最　終　報　告（概要）

平成２４年７月２３日

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

目　　次

はじめに　1
1　主要な問題点の分析　2
（1）事故発生後の東京電力等の対処及び損傷状況に関する分析　2
（2）事故発生後の政府等の事故対処に関する分析　3
（3）被害の拡大防止策に関する分析　7
（4）事故の未然防止策や事前の防災対策に関する分析　16
（5）原子力安全規制機関等に関する分析　18
（6）東京電力に関する分析　19
（7）IEAE 基準などとの国際的調和に関する分析　21
2　重要な論点の総括　22
（1）抜本的かつ実効性ある事故防止策の構築　22
（2）複合災害という視点の欠如　22
（3）求められるリスク認識の転換　22
（4）「被害者の視点からの欠陥分析」の重要性　23
（5）「想定外」問題と行政・東京電力の危機感の希薄さ　25
（6）政府の危機管理態勢の問題点　26
（7）広報の問題点とリスクコミュニケーション　26
（8）国民の命に関わる安全文化の重要性　27
（9）事故原因・被害の全容を解明する調査継続の必要性　27
3　原子力災害の再発防止及び被害軽減のための提言　29
（1）安全対策・防災対策の基本的視点に関するもの　29
（2）原子力発電の安全対策に関するもの　29
（3）原子力災害に対応する態勢に関するもの　29
（4）被害の防止・軽減策に関するもの　30
（5）国際的調和に関するもの　31
（6）関係機関の在り方に関するもの　31
（7）継続的な原因解明・被害調査に関するもの　32

委員長所感・抜粋　33

This page intentionally left blank.

はじめに　【Ⅰ、Ⅵ・はじめに】

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（以下「福島第一原発」という。）及び福島第二原子力発電所（以下「福島第二原発」という。）は、東北地方太平洋沖地震とこれに伴う津波によって損傷し、特に福島第一原発では国際原子力・放射線事象評価尺度（INES）レベル 7 の極めて深刻なシビアアクシデントが発生した。

同年 5 月 24 日、この事故の原因及びこの事故による被害の原因を調査・検証し、事故による被害の拡大防止及び同種事故の再発防止等に関する政策提言を行うことを目的に、閣議決定に基づき当委員会が設置された。当委員会は、その後、福島第一原発及び福島第二原発を始めとする現地の視察、関係地方自治体の首長や住民からの意見聴取、関係者のヒアリング（対象者数 772 名）等の調査・検証活動を行い、同年 12 月 26 日に中間報告を取りまとめ、さらに、平成 24 年 7 月 23 日に最終報告を取りまとめた。

最終報告は、中間報告と一体となるものであり、主として中間報告後の調査・検証の結果を記述したものである。

この概要は、最終報告のうち、問題点の考察と提言に当たるⅥ章の記述を中心に簡略化したものである。見出しの後の【　】内は、「最終報告（本文編）」の主な該当箇所を示す。提言は太字で表記している。

1　主要な問題点の分析

（1）事故発生後の東京電力等の対処及び損傷状況に関する分析

a　福島第二原発における現場対処と比較した福島第一原発の問題点　【Ⅱ５（８）、Ⅵ１（１）ａ】

福島第一原発における事故対処に関する問題点については、中間報告に記述したとおりであるが、その後の調査で判明した福島第二原発における現場対処の実際と比較して、以下のような問題点が改めて明らかとなった。

（ａ）3 号機代替注水

福島第一原発 3 号機においては、高圧注水系手動停止の際に代替手段をあらかじめ準備しなかったことにより、6 時間以上にわたって原子炉注水が中断した。福島第二原発では、手順の細目について相違があるものの、基本的には、次なる代替手段が実際に機能するか否かを確認の上で、注水手段の切替えを行うという対応がとられていた。

福島第二原発では外部電源が使用可能であったことから、作業環境も福島第一原発と比較すると良好であり、事態の対応に当たったスタッフは心理的にもより余裕があったと思われる。しかし、これらの点を考慮したとしても、福島第一原発における対応は適切さを欠いたものであった。

（ｂ）2 号機 S/C 圧力・温度の監視

福島第一原発 2 号機では、平成 23 年 3 月 11 日の全電源喪失以降、原子炉隔離時冷却系（RCIC）が作動していたものの、電源喪失により制御不能であり、いつ停止するかも分からない状況にあった中で、同月 12 日 4 時頃以降、RCIC の水源を復水貯蔵タンクから圧力抑制室（S/C）に切り替えた。しかし、電源喪失によって残留熱除去系による冷却が期待できない場合に、このような運転方法を長時間継続すると、S/C の圧力及び温度が上昇し、RCIC の冷却機能及び注水機能が低下するほか、RCIC が機能しなくなった場合の次なる代替注水手段である消防車を用いた消火系注水に必要な主蒸気逃し安全弁（SR 弁）による減圧操作が困難になるなどのおそれがあった。したがって、S/C の圧力及び温度を継続して監視するとともに、あらかじめ消防車注水ラインを準備し、RCIC 停止を待た

ずに原子炉減圧操作を行う必要があったと考えられる。しかし、実際には、同月14日4時30分頃まで前記のような計測が行われず、速やかな代替注水が実施されることもなかった。

他方、福島第二原発では、RCIC作動中から、間断なく注水を実施することを視野に入れ、S/Cの圧力及び水温を監視しながら、段階的にSR弁を開操作して復水補給水系による注水を実施するなどの対応がとられた。

前記（a）で述べように、福島第一原発と福島第二原発では状況の違いはあるにせよ、福島第一原発における対処は福島第二原発におけるそれと比べて、適切さが欠けていたと指摘せざるを得ない。

b　損傷状況の継続した徹底的な解明の必要性　【Ⅵ1（1）b】

当委員会は、可能な限りの事実の調査・検証を行ってきたが、現地調査における困難性や時間的制約等のため、福島第一原発の主要施設の損傷が生じた箇所、その程度、時間的経緯を始めとする全体的な損傷状況の詳細、放射性物質の漏出経緯、原子炉建屋爆発の原因等について、いまだに解明できていない点も存在する。国、電力事業者、原子力発電プラントメーカー、研究機関、関連学会といったおよそ原子力発電に関わる関係者（関係組織）は、今回の事故の事実解明と検証を最後まで担うべき立場にあり、こうした未解明の諸事項について、それぞれの立場で包括的かつ徹底した調査・検証を継続する組織的態勢を組むべきである。

（2）事故発生後の政府等の事故対処に関する分析

a　原子力災害現地対策本部　【Ⅲ5（4）、Ⅵ1（2）a】

政府の原子力災害対策マニュアル（以下「原災マニュアル」という。）は、原子力災害現地対策本部（以下「現地対策本部」という。）の設置される緊急事態応急対策拠点施設（以下「オフサイトセンター」という。）が機能するということを前提に作成されているが、今回の事故の際は、その前提が崩れ、原災マニュアルが予定していたような対応ができなくなるという問題が生じた。

そもそも、シビアアクシデントにおいてもオフサイトセンターが機能するような方策をあらかじめ講じておくべきであったし、仮にオフサイトセンターが機能しなくなるような事態になったとしても事故に対処できるような方策を併せて講じてお

く必要があった。

また、原子力災害対策本部（以下「原災本部」という。）長から現地対策本部長への権限の委任については、原子力安全・保安院（以下「保安院」という。）職員が、原災本部長である菅直人内閣総理大臣（以下「菅総理」という。）の了承を求めるタイミングを失した上、現地対策本部から再三にわたって委任手続の進捗状況の確認を求められても主体的に動かず、また、内閣官房及び内閣府の職員も、保安院に対して委任手続を進めるよう注意喚起せず、委任手続が行われないという問題が発生した。

そのような状況において、現地対策本部は、経済産業省緊急時対応センター（ERC）に置かれた原災本部事務局とも協議の上、必要な措置を漏れなく迅速に行うため、権限の委任手続が終了しているものとして避難措置の実施等について種々の決定を行い、かつ、実施した。

b　原子力災害対策本部　【Ⅲ２（１）、４（２）、Ⅵ１（２）ｂ】

（ａ）官邸内の対応

原災マニュアルによれば、原子力災害が発生した際、政府における緊急事態応急対策の中心となる原災本部は官邸に設置し、また、情報の集約、内閣総理大臣への報告、政府としての総合調整を集中的に行うため、官邸地下にある官邸危機管理センターに官邸対策室を置くこととされている。また、各省庁の局長級幹部職員は同センターに参集することとされており、そのメンバーを「緊急参集チーム」と呼んでいる。同チームには、緊急時において迅速・的確な意思決定がなされるよう、各省庁が持つ情報を迅速に集約し、それに基づいて機動的に意見調整を行うことが期待されている。

しかし、今回の事故においては、避難措置等の事故対応についての重要な意思決定の多くは、この官邸危機管理センター（緊急参集チーム）から離れて、官邸地下の中２階の一室又は官邸５階において、関係閣僚、原子力安全委員会（以下「安全委員会」という。）委員長、保安院幹部、東京電力幹部らにより行われた。

一般に、原子力災害が発生した場合、できる限り情報入手が容易で、現場の動きを把握しやすい、現場に近い場所に対策の拠点が設置される必要がある。政府における福島第一原発の情報収集拠点であった ERC から離れた官邸内において

意思決定が行われていたこと、また、官邸内においても、その情報集約拠点である官邸危機管理センターとは離れた別の場所（官邸5階等）において意思決定が行われていたことなどから情報の不足と偏在が生じ、十分な情報がないままに意思決定せざるを得ない場合も生じたという点は、今回の一つの大きな教訓とすべきである。

なお、平成23年3月15日に東京電力本店に福島原子力発電所事故対策統合本部が設置されたことは、福島第一原発についての情報アクセスの改善という面では積極的に評価をすることも可能であるが、政府の対応に必要な情報は必ずしも東京電力に係る情報のみではない上、東京に本社本店のない他の電力会社の原子力発電所において同様の事故が発生する場合もあり得ることから、今回の事例を普遍的な先例とするべきではない。**正確な情報を迅速に入手することは、いうまでもなく原子力災害対策の基本である。電力事業者の本社本店に移動することなく、官邸等、政府施設内にいながら、より情報に近接することのできる仕組みの構築が検討されるべきである。**

（b）情報収集の問題点

中間報告で詳述したように、ERCの中に、東京電力本店やオフサイトセンターが東京電力のテレビ会議システムを通じて現場の情報を得ていることを把握している者はほとんどおらず、東京電力のテレビ会議システムをERCにも設置するということに思いが至らなかった。また、情報収集のために、保安院職員を東京電力本店へ派遣するといった積極的な行動も起こさなかった。

c　福島県災害対策本部　【Ⅳ3（2）b、Ⅵ1（2）c】

福島県は、平成23年3月11日、知事を本部長とする福島県災害対策本部（以下「県災対本部」という。）を設置し、事故対応に当たったが、県災対本部内外の連携等が十分ではなかったために、避難区域内に取り残された双葉病院の入院患者等の避難・救出が大きく遅れるなどの問題が発生した。

被災地からの避難・救出における今回のような事態の再発を防ぐためには、県が設置する災害対策本部の班編成を、平時の組織を単に縦割り的に寄せ集めたものでなく、対応すべき措置に応じた横断的、機能的なものにするとともに、全体を統括・

調整できる仕組みを設け、かつ、各班相互の意思疎通の強化を図ること、防災計画においても、県の災害対策本部に詰める職員のみならず、必要に応じ、いつでも他の職員も災害対応に当たる全庁態勢をとること等が必要である。

