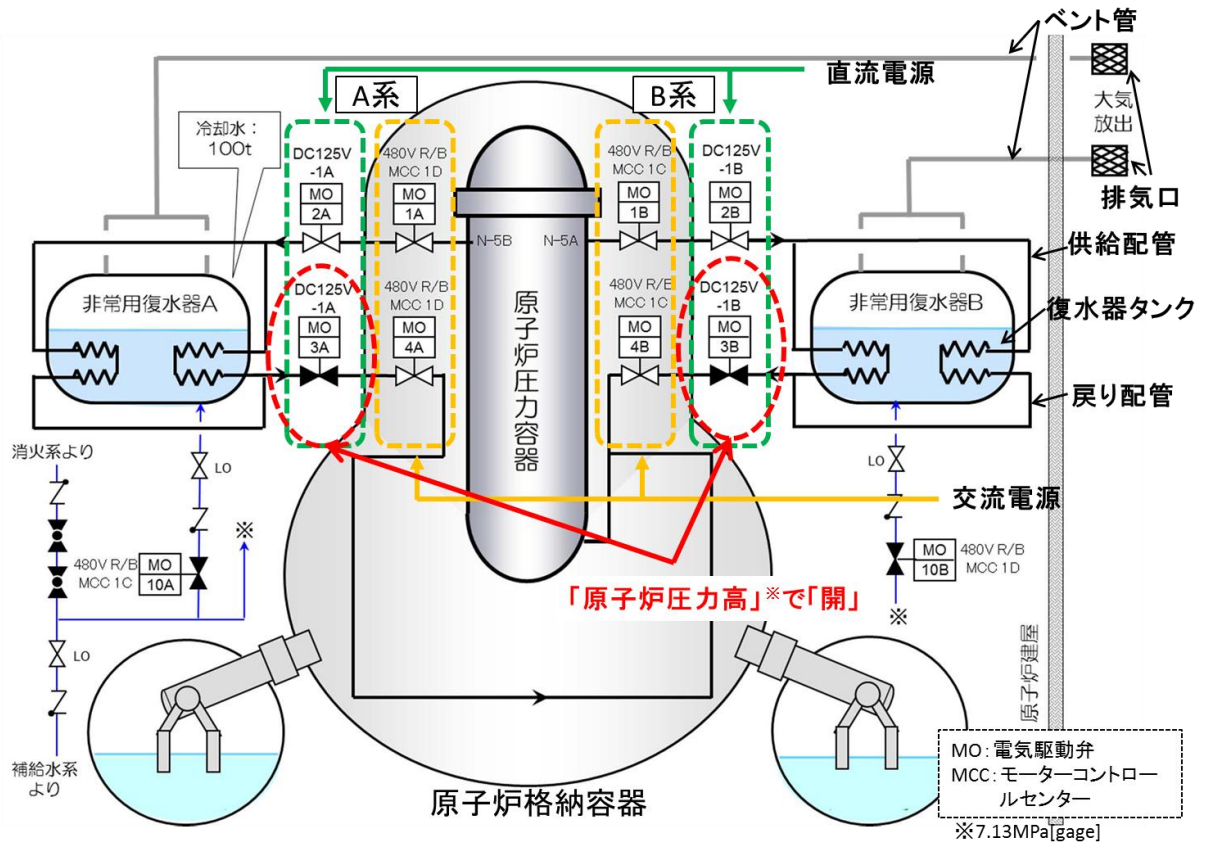
なお、交流電源は、充電器を経由し直流電源に給電している。DC 電源盤が被水などにより機能喪失すれば、交流電源系が残っていても直流電源系が失われることになる。（図5. 2、3）このため、国会事故調報告書にある「交流電源が活きている限り、先に直流電源が喪失してしまうことはない。」については、事実ではない。

---

<sup>49</sup> 破断検出回路は、原子炉格納容器内の IC 配管 L 字部の配管内側（低圧側）と外側（高圧側）の圧力差を計測し、流れる蒸気の圧力差から配管破断を検出する回路。

破断を検出した場合、信号の伝達を行う制御回路を介して弁閉駆動回路が作動し、配管破断を検出した系統の隔離弁を閉動作させる。制御回路を流れる直流電流が失われた場合は、IC（A 系）及び（B 系）の全ての隔離弁を閉動作させる。

<sup>50</sup> 破断検出回路の制御用の直流電源は DC 分電盤①（制御用電源）から、制御回路の制御用の直流電源は DC 分電盤②（制御用電源）から、原子炉格納容器外側隔離弁の駆動用の直流電源は DC 分電盤③（駆動用電源）からそれぞれ受電する。



出典：福島第一原子力発電所東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への影響について（平成23年9月9日、9月28日一部訂正、東京電力）に加筆

図5. 1 非常用復水器の系統構成（弁の開閉は地震前の状態（待機状態））

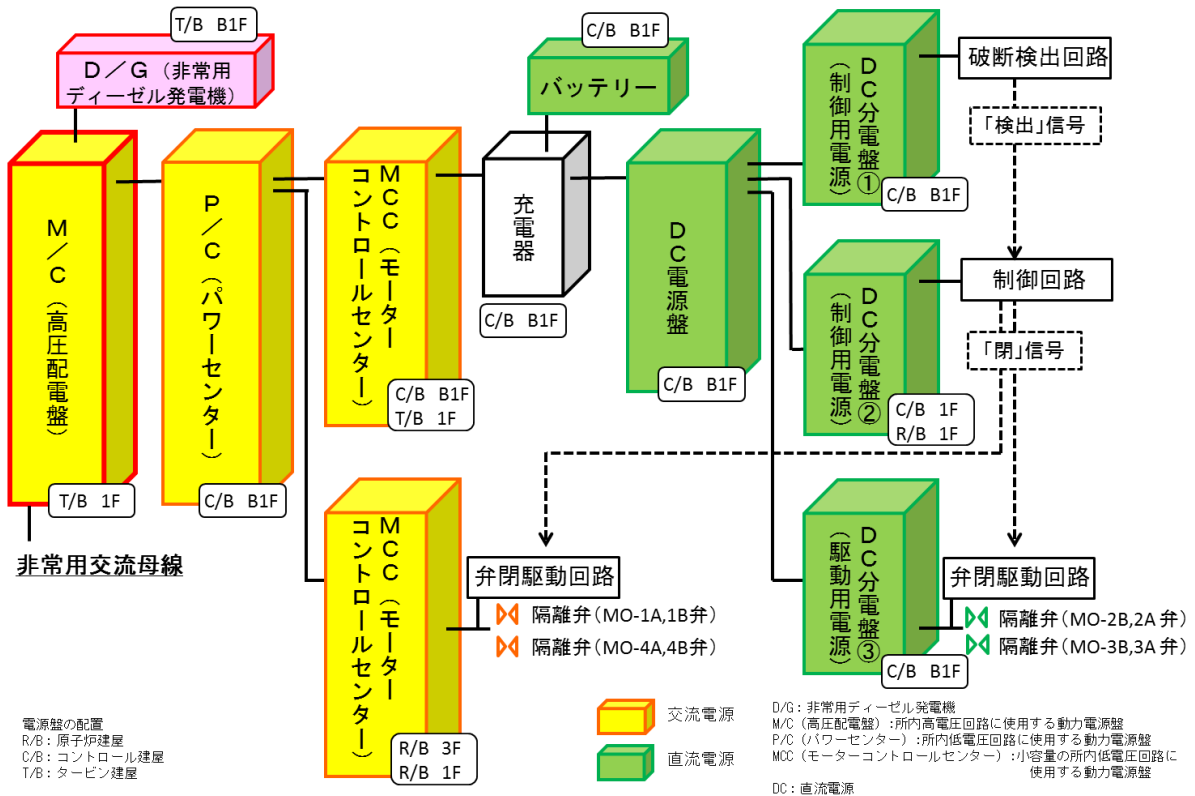
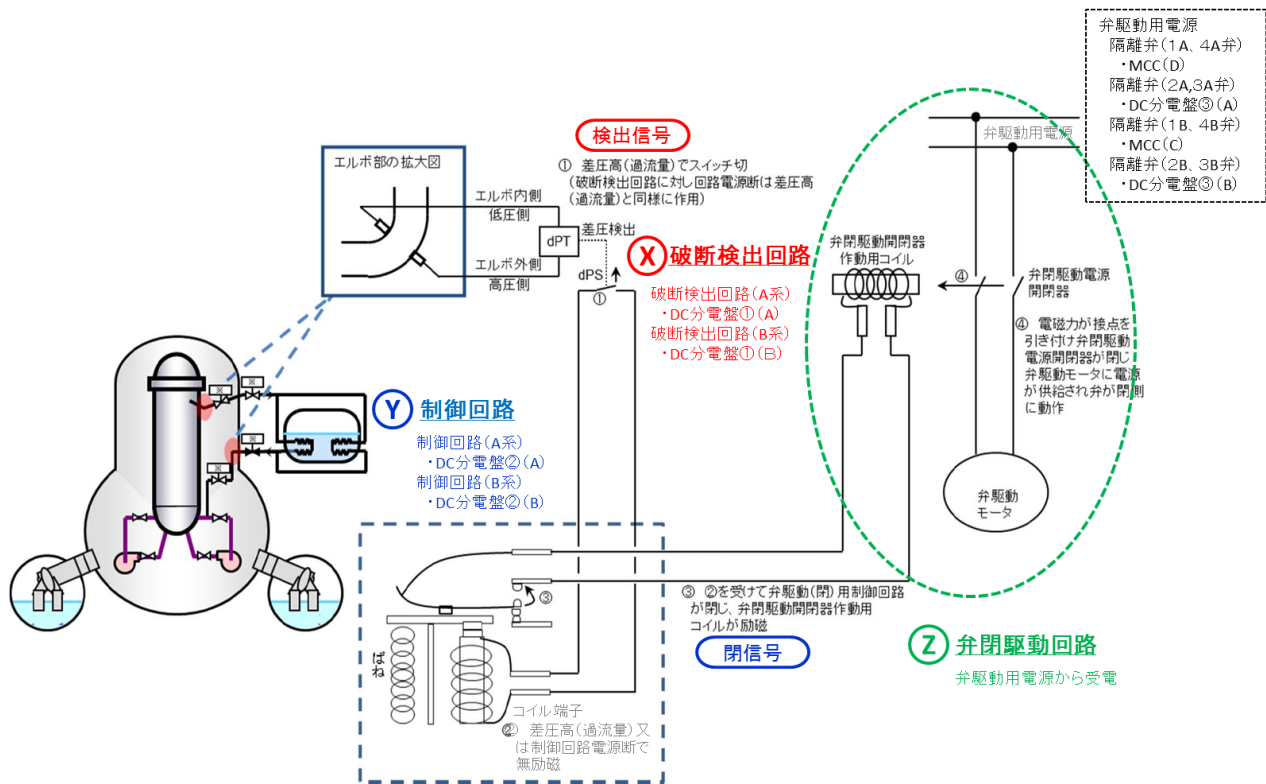


図5. 2 非常用復水器に係る所内電気設備の構成



出典：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(平成23年12月26日)(一)部加筆

図5. 3 非常用復水器の隔離動作イメージ

## 1-2 ICに係る所内電気設備の配置及び隔離弁の作動の理論的な可能性

IC 隔離弁に係る所内電気設備は、複数の分電盤等から構成され、原子炉建屋、コントロール建屋、タービン建屋の1階及び地下1階等に分散して配置されている。(図5. 4)

IC 隔離弁に係る電源構成及び各電源盤の配置から、例えば次のような隔離弁が作動する理論的シナリオがある。

仮に、破断検出回路に給電するDC分電盤①(制御用電源)のみが被水すれば、同回路に流れる直流電流が失われ、制御回路(DC分電盤②(制御用電源)から受電)を介して閉信号が隔離弁の弁閉駆動回路に伝達される。直流駆動隔離弁についてはDC分電盤③(駆動用電源)から、交流駆動隔離弁についてはMCCから給電され、隔離弁は閉動作することになる。(図5. 5)

よって、理論的には、政府事故調報告書にあるIC配管の破断検出回路の直流電源喪失後も交流電源が働き続け、交流駆動弁が閉止するという動作は起こりうる。各電源盤の詳細な電源喪失時期は不明であり、現実には起こったかどうかを確定することは困難である。しかし、現地調査で確認された直流駆動隔離弁の状態及び所内電気設備の被水状況は理論的シナリオが実際に生じた可能性を示唆していると考えられる。(隔離弁の作動状況については、次項にて検討)



上記シナリオと各電源に関する入手可能な情報との整合性を調べるため、原子力規制庁は、直流電源及び交流電源に係る電源盤の外観調査及び電源盤のパネルを開放した電源盤内の現地調査を行った<sup>51</sup>。

その結果、直流電源に係る電源盤については、コントロール建屋 1 階の DC 分電盤②（制御用電源）<sup>52</sup>は、室内（cable vault 室）に設置されており、当該室内に浸水跡は確認されなかった。よって、コントロール建屋 1 階の DC 分電盤②（制御用電源）は被水せず、機能を維持していたと考えられる。

一方、地下階については、平成 23 年 3 月 11 日 18 時頃に東京電力が行った現場確認において、コントロール建屋地下 1 階の DC 分電盤①（制御用電源）及び DC 分電盤③（駆動用電源）等が設置されている電気品室で堰高さ（0.3m～0.4m）まで水が溜まっていたことが確認されている。このため、コントロール建屋地下 1 階の DC 分電盤①（制御用電源）及び DC 分電盤③（駆動用電源）については、被水し機能を喪失した可能性が高い。ただし、現在、汚染水が貯まっているコントロール建屋地下 1 階は、現地調査が不可能であり、DC 分電盤①（制御用電源）と DC 分電盤③（駆動用電源）の詳細な電源喪失時期は不明である。

交流電源に係る電源盤については、過渡現象記録装置のデータから、M/C(1C)は、M/C(1D)より早く機能を喪失していることが確認されている。原子力規制庁の現地調査では、タービン建屋 1 階大物搬入口周辺の M/C(1D)は、M/C(1C)よりも 4m 程度南側にあり、津波浸入口（大物搬入口と想定）に対し奥まった場所にあること、浸水跡が M/C(1C)で 1m、M/C(1D)で 0.9m であることが確認されており、上記データによる機能喪失時期と整合的と考えられる。交流電源は、C 系と D 系では、異なる時刻に機能喪失に至った可能性が高い。

同様に他の所内電気設備についても、異なる時刻に機能喪失に至った可能性がある。

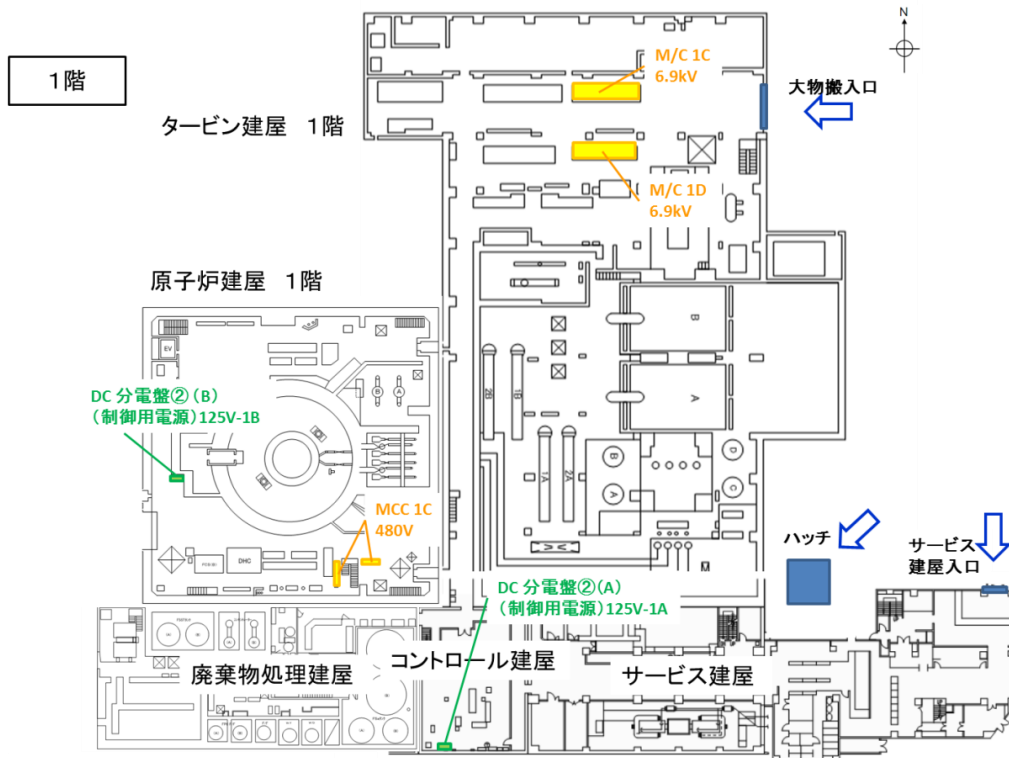
所内電気設備の配置及び被水状況から次のシナリオが考えられる。

水の滞留が確認された室内にある DC 分電盤①（制御用電源）が被水し機能喪失すれば、破断検出回路に流れる直流電流が失われる。この直流電流の喪失により、機能を維持していた制御回路（浸水していないことが確認された室内にある DC 分電盤②（制御用電源）から受電）を介して隔離弁の閉信号が発信される。DC 分電盤③（駆動用電源）が被水し機能喪失した可能性があるものの、その時期が DC 分電盤①（制御用電源）の機能喪失時期より遅ければ、直流駆動隔離弁は、閉動作した可能性がある。交流駆動隔離弁も同様である。（隔離弁の作動状況については、次項にて検討）

<sup>51</sup> 平成 25 年 5 月 30 日 1 号機タービン建屋 1 階、平成 26 年 2 月 6、7 日 1 号機原子炉建屋 1 階、タービン建屋 1 階、コントロール建屋 1、2 階、サービス建屋 1、2 階の現地調査を実施。

<sup>52</sup> 図 5. 4 中の DC 分電盤②（A）（制御用電源）125V-1A

よって、現地調査の結果は、上記理論的シナリオが実際に生じた可能性を示唆している。



※ MCC 1D 480V は、原子炉建屋3階

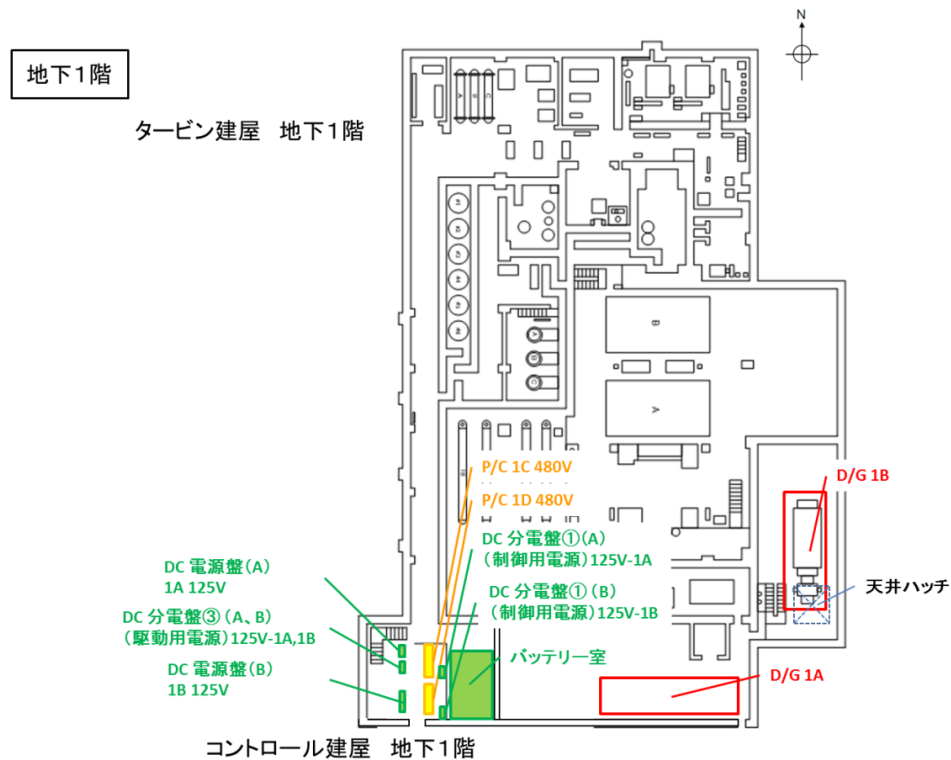


図5. 4 非常用復水器に係る所内電気設備の配置図(1階、地下1階)