また、**原子力災害においては、その規模の大きさから、県が前面に出て対応に当たらなければならず、この点を踏まえた防災計画を策定する必要がある。**

d　その他の具体的な対応に関する分析　【Ⅲ２（１）、Ⅵ１（２）ｄ】

（ａ）原子力緊急事態宣言の発出

平成 23 年 3 月 11 日 17 時 42 分頃、海江田万里経済産業大臣（以下「海江田経産大臣」という。）は、寺坂信昭原子力安全・保安院長（以下「寺坂保安院長」という。）らと共に、菅総理に対し、原子力災害対策特別措置法第 15 条第 1 項に定める原子力緊急事態の発生を報告するとともに、原子力緊急事態宣言の発出について了承を求めた。しかし、寺坂保安院長らは、菅総理から福島第一原発の原子炉の状況や関連法令等について問われ、これに対して十分な説明をすることができないまま時間が経過し、菅総理は、同日 18 時 12 分頃から約 5 分間、予定されていた与野党党首会談に出席したため、上申手続は一時中断した。同会談から戻った菅総理は、間もなく原子力緊急事態宣言の発出を了承し、同宣言は、同日 19 時 3 分に発出された。

一般的に、原子力災害においては、事態が急速に進展することがあり得るところであり、進行している事態や関連法令の詳細についての把握より、まず緊急事態宣言の発出を優先すべきであったと思われる。

（ｂ）福島第一原発視察

菅総理は、平成 23 年 3 月 12 日、福島第一原発事故に関する情報が十分に入っていなかったことなどから、福島第一原発の視察を実行した。この視察は、事故もなく終了し、結果的には福島第一原発におけるベント実施への影響もなかったと認められる。しかしながら、今回のような大規模災害・事故が発生した場合において、最高指揮官の立場にある内閣総理大臣が、長時間にわたって官邸を離れ、危険が伴う現地視察を行い、緊急対応に追われていた現地を訪れたことについては、他の代わりとなる人物を派遣して状況を確認させるなどの方法によるべきで

はなかったのかという点で、なお疑問が残る。

（ｃ）具体的事故対処についての官邸の関与

菅総理は、平成 23 年 3 月 12 日 18 時過ぎ頃、海江田経産大臣から、その直前に同大臣が発した福島第一原発 1 号機原子炉への海水注入命令について報告を受けた際、炉内に海水を注入すると再臨界の可能性があるのではないかとの疑問を発し、その場に同席した班目春樹原子力安全委員会委員長（以下「班目委員長」という。）がその可能性を否定しなかったことから、更に海水注入の是非を検討させることとした。その場に同席していた東京電力の武黒一郎フェロー（以下「武黒フェロー」という。）は、同日 19 時過ぎ頃、福島第一原発の吉田昌郎所長に電話し、「今官邸で検討中だから、海水注入を待ってほしい。」と強く要請した。

菅総理が再臨界の可能性についての質問を発した際、その場には、班目委員長のほか、平岡英治原子力安全・保安院次長、武黒フェロー等の原子炉に関する専門的知見を有する関係者が複数いたが、的確な応答をした者はおらず、誰一人として専門家としての役割を果たしていなかった。また、安易に海水注入を中止させようとした東京電力幹部の姿勢にも問題があった。

このような、すぐれて現場対処に関わる事柄は、まず、現場の状況を最も把握し、専門的・技術的知識も持ち合わせている事業者がその責任で判断すべきものであり、政府・官邸は、その対応を把握し適否についても吟味しつつも、事業者として適切な対応をとっているのであれば事業者に任せ、対応が不適切・不十分と認められる場合に限って必要な措置を講じることを命ずるべきである。当初から政府や官邸が陣頭指揮をとるような形で現場の対応に介入することは適切ではないと言えよう。

（３）被害の拡大防止策に関する分析

ａ　原発事故の特異性　【Ⅵ１（３）ａ】

原子力発電所の大規模な事故は、施設・設備の壊滅的破壊という事故そのものが重大であるだけでなく、放出された放射性物質の拡散によって、広範な地域の住民等の健康・生命に影響を与え、市街地・農地・山林・海水を汚染し、経済的活動を停滞させ、ひいては地域社会を崩壊させるなど、他の分野の事故には見られない深

刻な影響をもたらすという点で、極めて特異である。このような原発事故の調査・検証に当たっては、事故原因とその背景について明らかにするだけでなく、被害の発生・拡大を防止する取組が適切であったのか否か、それが十分なものでなかったとするなら、それはなぜなのか、といった問題についても多角的に調査・分析し、あるべき被害防止への方策を見いださなければならない。

b　モニタリングの在り方　【Ⅳ１（２）ａ、Ⅵ１（３）ｂ】

モニタリングに関する問題点等については、既に中間報告で述べたとおりであるが、さらに、オフサイトセンターが機能しない場合のモニタリングの役割分担について指摘しておきたい。

今回の事故においては、オフサイトセンターにある現地対策本部を拠点としたモニタリング活動が十分でなかったことから、平成23年3月16日、関係機関の役割分担が整理され、各機関が実施しているモニタリングのデータの取りまとめ及び公表は文部科学省が、データの評価は安全委員会が、安全委員会が行った評価に基づく対応は原災本部が、それぞれ行うことが取り決められた。しかし、急を要する状況の中で、データ評価の範囲等について、関係機関の間で事前に十分な調整が行われた上で取決めがなされたとは言い難い状況にあった。

このような応急の状況で役割分担の取決めが必要となったのは、モニタリングデータの集約、評価・公表、評価に基づく対応という一連の作業を担うこととされていた現地対策本部（オフサイトセンター）が機能しない事態が生ずることを想定していなかったためと考えられる。今回の事態を教訓に、モニタリング態勢整備の見直しが必要である。

c　SPEEDIの活用の在り方　【Ⅳ２（1）、（3）、（4）、Ⅵ１（３）ｃ】

（ａ）システム及びその活用主体の問題点

緊急時迅速放射能影響予測ネットワークシステム（SPEEDI）は、原子力事故発生時、緊急時対策支援システム（ERSS）から伝送される放出源情報を前提に、周辺環境における放射線量率等を予測することができる装置であるが、ERSSは事故発生時には機能しなくなるおそれがあり、その場合のSPEEDIの活用方法についてあらかじめ検討し、その検討結果を事故対応に当たるべき関係者間で共有

しておくべきであった。

しかしながら、事故対応に当たっていた多くの者は、ERSS が機能しなくなるや SPEEDI を避難に活用する余地はないものと考えていた。環境放射線モニタリング指針には、放出源情報が得られない場合の SPEEDI の活用方法も記載されていたが、これを避難に活用できるとのコンセンサスもなかった。また、オフサイトセンターが機能しなくなった場合における SPEEDI の活用主体（運用及び公表の責任を負う機関）についても、明確になっていなかった。

（b）SPEEDI と避難指示

SPEEDI が有効に活用されなかった大きな原因は、前記（a）のとおり、いずれの関係機関も ERSS から放出源情報が得られない場合には SPEEDI を避難に活用することはできないという認識の下、これを避難の実施に役立てるという発想を持ち合わせていなかった点にあったと考えられる。しかし、SPEEDI により単位量放出を仮定した予測結果は得られており、仮にその情報が提供されていれば、各地方自治体及び住民は、より適切に避難のタイミングや避難の方向を選択できた可能性があったと言えよう。ERSS から放出源情報を得られない場合でも、SPEEDI を活用する余地はあったと考えられる。

d　住民に対する避難指示　【Ⅳ３（１）ｂ、（２）、Ⅵ１（３）ｄ】

住民に対する避難指示に関する問題点等については、中間報告で述べたとおりであるが、中間報告後の調査・検証を踏まえ、更に以下の点を指摘しておく。

（a）福島第二原発から 10km 圏外への避難指示

平成 23 年 3 月 12 日 17 時 39 分、福島第二原発から半径 10km 圏外への避難指示が発出された。この避難指示は、同日 15 時 36 分の福島第一原発 1 号機における爆発を受け、官邸 5 階において、福島第二原発についても同様の事象が発生する可能性があるので万一の事態に備える必要があるとの判断に基づいて発出されたものであり、原子炉への注水状況、原子炉の水位や圧力等の福島第二原発の各号機の具体的状況を踏まえて検討されたものではなかった。

この避難措置の約 1 時間後の同日 18 時 25 分、福島第一原発から 20km 圏外へ

の避難指示が発出されたが、広野町北端のごく一部の地域のみは、福島第一原発から 20km の範囲に含まれないので、福島第二原発から 10km 圏外への避難指示が発出されなければ避難指示区域に含まれることはなかった。福島第二原発から 10km 圏外への避難指示については、情報不足で混乱する中、福島第一原発 1 号機の原子炉建屋爆発という事態を受けて判断されたが、当時の福島第二原発の状況は実際には比較的安定しており、その決定過程には問題が残った。

（b）病院患者等の避難

寝たきりの患者が多く入院していた双葉病院については、入院患者の救出が大きく遅れ、かつ、搬送先が遠方の高等学校の体育館とされるなど、不適切と言わざるを得ない事態が生じた。こうした事態の再発を防ぐためには、前記（2）ｃで指摘したもののほか、避難を担当する自衛隊が、警察無線を有する県警に協力を求めるなどして外部との連絡体制の確保に留意する必要がある。また、言うまでもなく、人命救助に当たる者は、改めてその責任の重さを自覚し、強い責任感を持って任務に当たるべきである。

ｅ　被ばくへの対応　【Ⅳ４（３）ｂ（ｃ）、（５）ａ、ｂ、（６）、５（２）ａ、Ⅵ１（３）ｅ】

（a）APD の未装着問題

事故発生後の福島第一原発の作業員（放射線業務従事者）にとって、各自が警報付きポケット線量計（APD）を装着しその受けた放射線量を測定することは、線量限度を超える被ばくを避けるため不可欠であった。しかし、福島第一原発においては、もともと配備されていた APD が被水するなどしたため、平成 23 年 3 月 15 日以降の作業において代表者のみが APD を装着する例外的な運用を始め、これが同月 31 日まで続いた。

この問題について調査したところ、実際には事故発生直後に他の発電所等から合計 950 個の APD が届けられていたが、適合する充電器や警報設定器がないなどとして、使用されないまま放置されたこと等が明らかとなった。

その経緯等を見ると、現場作業員の被ばく防止に関する東京電力社員の意識は低かったと言わざるを得ない。これは、「被ばく線量はできる限り小さくすべきで

ある」という広く受け入れられている国際放射線防護委員会（ICRP）の考え方が十分に理解されていないことをうかがわせるものであり、東京電力における被ばく回避の放射線教育の在り方に問題があったと言わざるを得ない。

（b）国のヨウ素剤服用指示

現地対策本部医療班は、平成23年3月13日、スクリーニングレベルに関する現地対策本部長指示を発出するための準備を始めた。その過程において、安全委員会は、ERCに対し、スクリーニングレベルを超えた者に対しては安定ヨウ素剤を投与すべきとのコメントをFAX送信し、安全委員会からERCに派遣されていたリエゾンがこれを受け取った。しかし、このコメントは、ERC医療班内で共有・検討が行われず、現地対策本部にも伝えられなかった。これは、同リエゾンが、安全委員会のコメントを本部長指示に盛り込むことの重要性・必要性を認識していなかったことによるものと考えられる。

他方、安全委員会も、前記コメントが前記指示に盛り込まれないであろうことを知りながら、「委員会はあくまでも助言機関である。助言すべき事項は既に助言した」との理由から、何らそれ以上のアクションを起こさなかった点で、国民の安全を所管する行政機関としての責任感に欠けていたと言わざるを得ない。

（c）県のヨウ素剤服用指示

三春町は、平成23年3月14日深夜、住民の被ばくが予想されたことから、安定ヨウ素剤の配布・服用指示を決定し、同月 15 日、町民に周知を行い、薬剤師の立会いの下、安定ヨウ素剤の配布を行った。これを知った福島県の職員は、三春町に対し、国からの指示がないことを理由に配布中止と回収の指示を出したが、三春町はこれに従わなかった。安定ヨウ素剤の服用についての安全委員会の意見が、前記（b）のような経緯で葬られている点を考慮すると、国からの指示がなかったからという理由で三春町の判断を不適切であったと言うことはできない。

現在、安定ヨウ素剤の服用については、基本的に国の災害対策本部の判断に委ねる運用となっているが、前記経験を踏まえ、各自治体等が独自の判断で住民に服用させることができる仕組み、事前に住民に安定ヨウ素剤を配布することの是非等について、見直すことがむしろ必要であろう。

（d）スクリーニングレベルの引上げ

福島県は、当初、スクリーニングレベルを 40Bq/㎠（1 万 3,000cpm 相当）と設定していたが、平成 23 年 3 月 13 日、同月 14 日以降の全身除染のスクリーニングレベルを 10 万 cpm に引き上げた。安全委員会は、福島県のスクリーニングレベル引上げの意向を知り、ERC に対し、一旦はスクリーニングレベルを 1 万 3,000cpm に据え置くべきであるとの助言を行ったが、同月 19 日には 10 万 cpm への引上げを是認する助言を行い、現地対策本部長は、同月 20 日、スクリーニングレベルを 10 万 cpm とする指示を発出した。

しかし、当時は、全身除染（シャワー）のスクリーニングレベルの引上げではなく、線量等に応じたきめ細かな除染方法（脱衣、拭き取り等）の策定こそが必要であった。また、安全委員会が発出した 10 万 cpm というスクリーニングレベルを許容する助言及びこれに基づいて現地対策本部長が発出した指示は、スクリーニングレベルを単純に 10 万 cpm に引き上げるのみで、検出レベルが 1 万 3,000cpm 以上 10 万 cpm 未満であった者に対しては何らの除染も要求しておらず、その者に対する除染は不要であるかのように解釈する余地があるものとなっており、かえって問題であった。

また、スクリーニングレベルについては、同月 13 日に発せられた現地対策本部長指示が県災対本部の担当班に伝わっていないなど国と県のコミュニケーションに関する問題も発生した。今回のような緊急事態にあっては、重要情報を関係者がしっかりと共有することの重要性を認識し、関係行政組織間の調整能力に長けた者が緊急事態対応部署（班）のトップを構成し、国や地方自治体の関係行政機関が一体となって事故対処に当たることが不可欠である。

（e）校舎・校庭等の利用基準

文部科学省は、平成 23 年 4 月 19 日、学校等の校舎・校庭等の利用判断基準について、3.8μSv/h（年間にすると ICRP が定める「現存被ばく状況」における参考レベルの上限値である 20mSv に相当）以上の空間線量率が測定された学校等については、校庭での活動を 1 日 1 時間程度に制限し、3.8μSv/h 未満の空間線量率が測定された学校については、平常どおり利用して差し支えないとする考え方

を公表した。これに対しては、あたかも 20mSv/年までの被ばくを許容するもので子どもへの配慮に欠ける、事前に十分な説明や広報がなされなかった、といった批判や懸念が寄せられた。

確かに、文部科学省の当時の説明は、20mSv/年を利用の基準値にしたと理解されてもやむを得ない面があり、放射線に対する強い不安を解消するものとは言い難く、リスクコミュニケーションの観点から見ても適切ではなかった。また、一般に、大人よりも放射線の影響が大きいと言われる子どもが利用する校舎・校庭等について、「現存被ばく状況」の上限値を用いたことが適当であったかどうかについても、なお議論の余地があろう。

その後、文部科学省は、より生活実態に合わせた被ばく線量の再試算を行い、1 年間で 10mSv 以下という数値を示した。しかし、放射線が子どもに対して与える影響は大人に対するそれよりも大きいとされていること、ICRP 勧告が「現存被ばく状況」においても参考レベル 1～20mSv/年の中でできる限り被ばく線量を低減するよう求めていること（防護の最適化）などを考慮すると、国としては、10mSv/年という数値に安心することなく、被ばく線量をできる限り低くするような方策をとるべきであり、3.8μSv/h 未満の学校等についても、校庭等での活動に基準を設けるなどして、被ばく線量をより低く抑えるよう配慮するのが適当であったと思われる。

（ｆ）緊急被ばく医療機関

福島第一原発において事故が発生した場合の初期被ばく医療機関として 6 病院が指定されていたが、そのうち 4 病院は避難区域内に立地していたことから、被ばく医療機関としての機能を果たすことができなかった。したがって、**今回のようなシビアアクシデントが発生した場合においても緊急被ばく医療が提供できるよう、緊急被ばく医療機関を原子力発電所周辺に集中させず、避難区域に含まれる可能性の低い地域を選定し、そこに相当数の初期被ばく医療機関を指定しておくとともに、緊急被ばく医療機関が都道府県を超えて広域的に連携する態勢を整える必要があると考えられる。**

（g）放射線に関する国民の理解

今回の事故を契機として、改めて放射線防護に万全を期する必要があることが再確認されたが、他方で、放射線を「正しく恐れる」必要性についても認識させられた。今後も不必要な被ばくをできる限り避けるため最大限の努力が払われるべきことは当然であるが、それと同時に、**個々の国民が放射線のリスクについて正確な情報に基づいて判断できるよう、すなわち、情報がないためにいたずらに不安を感じたり、逆にリスクを軽視したりすることがないよう、できる限り国民が放射線に関する知識や理解を深める機会が多く設けられる必要がある。**

f　国民への情報提供に関する分析　【Ⅳ８（２）、（４）、（５）、（８）、（９）、Ⅵ１（３）ｆ】

（a）官邸の事前了解

平成 23 年 3 月 12 日、福島第一原発 1 号機の「炉心溶融」の可能性が保安院の中村幸一郎審議官によって広報された。官邸に詰めていた関係者は、それまで「炉心溶融」の可能性について報告を受けていなかったため、保安院が官邸の把握していない事実を事前告知することなく広報したとして問題視し、広報内容について官邸への事前連絡を求めた。このことが契機となって、寺坂保安院長の判断で、保安院においては、プレス発表に先立って、内容について官邸の事前了解を得ることとした。また、東京電力も、同月 13 日以降、プレス発表に先立って、官邸の了解を得た上で広報することとし、これらが原因でプレス発表が遅れることがあった。

政府の意思決定及び広報の中心となるべき官邸としては、迅速な情報提供を求めるのは当然のことであるが、プレス発表の際に事前了解を得た上で行うこととすると、緊急性を有する情報が直ちに広報できない状況が生ずるおそれがある。緊急性の高い情報については、各広報機関が独自の判断で広報することが必要となる場面もあり、情報の全てについて官邸の事前了解を求めることは必ずしも適切ではない。

（b）炉心溶融を積極的に否定した保安院の広報

前記（a）のとおり、保安院は、プレス発表前に官邸の了解を得ることとしたが、その後、保安院広報官の一部には、「炉心溶融」に言及するのを避けるため、

かなり無理のある広報をした形跡が認められる。すなわち、平成23年3月14日の保安院のプレス発表において、西山英彦保安院付が炉心溶融の可能性を肯定し、又は、炉心溶融の可能性を否定しない発言を行った際、同席した保安院職員が、同発言を取り消すかのように、「まだ溶融とかそういう段階ではないと思っております。」などと炉心溶融の可能性を積極的に否定する趣旨の発言を行った。

前記の保安院職員の発言は、その主観的認識がどうであったかはともかく、炉心溶融の可能性という否定し難い事実を積極的に否定する内容となっており、中央及び現地の災害対策関係者や地域住民の切羽詰まった情報ニーズを誤った方向へ導く極めて不適切なものであった。

（c）放射線の影響に関する広報

福島第一原発事故による一般住民等の被ばく又は被ばくのおそれについての広報の際、政府は、しばしば、「直ちに（人体に影響を及ぼすものでない。）」との表現を用いた。しかしながら、「直ちに人体に影響を及ぼすものではない。」との表現については、「人体への影響を心配する必要はない。」という意味と、反対に「直ちに人体に影響を及ぼすことはないが、長期的には人体への影響がある。」という意味があり、いずれの意味で用いているのか必ずしも明らかではなかった。このようなどちらの意味にも受け取れる表現は、緊急時における広報の在り方として避けるべきであり、リスクコミュニケーションの観点からも今後の重要な検討課題である。

（d）「不測事態シナリオの素描」の不公表問題

平成23年3月22日、菅総理は、原子力委員会委員長である近藤駿介氏に対し、福島第一原発事故の最悪事態の想定とその場合の対策を検討するよう依頼した。この依頼を受けて、同氏は、「福島第一原子力発電所の不測事態シナリオの素描」（以下「素描」という。）を作成し、同月25日、細野豪志内閣総理大臣補佐官（以下「細野補佐官」という。）へ提出した。細野補佐官は、素描が示す対策についての検討を進めたが、素描を公表することはしなかった。

素描は、その内容が現実に発生する可能性の低い仮定的事実に基づいたシミュレーションであったことから、素描を公表しなかったことが不適切であったとまでは言えない。ただし、一般論として言えば、仮定の事実に基づくシミュレーショ

ン結果であっても、公表の必要性、シミュレーション結果に対する対策の有無、公表のタイミングを考慮し、前提条件を丁寧に説明した上で、公表するという選択肢もあり得ると考えられる。

g　国外への情報提供や諸外国等との連携の在り方　【Ⅳ９、10（２）、Ⅵ１（３）ｇ】

（ａ）諸外国との情報共有

事故発生後、我が国は、必ずしも、諸外国が満足するような事故関連情報の提供を行っていなかった。**諸外国、とりわけ日本国内に多数の市民が在住する国や近隣国に対する情報提供は、我が国の国民に対するそれと同様に極めて重要であり、迅速かつ正確な情報提供ができるよう、言語の違いにも配慮した上、積極的かつ丁寧な対応が求められる。**

（ｂ）諸外国からの支援の受入れ

我が国は、諸外国からの支援物資を受け入れる態勢に不備があったほか、受入物資を保管する場所がなかったことから、当初、支援物資の提供を直ちに受け入れることができなかった。**原子力災害発生時に諸外国から支援物資の提供があった場合は、できる限り早くこれを受け入れることが、国際礼譲の点からも、国内における支援物資の必要性を迅速に満たすという点からも必要である。今後は、今回のような初期段階での混乱と不適切な対応が生じないよう、支援物資の受入態勢について、担当官庁のマニュアルや原子力事業者防災業務計画等において対応方法を定めておく必要がある。**

（４）事故の未然防止策や事前の防災対策に関する分析

a　総合的リスク評価とシビアアクシデント対策の必要性　【Ⅴ３（１）、（２）、Ⅵ１（４）ａ】

（ａ）外的事象を対象としたアクシデントマネジメント導入に至らなかった経緯

我が国においては、アクシデントマネジメントとして整備されたのは内的事象に起因する対策のみで、地震・津波等の外的事象は具体的な検討対象とはならなかった。

このような事情の背景としては、シビアアクシデント対策を検討するのに有用

な手法とされる確率論的安全評価（PSA）については、福島原発事故発生以前に確立されていた外的事象 PSA は地震 PSA のみで手法として限定的であったこと、定期安全レビューが外的事象 PSA についての技術的水準の進歩を勘案してシビアアクシデント対策の改善を促す機会とはならなかったこと、外的事象 PSA を実施して合理的追加対策があれば行うことを奨励すべきとの指摘があったものの、耐震バックチェックの作業等の事情から早急に導入を検討するには至らなかったことなどが挙げられる。

その結果として、地震 PSA による評価や津波に対する安全評価を始めとして、事故の起因となる可能性がある火災、火山、斜面崩落等の外部事象を含めた総合的なリスク評価は行われていなかった。