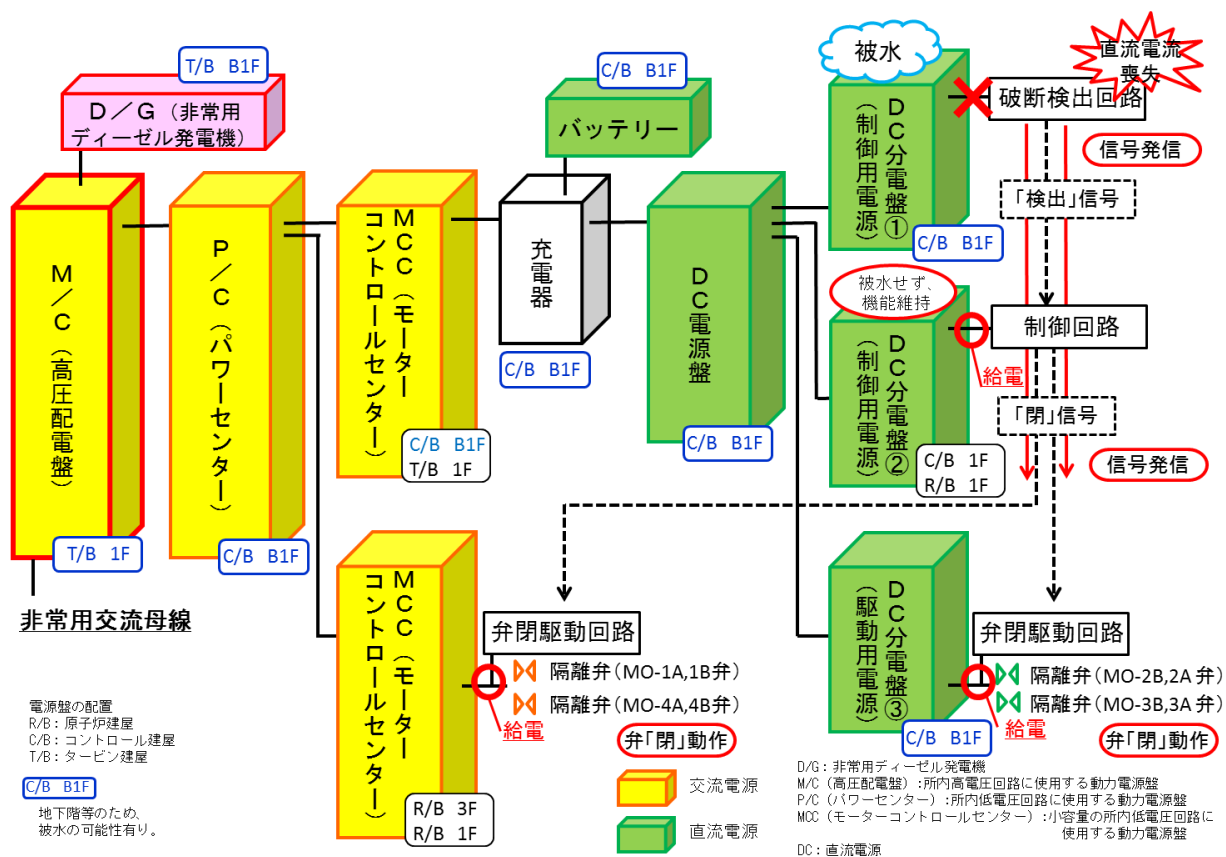


図5. 5 被水と隔離弁の閉動作 (イメージ)

## 2) IC 隔離弁の作動状況について

### 2-1 直流駆動の IC 隔離弁の作動状況

#### 2-1-1 現地調査及び運転員の操作実績等

IC (B 系) 供給配管の直流電源で駆動する原子炉格納容器外側の隔離弁 (2B 弁) は、原子力規制庁の現地調査等で「全閉」であることが確認されている (図5. 6)。

当該 2B 弁は、東電事故調報告書及び政府事故調中間報告書を踏まえ、地震発生直後からの運転員の IC 操作等による開閉状態の推移を整理すると、敷地高さ 0. P. +10m 位置の浸水直前まで「全開」の状態であり、その後運転員は閉操作していない (表 5. 1)。

A 系については、隔離弁 (2A 弁) が敷地高さ 0. P. +10m 位置の浸水直前まで「全開」の状態であり、運転員は閉操作していない。しかし、全電源喪失後、制御盤上の IC (A 系) 直流駆動隔離弁の表示ランプが一部点灯した際 (18 時 18 分頃)、「全閉」のランプが点灯していた<sup>53</sup>ことが確認されている。その後、当該 2A 弁は、運転員が開操作している。これは、原子力規制庁の現地調査等で 2A 弁が「全開」であると確認されたことと整合していると考えられる。

<sup>53</sup> 平成 23 年 3 月 11 日 18 時 18 分頃、中央制御室の制御盤上で、供給配管隔離弁 (2A 弁) 及び戻り配管隔離弁 (3A 弁) の「全閉」を示す緑色表示ランプが点灯しているのを運転員が確認。(B 系及び 1A 弁、4A 弁は消灯した状態が継続) 運転員は、18 時 18 分頃に当該隔離弁 (2A 弁、3A 弁) を「開」操作し、その後、18 時 25 分に一旦 3A 弁を閉止したが、21 時 30 分頃に再び 3A 弁を「開」操作した。[東電事故調報告書]

したがって、2A 弁及び 2B 弁は、敷地高さ 0. P. +10m 位置の浸水後、閉動作したと考えられる。

一方、3A 弁及び 3B 弁については、運転員が隔離弁の閉操作（3A 弁は 15 時 34 分、3B 弁は 15 時 03 分）を行っており、敷地高さ 0. P. +10m 位置の浸水時には閉状態であったと考えられる。

## 2-1-2 直流駆動の IC 隔離弁作動メカニズム

IC は、IC 配管の破断を検出し、当該系統を隔離するために IC 隔離弁を閉動作させる回路（破断検出回路、制御回路及び弁閉駆動回路）を有している。破断検出回路は DC 分電盤①（A 系及び B 系）から、制御回路は DC 分電盤②（A 系及び B 系）から受電し、回路にはそれぞれ常時直流電流が流れている状態となっている。（図 5. 2、3）

そのため、設計上、IC 隔離弁が閉動作を行うのは 2 つの動作ロジックがある。

動作ロジック A は、破断検出回路から検出信号が発信するか、あるいは、破断検出回路を流れる直流電流が失われ、当該系統の直流駆動及び交流駆動の全 4 個の隔離弁が閉動作する場合である（検出信号の発信とは、常時直流電流が流れている状態から、流れない状態に移行すること。したがって、破断検出回路を流れる直流電流が失われたときは、検出信号の発信と同様に制御回路が動作する）。（図 5. 7）

前述の理論的シナリオは、破断検出回路に給電する DC 分電盤①の機能が喪失することにより直流電源が失われるものであり、動作ロジック A に相当する。

動作ロジック B は、IC1 系統の制御回路を流れる直流電流が失われ、両系統の直流駆動及び交流駆動の全 8 個の隔離弁が閉動作する場合である。（図 5. 8）

これらの IC 配管の破断を検出する回路の直流電源が喪失することで隔離弁が閉動作する可能性については、東京電力が報告書等<sup>54</sup>において示している。

原子力規制庁の現地調査では、コントロール建屋 1 階の DC 分電盤②（制御用電源）は被水しておらず、制御回路を流れる直流電流が失われる動作ロジック B は、発生していないと考えられる。

よって、直流駆動の IC 隔離弁（2A 弁及び 2B 弁）は、上記の動作ロジック A で閉になったと考えられる。

<sup>54</sup> 福島第一原子力発電所東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への影響について（平成 23 年 9 月 東京電力株式会社）P.23 及び東電事故調報告書、P.144

開度：全開



平成25年5月31日原子力規制庁撮影

<IC(A系)(2A)開度計>

開度：全閉



平成26年2月26日原子力規制庁撮影

<IC(B系)(2B)開度計>

図5. 6 IC隔離弁(2A弁、2B弁)の開度計(原子力規制庁における現地調査(平成25年5月31日、平成26年2月26日))

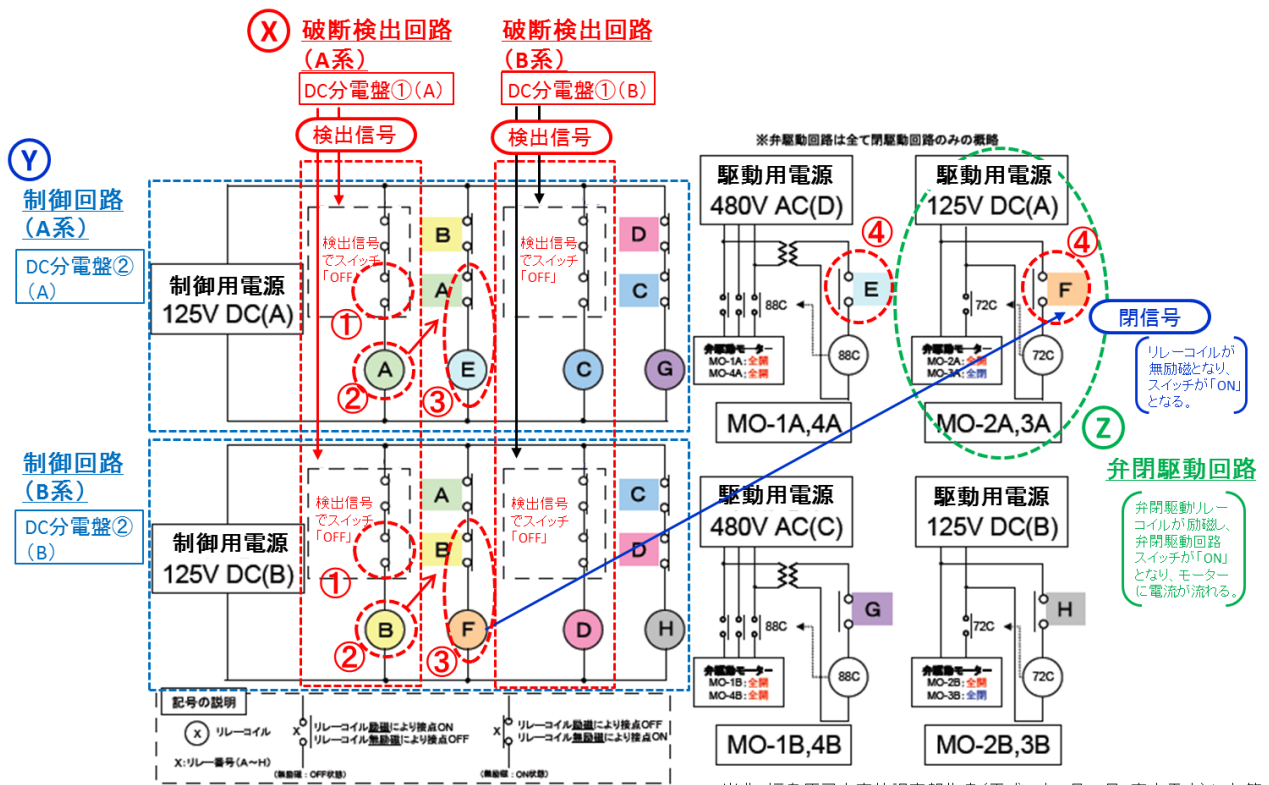
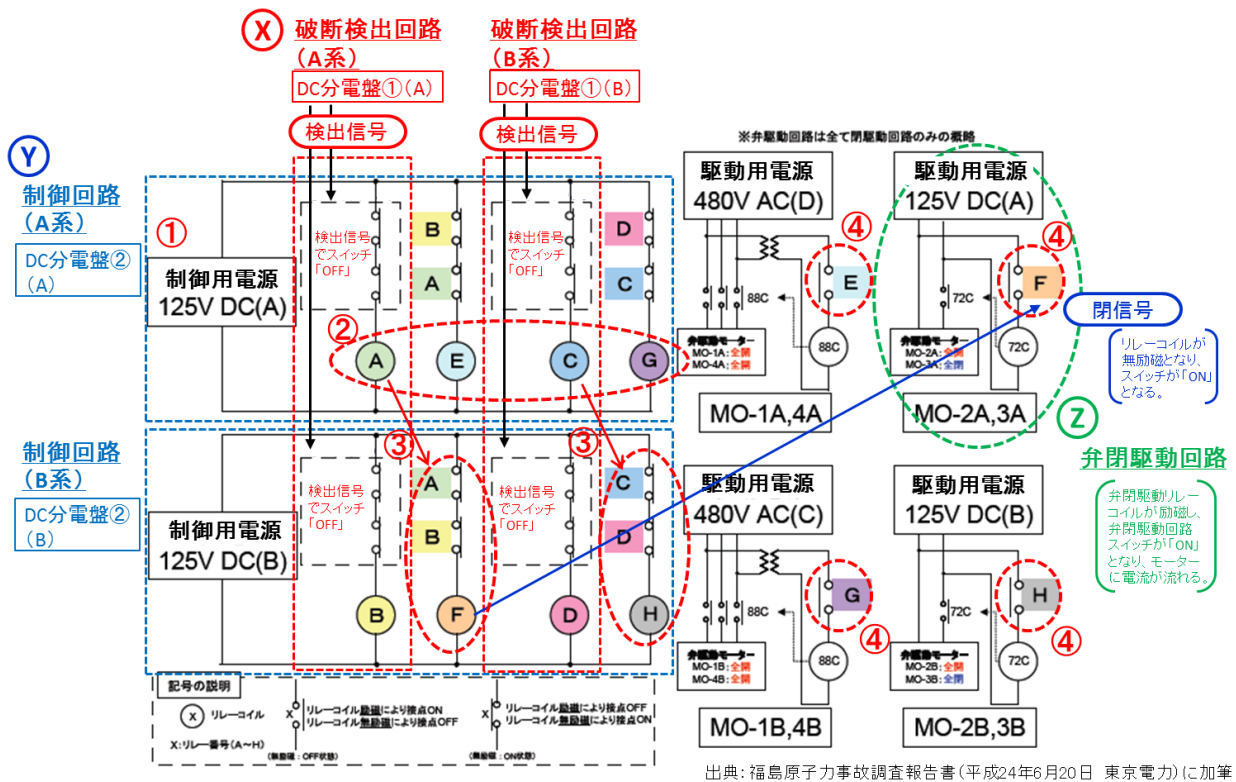


図5. 7 IC隔離弁作動メカニズム 破断検出信号発信時(Aの動作ロジック)



[Bパターン(制御用電源喪失時)]動作ロジック

- ①制御回路(A系)において、制御用電源を喪失。
- ②制御回路を流れる直流電流が失われ、A、E、C、Gリレーコイルが無励磁となる。
- ③A、Cリレーコイルが無励磁となると、A、Cスイッチが「OFF」となり、F、Hのリレーコイルが無励磁となる。
- ④E、G、F、Hリレーコイルが無励磁となると、E、G、F、Hスイッチが「ON」となり、弁閉駆動回路に電流が流れる。  
弁閉駆動回路のリレーコイルが励磁し、弁閉駆動回路のスイッチが閉じてモーターに電流が流れ全8個の弁が閉動作する。

※制御回路(B系)の制御用電源を喪失した場合も同様。

図5. 8 IC 隔離弁作動メカニズム 制御用電源喪失時 (Bの動作ロジック)

## 2-2 交流駆動のIC 隔離弁の作動状況

### 2-2-1 現地調査等

交流電源を駆動電源とする隔離弁については、隔離弁が原子炉格納容器内側に設置され、現地調査等が困難であることから、現時点では全電源喪失以降の開閉状態を直接確認することはできない。

### 2-2-2 過渡現象記録装置のデータ

過渡現象記録装置の追加データ<sup>55</sup>において、全電源喪失前の1号機における非常用電源の挙動を含む1分周期のデータが確認されている。当該データでは、データの記録が途絶する直前の15時36分59秒までにおいて、以下の点が確認できる。(図5. 9)

—交流母線(C) (6.9kV 1C)の母線電圧が15時35分59秒から15時36分59秒にかけてほぼ0Vとなっている。

<sup>55</sup> 「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所プラントデータについて」におけるプラントデータの追加・訂正について (平成25年7月 東京電力株式会社)

- 交流母線 (C) を駆動用電源とする IC 隔離弁 (1B 弁、4B 弁) については、同じ期間、「閉」または「電流が途絶した状態」を示している。この期間、駆動用電源となる交流母線 (C) は、電源を喪失していることから、「電流が途絶した状態」と考えられる。
- 交流母線 (D) (6.9kV 1D) については、同じ期間、電圧 (6.9kV) に大きな変化はなく、機能を維持している。
- 交流母線 (D) を駆動用電源とする IC 隔離弁 (1A 弁、4A 弁) については、同じ期間、「開」を示す信号が発信されて (電流が流れて<sup>56</sup>) おり、隔離弁は開状態であった。
- 直流駆動の IC 隔離弁 (2A 弁、2B 弁) については、同じ期間、開を示す信号が発信されて (電流が流れて) おり、隔離弁は開状態であった。
- 直流駆動の IC 隔離弁 (3A 弁、3B 弁) については、隔離弁の閉操作 (3A 弁は 15 時 34 分、3B 弁は 15 時 03 分) 以降、「閉」または「電流が途絶した状態」を示している。これは、運転員の隔離弁の閉操作によるものであり、隔離弁は「閉」の状態と考えられる。

上記の過渡現象記録装置の追加データから確認された事項をもとに 15 時 36 分 59 秒までの交流駆動の隔離弁の開閉状態について検討する。

直流駆動の IC 隔離弁 (2A 弁、2B 弁) が 15 時 36 分 59 秒まで「開」の状態であることから、少なくともこの時刻までは、破断検出回路または制御回路に給電する制御用電源 (直流電源) の喪失による閉信号は発信していない可能性が高い<sup>57</sup>と考えられる。

交流駆動の IC 隔離弁 (1B 弁、4B 弁) は、15 時 36 分 59 秒までには駆動用電源となる交流母線 (C) の電源喪失によって閉動作できない状態になっており、かつ、それまでに閉信号は発信していない可能性が高いことから、15 時 36 分 59 秒まで開状態であった可能性が高いと考えられる。なお、交流駆動の IC 隔離弁 (1A 弁、4A 弁) は、15 時 36 分 59 秒まで開状態である。

次に、15 時 37 分以降の交流駆動の隔離弁の開閉状態について検討する。

交流駆動の IC 隔離弁 (1B 弁、4B 弁) は、15 時 36 分 59 秒までに駆動用電源となる交流母線 (C) の電源喪失によって閉動作できなくなっていたことから、15 時 37 分以降、閉信号が発信されたとしても開状態が維持された可能性が高い<sup>58</sup>。

<sup>56</sup> 隔離弁が閉状態または駆動用電源から給電される電流が喪失した場合、開を示す信号が失われる。(digital 値が 1 から 0 になる。)

<sup>57</sup> 隔離弁の全開から全閉までの動作時間は、直流駆動弁で 15 秒以内、交流駆動弁で 20 秒以内であるため、閉信号を受信して全閉となるまでに弁動作の時間遅れが見込まれる。そのため、仮に 15 時 36 分 59 秒の数秒前に閉信号が発信されれば、2A 弁、2B 弁は開表示が維持される。交流駆動弁は、直流駆動弁より閉動作に時間が長くなるため、2A 弁、2B 弁が開表示の場合、全閉となることはない。

<sup>58</sup> ただし、全電源喪失以降、IC 隔離弁 (2B 弁、3B 弁) は「全閉」であることから、IC (B 系) は作動していないと考えられる。

交流駆動の IC 隔離弁（1A 弁、4A 弁）は、15 時 36 分 59 秒まで開状態であり、駆動用電源となる交流母線（D）も機能を維持していた。

そのため、15 時 37 分以降、交流電源が先に機能を喪失すれば開状態となり、直流電源が先に機能を喪失すれば閉状態となる。電源喪失の時期は不明であるため、その後の隔離弁の開閉状態は不明である。

時刻データ (2011/3/11)	母線電圧 6.9kV_1D [交流母線(D)] (V)	IC(A系)				母線電圧 6.9kV_1C [交流母線(C)] (V)	IC(B系)			
		1A弁	4A弁	2A弁	3A弁		1B弁	4B弁	2B弁	3B弁
		交流母線(D)		直流電源			交流母線(C)		直流電源	
15:34:59	6947.136	開	開	開	閉／電絶	6973.056	開	開	開	閉／電絶
15:35:59	6950.016	開	開	開	閉／電絶	6972.480	開	開	開	閉／電絶
15:36:59	6964.416	開	開	開	閉／電絶	-6.336	閉／電絶	閉／電絶	開	閉／電絶

注1：隔離弁が開の状態が電流が流れていることを示す「digital値＝1」の状態を「開」と記載。

また、隔離弁が閉の状態または電流が途絶した状態として「digital値＝0」の状態を「閉／電絶」と記載。

注2：過渡現象記録装置が停止した15:36:59以降のデータは不明。

出典：

「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所プラントデータについて」におけるプラントデータの追加・訂正について（平成25年7月17日 東京電力）より表の記載を一部加工

図5. 9 過渡現象記録装置データ（6.9kV\_1C, 1D 母線電圧、IC\_A, B 弁開信号）



	IC(A系)				IC(B系)			
	1A弁	2A弁	3A弁	4A弁	1B弁	2B弁	3B弁	4B弁
原子炉運転時	○	○	●	○	○	○	●	○
平成23年 3月11日14時46分 地震発生								
14時52分頃 ICの自動起動	○	○	●⇒○	○	○	○	●⇒○	○
15時03分頃 ICの手動停止	○	○	○⇒●	○	○	○	○⇒●	○
15時17分頃 ～15時19分頃 隔離弁の開閉操作による 原子炉圧力制御(1回目)	○	○	●⇒○	○	○	○	●	○
15時24分頃 ～15時26分頃 隔離弁の開閉操作による 原子炉圧力制御(2回目)	○	○	○⇒●	○	○	○	●	○
15時32分頃 ～15時34分頃 隔離弁の開閉操作による 原子炉圧力制御(3回目)	○	○	●⇒○	○	○	○	●	○
15時37分頃 敷地高さO.P.+10m位置の浸水								
15時37分頃 直流電源喪失による 隔離弁の開動作	交流電源盤、直流電源盤が被水し始める？							
	?	○⇒●	●	?	?	○⇒●	●	?
15時50分頃まで	全ての交流電源、直流電源を喪失							
18時18分頃 制御盤上の操作により、 隔離弁(2A弁及び3A弁)を「開」操作	制御盤上のIC(A系)直流駆動隔離弁の表示ランプが一部点灯							
	-	●	●	-	-	-	-	-
	?	●⇒○	●⇒○	?	?	●	●	?
18時25分頃 隔離弁(3A弁)を「閉」操作	?	○	○⇒●	?	?	●	●	?
21時30分頃 制御盤上の操作により、 隔離弁(3A弁)を「開」操作	制御盤上のIC(A系)隔離弁の表示ランプが消えかかる							
	?	○	●⇒○	?	?	●	●	?
原子力規制庁現地調査 (平成25年5月31日実施)	-	○	-	-	-	●	-	-