（b）総合的リスク評価の必要性

施設の置かれた自然環境は様々であり、発生頻度は高くない場合ではあっても、地震・地震随伴事象以外の溢水・火山・火災等の外的事象及び従前から評価の対象としてきた内的事象をも考慮に入れて、施設の置かれた自然環境特性に応じて総合的なリスク評価を事業者が行い、規制当局等が確認を行うことが必要である。

その際には、必ずしも PSA の標準化が完了していない外的事象についても、事業者は現段階で可能な手法を積極的に用いるとともに、国においてもその研究が促進されるよう支援することが必要である。

（c）総合的リスク評価を踏まえたシビアアクシデント対策の策定

原子力発電施設の安全を今後とも確保していくためには、外的事象をも考慮に入れた総合的安全評価を実施し、様々な種類の内的事象や外的事象の各特性に対する施設の脆弱性を見いだし、それらの脆弱性に対し、設計基準事象を大幅に超え、炉心が重大な損傷を受けるような場合を想定して有効なシビアアクシデント対策を検討し準備しておく必要がある。また、それらの対策の有効性について、PSA 等の手法により評価する必要がある。

その場合、PSA 手法の未成熟等によりリスク評価方法に制約があるとしても、その特徴と限界を理解の上、事業者は自らの施設の安全性確保のためのシビアアクシデント対策の検討・評価を行うべきであり、その検討に当たっては、諸外国

の状況等についても十分参照する必要がある。規制当局等も、緊急性のあるシビアアクシデント対策の実施については、自然災害等の際に果たして有効かどうか、リスク評価手法等を用いて確認・検討すべきである。

b　原子力防災対策の見直し　【Ⅴ４（２）、（３）、Ⅵ１（４）ｂ】

原子力防災体制の整備については、国際原子力機関（IAEA）における原子力又は放射線緊急事態に関する安全基準の策定に伴い、平成 18 年に、安全委員会において「原子力施設等の防災対策について」（以下「防災指針」という。）の見直し作業が行われ、我が国における予防的措置範囲（PAZ）の導入等が検討されたが、安全委員会と保安院との調整の結果、防災指針に PAZ の概念や範囲は直接には書き込まないこととなった。

原子力災害と大規模自然災害とが同時期に発生する複合災害については保安院において検討が開始されたが、自然災害・原子力災害を所掌する中央防災会議での検討の申入れが行われたのは東日本大震災のわずか三日前であった。

今回の事故以前の原子力防災対策を重点的に充実すべき地域の範囲は、原子力発電所から 8～10km 圏内とすることを大前提に、仮想事故を相当に上回る事故の発生時でも十分対応可能であるとみなして設定されていたが、今回の事故に鑑み、どのような事故を想定して避難区域等を設定するのか再検討することが必要である。また、原子力災害の際の国の責任の重要性に鑑み、単に住民避難等の原子力施設敷地外の対応にとどまらず、事業者と協議しつつ原子力災害の際に事業者への支援や協力として国が行うべきことの内容を検討すべきである。

（５）原子力安全規制機関等に関する分析　【Ⅴ６、Ⅵ１（５）】

保安院は、事故の未然防止のための取組や事故後の対応においてその所掌にふさわしい役割を十分に果たしてきたとは言い難い。保安院のこのような問題点を踏まえ、当委員会は、中間報告において、原子力安全規制機関の在り方として、5 点の指摘を行った。最終報告においては、その後の調査・検証の結果を踏まえ、以下の 2 点の指摘を加えることとする。なお、今回追加する 2 点は安全委員会についても共通する事柄である。

① 国際機関・外国規制当局との積極的交流

現在の保安院等の定員状況では、IAEA やアメリカ合衆国原子力規制委員会への少数の人事交流にとどまり、また、国内事務処理に優先的に当たらざるを得ないために国際会議等での十分なプレゼンスの発揮には限界があり、規制当局等の組織の実力の向上や原子力安全に関する国際社会との協調に十分に資するには至っていない。

国の行政機関の定員措置については行政機関全体の問題であることから保安院等のみに関する検討で済むものではないが、原子力安全の重要性に鑑み、新たに設置される原子力安全規制機関の定員措置については十分に考慮する必要がある。また、新設の規制機関においては、前記定員措置のほか、国際貢献を果たすにふさわしい態勢整備に努めるとともに、国際機関・外国規制当局との人的交流を担える人材の育成に努めるべきである。

② 規制当局の態勢の強化

原子力発電の安全を確保するためには、単に発生した個別問題への対応にとどまらず、国内外の最新の知見はもとより、国際的な安全規制や核セキュリティ等の動向にも留意しつつ、国内規制を最新・最善のものに改訂する努力を不断に継続する必要がある。また、今回のような事故の未然防止が重要なことはいうまでもないが、**原子力災害の社会への影響の大きさに鑑みれば、災害発生時に迅速かつ有効な活動が展開できるよう、平常時から防災計画の策定や防災訓練等を実施し緊急時の対応に万全を期すべきである。さらに、緊急事態において専門知識に基づく的確な助言・指導ができる専門的技術能力や、組織が有するリソースを有効かつ効率的に機能させるマネジメント能力の涵養に努めなければならない。そのためには、それにふさわしい予算・人的スタッフの在り方の検討が必要である。**

（6）東京電力に関する分析　【Ⅵ1（6）】

a 危機対応能力の脆弱性

今回のシビアアクシデントに対する東京電力社員の対処･対応を検証していくと、自ら考えて事態に臨むという姿勢が十分ではなく、危機対処に必要な柔軟かつ積極的な思考に欠ける点があったと言わざるを得ない。このことは、個々人の問題というよりは、東京電力がそのような資質･能力の向上を図ることに主眼を置いた教育・

訓練を行ってこなかったことに問題があったと言うべきであろう。更に問題を遡っていくと、東京電力を含む電力事業者も国も、我が国の原子力発電所では深刻なシビアアクシデントは起こり得ないという安全神話にとらわれていたがゆえに、危機を身近で起こり得る現実のものと捉えられなくなっていたことに根源的な問題があると思われる。

東京電力には、原子力安全に関し一次的な責任を負う事業者として、これまでの教育・訓練の内容を真摯に見直し、原子力に携わる者一人一人に対し、事故対処に当たって求められる資質・能力の向上を目指した実践的な教育・訓練を実施するよう強く期待する。

b　専門職掌別の縦割り組織の問題点

東京電力は、原子力災害に組織的・一体的に対処するため、緊急時対策本部等の組織化を図り、その中に発電班、復旧班、技術班等の機能班を設けている。しかし、これらの機能班は、事態を見渡して総合的に捉え、その中に自らの班の役割を位置付け、必要な支援業務を行うといった視点が不足していた。

c　過酷な事態を想定した教育・訓練の欠如

緊急時対策本部内の機能班に所属する一人一人が、時宜にかなった判断をなし得ず、また、機能班として十分な機能が果たし得なかったことの根底には、複数号機において全交流電源が喪失するといった過酷な事態を想定した十分な教育・訓練がなされていなかったことがあると考えられる。

d　事故原因究明への熱意の不足

東京電力は、事故から１年以上が経過した現時点においてもなお、事故原因について徹底的に解明して再発防止に役立てようとする姿勢が十分とは言えない。

当委員会としては、東京電力が今後も事故原因の解明を積極的に進めることを強く求める。

e　より高い安全文化の構築が必要

東京電力は、原子力発電所の安全性に一義的な責任を負う事業者として、国民に

対して重大な社会的責任を負っているが、津波を始め、自然災害によって炉心が重大な損傷を受ける事態に至る事故の対策が不十分であり、福島第一原発が設計基準を超える津波に襲われるリスクについても、結果として十分な対応を講じていなかった。組織的に見ても、危機対応能力に脆弱な面があったこと、事故対応に当たって縦割り組織の問題が見受けられたこと、過酷な事態を想定した教育・訓練が不十分であったこと、事故原因究明への熱意が十分感じられないことなどの多くの問題が認められた。東京電力は、当委員会の指摘を真摯に受け止めて、これらの問題点を解消し、より高いレベルの安全文化を全社的に構築するよう、更に努力すべきである。

（7）IAEA 基準などとの国際的調和に関する分析　【Ⅴ５、Ⅵ１（７）】

保安院などの規制当局等は、IAEA 安全基準を参照して国内基準の見直しや策定を行う必要性は認識していたものの、ほとんど実施してこなかった。原子力発電の安全を確保するためには、国内外の原子力に関する知見の蓄積や技術進歩に合わせて国内の規制水準を常に最新のものとしていくことが必要である。そのためには、IAEA 等の国際基準の動向も参照して、国内基準を最新・最善のものとする不断の努力をすべきである。

また、これまでも地震や津波に関する分野では、IAEA の基準策定活動に我が国も貢献してきたが、今回の事故への反省を踏まえて、原子力安全に関する教訓を学び、それを我が国のみならず他国での同様の事故の発生防止に資するよう、事故から得られた知見と教訓を国際社会に発信していく必要がある。また、国内基準の見直しを行う場合、それを国際基準として一般化することが有効・有益なものについては、IAEA 等の基準に反映されるように努めるなどして国際貢献を行うべきである。

2　重要な論点の総括

（1）抜本的かつ実効性ある事故防止策の構築　【Ⅵ2（1）】

当委員会は、福島第一原発の損傷状況や事故対処の実態、国や東京電力等による原発事故防止に向けた事前の取組状況等について調査・検証を行い、中間報告及び最終報告において、それぞれについて多くの問題点があったことを指摘した。当委員会としては、国、電力事業者、原子力発電プラントメーカー、研究機関、原子力学会といった、およそ原子力発電に関わる関係者が、指摘を真摯に受け止め、問題点を解消・改善するための具体的取組を進めることを強く要望する。**技術的、原子力工学的な問題点を解消・改善するためにどのような具体的取組が必要かは、原子力全般についての高度な専門的知見を踏まえた検討が必要なものも少なくない。これについては、原子力発電に関わる関係者において、その専門的知見を活用して具体化すべきであり、その検討に当たっては、当委員会が指摘した問題点を十分考慮するとともに、その検討の経緯及び結果について社会への説明責任を果たす必要があると考える。**

（2）複合災害という視点の欠如　【Ⅵ2（2）】

東日本大震災は、地震・津波・原発事故からなる大規模かつ広域的な複合災害であり、国及び地方自治体は、地震や停電等により通信手段等が途絶する中、オフサイトセンターの機能が十分に発揮できなくなったり、モニタリング機器等に損傷が生ずるなど、様々な場面で混乱し、問題への対応に遅れや不備等が生じた。

国や大半の地方自治体において原発事故が複合災害という形で発生することを想定していなかったことは、原子力発電所それ自体の安全とそれを取り巻く地域社会の安全の両面において、我が国の危機管理態勢の不十分さを示したものであった。**今後、原子力発電所の安全対策を見直す際には、大規模な複合災害の発生という点を十分に視野に入れた対応策の策定が必要である。**

（3）求められるリスク認識の転換　【Ⅵ2（3）】

近年、地震研究においては、プレートテクトニクス論をベースに、震源域の地域別特性や大津波を引き起こすいわゆる津波地震の海底断層の特性、発生の頻度と発生確率の確率論的な評価などが注目されるようになってきた。そういう新たな知見を防災対策の重点地域の特定に利用することは、それなりに合理性があると言える。

しかし、①地震・津波の確率論的評価は、記録が詳しく残っている限られた事例を根拠にしており、古文書等の記録が不十分で地震・津波の規模や震源モデルを推定しにくい長い周期で起きているものについてはデータベースから外されていること、②研究組織や関係行政機関によって、防災対策の根拠を明確にするために、地震・津波等の自然災害の発生確率計算の精度の向上が図られた反面、自然現象には現在の学問の知見を超えるような事象が起こることがあり、そういう極めてまれな事象への備えも必ず並行して考慮しなくてはならないという伝統的な防災対策の心得が考慮されなくなりがちになっていたこと、③地震・津波の想定について、極めてまれなケースについては、「残余のリスク」「残る課題」等の表現で検討課題に挙げられてはきたが、実際には継続して深く検討されずに放置されてきたこと等に見られるように、学問の進歩の一方で、そこから防災対策の隙間が生まれるという問題が生じていた。

このような落とし穴から抜け出すには、安全対策・防災対策の前提となるリスクの捉え方を、次のように大きく転換させる必要があろう。

① 日本は古来、様々な自然災害に襲われてきた「災害大国」であることを肝に命じて、自然界の脅威、地殻変動の規模と時間スケールの大きさに対し、謙虚に向き合うこと。

② リスクの捉え方を大きく転換すること。

今回のような巨大津波災害や原子力発電所のシビアアクシデントのように広域にわたり甚大な被害をもたらす事故・災害の場合には、発生確率にかかわらずしかるべき安全対策・防災対策を立てておくべきである、という新たな防災思想が、行政においても企業においても確立される必要がある。

③ 安全対策・防災対策の範囲について一定の線引きをした場合、「残余のリスク」「残る課題」とされた問題を放置することなく、更なる掘り下げた検討を確実に継続させるための制度が必要である。

（4）「被害者の視点からの欠陥分析」の重要性 【Ⅵ２（４）】

原子力発電に関わる領域を、「システム中枢領域」「システム支援領域」「地域安全領域」の三つに分けた上で、事業者側の視点からシステムの安全性を見ると、まず懸命に取り組むのは「システム中枢領域」の安全確保であるが、その安全性の認識が確信にまでなると、中枢領域以外の安全性の確保については緩みが生じがちになる。また、

「システム中枢領域」にせよ「システム支援領域」にせよ、安全性を確保してあると言っても、設計の前提条件の範囲内でのことであって、条件外の事象が起きた場合には、安全性は担保されなくなる。すなわち、

① 事業者や規制機関が「システム中枢領域」の安全性を設計の前提条件の枠の中だけで過信すると、安全対策が破綻する。

② 「システム支援領域」や「地域安全領域」における安全対策は、「システム中枢領域」の安全性のレベルにかかわりなく、万一の場合に独立して機能するものでなければならない。その原則が忘れられると、地域の人々の命に関わる安全防護壁に多くの「穴」（欠陥）ができてしまう危険性が高くなる。

そのような欠陥を見付け、安全への防護壁を確実なものにするための方法として、立ち位置を被害を受ける側に置いた「被害者の視点からの欠陥分析」と言うべき方法を提案したい。これは、規制関係機関や地方自治体の防災担当者が災害問題の専門家の協力を得て、「もしそこに住んでいるのが自分や家族だったら」という思いを込めて、最悪の事態が生じた場合、自分に何が降りかかってくるかを徹底的に分析する、という方法である。

行政と事業者がなすべきことは、分析によって浮かび上がった対策の不備や欠陥について改善策を講じていくことであるが、すぐに全ての欠陥の「穴」を塞ぐのは困難であろう。その場合、残された対策とその問題点を公表し、今後どう対処していくべきかを規制関係機関と関係自治体が地域の住民と議論して、共働で次善の策を絞り出すという取組が重要となるだろう。そのような地域の住民の視点に立った災害の捉え方と安全への取組が定着して初めて、この国に真の安全で安心できる社会を創造することができると言えよう。

事故が起きると広範囲の被害をもたらすおそれのある原子力発電所のようなシステムの設計、設置、運用に当たっては、地域の避難計画を含めて、安全性を確実なものにするために、事業者や規制関係機関による、「被害者の視点」を見据えたリスク要因の点検・洗い出しが必要であり、そうした取組を定着させるべきである。

なお、**住民の避難計画とその訓練については、原発事故による放射性物質の飛散範囲が極めて広くなることを考慮して、県と関係市町村が連合して、混乱を最小限にとどめる実効性のある態勢を構築すべきである。**

（5）「想定外」問題と行政・東京電力の危機感の希薄さ　【Ⅵ2（5）】

「想定外」という言葉には、大別すると二つの意味がある。一つは、最先端の学術的な知見をもってしても予測できなかった事象が起きた場合であり、もう一つは、予想されるあらゆる事態に対応できるようにするには財源等の制約から無理があるため、現実的な判断により発生確率の低い事象については除外するという線引きをしていたところ、線引きした範囲を大きく超える事象が起きたという場合である。今回の大津波の発生は、この 10 年余りの地震学の進展と防災行政の経緯を調べてみると、後者であったことが分かる。

福島県沖の津波地震への防災対策に関するこれまでの行政の意思決定過程を、行政の論理の枠内で見ると、それなりの合理性があったことは否定できない。しかし、今回の事故による甚大な被害を前にして、行政には何の誤りもなかった、「想定外」の大地震・大津波だったから仕方がないと言って済ますことはできるだろうか。それでは、安全な社会づくりの教訓は何も得られないだろう。

行政の論理や責任の有無とは関係なく、被害を少しでも小さくする方法あるいは選択肢はなかったのか、行政の意思決定の枠組みを変革する道はなかったのかという視点から、要因分析を行うと、次のような問題点が浮かび上がってくる。

① 地震についての科学的知見はいまだ不十分なものであり、研究成果を逐次取り入れて防災対策に生かしていかなければならない。換言すれば、ある時点までの知見で決められた方針を長期間にわたって引きずり続けることなく、地震・津波の学問研究の進展に敏感に対応し、新しい重要な知見が登場した場合には、適時必要な見直しや修正を行うことが必要である。

② 発生確率が低いかあるいは不明という理由により、財源等の制約からある地域が防災対策の強化対象から外されていた場合、万一、大地震・大津波が発生すると被害は非常に大きくなると考えられる。行政は、少数であっても地震研究者が危険性を指摘する特定の領域や、例えば津波堆積物のような古い時代に大地震・大津波が発生した形跡がある領域については、地震の実態解明を急ぐための研究プロジェクトを立ち上げるとか、関係地域に情報を開示して、行政、住民、専門家が一体となって万一に備える新しい発想の防災計画を策定する等の取組をすべきであろう。

③ 中央防災会議が決める防災計画は、原発立地を特別視することなく進められてきたが、**今後は原発立地の領域における災害リスクを注視すべきである。原子力発電**

所の防災対策は保安院の担当とされてきたが、中央防災会議の方針は原子力発電所の防災対策にも密接に関連することから、中央防災会議においても原子力発電所を念頭に置いた検討を行うべきである。

一方、東京電力の津波対策の経緯等を追ってみると、同社には原発プラントに致命的な打撃を与えるおそれのある大津波に対する緊迫感と想像力が欠けていたと言わざるを得ない。そして、そのことが深刻な原発事故を生じさせ、また、被害の拡大を防ぐ対策が不十分であったことの重要な背景要因の一つであったと言えるであろう。

（6）政府の危機管理態勢の問題点　【Ⅵ2（6）】

今回、原災マニュアルに規定のない官邸 5 階が一種の司令センターとなり、また、菅総理が前面に出た形で事故対応に当たった背景には、現地対策本部が本来的な役割を果たせなかったこと、官邸による情報集約態勢や安全委員会による助言機能が十分ではなかったことなどの事情があった。しかしながら、内閣総理大臣は、政府の各機関・部局に情報収集とその対応策を任せ、専門部署から上がる重要事項に関してのみ選択肢を出させた上で適切な最終決断を行うというのがその本来の役割である。自らが、当事者として現場介入することは現場を混乱させるとともに、重要判断の機会を失し、あるいは判断を誤る結果を生むことにもつながりかねず、弊害の方が大きいと言うべきであろう。

今回の事態を教訓に、原子力事故と地震・津波災害との複合災害の発生を想定した原災マニュアルの見直しを含め、原子力災害発生時の危機管理態勢の再構築を早急に図る必要がある。その検討に当たっては、オフサイトセンターの強化という観点に加えて、そもそも現地対策本部に関係機関が参集して事故対処に当たるという枠組みでは対応できない事態が発生した場合に、どのような態勢で対応に当たるべきかについても具体的に検討し、必要な態勢を構築しておく必要がある。

（7）広報の問題点とリスクコミュニケーション　【Ⅵ2（7）】

今回の事故において、事故発生後の政府の国民に対する情報の提供の仕方には、避難を余儀なくされた周辺住民や国民の立場からは、真実を迅速・正確に伝えていないのではないか、との疑問や疑いを生じさせかねないものが多く見られた。周辺住民の避難にとって重要な放射性物質の拡散状況とその予測についての情報提供方法、炉心

の状態（特に炉心溶融）や福島第一原発３号機の危機的な状態等に関する情報提供方法、また、放射線の人体への影響について、頻繁に「直ちに人体に影響を及ぼすものではない。」といった分かりにくい説明が繰り返されたことなどである。

国民と政府機関との信頼関係を構築し、社会に混乱や不信を引き起こさない適切な情報発信をしていくためには、関係者間でリスクに関する情報や意見を相互に交換して信頼関係を構築しつつ合意形成を図るというリスクコミュニケーションの視点を取り入れる必要がある。緊急時における、迅速かつ正確で、しかも分かりやすく、誤解を生まないような国民への情報提供の在り方について、しかるべき組織を設置して政府として検討を行うことが必要である。加えて、広報の仕方によっては、国民にいたずらに不安を与えかねないこともあることから、非常時・緊急時において広報担当の官房長官に的確な助言をすることのできるクライシスコミニュケーションの専門家を配置するなどの検討が必要である。

（８）国民の命に関わる安全文化の重要性　【Ⅵ２（８）】

事業者である東京電力及び規制当局である保安院のいずれについても、安全文化が十分に定着しているとは言い難い状況にあった。**一旦事故が起きると、重大な事態が生じる原子力発電事業においては、安全文化の確立は国民の命に関わる問題である。今回の大災害の発生を踏まえ、事業者や規制当局、関係団体、審議会関係者などおよそあらゆる原発関係者には、安全文化の再構築を図ることを強く求めたい。**

（９）事故原因・被害の全容を解明する調査継続の必要性　【Ⅵ２（９）】

ａ　引き続き事故原因の解明が必要

当委員会は、最終報告の提出をもって任務を終えることとなるが、前記１（１）ｂのとおり、福島第一原発の主要施設の損傷が生じた箇所、その程度、時間的経緯を始めとする被害状況の詳細、放射性物質の漏出経緯、原子炉建屋爆発の原因等について、いまだに解明できていない点も多々存在する。

また、住民等の健康への影響、農畜水産物等や空気・土壌・水等の汚染などは、今後も継続的な調査・検証を要する問題であるが、現時点までの調査・検証にとどめざるを得なかった。さらに、原子力損害賠償の在り方や除染等のように、生じた損害の修復の問題であり、かつ、今後長期間の対応を要すると見込まれることから、

当委員会の調査・検証の対象とはしなかったものの、被害者や被災地にとって極めて重要で、社会的関心の高い問題もある。

国、電力事業者、原子力発電プラントメーカー、研究機関、関連学会といったおよそ原子力発電に関わる関係者（関係組織）は、今回の事故の検証及び事実解明を積極的に担うべき立場にあり、こうした未解明の諸事項について、それぞれの立場で包括的かつ徹底した調査・検証を継続するべきである。特に国は、当委員会や国会に設置された東京電力福島原子力発電所事故調査委員会の活動が終わったことをもって、福島原発災害に関する事故調査・検証を終えたとするのでなく、引き続き事故原因の究明に主導的に取り組むべきである。とりわけ、放射線レベルが下がった段階での原子炉建屋内の詳細な実地検証（地震動の影響の検証も含む）は必ず行うべき作業である。

b　被害の全容を明らかにするための調査が必要

今回の原発事故は、実に様々な深刻な被害を広範囲にわたる地域にもたらした。未曽有の原子力災害を経験した我が国としてなすべきことは、「人間の被害」の全容について、専門分野別の学術調査と膨大な数の関係者・被害者の証言記録の収集による総合的な調査を行ってこれらを記録にまとめ、被害者の救済・支援復興事業が十分かどうかを検証するとともに、原発事故がもたらす被害がいかに深く広いものであるか、その詳細な事実を未来への教訓として後世に伝えることであろう。福島原発災害に関わる総合的な調査の結果を踏まえて記された「人間の被害」の全容を教訓として後世に伝えることは、国家的な責務であると当委員会は考える。「人間の被害」の調査には、様々な学問分野の研究者の参加と多くの費用と時間が必要となるだろうが、国が率先して自治体、研究機関、民間団体等の協力を得て調査態勢を構築するとともに、調査の実施についても必要な支援を行うことを求めたい。