<参考>

IC 電動弁現場確認 (平成23年10月18日東京電力実地)	-	○	○	-	-	●	●	-
-----------------------------------	---	---	---	---	---	---	---	---

○:開、●:閉、?:開閉状態が不明、-:未調査

※福島原子力事故調査報告書(平成24年6月 東京電力株式会社)及び政府事故調「中間報告」(平成23年12月26日)をもとに作成

表5. 1 IC操作等による開閉状態の推移

(参考) その他の IC の作動状況を示すデータ等について

(1) 復水器タンクの水位

IC の冷却水を満たした復水器タンクの水位については、平成 23 年 10 月 18 日に東京電力が行った現場調査<sup>59</sup>において、IC 復水器タンクの現場水位計の表示が、A 系は 65%、B 系は 85%であった<sup>60</sup>。

復水器タンクの水位は、通常 80%<sup>61</sup>程度であり、地震発生以降、復水器タンクへの冷却水の補給は行われていない。

他方、A 系は、地震発生後の「原子炉圧力高」信号により IC が自動起動し、運転員によって手動停止されるまでの期間、及び、3 回にわたる IC 隔離弁 (3A 弁) の開閉操作による原子炉圧力制御が行われた期間 (表 5. 1) において、熱交換による冷却水の蒸発が発生していたと考えられていた。

しかし、過渡現象記録装置のデータから A 系が作動していた期間の復水器タンク水位の低下は約 0.8%<sup>62</sup>であり、冷却水の蒸発量は、わずかであったと考えられる。

原子力安全基盤機構 (当時) が行った IC 作動時の原子炉挙動の解析<sup>63</sup>においても、IC が作動していた上記の期間、復水器タンク水量はほとんど減少していない解析結果が得られている。これは、IC 作動後も一定の時間は復水器タンク内の冷却水の水温上昇に熱エネルギーが消費されることによるものと考えられる。復水器タンクの冷却水温度データ (チャート) においても、IC 作動後に A 系の冷却水温度が 100℃ に到達するまでには時間を要していることが確認される。(図 5. 10)

また、過渡現象記録装置の B 系の復水器タンク水位のデータは、全電源喪失前の 3 月 11 日 15 時 36 分頃まで、ほぼ 80%付近であり、上記東京電力の現場調査による復水器タンクの水位と異なっている。このため、水素爆発等による水位計の異常も考えられる。(図 5. 11)

(2) 水素発生の影響

原子力安全基盤機構の解析<sup>64</sup>では、3 月 11 日 18 時 00 分頃には 1 号機原子炉の

<sup>59</sup> IC 電動弁現場確認 平成 23 年 10 月 18 日東京電力実施 IC 復水器タンクの現場水位計等を確認。

<sup>60</sup> 東電事故調報告書 (添付資料 8-9) によれば、「B 系の冷却水の消費がなかったとすれば、胴側水位計の指示値は 5%程度上方にドリフト (計器誤差を生じ、指示値に実際の値とずれを生じていること) していることとなる。なお、A 系の胴側水位計にも同様の誤差を想定すれば、A 系の胴側水位の真値は 60%程度となる。」とされている。

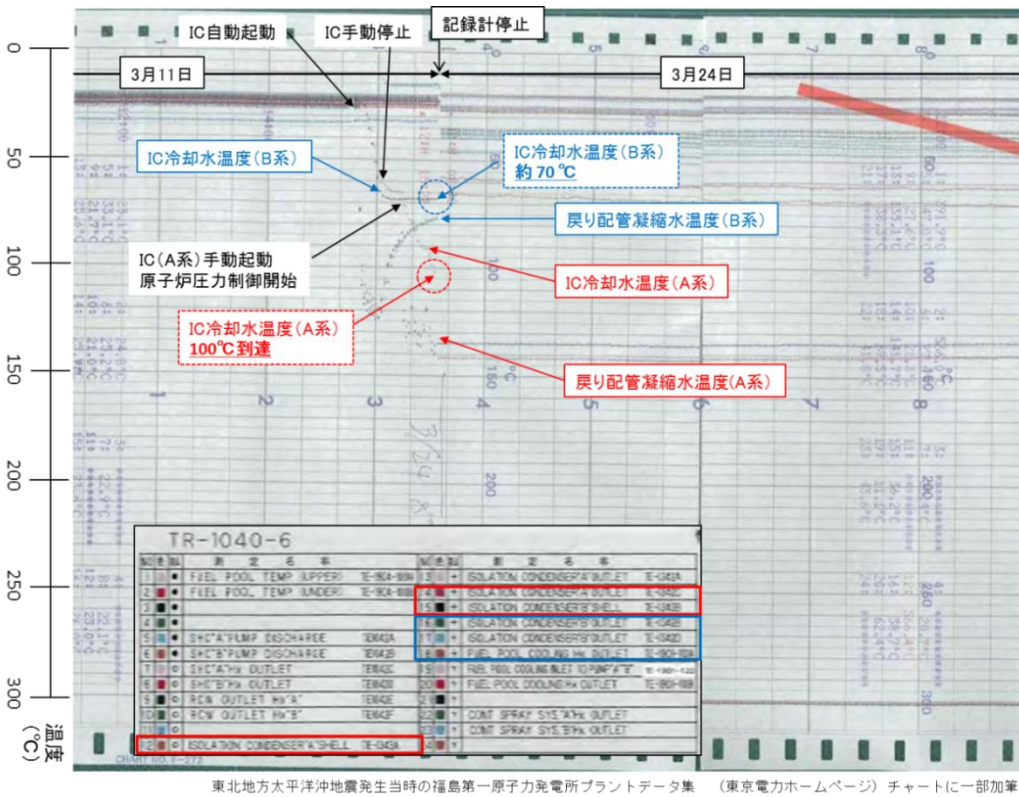
<sup>61</sup> 東電事故調報告書、添付資料 8-9

<sup>62</sup> 平成 23 年 3 月 11 日 14 時 45 分頃 A 系 79.7%、B 系 79.8% (地震発生前)  
平成 23 年 3 月 11 日 15 時 36 分頃 A 系 78.9%、B 系 80.2% (全電源喪失前)  
なお、復水器タンク水位は、ダイヤフラム式差圧伝送器で測定されている。

<sup>63</sup> 福島第一原子力発電所 1 号機非常用復水器 (IC) 作動時の原子炉挙動解析 (平成 23 年 12 月 9 日 (平成 24 年 3 月 27 日一部改訂) 原子力安全基盤機構)

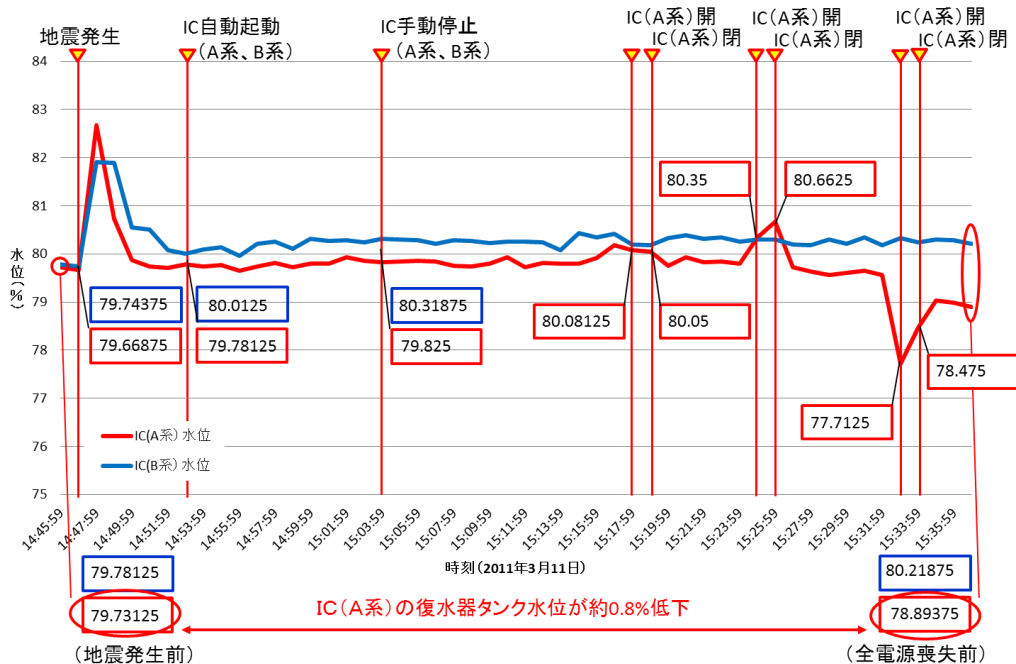
<sup>64</sup> 東京電力株式会社福島第一原子力発電所の事故に係る 1 号機、2 号機及び 3 号機の炉心の状態に関する評

炉心損傷がはじまっており、それ以降については、仮に IC (A 系) の原子炉格納容器内側の隔離弁 (1A 弁、4A 弁) が全閉でなかったとしても炉心で発生した水素が IC 伝熱管内に蓄積し、伝熱が阻害された可能性は否定できない。



東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所プラントデータ集 (東京電力ホームページ) チャートに一部加筆

図5. 10 1号機 IC 周りの温度



出典:「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所プラントデータについて」におけるプラントデータの追加・訂正について(平成25年7月17日 東京電力)より作成

図5. 1 1 過渡現象記録装置データ (IC\_A, B 水位)

## 6. 3号機使用済燃料プール内の臨界の可能性及び白煙の発生

### (1) 提起された問題

国会事故調報告書では、「水素爆発の影響として、爆発の直後や翌日、翌々日に白煙が立ち上がっている。(中略)爆発後の使用済燃料プール内の観察によれば、大規模な燃料損傷が生じた可能性がある」としている。

また、同報告書では、「プールから白煙として水蒸気が(断続的に)立ち上がるだけの多量の熱量はどこから来たのであろうか、白煙は水素爆発の直後のみならず、翌日や翌々日に大きく発生している、したがって、プール内で破損した燃料による一時的な大きな発熱が生じた原因を検討する必要がある」としている。

さらに、同報告書では、「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る可能性があり、プール内臨界条件にそれだけ近いといえる」としている。

### (2) 検討の目的及び範囲

白煙の発生場所及び使用済燃料プール内の臨界の可能性について解明するため、以下の各項目について、次のとおり検討することとした。

#### 1) 使用済燃料プール内の大規模な燃料損傷の可能性について

3号機使用済燃料プールの中カメラ写真により、燃料集合体及び燃料貯蔵ラック等の状況を調査し、燃料損傷の可能性を検討する。

#### 2) 白煙の発生場所について

事故直後に撮影された3号機建屋上空からの航空写真及び温度分布測定の結果から、白煙の発生場所を推定する。

#### 3) 使用済燃料プール内の臨界の可能性について

事故時に起こったと想定できる使用済燃料プール内の燃料ピット及び燃料集合体の状態をモデル化し、臨界が起こっていたのかどうかそれぞれのモデルで解析を実施し、臨界の可能性について検討する。

### (3) 検討結果及び原子力規制委員会の見解

#### 1) 検討結果

使用済燃料プール内の大規模な燃料損傷の可能性、白煙の発生場所、及び、使用済燃料プール内の臨界の可能性については、以下のとおり判断した(各論はⅢ. 6. (4))。

#### 【使用済燃料プール内の燃料損傷の可能性】

一国会事故調報告書が公開されたのちに実施された東京電力による3号機使用済燃料貯蔵プールの中カメラ撮影写真によると、コンクリートや鉄骨などのがれきはあるものの燃料貯蔵ラック及び燃料集合体の大きな損傷は確認できない。

### 【白煙の発生場所】

- 一白煙が確認できる防衛省の空撮写真に対し、3号機5階部分の簡易的な図面を重ね合わせたところ、白煙の発生が確認された場所は、原子炉を挟んで使用済燃料プールとは反対側の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。
- 一防衛省による温度測定結果に、3号機5階部分の簡易的な図面を重ね合わせたところ、使用済燃料プールは約60℃と白煙(大量の水蒸気)を発生させるほどの温度ではない。他方、原子炉を挟んで使用済燃料プールとは反対側の機器仮置きピットと原子炉ウェルカバーの隣接部近傍は、100℃を超える温度となっており、白煙(大量の水蒸気)が発生する可能性がある。

### 【使用済燃料プール内の臨界の可能性】

3号機の使用済燃料プールに保管されている集合体タイプとラックの組み合わせについて、以下の臨界解析を行ったところ、いずれも未臨界が維持されることが示された。

- ・ラック内での燃料集合体を偏心させた解析
- ・チャンネルボックス内外のボイド率を変化させた解析
- ・ラック内にコンクリート片を堆積させた解析
- ・ラックを変形・破損させた解析

以上のことから、3号機使用済燃料プール内で、燃料貯蔵ラック及び燃料集合体の大きな損傷は確認できない。3号機原子炉建屋からの白煙の発生場所は、原子炉を挟んで使用済燃料プールとは反対側の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。使用済燃料プール内での臨界の可能性はないと判断できる。

## 2) 原子力規制委員会の見解

国会事故調報告書では、「3号機使用済燃料プール内で大規模な燃料損傷が生じた可能性がある」としている。同報告書が公開されたのちに実施された東京電力による3号機使用済燃料貯蔵プールの水中カメラ撮影写真によると、燃料貯蔵ラック及び燃料集合体の大きな損傷は確認できない。

また、同報告書では、「プールから白煙として水蒸気が(断続的に)立ち上がるだけの多量の熱量はどこから来たのであろうか、プール内で破損した燃料による一時的な大きな発熱が生じた原因を検討する必要がある」としている。検討の結果、白煙の発生が確認された場所は、原子炉を挟んで使用済燃料プールとは反対側の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。発熱の原因としては、熱等により劣化した原子炉格納容器のシール部等を通じ、原子炉内から水蒸気が出ている可能性、若しくは、原子炉格納容器外壁での消防車等からの放水による水(降雨がないことは確認済)の加熱も考えられる。

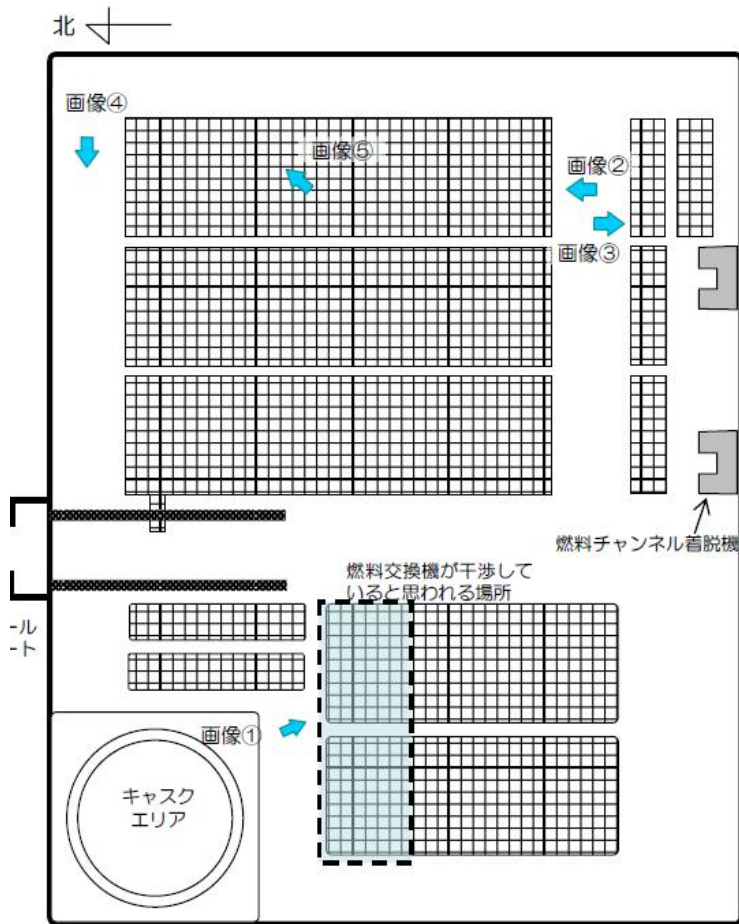
さらに、同報告書では、「プール水が水素爆発の衝撃波を受ければ、使用済燃料集

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る可能性があり、プール内臨界条件にそれだけ近いといえる」としている。検討の結果、ラック内で燃料集合体の位置がずれたとしても、アルミラックの場合は実効増倍率が若干の増加、ホウ素入りアルミラックの場合は若干の減少であり、いずれにしても増減率は1%未満であった。

#### (4) 評価方法と結果

##### 1) 使用済燃料プール内の大規模な燃料損傷の可能性

国会事故調報告書が公開されたのちに実施された東京電力による3号機使用済燃料プールの水中カメラ撮影写真(図6.1参照)によると、コンクリートや鉄骨などがれきはあるものの燃料貯蔵ラック及び燃料集合体の外周部に大きな損傷は確認できない。また同時に公開された水中カメラによる動画においても、燃料貯蔵ラック及び燃料集合体に大きな損傷は確認できない。



画像①：燃料交換機の下部と燃料ラックの状況



画像②：燃料ラックの状況（上から撮影）



画像③：燃料ラック上の堆積物

【凡例】

- ：燃料貯蔵ラック
- ：カメラ方向



画像④：燃料交換機の歩廊部の状況



画像⑤：燃料交換機のブリッジ

画像②拡大



画像③拡大



図 6. 1 3号機使用済燃料貯蔵プール内の状況

(出典：東京電力資料（平成 25 年 2 月 14・15・16・18 日撮影）を原子力規制庁が編集)



## 2) 白煙の発生場所

### 2-1 3号機原子炉建屋上部状況映像からの白煙発生場所の検討

3号機原子炉建屋上部からの白煙の発生場所を検討するため、白煙が確認できる防衛省の空撮写真に、3号機5階部分の簡易的な図面を重ね合わせた(図6.2)。この図より、白煙が確認された場所は、国会事故調において引用されている写真とほぼ同じ位置から発生しており(図6.3)、原子炉を挟んで使用済燃料プールとは反対側の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。

また、同じく防衛省撮影の映像(図6.4)から、白煙は、機器仮置きピットと原子炉ウェルカバーの隣接部近傍から発生していることが確認できる。

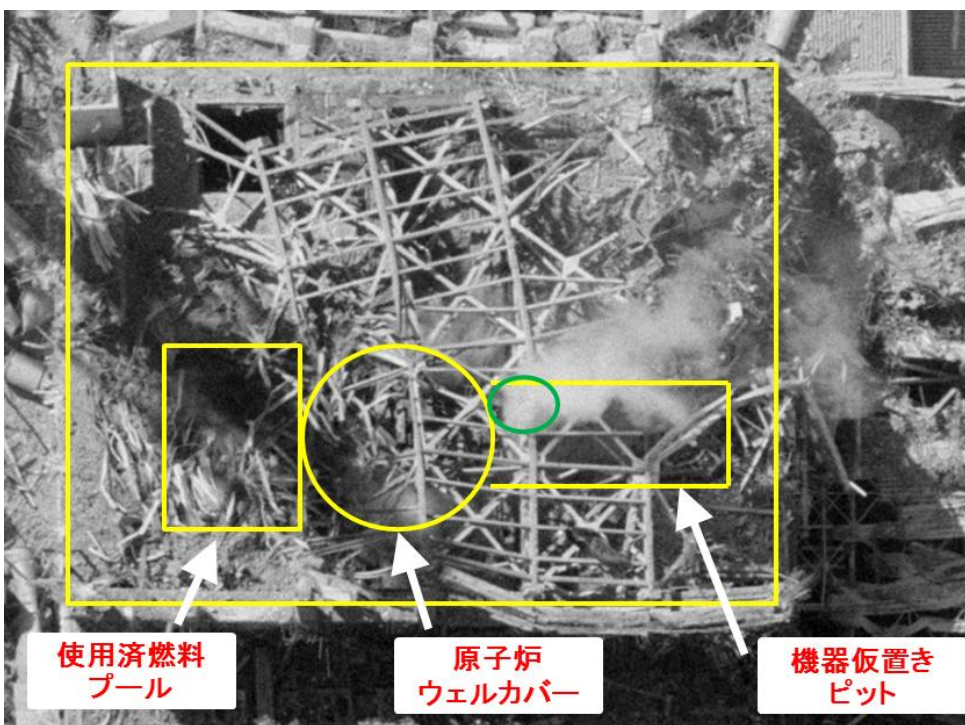


図6.2 3号機原子炉建屋からの白煙の発生場所

(出典：防衛省(平成23年3月18日撮影)より原子力規制庁が入手し編集)