3　原子力災害の再発防止及び被害軽減のための提言

当委員会は、中間報告及び最終報告において、これまでの調査・検証によって判明した事実を基に原子力災害の再発防止及び被害軽減のための提言を行った。当委員会は、国、関係自治体、事業者等の関係機関が、これらを今後の安全対策・防災対策に反映させ、実施していくことを強く要望する。政府においては、関係省庁・関係部局に提言の反映や実施に向けた具体化を指示するとともに、関係省庁・関係部局の取組状況を把握し、その状況を取りまとめて公表するなど、確実なフォローアップをすることを求めたい。また、関係自治体、東京電力、その他の関係機関においても、同様に提言を反映・実施するとともに、取組状況をフォローアップすることを求めたい。

ここでは、中間報告及び最終報告で行った提言を、七つの項目に分類して整理しておく。最終報告における提言は、「最終報告（本文編）」の記載箇所及び本概要における該当頁を示した。中間報告における提言は、「中間報告（本文編）」の記載箇所を示すとともに、提言自体を再録した。

（1）安全対策・防災対策の基本的視点に関するもの

○　**複合災害を視野に入れた対策に関する提言**（最終報告Ⅵ２（２）、概要22頁）

○　**リスク認識の転換を求める提言**（最終報告Ⅵ２（３）、概要23頁）

○　**「被害者の視点からの欠陥分析」に関する提言**（最終報告Ⅵ２（４）、概要24頁）

○　**防災計画に新しい知見を取り入れることに関する提言**（最終報告Ⅵ２（５）、概要 25 頁）

（2）原子力発電の安全対策に関するもの

○　**事故防止策の構築に関する提言**（最終報告Ⅵ２（１）、概要 22 頁）

○　**総合的リスク評価の必要性に関する提言**（最終報告Ⅵ１（４）ａ（ｂ）、概要 17 頁）

○　**シビアアクシデント対策に関する提言**（最終報告Ⅵ１（４）ａ（ｃ）、概要 17 頁）

（3）原子力災害に対応する態勢に関するもの

○　**原災時の危機管理態勢の再構築に関する提言**（最終報告Ⅵ２（６）、概要 26 頁）

○　**原子力災害対策本部の在り方に関する提言**（最終報告Ⅵ１（２）ｂ（ａ）、概要 4 頁）

○　**オフサイトセンターに関する提言**（中間報告Ⅶ３（１）ａ）

政府は、オフサイトセンターが大規模災害にあっても機能を維持できる施設となるよう速やかに適切な整備を図る必要がある。

○　**原災対応における県の役割に関する提言**（最終報告Ⅵ１（２）ｃ、概要６頁）

（４）被害の防止・軽減策に関するもの

○　**広報とリスクコミュニケーションに関する提言**（最終報告Ⅵ２（７）、概要 27 頁）

○　**モニタリングの運用改善に関する提言**（中間報告Ⅶ５（２）ｄ）

①　モニタリングシステムが肝心なときに機能不全に陥らないよう、地震、津波等の様々な事象を想定してシステム設計を行うとともに、複合災害の場合も想定して対策を講じておく必要がある。また、モニタリングカーについて、地震による道路の損傷等の事態が発生した場合の移動・巡回等の方法に関して必要な対策を講じるべきである。

②　モニタリングシステムの機能・重要性について、関係機関及び職員の認識を深めるために、研修等の機会を充実させる必要がある。

○　**SPEEDI システムに関する提言**（中間報告Ⅶ５（３）ｃ）

被害拡大を防止し、国民の納得できる有効な情報を迅速に提供できるよう、SPEEDI システムの運用上の改善措置を講じる必要がある。また、地震等の様々な複合要因に対して、システムの機能が損なわれることのないよう、ハード面でも強化策が講じられる必要がある。

○　**住民避難の在り方に関する提言**（①～④は中間報告Ⅶ５（４）ｃ、更に最終報告Ⅵ１（４）ｂ、概要 18 頁）

①　重大な原発事故が発生した場合に、放射性物質がどのように放出・拡散し、地上にはどのように降ってくるのかについて、また、放射線被ばくによる健康被害について、住民が常日頃から基本的な知識を持っておけるよう、公的な啓発活動が必要である。

②　地方自治体は、原発事故の特異さを考慮した避難態勢を準備し、実際に近い形での避難訓練を定期的に実施し、住民も真剣に訓練に参加する取組が必要である。

③　避難に関しては、数千人から十数万人規模の住民の移動が必要になる場合もあることを念頭に置いて、交通手段の確保、交通整理、遠隔地における避難場所の

確保、避難先での水・食糧の確保等について具体的な計画を立案するなど、平常時から準備しておく必要がある。特に、医療機関、老人ホーム、福祉施設、自宅等における重症患者、重度障害者等、社会的弱者の避難については、格別の対策を講じる必要がある。

④　以上のような対策を地元の市町村任せにするのではなく、避難計画や防災計画の策定と運用について、原子力災害が広域にわたることも考慮して、県や国も積極的に関与していく必要がある。

○　**安定ヨウ素剤の服用に関する提言**（最終報告Ⅵ１（３）ｅ（ｃ）、概要 11 頁）

○　**緊急被ばく医療機関に関する提言**（最終報告Ⅵ１（３）ｅ（ｆ）、概要 13 頁）

○　**放射線に関する国民の理解に関する提言**（最終報告Ⅵ１（３）ｅ（ｇ）、概要 14 頁）

○　**諸外国との情報共有や諸外国からの支援受入れに関する提言**（最終報告Ⅵ１（３）ｇ（ａ）、（ｂ）、概要 16 頁）

（５）国際的調和に関するもの

○　**IAEA 基準などとの国際的調和に関する提言**（最終報告Ⅵ１（７）、概要 21 頁）

（６）関係機関の在り方に関するもの

○　**原子力安全規制機関の在り方に関する提言**

①　独立性と透明性の確保（中間報告Ⅶ８（２）ａ）

独立性と透明性を確保することが必要であり、自律的に機能できるために必要な権限・財源と人員を付与すると同時に、国民に対する原子力安全についての説明責任を持たせることが必要である。

②　緊急事態に迅速かつ適切に対応する組織力（中間報告Ⅶ８（２）ｂ）

災害発生時に迅速な活動が展開できるよう、平常時から防災計画の策定や防災訓練等を実施しておくことのみならず、緊急事態において対応に当たる責任者や関係機関に対して専門知識に基づく助言・指導ができる専門能力や、組織が有するリソースを有効かつ効率的に機能させるマネジメント能力の涵養が必要である。

また、責任を持って危機対処の任に当たることの自覚を強く持つとともに、大規模災害に対応できるだけの体制を事前に整備し、関係省庁や関係地方自治体と連携して関係組織全体で対応できる体制の整備も図った上、その中での規制機関

の役割も明確にしておく必要がある。

③　国内外への災害情報の提供機関としての役割の自覚（中間報告Ⅶ８（２）ｃ）

情報提供の在り方の重要性を組織として深く自覚し、緊急時に適時適切な情報提供を行い得るよう、平素から組織的に態勢を整備しておく必要がある。

④　優秀な人材の確保と専門能力の向上（中間報告Ⅶ８（２）ｄ）

優れた専門能力を有する優秀な人材を確保できるような処遇条件の改善、職員が長期的研修や実習を経験できる機会の拡大、原子力・放射線関係を含む他の行政機関や研究機関との人事交流の実施など、職員の一貫性あるキャリア形成を可能とするような人事運用・計画の検討が必要である。

⑤　科学的知見蓄積と情報収集の努力（中間報告Ⅶ８（２）ｅ）

関連学会や専門ジャーナル（海外も含む。）、海外の規制機関等の動向を絶えずフォローアップし、規制活動に資する知見を継続的に獲得していく必要がある。また、その知見の意味するところを理解し、これを組織的に共有した上で十分に活用するとともに、その成果を組織として継承・伝達していく必要がある。

⑥　国際機関・外国規制当局との積極的交流（最終報告Ⅵ１（５）、概要 19 頁）

⑦　規制当局の態勢強化（最終報告Ⅵ１（５）、概要 19 頁）

○　**東京電力の在り方に関する提言**（最終報告Ⅵ１（６）ｅ、概要 20 頁）

○　**安全文化の再構築に関する提言**（最終報告Ⅵ２（８）、概要 27 頁）

（７）継続的な原因解明・被害調査に関するもの

○　**事故原因の解明継続に関する提言**（最終報告Ⅵ２（９）ａ、概要 28 頁）

○　**被害の全容を明らかにする調査の実施に関する提言**（最終報告Ⅵ２（９）ｂ、概要 28 頁）

委員長所感・抜粋
（今回の事故で得られた知見について）

今回の事故で得られた知見を、他の分野にも適用することができ、100 年後の評価にも耐えるようにするためには、これを単なる個別の分野における知見で終わらせず、より一般化・普遍化された知識にまで高めることが必要である。以下、福島原発事故という未曽有の災害についての調査・検証を締めくくるに当たり、今回の事故からどのような知識が得られるかについて整理し、その主なものを示しておくこととしたい。

（1）あり得ることは起こる。あり得ないと思うことも起こる。

今回の事故の直接的な原因は、「長時間の全電源喪失は起こらない」との前提の下に全てが構築・運営されていたことに尽きる。「あり得ることは起こる」と考えるべきである。さらに、「あり得ないと思う」という認識にすら至らない現象もあり得る、言い換えれば「思い付きもしない現象も起こり得る」ことも併せて認識しておく必要があろう。

（2）見たくないものは見えない。見たいものが見える。

人間はものを見たり考えたりするとき、自分が好ましいと思うものや、自分がやろうと思う方向だけを見がちで、見たくないもの、都合の悪いことは見えないものである。自分の利害だけでなく自分を取り巻く組織・社会・時代の様々な影響によって自分の見方が偏っていることを常に自覚し、必ず見落としがあると意識していなければならない。

（3）可能な限りの想定と十分な準備をする。

過去のある時点での想定にとらわれず、常に可能な限り想定の見直しを行って事故や災害の未然防止策を講じるとともに、これまで思い付きもしない事態も起こり得るとの発想の下で十分な準備をすることが必要である。

（4）形を作っただけでは機能しない。仕組みは作れるが、目的は共有されない。

事業者も規制関係機関も地方自治体も、それぞれの組織が形式的には原発事故に対

応する仕組みを作っていた。しかし、いざ事故が起こるとその対応には不備が散見された。それは組織の構成員がその仕組みが何を目的とし、社会から何を預託されているかについて十分自覚していなかったためと考えられる。構成員それぞれが、社会から何を預託され、自分が全体の中でどこにいるのか、また自分の働きが全体にどのような影響を与えるかを常に考えているような状態を作らなければならない。

（5）全ては変わるのであり、変化に柔軟に対応する。

与条件を固定して考えると、詳細にしかも形の上では立派な対応ができる。しかし、与条件は常に変化するものであり、常に変化に応じた対応を模索し続けなければ実態に合わなくなる。全ての事柄が変化すると考え、細心の注意を払って観察し、外部の声に謙虚に耳を傾け、適切な対応を続けることが必要である。