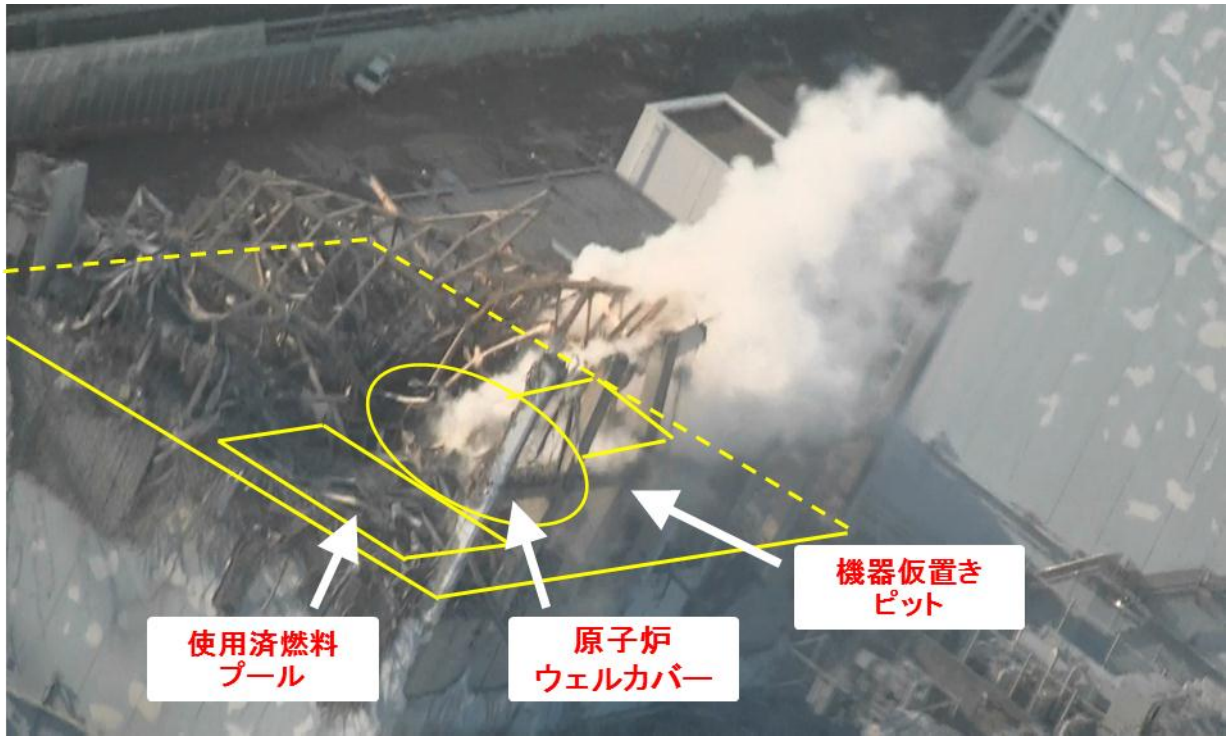


図6. 3 国会事故調報告書での3号機原子炉建屋からの白煙の発生場所  
 (出典：国会事故調報告書 写真2. 2. 4-1に原子力規制庁が追記)

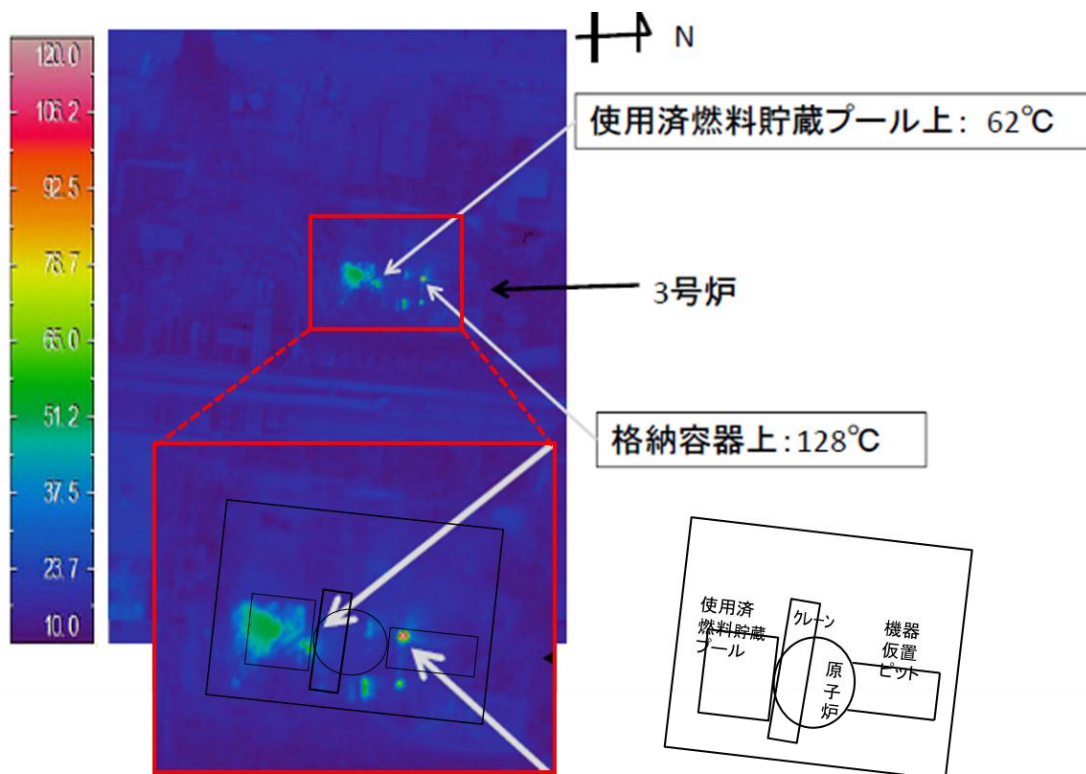


図6. 4 3号機原子炉建屋からの白煙の発生場所2  
 (出典：防衛省(平成23年3月27日撮影・同日公表)撮影ビデオより原子力規制庁が抜粋)

## 2-2 温度測定結果からの白煙発生場所の検討

防衛省により、平成 23 年 3 月 20 日に行われた温度測定結果に、3 号機 5 階部分の簡易的な図面を重ね合わせたところ、使用済燃料プールは約 60℃と白煙(大量の水蒸気)を発生させるほどの温度ではないことが分かった。他方、原子炉を挟んで使用済燃料プールとは反対側の機器仮置きピットと原子炉ウェルカバー隣接部近傍は、100℃を超える温度となっており、白煙(大量の水蒸気)が発生する可能性がある(図 6. 5)。

2-1 及び 2-2 から、白煙の発生場所は、原子炉を挟んで使用済燃料プールとは反対側である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(図 6. 6)。仮に使用済燃料プールで白煙が発生したとしても、上記確認位置から白煙が出てくるとは考え難い。使用済燃料プールが発生源でない場合、白煙の発生源としては、熱等により劣化した原子炉格納容器のシール部等を通じ、原子炉内から水蒸気が出ている可能性、若しくは、原子炉格納容器外壁での消防車等からの放水による水(降雨がないことは確認済)の加熱も考えられる。



出典:「福島第1原子力発電所における温度測定結果について」防衛省技術研究本部(平成23年3月20日)より

図 6. 5 3号機原子炉建屋の温度分布測定結果

(出典: 防衛省資料(平成23年3月20日撮影)に原子炉等配置図を原子力規制庁が追記)

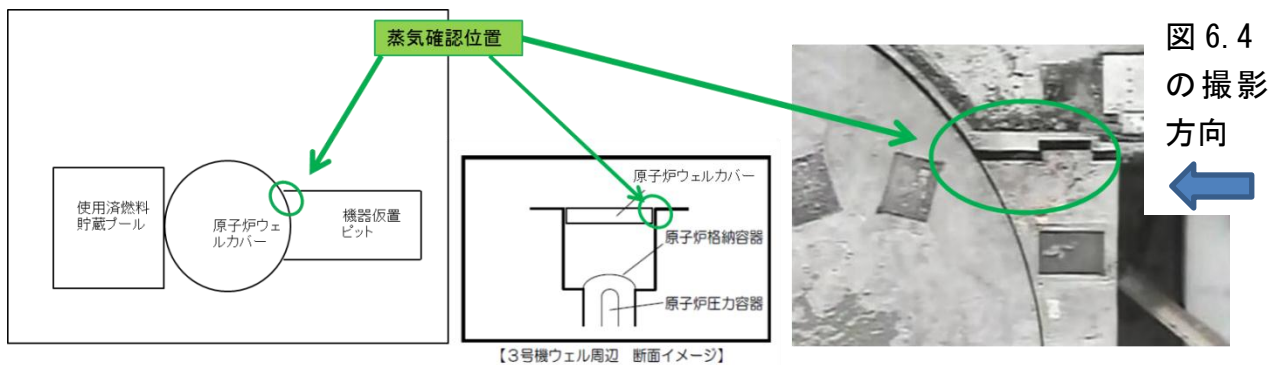


図6.6 3号機原子炉建屋上部位置図

(出典：東京電力資料（写真は、平成26年1月31日東京電力が撮影）を原子力規制庁が編集）

### (参考) 3号機原子炉建屋からの湯気の確認

平成25年7月18日、本事象と同様の場所、機器仮置きピットと原子炉ウェルカバー隣接部近傍から湯気の発生が確認された。当時の使用済燃料プール温度は26.5℃であり、湯気の発生は考え難い。そのため、湯気は、引き続き、原子炉格納容器のシール部等を通じ、機器仮置きピットと原子炉ウェルカバー隣接部近傍から外部に出ていることが考えられる。

他方、東京電力は、現在原因調査中であるが、以下のように推定している。

『シールドプラグの隙間から流れ落ちた雨水が原子炉格納容器ヘッドに加温されたことによるもののほか、原子炉圧力容器、原子炉格納容器への窒素封入量(16m<sup>3</sup>/h)と抽出量(約13m<sup>3</sup>/h)に差が確認されていることから、この差分(約3m<sup>3</sup>/h)の水蒸気を十分含んだ気体が原子炉格納容器ヘッド等から漏れている可能性が考えられ、これらの蒸気がシールドプラグの隙間を通して原子炉建屋5階上に放出した際、周りの空気が相対的に冷たかったため蒸気が冷やされ、湯気として可視化された。』<sup>65</sup>

### 3) 使用済燃料プール内の臨界の可能性

#### 3-1 使用済燃料プールに保管されている燃料集合体

事故発生時に3号機の使用済燃料プールに保管されていた燃料集合体は、新燃料52体を含む566体である。保管されている燃料集合体のタイプは4種類であり、そのうちSTEP-3A型燃料は、燃焼度によってさらに3つのタイプに分類できるので全部で6タイプである(表6.1)。

なお、1体のみ保管されているSTEP-3Aリーカ燃料\*は、燃料被覆管からの微少な漏えいによって燃焼サイクル途中で炉心から燃料プールに移動されたものであり、他の使用済燃料集合体と比較して燃焼度が低い。また、3号機炉心内には32体のMOX燃料集合体が装荷されていたが、使用済燃料プールには、新燃料を含めてMOX燃料

<sup>65</sup> 東京電力 「福島第一原子力発電所3号機原子炉建屋5階中央部近傍(機器貯蔵プール側)で湯気の確認について(続報14)」(平成25年7月26日)

集合体は保管されていない。

\*リーカ燃料：燃料被覆管の微小な漏えいの発生により、計画外に取り出された燃料集合体

表 6. 1 3号機使用済燃料プールに保管されている燃料集合体

燃料集合体 タイプ	体数	平均燃焼度 [GWd/t]	平均冷却期間* [日]	貯蔵ラック
8×8型	6	24.9	9781	アルミラック ほう素入りアルミラック
8×8BJ型	36	30.0	5535	アルミラック
STEP-2型	148	39.8	1802	アルミラック ほう素入りアルミラック
STEP-3A型 (使用済燃料)	323	43.7	633	アルミラック ほう素入りアルミラック
STEP-3A型 (リーカ燃料)	1	11.8	1287	ほう素入りアルミラック
STEP-3A型 (新燃料)	52	-	-	アルミラック
合計	566			

\*2011年3月11日時点での平均冷却期間

### 3-2 使用済燃料プールにおける臨界評価

事故発生時の3号機使用済燃料プールにおいて臨界が起きた可能性があるかどうか検討するために、事故時に場合によっては起きる可能性があり、かつ、反応度に影響を及ぼす可能性のある事象として、以下の4つのケースの解析を実施した。いずれの解析においても燃料集合体の形状や燃料の燃焼度、燃料貯蔵ラックの材質については現実的なデータを用いているが、いずれも、非現実的な条件まで含め反応度を大きく見積もるような仮定（保守的な仮定）をしている。

- ラック内の燃料集合体の位置のずれ
- チャンネルボックス内での気泡（ボイド）の発生
- ラックへの異物（コンクリートがれき等）の混入
- ラックの変形や破損

#### 3-2-1 臨界解析モデル

臨界解析は、2種類の燃料貯蔵ラック（アルミラック、ほう素入りアルミラック）とその中に保管されている燃料集合体タイプの組み合わせごとに実施した。アルミラックは「コ」型を組み合わせた形状であり、辺の中央に約1/3程度の空きがある。ほう素入りアルミラックは板材を組み合わせた形状となっている。

軸方向は燃料有効部を 24 分割したノードごとに、燃焼履歴に基づく核種組成を燃料棒単位で設定し、コンクリートの落下物をモデル化するため保守的に上下に 40cm 厚のコンクリート反射体を設定した。径方向は、ラックの無限配列を仮定した保守的な設定としている（図 6. 7）。

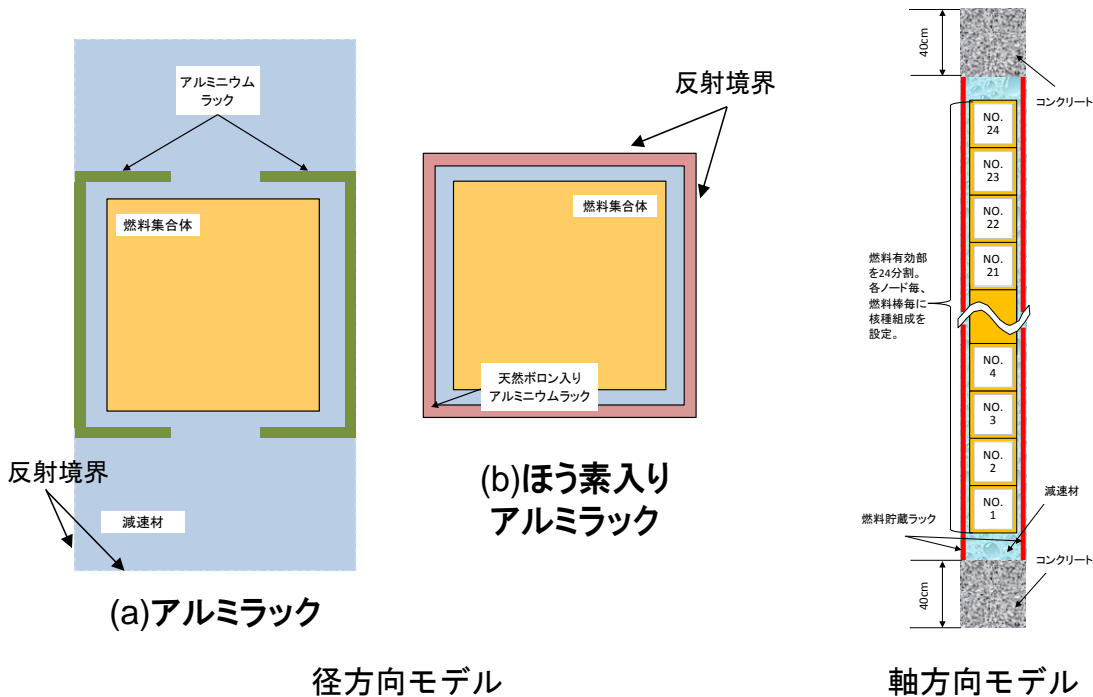


図 6. 7 径軸方向臨界計算モデル

### 3-2-2 臨界解析コード及び条件

臨界解析は、連続エネルギーモンテカルロコード MVP と JENDL-4.0 ライブラリの組み合わせで実施した。また、燃料集合体の核種組成の計算は、燃料集合体燃焼計算コード CASMO-5 を使用した。

燃料集合体の燃焼度は保守的に各集合体タイプの最も低い平均燃焼度の集合体をそのタイプの代表として選定した。

### 3-2-3 解析結果

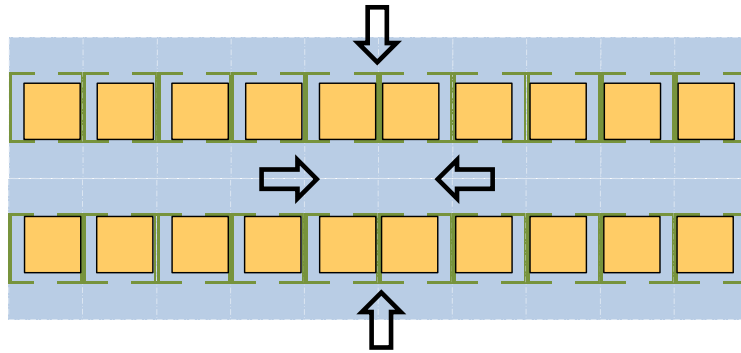
以下に示す 4 つの場合について解析を行った。

#### (a) ラック内で燃料集合体が偏心した場合の評価

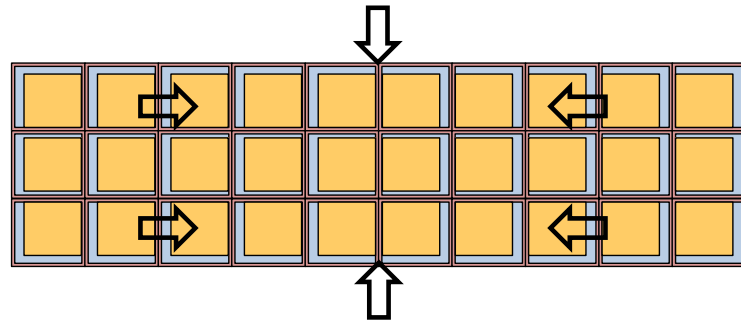
ラック内での燃料集合体が衝撃波等で位置がわずかにずれる可能性も考えられるため、国会事故調報告書の記述通りにラック内の燃料集合体が貯蔵ラックの中央部に偏心した極めて極端な場合を仮想して解析を実施し、臨界性に関する影響を評価した（図 6. 8）。

アルミラックは減速過多体系であるため、燃料集合体を中央に偏心させた方が実効増倍率は増加するが、その割合は小さい。一方、ほう素入りアルミラックは減速不足体系であるため、燃料集合体を中央に偏心させた方が実効増倍率は低下する。

いずれの場合も、ラック内で燃料集合体の偏心配置が起こっても、実効増倍率は0.7程度であり、未臨界は維持されると評価された（表6. 2）。



(a) アルミラック偏心解析モデル



(b) ほう素入りアルミラック偏心解析モデル

図6. 8 ラック内での燃料集合体偏心モデル

表6. 2 ラック内で燃料集合体が偏心した場合の実効増倍率

(a) アルミラックの場合

燃料集合体タイプ	実効増倍率		増減
	中央配置	偏心配置	
STEP-3A 新燃料	0.744	0.747	0.38%
STEP-3A 燃焼燃料	0.719	0.722	0.40%
STEP-2 燃焼燃料	0.684	0.687	0.50%
8X8BJ 燃焼燃料	0.681	0.684	0.46%
8X8 燃焼燃料	0.725	0.728	0.37%

(b) ほう素入りアルミラックの場合

燃料集合体タイプ	実効増倍率		増減
	中央配置	偏心配置	
STEP-3A 燃焼燃料	0.714	0.713	-0.07%
STEP-2 燃焼燃料	0.680	0.680	-0.09%
8X8 燃焼燃料	0.719	0.718	-0.17%

(b) チャンネルボックス内外のボイド率を変化させた場合の評価

事故発生時にはプールの冷却機能や注水機能が喪失しており、もしその状況が更に長期化していたなら、崩壊熱により沸騰ボイドが発生した可能性がある。ただし、3号機においては、崩壊熱レベルが低く、プール内の水がたとえ飽和に達してボイドが発生したとしても、プール内のボイド率が大きくなることは考えられない。しかしここでは、極端な場合を想定しチャンネルボックス内のボイド率を大幅に変化させて、臨界性への影響を評価した。また、非常に保守的な仮定であるが、チャンネルボックス外のボイド率も同時に変化させたケースについても臨界性への影響を評価した(図6.9)。

アルミラックの場合、チャンネルボックス内のみでボイドが生成する場合、ボイド率の増加に伴って実効増倍率が単調に減少する(図6.10(a))。一方、チャンネルボックス内外で同時にボイドが生成する場合、高ボイド率状態で実効増倍率が増加する(図6.10(b))。しかし、その場合の最適減速状態でも未臨界は維持できると評価された。なお、チャンネルボックス外には燃料が存在しないためボイドはほとんど存在しないと考えられる。それにもかかわらず、仮にチャンネルボックス外のボイド率を20%と設定した場合<sup>66</sup>、チャンネルボックス内のボイド率の増加に対して実効増倍率は単調に減少する。

ほう素入りアルミラックの場合、保守的なモデルであるチャンネルボックス内外で同時にボイドが生成しても、ボイド率の増加に対して実効増倍率は単調に低下し、未臨界は維持されると評価された(図6.11)。

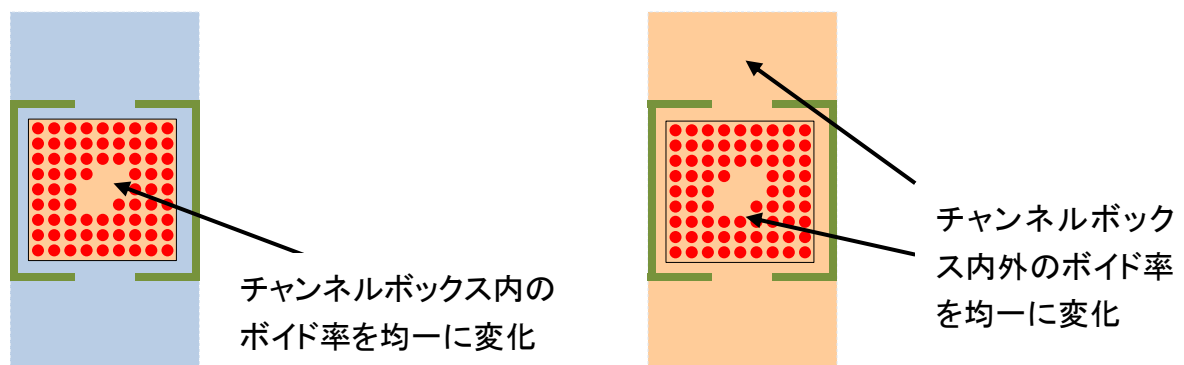
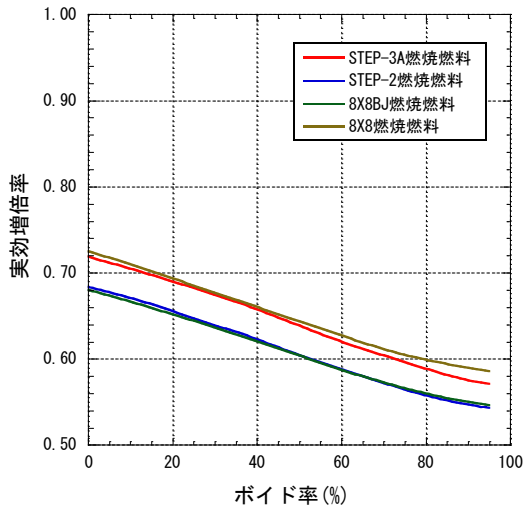


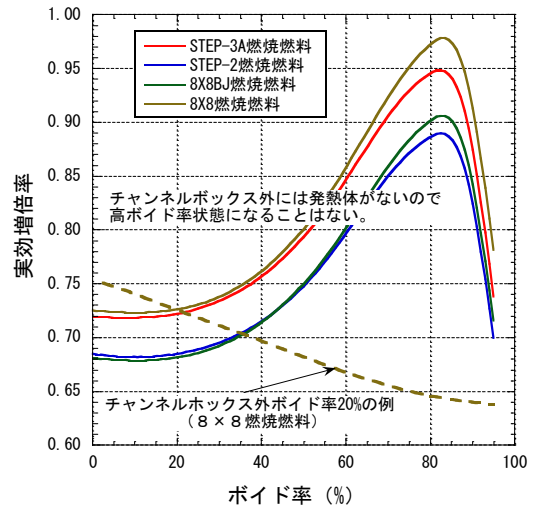
図6.9 チャンネルボックス内外のボイド率を変化させた場合のモデル

<sup>66</sup> 別途 JNES で行った 4 号機使用済燃料プールの解析(平成 24 年度 JNES 安全研究年報)では、水位がチャンネルボックス上端を下回って対流が阻害される厳しい状態で解析を実施したところ、チャンネルボックス内のボイド率が燃料上部で約 20%との結果になった。チャンネルボックス外のボイド率は、チャンネルボックス内のボイド率より低いと考えられるが、保守的にチャンネルボックス外全域で約 20%のボイド率と設定。





(a) チャンネルボックス内のボイド率のみ変化



(b) チャンネルボックス内外のボイド率変化 (非常に保守的な仮定)

図6. 10 ラック内外のボイド率の変化に対する実効増倍率(アルミラック)

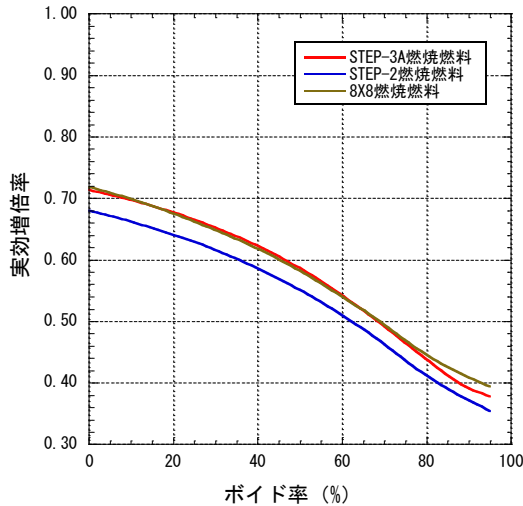


図6. 11 ラック内外のボイド率の変化に対する実効増倍率(ほう素入りアルミラック)

(c) 燃料貯蔵ラック内にコンクリート片が堆積した場合の評価

貯蔵ラック上部に多量のコンクリート片が堆積しており、コンクリート片の一部は貯蔵ラック内部に落下していると想定される。このコンクリート片が周囲の減速材と置き換わることにより、貯蔵ラック体系の減速条件が変化する。そのため、極端に保守的な仮定として、ラック内のコンクリート片の堆積割合(ラック内部の全長に均一に混合された水対コンクリートの体積比)を100%まで変化させて臨界性への影響を評価した(図6. 12)。

アルミラックの場合、コンクリートの堆積により実効増倍率が増加するが、堆積割合が100%になっても未臨界は維持されると評価された(図6. 13(a))。

ほう素入りアルミラックの場合、コンクリートの堆積により実効増倍率は初期状態よりもわずかに増加するが、堆積割合 100%でも未臨界は維持できると評価された（図6. 13 (b)）。

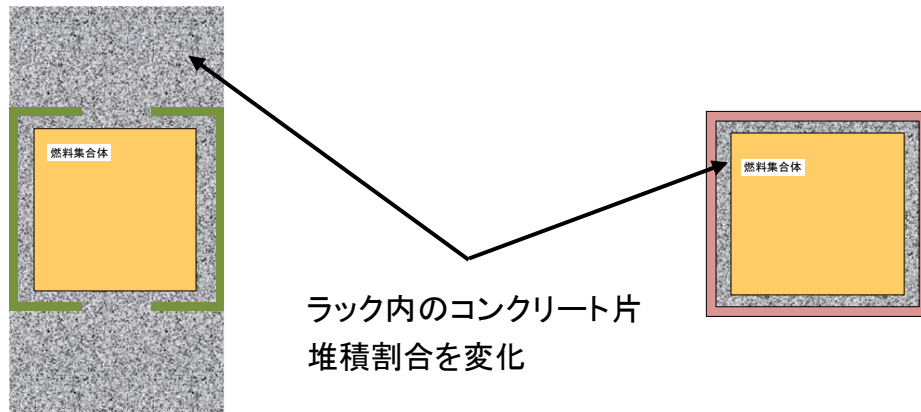


図6. 12 ラック内のコンクリート片堆積モデル

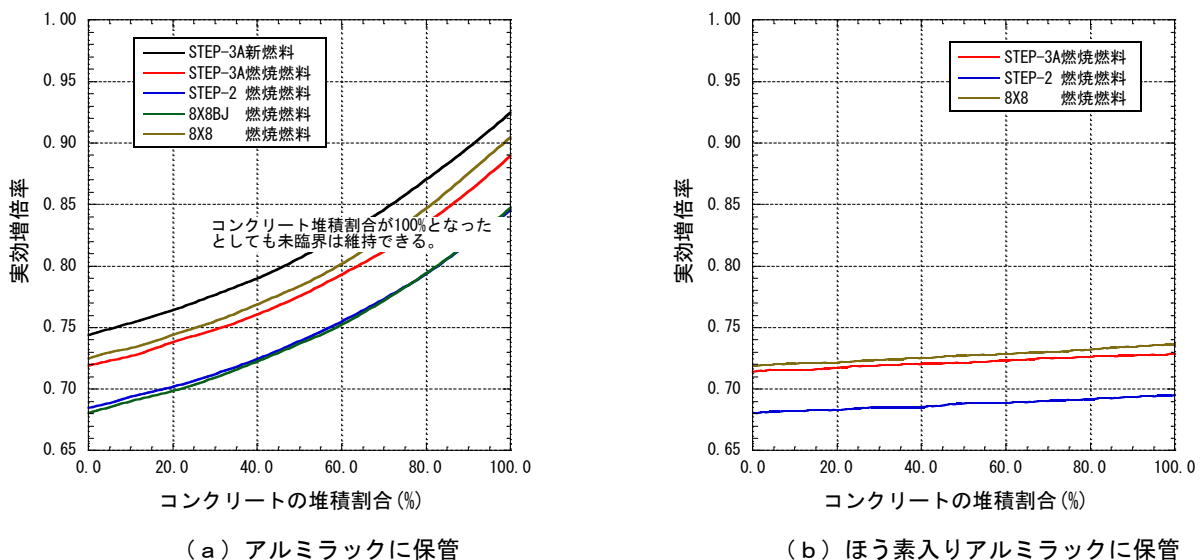


図6. 13 ラック内のコンクリート片堆積に対する実効増倍率

(d) 燃料貯蔵ラックが変形・破損した場合の評価

3号機の水素爆発により、鉄骨を含むがれきがプールに落下した結果、一部のラックが小規模な破損をした可能性が考えられる（図6. 14 (a)）。このため、ラックの破損割合が臨界性に及ぼす影響を評価した。なお、ラックの破損については外周のすべての面が破損し、かつ、燃料集合体が健全であるとは考えにくいですが、この解析では、ラックのみ、その外周のすべての面が破損するとした非常に保守的なモデルを仮定した（図6. 14 (b)）。

ほう素入りアルミラックの場合、約 40%の破損（約 1.7m）までは実効増倍率の

増加割合は大きいですが、未臨界を維持されると評価された（図6. 15）。なお、ラック1面のみが破損した場合には、実効増倍率の増加割合はわずかにとどまる。

また、アルミラックは中性子吸収効果が小さいので破損による臨界性への影響は無視できる。

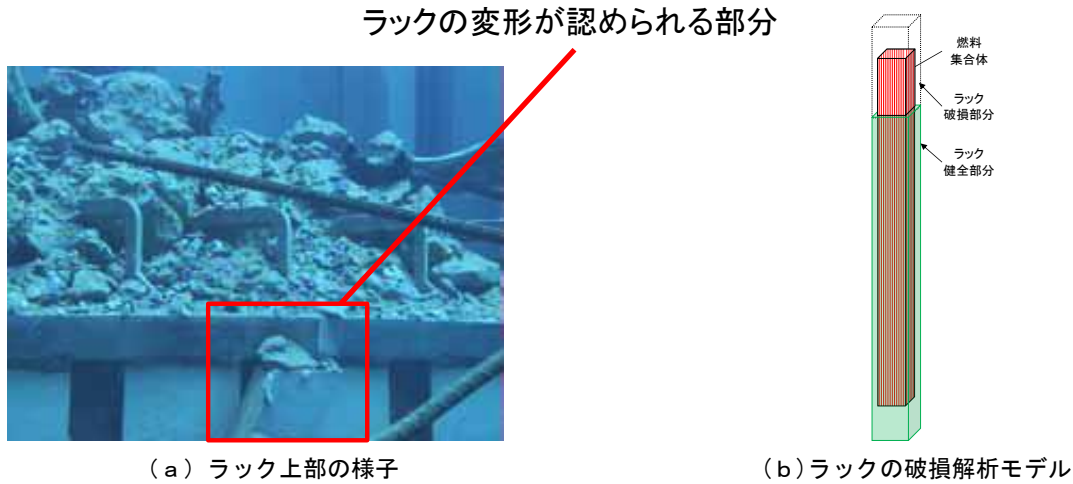


図6. 14 ラックの変形・破損の評価モデル

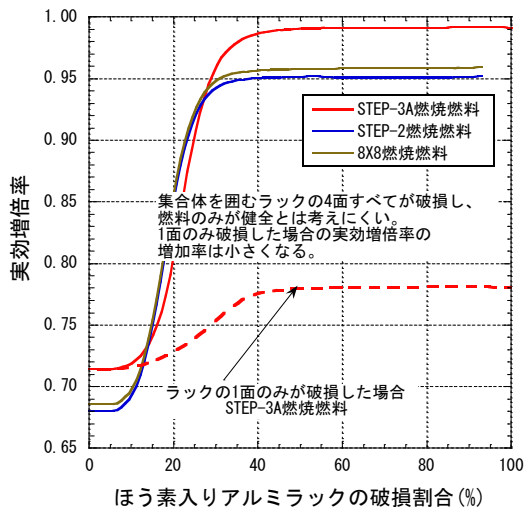


図6. 15 ラックの変形・破損に対する実効増倍率

(e) STEP-3A（リーカ燃料）について

今回の解析の対象に加えていない STEP-3A（リーカ燃料）は、最大の反応度となる燃焼度を持つが、使用済燃料プール内に1体だけしか収納されておらず、また、リーカ燃料の収納位置は他の燃料集合体との間の離隔が大きいため、当該燃料を考慮しても実効増倍率に対する寄与は小さく、実際のプール全体の实効増倍率は、非常に保守的な今回の結果を下回るものと考えられる。

## 7. 4号機原子炉建屋における水素爆発

### (1) 提起された問題

東京電力福島第一原子力発電所4号機原子炉建屋における水素爆発に関して、国会事故調報告書では、検証すべき課題として、4号機水素爆発で反応した水素量、4号機使用済燃料プール水の放射線分解による水素発生の寄与などが挙げられている。

東電事故調報告書等においては、4号機の爆発は、3号機の格納容器からのベント流の回り込みによる水素が原子炉建屋に蓄積し発生したものと考えられるとしている。4号機の非常用ガス処理系配管は、排気筒付近で3号機の非常用ガス処理系配管に合流しており、3号機の水素ガスを含むベント流が排気筒合流部を通じて4号機に流入した可能性があるとしている。

国会事故調報告書では、4号機使用済燃料プール水の放射線分解による水素発生について、「独立行政法人日本原子力研究開発機構、東京大学などの研究によれば、水温が上昇し、水蒸気気泡ができるようになると水素ガス発生量は桁違いに大きくなる。4号機建屋の容積に照らせば、爆鳴気を形成するには13.7m<sup>3</sup>の水素があれば十分であるとされ、これは1日間の沸騰下水素発生で十分であり、1日当たり18.1m<sup>3</sup>の水素が発生する可能性がある」と指摘されている」と引用している。

また、「爆発した水素は3号機からのものと使用済燃料プールで発生したものとの両方が寄与していると思われるが、定量的な評価は現段階ではできない」としている。

一方、政府事故調最終報告書では、国会事故調報告書で引用されている、4号機使用済燃料プール水の放射線分解により発生した水素により原子炉建屋で水素爆発が発生した可能性を指摘する見解については、傾聴に値するが、4号機の損傷状況、特に、4号機原子炉建屋4階南西部付近で爆発が生じたことをうかがわせる状況と符合せず、かかる損傷状況からすると、少なくとも主たる爆発原因とはなり得ないと考えられるとしている。

### (2) 検討の目的及び範囲

4号機水素爆発における主たる水素源の解明のため、以下の各項目について、次のとおり検討することとした。

#### 1) 水素の発生源及び外部からの流入について

4号機での水素爆発を引き起こした水素の発生源について、4号機原子炉、使用済燃料プール等から水素が発生していた可能性を検討する。また、水素が4号機外部から流入した可能性について、3号機及び4号機原子炉建屋間で配管等が接続されている非常用ガス処理系(SGTS)配管及びSGTSトレインフィルタについて現地調査を実施することにより検討する。

#### 2) 水素爆発が発生した箇所の推定について

4号機での水素爆発が発生した箇所について、原子炉建屋の給気・排気ダクト及

び床・天井・壁部の損傷状況の現地調査を実施し、その結果から推定する。

### 3) 反応した水素量の推定について

上記2)の検討結果である4号機原子炉建屋の損傷等の状況を踏まえ、具体的な水素量を計算により推定する。

## (3) 検討結果及び原子力規制委員会の見解

### 1) 検討結果

水素の発生源及び外部からの流入、水素爆発が発生した箇所の推定及び反応した水素量の推定についての検討結果は、以下のことが判断される（各論はⅢ.7.(4)参照）。

#### 【水素の発生源及び外部からの流入】

- ・4号機水素爆発の原因となった水素については、3号機で発生した水素が同号機の格納容器ベントの際、ベントガスと共に3号機の非常用ガス処理系配管から4号機非常用ガス処理系配管を経由して4号機原子炉建屋内に流入（逆流）してきたものと考えられる。
- ・4号機使用済燃料プールの燃料は冠水状態が継続しており、ジルコニウム-水反応とそれに伴う大量の水素の発生は生じなかった。

#### 【水素爆発が発生した箇所】

- ・4号機原子炉建屋内では、非常用ガス処理系と原子炉建屋の2階で接続されている排気ダクトを介して水素ガスが上階に拡がったと考えられる。
- ・床及び天井の損傷から、少なくとも4階南西部で強い爆発が発生したと考えられる。また、3階北西部及び5階の2箇所についても床及び天井並びに壁の損傷等から、爆発があった可能性が考えられる。

#### 【反応した水素量】

- ・4号機原子炉建屋4階及び5階の外壁を損傷させるには、水素爆轟及び水素燃焼の発生を考慮し、少なくとも約400kgの水素が必要と考えられる。
- ・国会事故調報告書で4号機使用済燃料プールにおけるプール水の放射線分解で発生する可能性があるとしてされている水素量は、多く見積もっても数kgと少量であり、原子炉建屋の爆発の主たる水素源とはなり得ないと考えられる。

また、使用済燃料プールで発生した水素では、4階での水素爆発を説明することは困難である。

したがって、4号機原子炉建屋における水素爆発は、少なくとも4階南西部で発生した。この爆発の原因となった水素は、主に3号機で発生し非常用ガス処理系を経由して4号機原子炉建屋内に流入（逆流）してきたものと考えられる。

また、この爆発には、少なくとも約400kgの水素が必要と考えられる。

## 2) 原子力規制委員会の見解

国会事故調報告書では、4号機で爆発した水素は3号機からのものと使用済燃料プールで発生したものの両方が寄与していると思われるが、定量的な評価は現段階ではできないとしている。検討の結果、4号機原子炉建屋4階及び5階の外壁の損傷には、少なくとも約400kgの水素が必要である。爆発の原因となった水素は、主に3号機で発生し非常用ガス処理系を経由して4号機原子炉建屋内に流入（逆流）してきたものである。同報告書が引用している4号機使用済燃料プールにおけるプール水の放射線分解で発生する可能性があるとしてされている水素は、原子炉建屋の爆発の主たる水素源とはなり得ないと考えられる。

## (4) 評価の方法と結果

### 1) 水素の発生源及び外部からの流入

#### 1-1 4号機原子炉

地震発生当時、4号機は定期検査中（シュラウド等の炉内構造物取替工事他を併せて実施中）であったため、原子炉圧力容器から使用済燃料プール（SFP）に燃料を取り出していた。そのため、4号機の原子炉から水素が発生することはない。

#### 1-2 4号機使用済燃料プール

4号機のSFPについては、プール水温は沸騰温度以下<sup>67</sup>であった。プール水位については、4号機原子炉建屋爆発後のヘリコプターによるプール水面の目視観測から、燃料が水面上に露出していないこと<sup>68</sup>が確認されている。

また、SFP内の燃料の外観観察やプール水の核種分析の結果<sup>69</sup>から、大量の燃料の損傷は発生していないことが確認されている。

これらから、4号機で水素爆発が発生した時点においても、4号機SFPの燃料は冠水状態が継続しており、ジルコニウム-水反応とそれに伴う大量の水素の発生は生じていなかった。

放射線分解による水素発生量については後述する（3）3-3参照）。

#### 1-3 3号機からの流入

4号機原子炉建屋には、常時原子炉建屋内の換気を行うための給気設備と排気設備

<sup>67</sup> 3月14日4時8分、プール水温84℃（使用済燃料プール内の常設水温計による測定値）

<sup>68</sup> 3月16日午後、自衛隊ヘリコプターによる目視及びビデオ撮影により4号機オペレーティングフロア付近を撮影し、使用済燃料プールのプール水面を確認し燃料が水面上に露出していないことを確認

<sup>69</sup> 外観観察により燃料はラック内に収納された状態で維持されており、プール水の核種分析では、4号機のセシウム濃度が1～3号機よりも2桁以上（1～3号機： $1.4 \times 10^4 \sim 1.5 \times 10^5$  Bq/cm<sup>3</sup>（セシウム137、4/16～6/22採取試料）、4号機：93 Bq/cm<sup>3</sup>（セシウム137、4/12採取試料））低い

からなる常用換気空調系、及び事故などの場合に原子炉建屋を負圧に保ちつつ原子炉建屋内に漏えいした放射性物質を除去するためのフィルタを有する非常用ガス処理系がある（図7. 1）。

常用換気空調系は、隔離弁が常時開の状態から電源喪失により自動で閉状態となる設計（Fail Close）<sup>70</sup>である。したがって、事故時は、非常用交流電源喪失により隔離弁は閉状態であったと考えられる。

他方、非常用ガス処理系は、隔離弁が常時閉の状態から電源喪失により自動で開状態となる設計（Fail Open）であり、非常用交流電源喪失により隔離弁は開状態であったと考えられる。

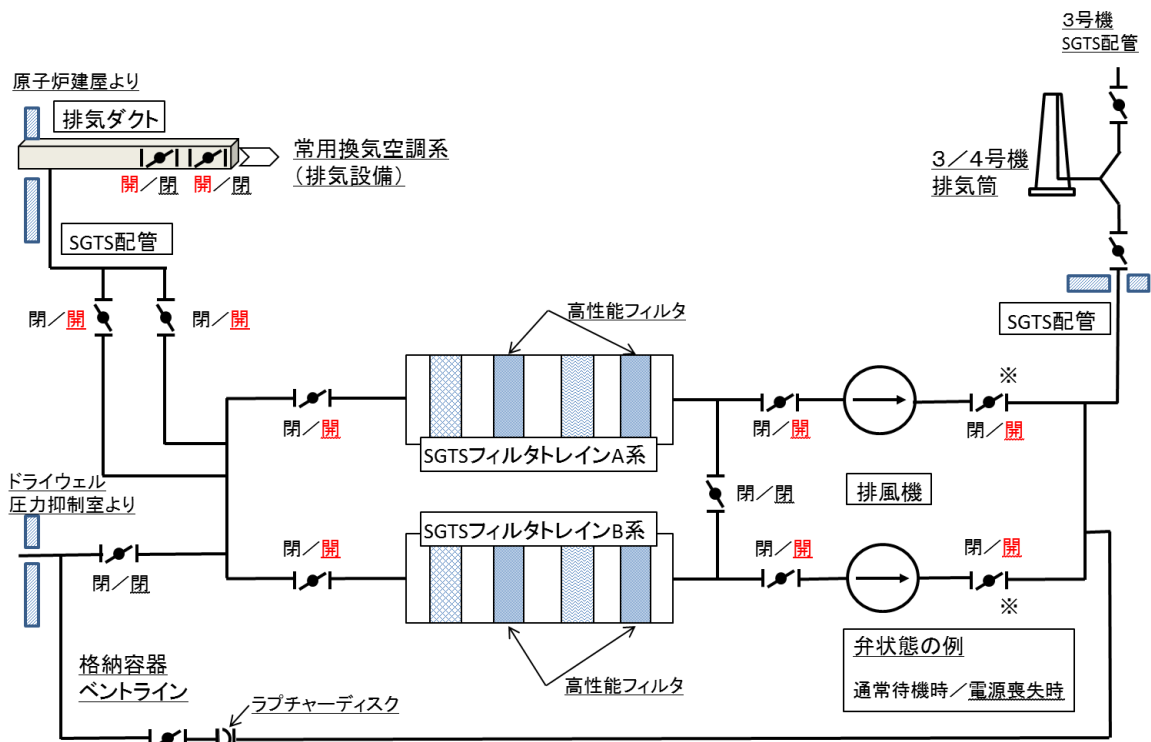


図7. 1 4号機非常用ガス処理系（SGTS） 系統図（概要）

3号機の格納容器ベントは、ラプチャーディスク、3号機非常用ガス処理系配管を経由して、排気筒から排気される設計である<sup>71</sup>（図7. 2）。

<sup>70</sup> 常用換気空調系及び非常用ガス処理系の隔離弁は空気操作バタフライ弁であり、計装用空気を供給する電磁弁の電源喪失によって閉状態または開状態となる。なお、この計装用空気を供給する電磁弁は、非常用交流電源から受電している。