（6）危険の存在を認め、危険に正対して議論できる文化を作る。

どのような事態が生ずるかを完全に予見することは何人にもできないにもかかわらず、危険を完全に排除すべきと考えることは、可能性の低い危険の存在をないことにする「安全神話」につながる危険がある。危険を危険として認め、危険に正対して議論できる文化を作らなければ、安全というベールに覆われた大きな危険を放置することになる。

（7）自分の目で見て自分の頭で考え、判断・行動することが重要であることを認識し、そのような能力を涵養することが重要である。

想定外の事故・災害に対処するには、自ら考えて事態に臨む姿勢と柔軟かつ能動的な思考が必要である。平時からこのような資質や能力を高める組織運営を行うとともに、教育や訓練を行っておくことが重要である。

この事故は自然が人間の考えに欠落があることを教えてくれたものと受け止め、この事故を永遠に忘れることなく、教訓を学び続けなければならない。

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
委員長　畑村　洋太郎

最　終　報　告

（本文編）

平成２４年７月２３日

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

東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会名簿

委員長	畑村 洋太郎（はたむら ようたろう）	東京大学名誉教授、工学院大学教授
委員	尾池 和夫（おいけ かずお）	（財）国際高等研究所所長、前京都大学総長
	柿沼 志津子（かきぬま しづこ）	（独）放射線医学総合研究所放射線防護研究センターチームリーダー
	高須 幸雄（たかす ゆきお）	国際連合事務次長 （委員任命後の平成24年5月に就任。）
	髙野 利雄（たかの としお）	弁護士、元名古屋高等検察庁検事長
	田中 康郎（たなか やすろう）	明治大学法科大学院教授、元札幌高等裁判所長官
	林 陽子（はやし ようこ）	弁護士
	古川 道郎（ふるかわ みちお）	福島県川俣町長
	柳田 邦男（やなぎだ くにお）	作家、評論家
	吉岡 斉（よしおか ひとし）	九州大学副学長
技術顧問	安部 誠治（あべ せいじ）	関西大学教授、前関西大学副学長
	淵上 正朗（ふちがみ まさお）	株式会社小松製作所顧問、工学博士

（注）委員及び技術顧問の表記はそれぞれ五十音順。

委員及び技術顧問は、所属する組織団体を代表するものではない。

This page intentionally left blank.

目　　次

Ⅰ　はじめに
1　当委員会の概要　1
2　当委員会の活動状況　2
3　最終報告と中間報告の関係　3

Ⅱ　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被害状況と事故対処
1　福島第一原子力発電所1号機から3号機における主要な施設・設備の被害状況　7
（1）はじめに　7
（2）主要計装機器の仕組み等　7
（3）過酷事故に伴う諸現象に関する解析　23
（4）1号機の主要施設・設備の被害状況に関する検討　27
（5）2号機の主要施設・設備の被害状況に関する検討　32
（6）3号機の主要施設・設備の被害状況に関する検討　36
2　水素ガス爆発に関する検討　40
（1）爆発現象の種類　41
（2）水素ガス爆発の特徴　42
（3）1号機R/Bの爆発　46
（4）2号機R/B及びS/Cの状況　62
（5）3号機R/Bの爆発　67
（6）4号機R/Bの爆発　73
3　福島第一原発5号機及び6号機における事故対処　85
（1）福島第一原発5号機及び6号機における事故対処の概要　85
（2）福島第一原発5号機及び6号機の概要　86
（3）福島第一原発5号機及び6号機の被害状況　87
（4）地震発生から津波到達までの状況（3月11日14時46分頃から同日15時35分頃までの間）　89

（５）原子炉減圧及び原子炉注水の状況等 91
（６）RHR 復旧までの SFP の状況及びこれに対する対処 101
（７）RHR の復旧から冷温停止までの状況 104
４　福島第一原発の外部電源復旧状況 111
（１）福島第一原発の外部電源設備の概要 111
（２）福島第一原発の外部電源設備の被害状況 114
（３）福島第一原発の外部電源復旧に関する検討状況等 114
（４）福島第一原発の外部電源復旧状況 120
（５）福島第一原発へ供給される外部電源の安定化 125
５　福島第二原子力発電所における事故対処 127
（１）福島第二原子力発電所における事故対処の概要 127
（２）福島第二原発の概要 127
（３）福島第二原発の被害状況 131
（４）地震発生から津波到達までの状況及びこれに対する対処（3 月 11 日 14 時 46 分頃から同日 15 時 22 分頃までの間） 136
（５）津波到達以降の 3 月 11 日の状況及びこれに対する対処（3 月 11 日 15 時 22 分頃以降） 140
（６）3 月 12 日の状況及びこれに対する対処 159
（７）3 月 13 日以降の状況及びこれに対する対処 170
（８）福島第一原発及び福島第二原発における事故対処の状況と比較 174

Ⅲ　災害発生後の組織的対応状況
１　原災法、防災基本計画等に定められた災害対応 191
２　事故発生後の国の対応 191
（１）国の対応の概観（官邸 5 階等における対応を含む。） 191
（２）保安院の対応 199
（３）官邸危機管理センター（緊急参集チーム）の対応 199
（４）安全委員会の対応 199
（５）他の政府関係機関等の対応 200
（６）福島第一原子力保安検査官の活動の態様 201

３　事故発生後の福島県の対応　201
４　事故発生後の東京電力の対応　202
（１）地震発生直後の東京電力本店及び福島第一原発の対応　202
（２）福島原子力発電所事故対策統合本部の設置　202
５　事故発生後のオフサイトセンターの対応　208
（１）地震発生直後のオフサイトセンターの状況　208
（２）オフサイトセンターにおける活動の態様　208
（３）オフサイトセンター（現地対策本部）の福島県庁への移転　208
（４）原災本部長権限の現地対策本部長への一部委任　209

Ⅳ　福島第一原子力発電所における事故に対し主として発電所外でなされた事故対処
１　環境放射線モニタリングに関する状況　213
（１）事故発生以前の環境放射線モニタリングの態勢及び事故直後の状況　213
（２）モニタリングに関する役割分担の整理とその後の拡充の状況　214
２　SPEEDI 情報の活用及び公表に関する状況　217
（１）SPEEDI システムの概要等　217
（２）3 月 15 日以前の SPEEDI の活用・公表の状況　219
（３）SPEEDI 計算結果と福島第一原発事故に関する避難措置との関係　219
（４）3 月 16 日以降の SPEEDI の活用・公表　225
３　住民の避難　228
（１）事故初期における避難措置の決定、指示・伝達及び実施　228
（２）福島第一原発から半径 20km 圏内の病院等における避難状況　233
（３）長期的な避難措置の決定、指示・伝達及び実施　241
（４）各市町村における避難状況　241
（５）緊急時避難準備区域の解除　242
（６）福島第二原発に係る原子力緊急事態解除宣言　242
（７）新たな避難区域の設定措置　242

4　被ばくへの対応　245
（１）放射線についての基準　245
（２）作業員の緊急時の被ばく線量限度　245
（３）東京電力における放射線管理態勢　246
（４）公務員の緊急時の被ばく線量限度　254
（５）住民の被ばく　254
（６）緊急被ばく医療機関の被災　259
5　農畜水産物等や空気・土壌・水への汚染　260
（１）飲食物の汚染とその対応　260
（２）土壌等の汚染　267
（３）海水・プール等の汚染　270
（４）福島原子力発電所構内の汚染物質の拡散防止措置　270
6　汚染水の発生・処理に関する状況　271
（１）汚染水への対応に関する経緯　271
（２）高濃度汚染水の浄化処理　271
7　放射性物質の総放出量の推定及び国際原子力・放射線事象評価尺度（INES）　274
（１）総放出量の推定　274
（２）INES　275
8　国民に対する情報提供に関して問題があり得るものの事実経緯　275
（１）福島原発事故に係る広報態勢　275
（２）炉心に関する保安院の説明の変遷　276
（３）炉心に関する東京電力の説明　281
（４）東京電力の広報と国側の関わり　281
（５）３号機原子炉の状況に関する広報　282
（６）統合本部合同記者会見　284
（７）テルル等の放射性核種検出に関する公表　284
（８）「直ちに」との表現　284
（９）不測事態シナリオ　285
9　国外への情報提供に関して問題があり得るものの事実経緯　287

（１）各国に対する情報提供 287
（２）汚染水の海洋放出についての情報提供の状況 290
10　諸外国及び IAEA 等国際機関との連携 292
（１）米国等との連携状況 292
（２）各国からの援助提供とそれらに対する対応 292
（３）各国の避難状況 294
（４）IAEA との連携 296

Ⅴ　事故の未然防止、被害の拡大防止に関連して検討する必要がある事項
１　国際原子力機関（IAEA）の安全基準 297
２　日本海溝沿いの地震津波に関する科学的知見等 302
（１）東北地方太平洋沖地震発生以前の日本海溝沿いの地震津波に関する地震学者の考え方 302
（２）中防専門調査会報告において長期評価の提唱する津波地震が防災対策の検討対象から除外された経緯 305
（３）長期評価の改訂に当たり東京電力より要請された表現ぶりの見直しへの対応 307
３　シビアアクシデントに対する対策の在り方 308
（１）地震を起因とした確率論的安全評価（PSA）の技術水準 309
（２）地震等の外的事象を対象とした AM の導入を行うに至らなかった背景等 312
（３）全交流電源喪失事象（SBO） 322
４　原子力災害対応体制の検討経緯 330
（１）原子力災害対策特別措置法策定時の議論 330
（２）防災対策を重点的に充実すべき地域の範囲（EPZ）等の考え方 332
（３）原子力災害と大規模自然災害の同時期発生への対処 336
５　国際法・国際基準関係 338
（１）国際基準と国内基準との調和の取組 338
（２）国際機関等による規制当局・事業者のレビュー 342
６　原子力安全規制機関としての組織体制 353

（１）保安院の規制当局としての在り方　353
（２）安全委員会の規制関係機関としての在り方　358

Ⅵ　総括と提言
はじめに　361
１　主要な問題点の分析　363
（１）事故発生後の東京電力等の対処及び損傷状況に関する分析　363
（２）事故発生後の政府等の事故対処に関する分析　366
（３）被害の拡大防止策に関する分析　374
（４）事故の未然防止策や事前の防災対策に関する分析　396
（５）原子力安全規制機関等に関する分析　399
（６）東京電力に関する分析　401
（７）IAEA 基準などとの国際的調和に関する分析　406
２　重要な論点の総括　408
（１）抜本的かつ実効性ある事故防止策の構築　408
（２）複合災害という視点の欠如　410
（３）求められるリスク認識の転換　412
（４）「被害者の視点からの欠陥分析」の重要性　414
（５）「想定外」問題と行政・東京電力の危機感の希薄さ　418
（６）政府の危機管理態勢の問題点　423
（７）広報の問題点とリスクコミュニケーション　424
（８）国民の命に関わる安全文化の重要性　426
（９）事故原因・被害の全容を解明する調査継続の必要性　429
３　原子力災害の再発防止及び被害軽減のための提言　432
（１）安全対策・防災対策の基本的視点に関するもの　433
（２）原子力発電の安全対策に関するもの　434
（３）原子力災害に対応する態勢に関するもの　435
（４）被害の防止・軽減策に関するもの　436
（５）国際的調和に関するもの　439
（６）関係機関の在り方に関するもの　439

（７）継続的な原因解明・被害調査に関するもの　441

委員長所感　443

This page intentionally left blank.

凡　　例

1　日付は、特に断りがない限り、平成23年の日付である。

2　時刻は24時間制で表記している。

3　人物の役職・肩書及び組織等の名称は、特に断りがない限り、当時のものである。

4　本文中で「資料」として参照しているものは、別冊の資料編に編綴している。

5　略語・英略語は、本文中で定義しているが、別冊の資料編末尾にも略語表・英略語表を登載している。

This page intentionally left blank.