<sup>71</sup> 3号機側の非常用ガス処理系には、排気筒側（出口側）に逆流防止用のダンパが設置されている。当該ダンパは、気体の逆流による排風機の逆回転を防止するものであり、格納容器ベント時に非常用ガス処理系を隔離するためのものではない。ただし、電源喪失時に閉となるため、原子炉建屋側への逆流を抑制した可能性は考えられる。他方、4号機側の非常用ガス処理系には当該ダンパは設置されていない。

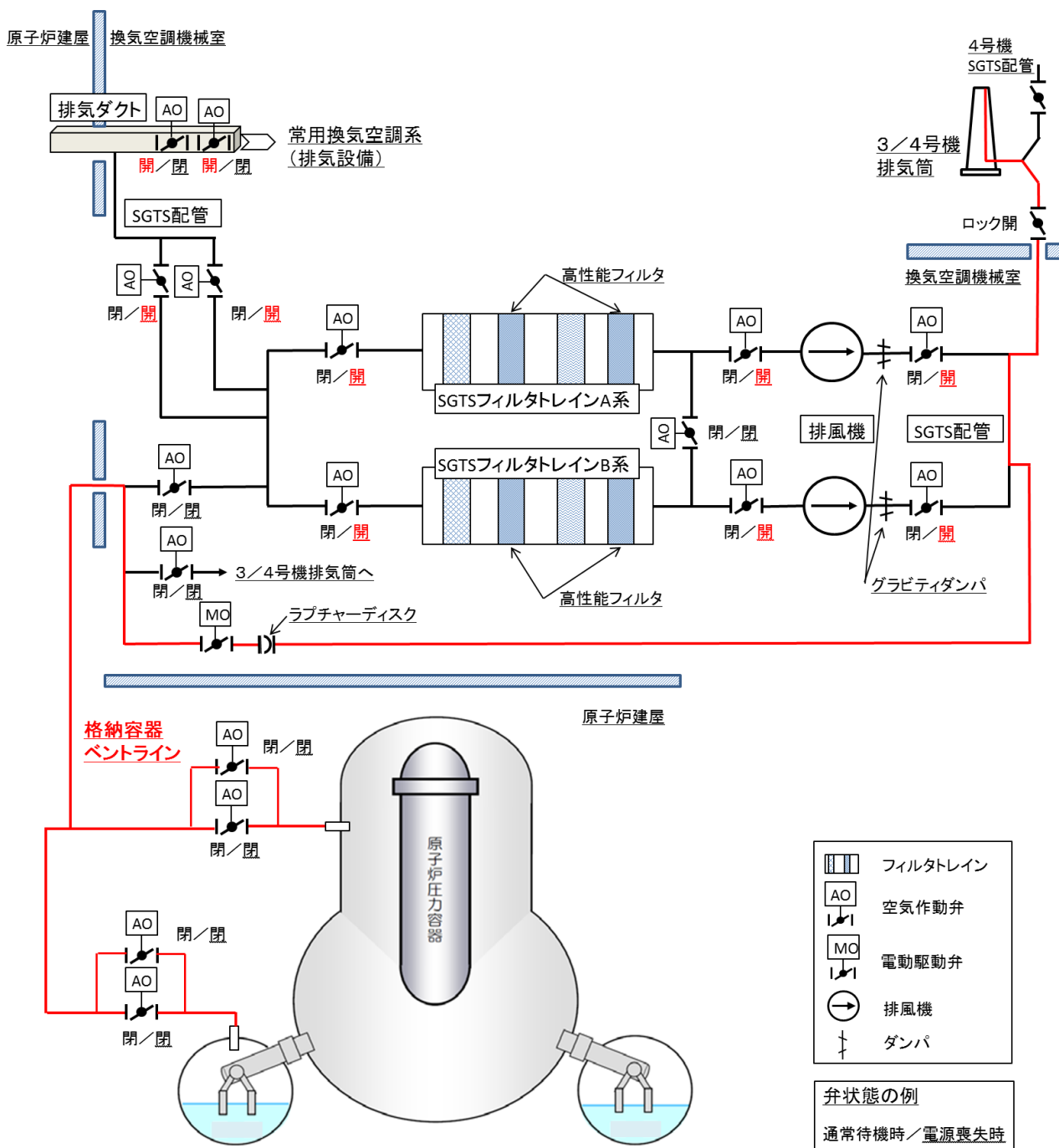


図7. 2 3号機格納容器ベントライン 系統図（概要）

ただし、3号機非常用ガス処理系配管は、排気筒の手前で4号機非常用ガス処理系配管と接続されていた。また、3号機の事故時運転操作手順書（シビアアクシデント）には、格納容器ベント時に4号機側の非常用ガス処理系出口弁（排気筒側、図7. 1中※印）等を閉止し隔離する手順は記載されておらず、4号機側への流入を防止できるものにはなっていないかった。そのため、3号機の格納容器ベントによる水素を含む気体は、4号機の非常用ガス処理系配管を經由して、4号機原子炉建屋に流入する（逆



流) 経路が形成されていた<sup>72</sup>と考えられる。この3号機からの水素の逆流の可能性については、東京電力が、平成23年9月に公表しており<sup>73</sup>、本非常用ガス処理系フィルタトレイン等の放射線量率についても、現地調査を実施している<sup>74</sup>。なお、原子力規制庁は、この東京電力の調査に関し、バックグラウンドの影響等が考慮されていない等の測定方法に改善を要する点があることを確認した。

上記の3号機からの水素の逆流の可能性を検討するため、東京電力の現地調査の問題点も考慮の上、原子力規制庁は、放射性物質を除去する複数のフィルタから構成される4号機非常用ガス処理系フィルタトレイン等の放射線量率の測定を行った<sup>75</sup>(図7.3)。

その結果、フィルタトレイン内に複数設置されている高性能フィルタ部分において、下流側(排気筒側)のフィルタの放射線量率が、上流側(原子炉建屋側)のフィルタの放射線量率よりも2桁大きな数値となっていることを確認した(表7.1)。

これは、放射性物質を含む気体が、4号機非常用ガス処理系配管の排気筒側から原子炉建屋側へ流れた(逆流)ことを示していると考えられる。

また、3月12日15時36分頃から同月14日4時8分頃にかけて、3、4号機の電源復旧作業が行われており、4号機タービン建屋内での作業も行われている。

4号機原子炉建屋での作業については、4号機原子炉建屋の爆発が発生する前の3月14日10時30分頃に発電所対策本部復旧班が4号機使用済燃料プールの状況確認に向かったが原子炉建屋内の放射線量率が高い状態にあり、オペレーティングフロア(原子炉建屋5階)へたどり着くことができなかつたと報告<sup>76</sup>されている。

このことから、3月14日10時30分頃には、4号機原子炉建屋内に放射性物質を含む気体が充満していた可能性が高い。

地震発生当時、4号機は定期検査中で、原子炉圧力容器からSFPに燃料を取り出しており、原子炉建屋内に4号機原子炉起因の放射性物質を含む気体が漏出することは考えにくい。SFPも冠水状態であり、放射性物質の放出があったとは考え難い。

よって、これらの放射性物質を含む気体は、3号機側から流入(逆流)してきたと考えることが合理的である。

---

<sup>72</sup> 当該流入経路については、東電事故調報告書(P.263)において、「3号機からの格納容器のベントガスが非常用ガス処理系配管を通じて4号機に流入できるラインが構成され、3号機の原子炉で発生した水素が4号機に流入し、蓄積・爆発した」との見解が示されている。

<sup>73</sup> 福島第一原子力発電所東北地方太平洋沖地震に伴う原子炉施設への影響について(平成23年9月9日、9月28日一部訂正、東京電力株式会社)

<sup>74</sup> 平成23年8月25日、東京電力は、4号機非常用ガス処理系フィルタトレインの放射線量率を測定し、下流側フィルタで約6.7mSv/h及び約5.5mSv/h、上流側フィルタで約0.1mSv/h及び約0.1mSv/hであった。(福島第一原子力発電所4号機 非常用ガス処理系線量測定結果(平成23年8月27日東京電力株式会社))

<sup>75</sup> 平成25年8月7日、4号機原子炉建屋内の現地調査を実施。放射線量率の測定にあたっては、測定精度を向上させるため、フィルタトレイン以外の周囲からの放射線の影響を低減させる方法(小型の簡易測定器と鉛の円筒型遮へい体を併用)等を用いて測定を実施した。

<sup>76</sup> 東電事故調報告書、P.264

	上流側 (4号機原子炉建屋側)	下流側 (排気筒側)
A系	16.7 $\mu\text{Sv/h}$ (図2①)	1500 $\mu\text{Sv/h}$ (図2②)
B系	38.0 $\mu\text{Sv/h}$ (図2③)	1220 $\mu\text{Sv/h}$ (図2④)

表7. 1 高性能フィルタ部分の放射線量測定結果 (原子力規制庁 (平成25年8月7日))

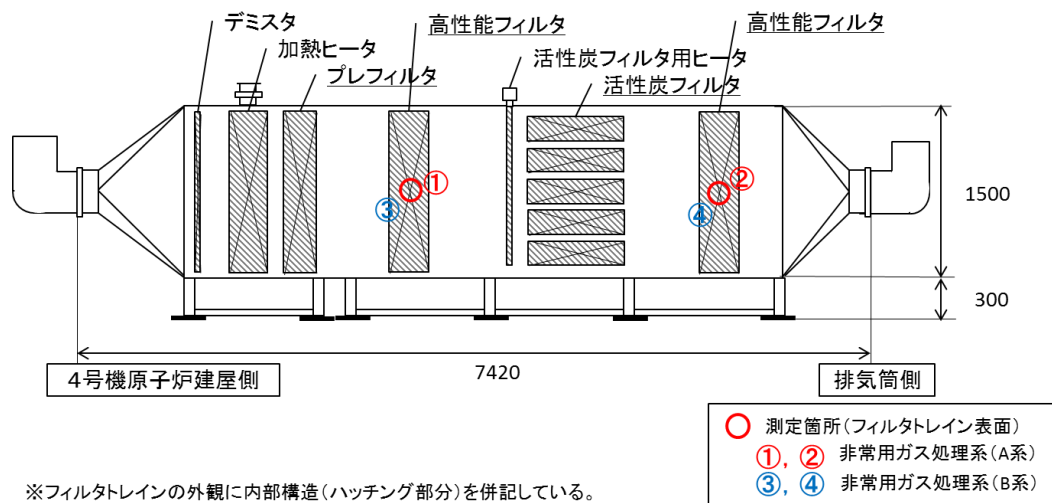


図7. 3 非常用ガス処理系フィルタトレイン 構造図

## 2) 水素爆発が発生した箇所の推定

### 2-1 原子炉建屋内の給気・排気ダクトの損傷状況

4号機原子炉建屋内の常用換気空調系は、独立した給気ダクトと排気ダクトの2系統で構成されている。非常用ガス処理系配管は、タービン建屋2階の換気空調機械室内で非常用ガス処理系フィルタトレイン及び排風機等を経由して原子炉建屋内排気ダクトに接続されている。(図7. 4、5)

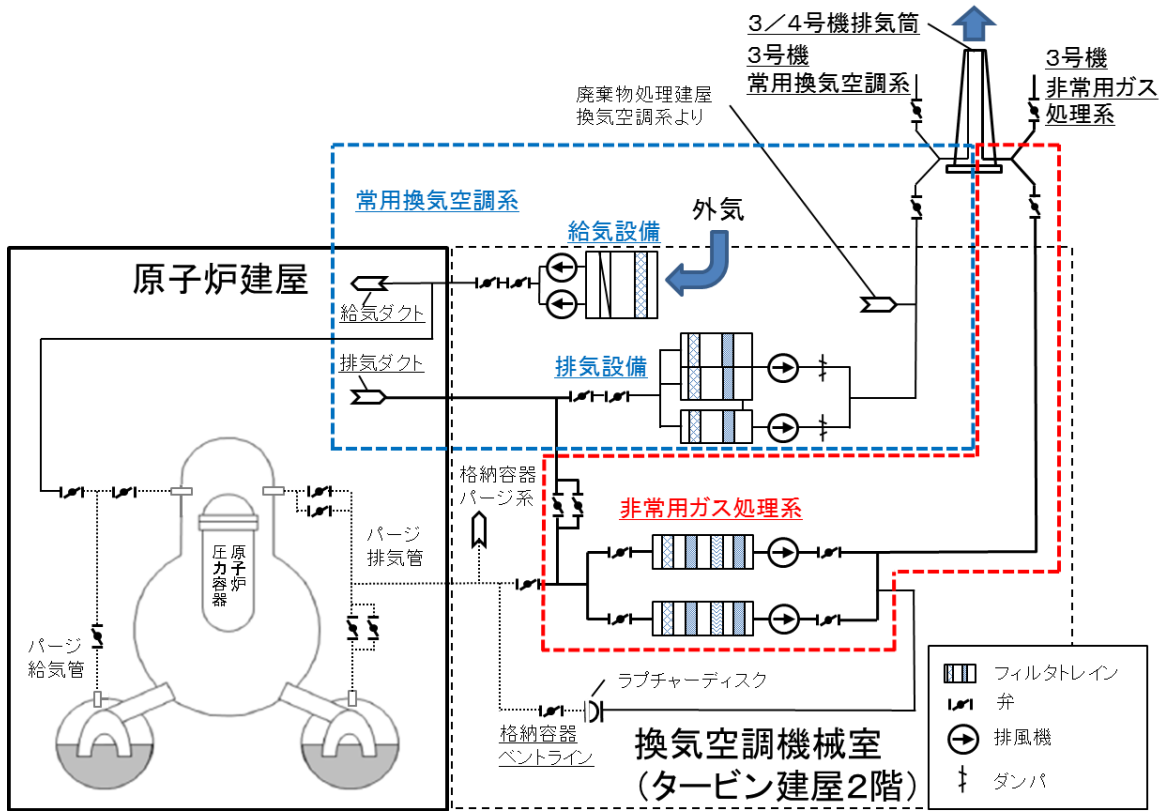


図 7. 4 4号機原子炉建屋 配管系統図 (概要)

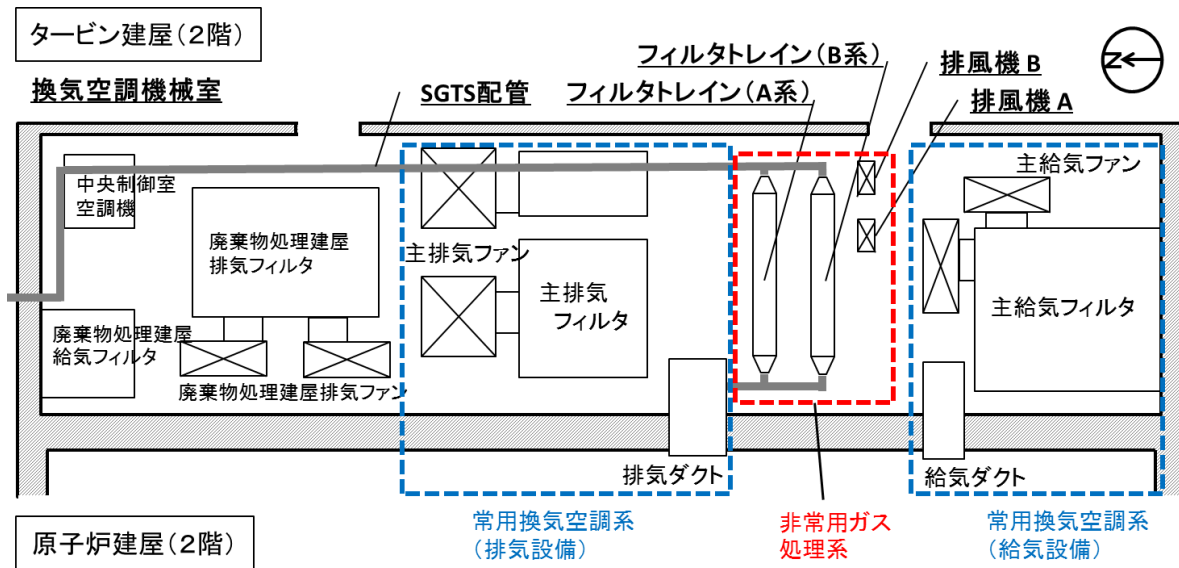


図 7. 5 常用換気空調系及び非常用ガス処理系 配置図

原子力規制庁は、換気空調機械室内の非常用ガス処理系並びに原子炉建屋各階の給気ダクト及び排気ダクトの損傷状況の現地調査<sup>77</sup>を行った。調査結果の概要は以下のと

<sup>77</sup> 平成 25 年 7 月 10～12 日、8 月 6、7 日、平成 26 年 2 月 6、7 日 4 号機原子炉建屋、タービン建屋等の現地調査を実施。

おり。

- 非常用ガス処理系配管及びフィルタトレインについては、外観上、明瞭な損傷は確認されなかった。（図7. 6、7）
- 原子炉建屋2階東側の上階と下階の各方向に設置された排気ダクトは、下階（1階方向）へのラインは損傷が軽微である。一方、上階（3階方向）へのラインは損傷が激しいことを確認した（図7. 8）。これは、排気ダクトを介して水素ガスが上階に拡がり、水素爆発に繋がったものと考えられる。
- 給気ダクトについては、排気ダクトに比べて損傷は軽微だが、上階（3階方向）へのラインで潰れたような変形が確認された（図7. 8）。これは、近くの排気ダクトでの爆発の影響と考えられる。
- 5階の原子炉ウェル及びSFPのプール水面上の排気ダクト排気口に設置されている網が、逆流方向（4階から5階へ）となる外側へ張り出して変形していることが確認された（図7. 9、10）。これは、排気ダクトを通じて4階から5階へ爆風が伝わった<sup>78</sup>と考えられる。



図7. 6 非常用ガス処理系フィルタトレイン、配管及び排気ダクト貫通部の状況

<sup>78</sup> 使用済燃料プールのスロッシングによって当該排気ダクトから漏水しないように1号機、5号機、6号機は当該排気ダクトを閉止していた。一方、4号機については、排気ダクトの閉止措置などの対策について計画中であったため、閉止されていなかった。（平成25年5月14日東京電力に確認）

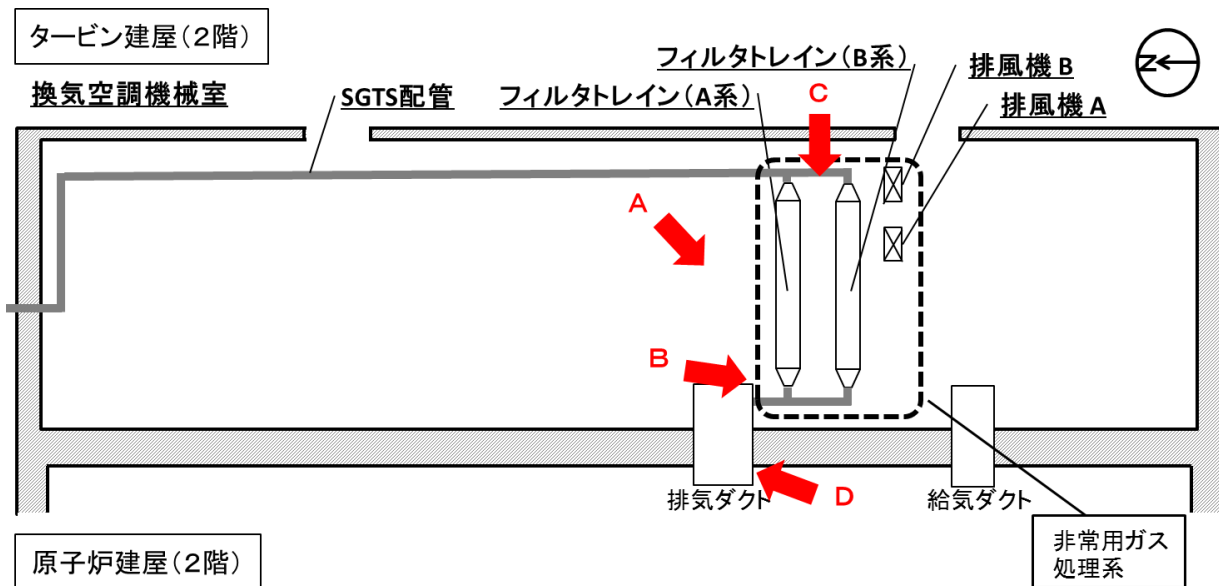
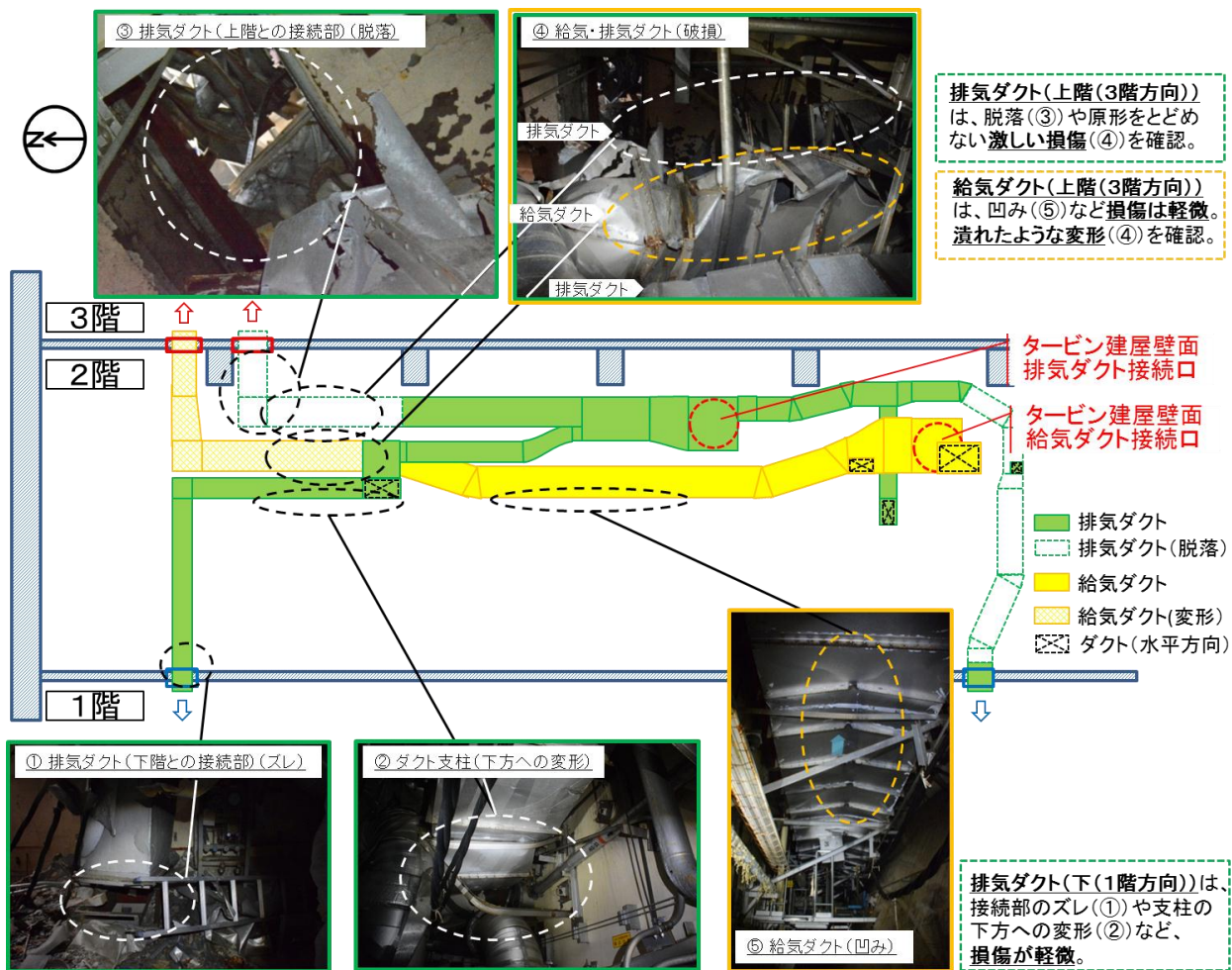
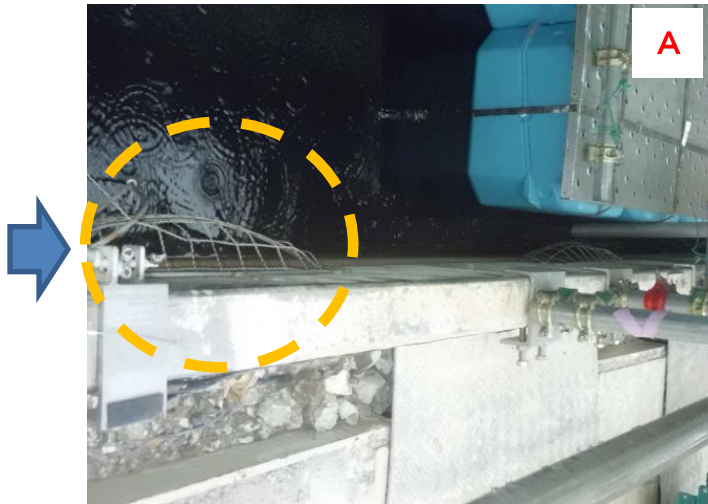


図 7. 7 非常用ガス処理系フィルタトレイン等の位置

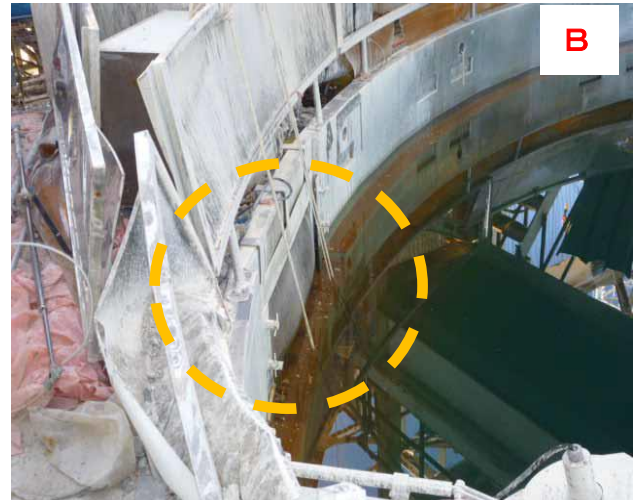


平成 25 年 8 月 6 日原子力規制庁撮影

図 7. 8 原子炉建屋 2 階 東側 排気・給気ダクト損傷状況



5 階使用済燃料プール 排気ダクト排気口の網の変形（外側への変形）  
平成 23 年 11 月 8 日東京電力撮影



5 階原子炉ウェル 排気ダクト排気口の網の変形（外側への変形）  
平成 23 年 11 月 8 日東京電力撮影

図 7. 9 排気ダクト排気口の網の変形

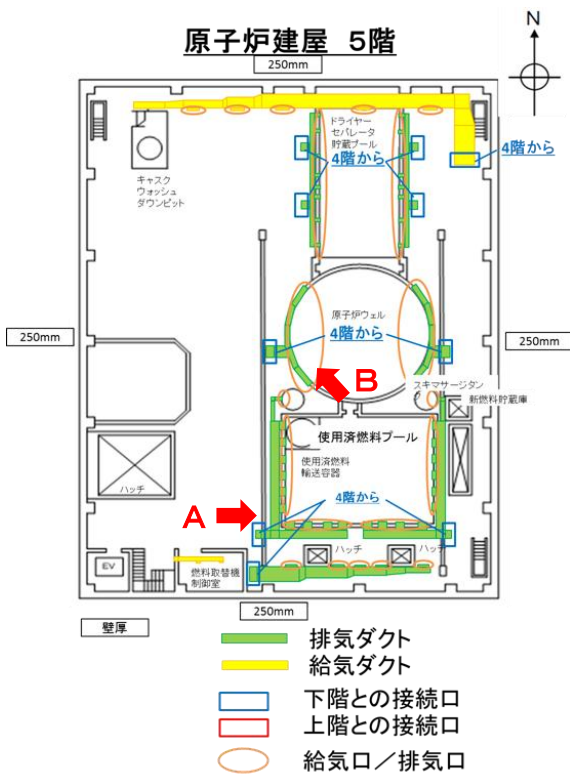


図 7. 10 排気ダクト排気口の位置

## 2-2 原子炉建屋の壁・床・天井の損傷状況

原子炉建屋の壁については、4 階の南北壁の壁厚が厚くなっている箇所（壁厚 1000mm）を除き、4 階の東西壁（壁厚 400mm）が全壊し、階段部周辺の梁及び柱が損傷するなど

激しい損傷が確認される。また、5階においても北側壁を除き東西南壁（壁厚 250mm）が全壊または一部損傷し、南北壁及び階段部周辺の梁及び柱に損傷が確認される。3階においては、北側階段部周辺の壁（壁厚 550mm）が全壊する損傷が確認されている。（図7. 14、15）

原子炉建屋の床及び天井については、主に排気ダクトに沿ってダクトの損傷が激しい箇所の周辺で床厚が薄くなっている箇所に激しい損傷が確認される。これは、排気ダクトを介して拡散した水素ガスが当該箇所周辺で爆発し、爆発による衝撃波や爆風によって、床厚が薄く構造上強度が低い箇所に激しい損傷が発生したものと考えられる。

特に、西壁の全壊、天井の捲れ上がり及び床の下方方向への変形などの激しい損傷が確認された4階南西部（図7. 11）で強い爆発があったと考えられる。これらの箇所では、排気ダクト及び給気ダクトの脱落及び原形をとどめない激しい損傷が確認されている。

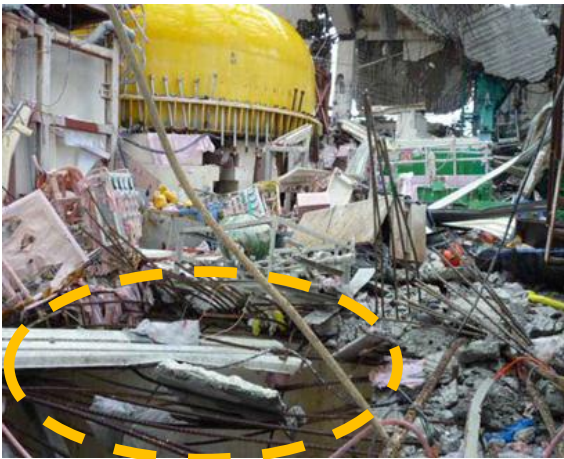
また、3階北西部では、階段部の西壁の全壊、床の一部貫通及び鉄骨がむき出しとなる損傷（図7. 12）が確認される。排気ダクト及び給気ダクトについては、脱落または変形が確認されている。5階についても東、西及び南の壁並びに屋根の全壊または一部損傷、北側床の下方方向への変形（図7. 13）が確認される。排気ダクト及び給気ダクトについても脱落及び原形をとどめない激しい損傷が確認されている。これらの箇所においても爆発があった可能性が考えられる。



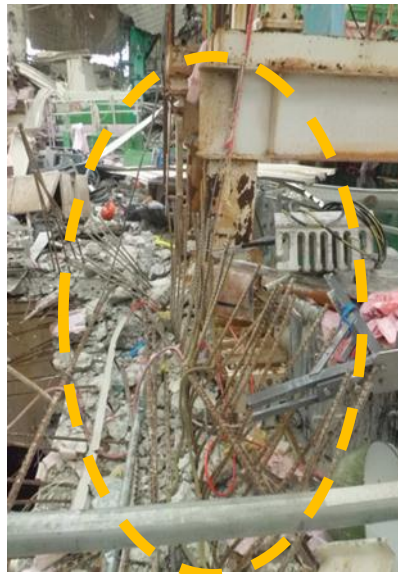
平成 23 年 11 月 8 日東京電力撮影  
4 階南西部 床面の損傷



平成 23 年 11 月 8 日東京電力撮影  
4 階南西部 天井の損傷



平成 23 年 10 月 5 日東京電力撮影  
5 階南西部 床面の損傷



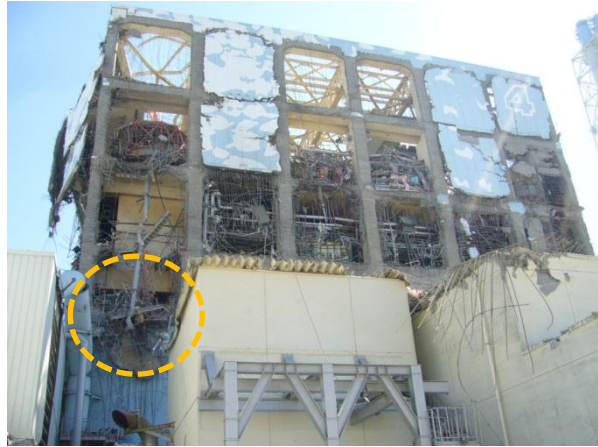
平成 23 年 10 月 5 日東京電力撮影  
5 階南西部 床面の損傷（鉄筋の上方向への屈曲）

図 7. 1 1 原子炉建屋損傷状況（4 階南西部 床・天井部）





平成 25 年 7 月 12 日原子力規制庁撮影  
3 階北西部 天井の損傷（ダクトの損傷）



平成 23 年 3 月 18 日東京電力撮影  
3 階北西部 階段部西壁の全壊

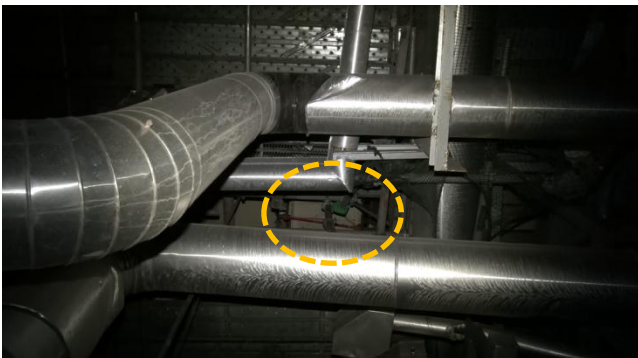
近接撮影（床面）



平成 25 年 7 月 12 日原子力規制庁撮影  
3 階北西部 床面の損傷



近接撮影（床面） 平成 26 年 2 月 6 日原子力規制庁撮影



平成 26 年 2 月 6 日原子力規制庁撮影  
天井貫通部  
2 階北西部 天井の損傷（3 階北西部 床面損傷箇所の裏側）



平成 26 年 2 月 6 日原子力規制庁撮影  
貫通部拡大（3 階の原子力規制庁の調査資材を視認）

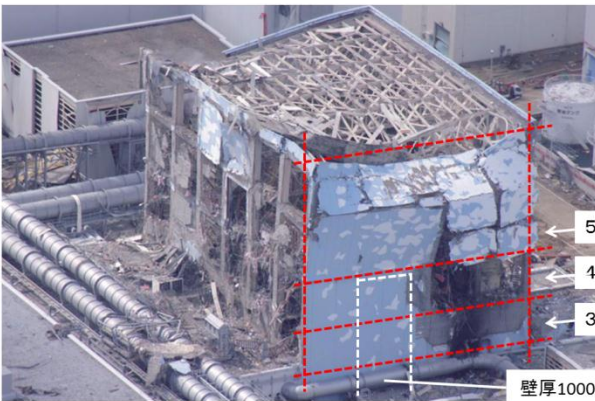
図 7. 12 原子炉建屋損傷状況（3 階北西部 床・天井部）



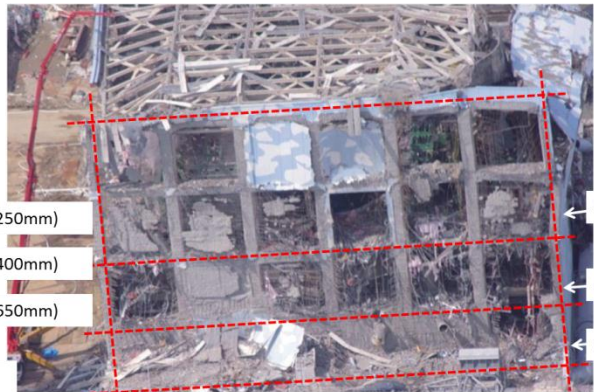
平成25年7月11日原子力規制庁撮影  
 5階北側床 下方への変形

図7.13 原子炉建屋損傷状況（5階北側床）

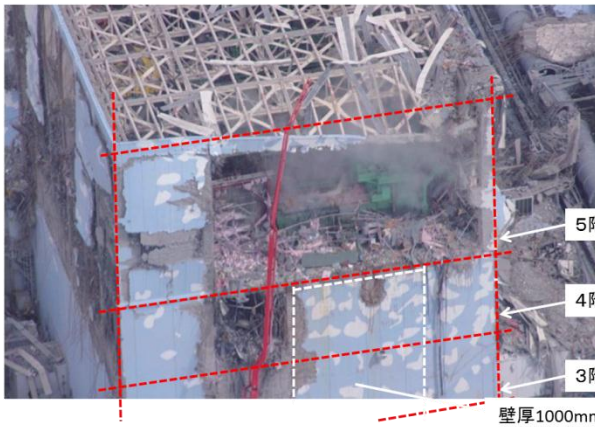
【北側壁面】



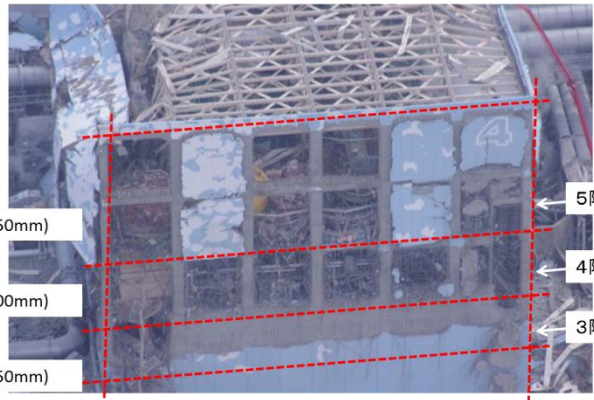
【東側壁面】



【南側壁面】



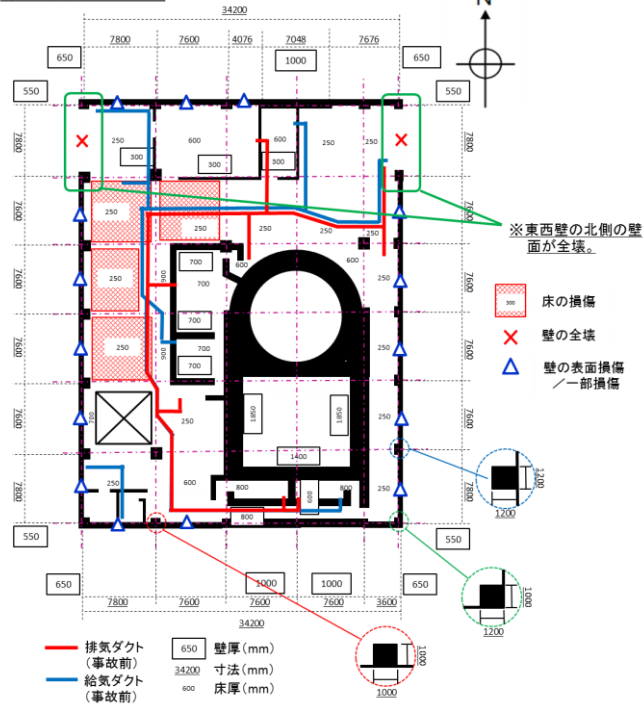
【西側壁面】



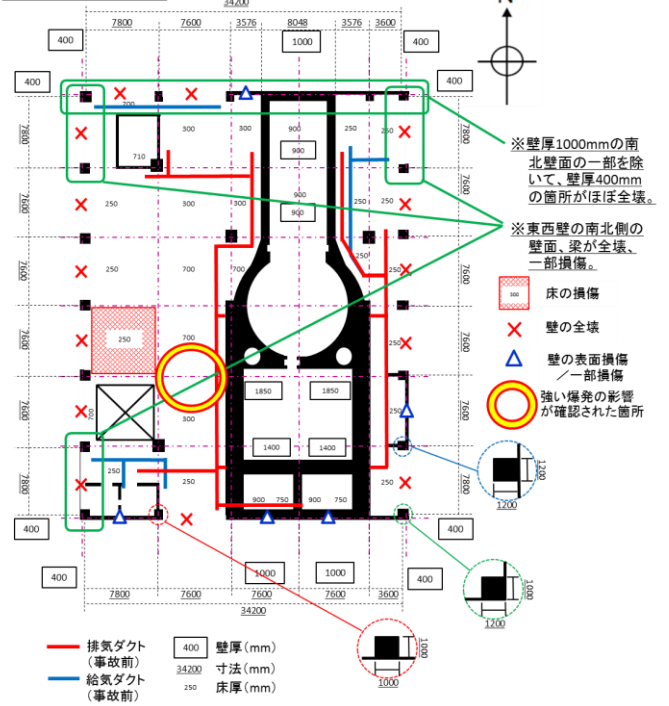
平成23年3月27日 防衛省撮影(政府事故調報告書)に加筆

図7.14 原子炉建屋損傷状況（東西南北壁）

原子炉建屋 3階



原子炉建屋 4階



原子炉建屋 5階

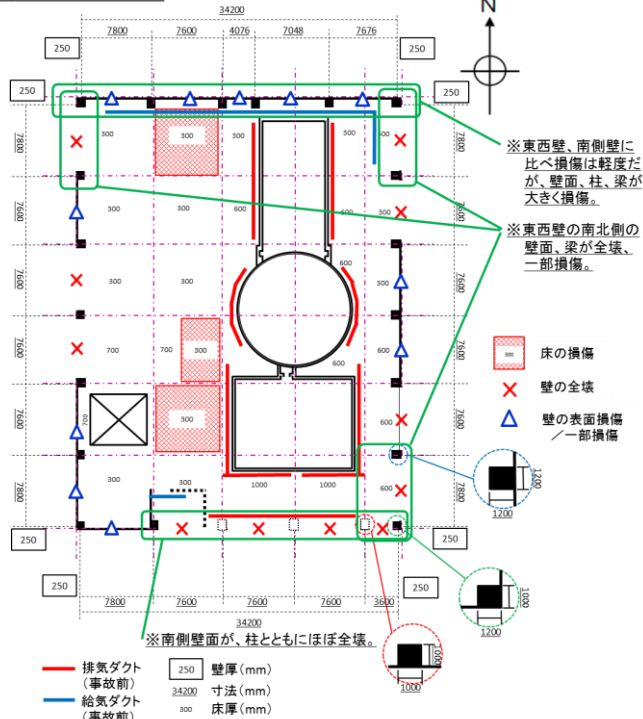


図 7. 15 原子炉建屋損傷状況 (床・天井・壁部)

### 3) 反応した水素量の推定

#### 3-1 4号機原子炉建屋の損傷状況からみた水素量の検討

4号機原子炉建屋の外壁の損傷状況から、原子炉建屋内に蓄積した水素が水素爆

轟<sup>79</sup>あるいは水素燃焼<sup>80</sup>を起こし、その衝撃波や爆風、あるいは燃焼による圧力の上昇によって外壁の損傷が発生する可能性について検討した。

#### <仮定>

検討に当たっては、以下の仮定を行った。

- ・ 4号機原子炉建屋では、3階、4階、5階において外壁の損傷が確認されている。ただし、3階外壁の損傷は、4階及び5階に比べて軽度であることから、損傷の激しい4階、5階での水素の蓄積を推計
- ・ 原子炉建屋外壁の損傷状況は、階及び東西南北の壁によって異なっている。外壁の損傷は、建屋内での水素の蓄積状態や着火点からの距離等の影響を受けると考えられるが、これらの特定が困難であるため、着火点は定めず、水素はほぼ均質に蓄積したと仮定
- ・ 原子炉建屋外壁の損傷については、水素爆轟により生じうる。ただし、水素爆轟に至る前の水素濃度であっても、水素燃焼による圧力の上昇によって原子炉建屋外壁の限界耐圧を超える場合、外壁の損傷が発生すると仮定
- ・ 水素燃焼による圧力の上昇の検討にあたっては、断熱等積完全燃焼 (AICC: Adiabatic Isochoric Complete Combustion) を想定
- ・ 原子炉建屋外壁の限界耐圧については、原子炉建屋外壁のコンクリートと鉄筋の許容応力度<sup>81</sup>から推計

#### (a) 水素爆轟 (4階、5階) を仮定した場合

原子炉建屋 4階、5階にほぼ均質に水素が蓄積したと仮定すると、水素爆轟が起こるには水素濃度 18.3%となる水素量 (約 483 kg)<sup>82</sup>が必要となる。

#### (b) 水素爆轟 (4階) と水素燃焼 (5階) を仮定した場合

水素燃焼による圧力の上昇を考慮すると、原子炉建屋 5階は水素濃度 11.9%となる水素量 (約 298 kg) の燃焼<sup>83</sup>により、外壁の損傷<sup>84</sup>が考えられる。

一方、原子炉建屋 4階は、5階に比べて外壁の壁厚が厚く、水素燃焼では外壁の損傷に至らず<sup>85</sup>、外壁の損傷には水素爆轟が起こる水素濃度 18.3%となる水素量 (約 114 kg) が必要となる。

<sup>79</sup> 水素爆轟の発生する水素濃度 (ドライ) を 18.3% (機械工学便覧) とする。

<sup>80</sup> 水素燃焼の発生する水素濃度を 4%から 75%の範囲 (理科年表) とする。

<sup>81</sup> 原子力施設鉄筋コンクリート構造計算規準・同解説 (日本建築学会) より、コンクリートの許容応力度 (短期剪断応力)、鉄筋の許容応力度 (短期引張応力) を参照。

<sup>82</sup> 原子炉建屋 5階の容積を 26000m<sup>3</sup>、4階西側の容積を 6000m<sup>3</sup>とし、水素爆轟発生前の原子炉建屋内温度を 25℃、大気圧の雰囲気、水素密度を 0.08245 kg/m<sup>3</sup>とする。水素濃度はドライ状態を想定。

<sup>83</sup> 原子炉建屋 5階の容積を 26000m<sup>3</sup>、原子炉建屋内温度を 25℃とし、水素を含む飽和水蒸気の雰囲気とする。

<sup>84</sup> 原子炉建屋 5階外壁の鉄筋コンクリート壁の壁厚を 0.25m、限界耐圧を 0.451MPa とし、水素燃焼後の圧力が限界耐圧を超えた場合、外壁が損傷したと仮定した。

<sup>85</sup> 原子炉建屋 4階外壁の鉄筋コンクリート壁の壁厚を 0.40m、限界耐圧を 0.734MPa とし、水素爆轟が生じうる水素濃度 18.3%における水素燃焼後の圧力は 0.733MPa となり、限界耐圧を超えない。

この場合、4 階及び 5 階の外壁の損傷には合計約 412 kg 以上の水素量が必要となる。

上記 (a)、(b) の結果から、4 号機原子炉建屋 4 階及び 5 階の外壁の損傷には、少なくとも約 400 kg の水素が必要と考えられる。

### 3-2 3 号機から 4 号機原子炉建屋への水素逆流量の割合

3 号機から 4 号機原子炉建屋への水素逆流量の割合に関しては、原子力安全基盤機構（当時）等が検討を行っている。

原子力安全基盤機構（当時）の検討報告では、非常用ガス処理系配管合流部の数値流体力学解析の結果から、3 号機からのベントガスの流速が遅い場合はほぼ全量が排気筒側へ流れ、流速が速い（20 kg/s）場合はベントガスの 4 分の 1 程度（約 25 %）が 4 号機原子炉建屋内に流れ込むと評価<sup>86</sup>している。

政府事故調報告書では、非常用ガス処理系配管合流部からの排気筒側配管と 4 号機側配管の流動抵抗による圧力損失、排気筒側へ流れ込んだ流体の上昇による位置損失及び排気筒下部における凝縮水の滞留等を考慮して評価しており、配管合流部に流れ込んだ流体（ベントガス）のうち、少なくとも見積もって 25 %程度が 4 号機原子炉建屋内に流れ込んでも不自然ではないと評価<sup>87</sup>している。

東電事故調報告書では、非常用ガス処理系配管合流部からの排気筒側配管と 4 号機側配管の配管圧損等から概略評価し、排気筒側に流れ込む量の約 4 割（ベントガスの約 29 %程度）が 4 号機原子炉建屋内へ流れ込むと評価<sup>88</sup>している。

格納容器ベントによるベントガスの総量、成分、水蒸気含有量、水素含有量は、不明であり、ベント時の放出経路となる非常用ガス処理系配管内や排気筒内における水蒸気の凝縮による影響や水素の挙動については未解明な部分が多い。さらに詳細な解析については、検討していく必要がある。

### 3-3 4 号機使用済燃料プールにおけるプール水の放射線分解

プール水の放射線分解については、国会事故調報告書において引用されている文献では、爆発を 5 階に限定するなど事故直後の限られた情報の中で推定されたものであり、その後の現地調査等の結果といった新たに得られた情報（4 階での爆発の可能性）を考慮する必要がある。

国会事故調報告書では、4 号機 SFP 水の放射線分解によって水素が発生する可能

<sup>86</sup> 「Study on the Issues about Hydrogen Explosion at Fukushima Dai-ichi NPS」(Technical Workshop on the Accident of TEPCO's Fukushima Dai-ichi NPS (平成 24 年 7 月) 原子力安全基盤機構)

<sup>87</sup> 政府事故調最終報告書 P.82～83

<sup>88</sup> 東電事故調報告書、添付 11-2

性があるとされている。仮に1日当たり $18.1\text{m}^3$ （約 $1.5\text{kg}^{89}$ ）の水素<sup>90</sup>が地震直後から発生したとしても、発生する水素量は数kgである。

そのため、4号機 SFP におけるプール水の放射線分解で発生した水素が原子炉建屋の爆発の主たる水素源とはなり得ないと考えられる。

---

<sup>89</sup> 原子炉建屋内温度を $25^\circ\text{C}$ 、大気圧の雰囲気、水素密度を $0.08245\text{kg/m}^3$ として、質量に換算。

<sup>90</sup> 国会事故調報告書 P.245

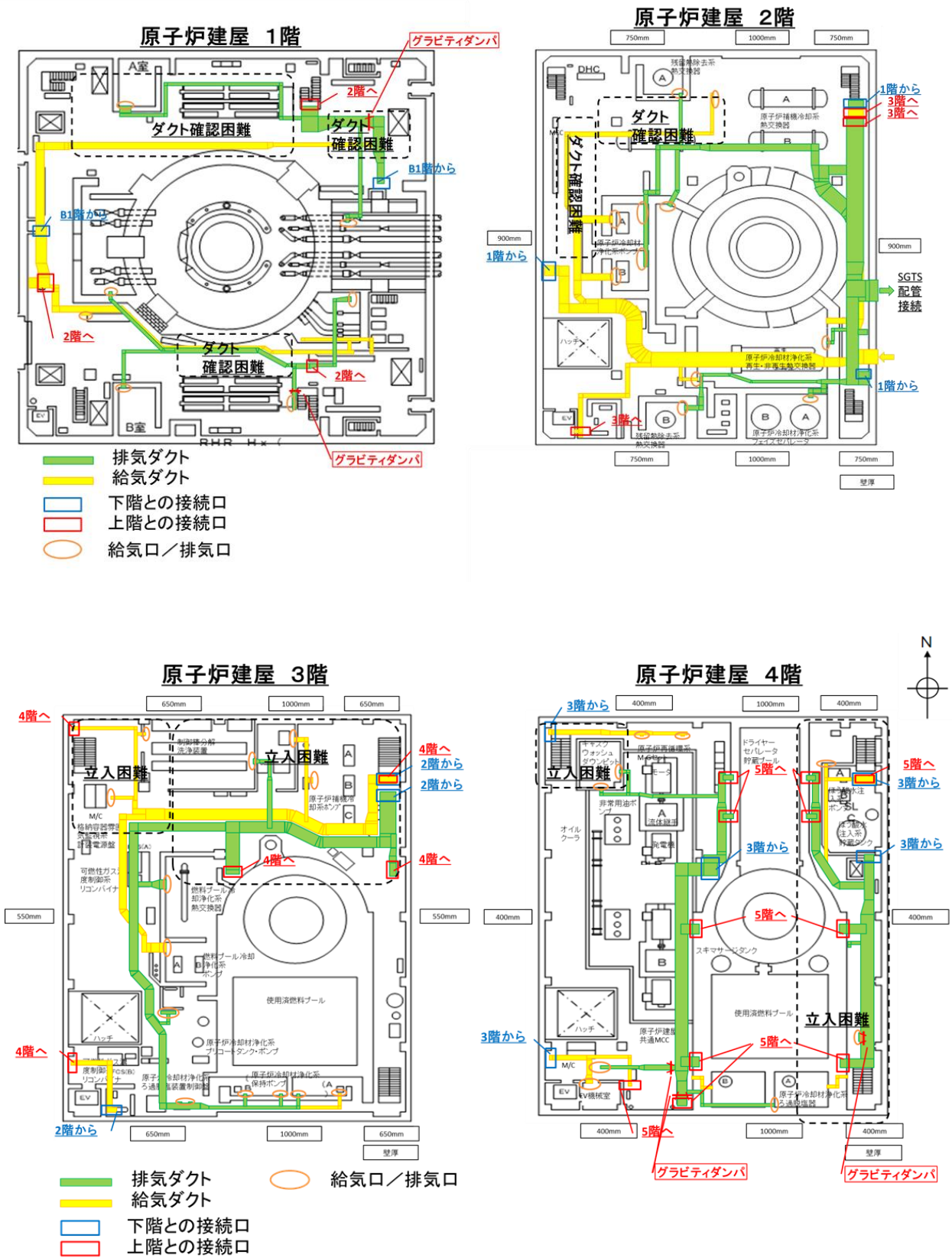


図 7. 1 給気ダクト、排気ダクト配置図 (1階～4階)





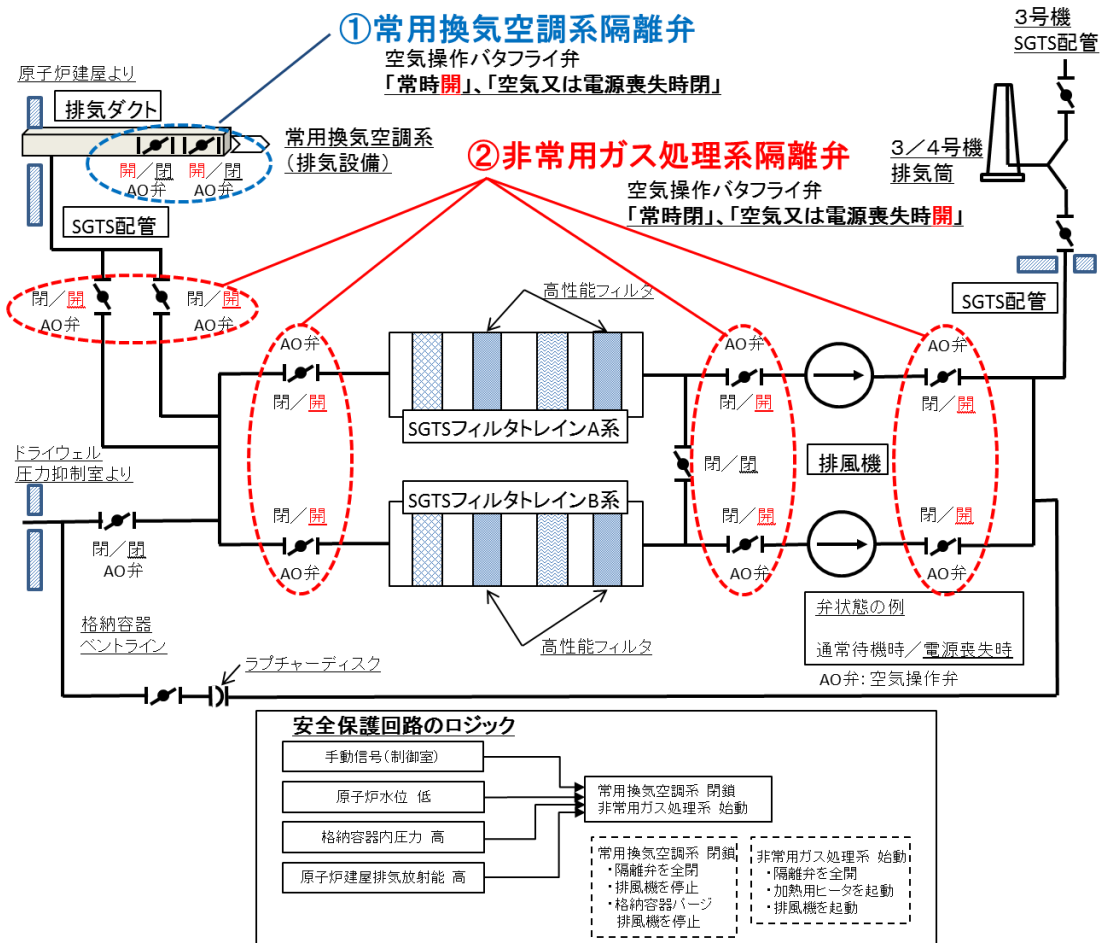


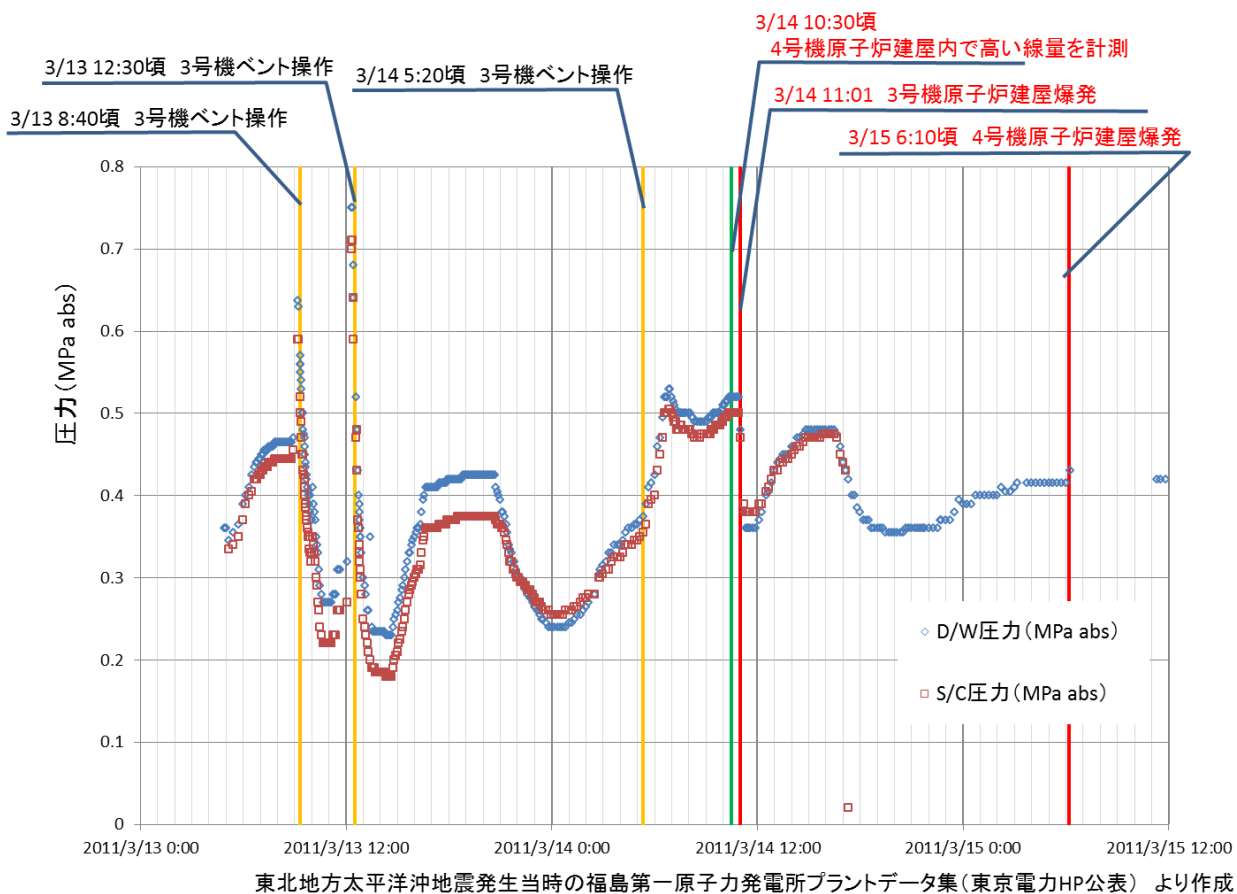
図7. 3 4号機原子炉建屋 常用換気空調系及び非常用ガス処理系の起動ロジック

(参考)3号機格納容器ベントの操作と水素爆発の前後関係

3号機の原子炉等で発生した水素が同号機の格納容器ベントの際にベントガスと共に3号機の非常用ガス処理系配管から4号機非常用ガス処理系配管を經由して4号機原子炉建屋内に流入した可能性を検討するに際し、3号機の格納容器ベントの状況を整理した。

ベント操作によりドライウェル圧力(D/W圧力)とサプレッションチェンバ圧力(S/C圧力)が複数回降下していることが確認される(図7. 4)。

3号機の原子炉等で発生した水素は、これらの格納容器ベントの際、ベント時の圧力により非常用ガス処理系配管を經由して4号機の原子炉建屋内に流入し、その後、爆発したものと考えられる。



※ベント操作を行った時間(東京電力HP 各種操作実績)を記載しており、D/W 圧力、S/C 圧力の変動時間とは一致していない。

図7. 4 3号機格納容器ベントの状況

#### IV. 今後の進め方

これまでの検討において、国会事故調報告書において未解明問題として指摘されている事項については、概ね検討を終えたと考えており、本報告書においてそれぞれとりまとめている。

しかし、高線量であることなどの理由により現地調査に着手できない事項などもあり、引き続き、継続した現地調査・評価・検討が必要である。

また、福島第一原子力発電所の作業の進捗に併せ、新たに明らかになった事実などについても、今後、現地調査や東京電力への確認等を踏まえ、長期的に検討を継続する必要がある。

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について

○検討会メンバー（平成26年7月18日時点）

担当委員

更田 豊志 原子力規制委員会委員

外部専門家

橘高 義典 首都大学東京大学院 教授  
久木田 豊 名古屋大学 名誉教授  
高木 郁二 京都大学大学院 教授  
高田 毅士 東京大学大学院 教授  
奈良林 直 北海道大学大学院 教授

原子力規制庁

安井 正也 緊急事態対策監  
山本 哲也 審議官  
山形 浩史 安全規制管理官（BWR 担当）  
  
平野 雅司 技術総括審議官※  
小林 正英 安全技術管理官（システム安全担当）※  
星 陽崇 安全技術管理官（シビアアクシデント担当）付技術研究調査官※  
阿部 清治 安全技術管理官（シビアアクシデント担当）付技術参与※ 他

(独)日本原子力研究開発機構 安全研究センター

鬼沢 邦雄 研究計画調整室長代理  
丸山 結 シビアアクシデント評価研究グループ グループリーダー  
与能本 泰介 原子炉安全研究ユニット ユニット長  
渡邊 憲夫 規制情報分析室長 他

※ 原子力安全基盤機構職員であったが、平成26年3月1日に原子力規制庁に統合

○検討会の開催実績

第1回 平成25年 5月 1日  
第2回 平成25年 6月17日  
第3回 平成25年 8月30日

- 第4回 平成25年10月 7日
- 第5回 平成25年11月25日
- 第6回 平成26年 7月18日

○現地調査の実績

- 第1回 平成25年5月30、31日
- 第2回 平成25年7月10～12日
- 第3回 平成25年8月6、7日
- 第4回 平成26年2月6、7日
- 第5回 平成26年4月7、8日
- 第6回 平成26年5月15日
- 第7回 平成26年6月5、6日
- 第8回 平成26年7月30日
- 第9回 平成26年9月11、12日