Ⅰ　はじめに

1　当委員会の概要

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（以下「福島第一原発」という。）及び福島第二原子力発電所（以下「福島第二原発」という。）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。

福島第一原発からは、大量の放射性物質が放出されて、発電所から半径 20km 圏内の地域は、警戒区域として原則として立入りが禁止され、半径 20km 圏外の一部の地域も、計画的避難区域に設定されるなどした。平成 24 年 4 月以降、一部の地方自治体について、警戒区域及び避難指示区域の見直し等が実施されているが、これまでに 11 万人を超える住民が避難し、現在も、多くの住民が避難生活を余儀なくされている状況にある。また、放出された放射性物質は、福島県だけでなく、東日本の広範な地域に拡散し、放射能汚染の問題は、子どもを含めた多くの人々に健康への影響に対する不安を与え、農畜水産物の生産者等に甚大な被害をもたらすとともに、消費者の不安も招くなど、国民生活に、極めて広範かつ深刻な影響を及ぼしている。さらに、今回の事故は、近隣諸国のみならず、広く世界の国々に衝撃を与え、特に、汚染水の海洋放出は、近隣諸国を始めとする国際社会から厳しい目を向けられることとなった。

当委員会は、今回の事故の原因及び事故による被害の原因を究明するための調査・検証を、国民の目線に立って開かれた中立的な立場から多角的に行い、被害の拡大防止及び同種事故の再発防止等に関する政策提言を行うことを目的として、平成 23 年 5 月 24 日の閣議決定により設置された。

当委員会は、委員長の畑村洋太郎（東京大学名誉教授、工学院大学教授）以下、内閣総理大臣により指名された 10 名のメンバーで構成され、さらに、専門的、技術的事項について助言を得るため、委員長の指名により 2 名の技術顧問を置いた。また、調査・検証を補佐する事務局には、事務局長以下の各府省庁出身者のほか、社会技術論、原子炉過酷事故解析、避難行動等の分野の専門家 8 名を配置し、専門家をチーム長として、三つの調査・検証チームを設置した[1]。

1　調査・検証チームとして、事故前の背景事情等の調査・検証を担当する「社会システム等検証チーム」、事故原因の技術的問題点等の調査・検証を担当する「事故原因等調査チーム」、避難等の各種措置の適否等の調査・検証を担当する「被害拡大防止対策等検証チーム」の三つを設置した。

今回の事故に関する調査・検証は、事故の当事者である東京電力や、規制当局である経済産業省原子力安全・保安院（以下「保安院」という。）等によっても行われており、また、政府の原子力災害対策本部から、国際原子力機関（IAEA）に対して日本国政府の報告書も提出されているが、当委員会は、これらとは別に、従来の原子力行政から独立した立場で、技術的な問題のみならず制度的な問題も含めた包括的な検討を行うことを任務として調査・検証を行った[2,3]。

2　当委員会の活動状況

当委員会は、平成23年6月7日に第1回委員会を開催して調査・検証に着手し、同年12月26日の第6回委員会において中間報告を取りまとめた。中間報告は、調査・検証の途中段階のものではあるが、今回の事故に対する国内外の関心の高さや、関係機関における事故の教訓を踏まえた取組の進行状況を考慮し、それまでに明らかになった事実関係をできる限り詳細に記述するとともに、事故発生後の政府諸機関の対応の問題点、福島第一原発における事故後の対応に関する問題点、被害の拡大を防止する対策の問題点、事前の津波・シビアアクシデント対策の問題点等について可能な範囲で考察を加え、緊急事態応急対策拠点施設（オフサイトセンター）の機能維持、モニタリングの運用改善、緊急時迅速放射能影響予測ネットワークシステム（SPEEDI）の活用、住民避難への備え、原子力安全規制機関の在り方といった事柄について、幾つかの提言を行った。この中間報告については、平成24年1月20日、福島県内の地方自治体関係者の出席を得て説明会を開催した。また、当委員会は、調査・検証の内容を国際的な関心に応えるものにするため、同年2月24日、25日の両日にわたって開催した第8回委員会において、海外5か国（アメリカ合衆国、フランス、スウェーデン、大韓民国、中華人民共和国）から、国際的に著名な原子力、放射線等の専門家

なお、発足当初は、これらのチームにおける検討状況を踏まえつつ「法規制のあり方の検討チーム」の整備を検討することとしていたが、三つのチームの検討の過程で法規制の在り方の問題も十分取り上げることができると判断されたため、新たなチームとしては設けないこととした。

2　当委員会の基本方針、調査・検証の対象については中間報告Ⅰ3及び5参照。

3　今回の事故については、当委員会のほか、平成23年9月30日に可決・成立した東京電力福島原子力発電所事故調査委員会法により、国会に東京電力福島原子力発電所事故調査委員会が設置され、同委員会は、平成24年7月に「報告書」を取りまとめた。また、民間においても、一般財団法人日本再建イニシアティブが福島原発事故独立検証委員会を設立し、同委員会は、同年2月に「調査・検証報告書」を取りまとめた。

を招へいして、中間報告を基に最終報告に向けた調査・検証について意見交換を行った[4]。当委員会は、このような意見交換の結果も踏まえて更に調査・検証を進め、同年7月23日の第13回委員会においてこの最終報告を取りまとめた。

また、当委員会は、事故現場である福島第一原発及び福島第二原発のほか、主として地震・津波対策について検討するため、日本原子力発電株式会社東海第二発電所、東北電力株式会社女川原子力発電所、同社原町火力発電所、中部電力株式会社浜岡原子力発電所及び東京電力柏崎刈羽原子力発電所の視察を行った。このほか、今回の原子力災害で被災した地方自治体のうち、福島県大熊町、双葉町、浪江町、南相馬市及び飯館村の各首長並びに浪江町から避難している住民からの意見聴取を行い、仮設住宅の視察を行った。

当委員会では、主として事務局を通じ[5]、東京電力、保安院、原子力安全委員会を始めとする関係事業者、関係機関から資料の提出を受けてこれを分析するとともに、これらの役職員、構成員や、菅直人前内閣総理大臣を始めとする事故発生当時の閣僚、更には学識経験者等も含めて幅広く関係者のヒアリングを行った。これまでにヒアリングを行った関係者の人数は772名、総聴取時間は概算で1,479時間に上っている。当委員会は、相手方の協力の下で調査・検証を行ってきたが、関係者からは必要な協力を得ることができた。

3　最終報告と中間報告の関係

前記2のとおり、中間報告は、それまでの調査・検証によって明らかになった事実関係をできる限り詳細に記述し、一部、評価・提言も盛り込んだ内容となっているが、他方、中間報告の段階では調査が未了で取り上げることができなかった事項や、中間報告で取り上げたものの、最終報告に向けて更なる調査・検証を要する事項なども少なくなかった。当委員会は、中間報告後、このような事項について調査・検証を行い、この最終報告を取りまとめた。この最終報告は、中間報告と一体となるものであり、

4　国際専門家として、リチャード・A・メザーブ氏（アメリカ合衆国原子力規制委員会元委員長）、アンドレ・クロード・ラコステ氏（フランス原子力安全機関長官）、ラーシュ・エリック・ホルム氏（スウェーデン保健福祉庁長官）、張 舜興（チャン・スンフン）氏（韓国科学技術院教授）、柴 国旱（チャイ・グゥオハン）氏（中華人民共和国環境保護部核・放射線安全センター主任技師）を招へいした。国際専門家の意見・助言の要旨については資料編の参考資料を参照されたい。

5　事故発生当時の閣僚等の重要な関係者のヒアリングは、委員、技術顧問も参加して行った。

主として、中間報告後の調査・検証の結果を記述しており、特段の必要がない限り、中間報告と同一の内容は改めて記述していない。ただし、中間報告で取り上げた事項であっても、その後の調査・検証の結果、中間報告の記述について加筆が必要となった場合は、中間報告を適宜引用しつつ、当該事項について改めて記述している。

この最終報告の構成を、中間報告との関係にも触れながらごく簡単に説明しておく。

本章に続くⅡ章では、福島第一原発及び福島第二原発における被害状況と事故対処について記述している。福島第一原発における被害の概要等については中間報告Ⅱ章で取り上げ、同原発における事故対処については1号機から4号機を中心に中間報告Ⅳ章で詳述したところである。最終報告では、福島第一原発1号機から3号機の主要な施設・設備の被害状況について、事態の進展に伴う損傷の拡大状況に関する分析も含めて改めて詳述するとともに、同原発1号機、3号機及び4号機の原子炉建屋の水素ガス爆発等に関する検討を行った。さらに、中間報告の段階では調査・検証が未了であった同原発5号機及び6号機における事故対処、同原発の外部電源復旧状況や、福島第二原発における事故対処の状況についても記述した。

Ⅲ章では、原子力災害発生後の国等の組織的対応状況を概観している。これついては中間報告Ⅲ章で取り上げたところであるが、最終報告では、中間報告Ⅲ章の構成を踏襲しつつ、中間報告後の調査・検証の結果を踏まえて一部加筆を行った。中間報告との対応関係を明確にするため、中間報告の記述から変更のない項目についても見出しと中間報告の該当箇所を掲げた。

Ⅳ章では、主として発電所外でなされた被害拡大防止のための対処として、環境放射線モニタリング、SPEEDI、住民の避難等について事項ごとに記述している。これらについては中間報告Ⅴ章で取り上げたところであるが、最終報告では、中間報告Ⅴ章の構成を踏襲しつつ、中間報告後の調査・検証の結果を踏まえて一部加筆を行った。Ⅲ章と同様に、中間報告の記述から変更のない項目についても見出しと中間報告の該当箇所を掲げた。

Ⅴ章では、事故の未然防止、被害の拡大防止に関連して検討する必要がある事項について記述しているが、これは中間報告Ⅵ章と一体となるものである。中間報告では、地震対策、津波対策の在り方、シビアアクシデント対策の在り方、複合災害時の原子力災害対応等について記述した。最終報告では、中間報告の記述に関連して、日本海溝沿いの地震・津波に関する科学的知見、シビアアクシデント対策の在り方等につい

て記述したほか、原子力災害対応体制の検討経緯、国際法・国際基準関係について記述した。

Ⅵ章では、Ⅱ章からⅤ章までに現れた主要な問題点に分析を加えた上、「抜本的かつ実効性ある事故防止対策の構築」「複合災害という視点の欠如」「『被害者の視点からの欠陥分析』の重要性」などとして、重要な論点９項目の総括を行い、あわせて、原子力災害の再発防止及び被害軽減のための当委員会の提言を七つのカテゴリーに分類して掲載した。提言については、中間報告におけるものも再掲した。

This page intentionally left blank.

Ⅱ　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被害状況と事故対処

1　福島第一原子力発電所１号機から３号機における主要な施設・設備の被害状況

（1）はじめに

中間報告Ⅱ３では、冷温停止に向けてプラント制御をする上で重要な機能を有する施設・設備について、被害の概要を述べた。

その後、当委員会では、福島第一原子力発電所（以下「福島第一原発」という。）の各号機のプラント関連パラメータ、アラームタイパ、過渡現象記録装置データ、記録計チャート、当直引継日誌及びメモ書きその他の客観的な資料を精査するとともに、東京電力株式会社（以下「東京電力」という。）、プラントメーカー及び独立行政法人原子力安全基盤機構（JNES）その他の関係者からヒアリングを実施するなどして調査を進め、これらの調査の結果判明した事実に基づき、特に、1～3 号機について、主要な施設・設備が本来有する機能の喪失の有無、程度及び時期等を動態的に捉えた検証を行った。検証対象とした主要な施設・設備には、原子炉圧力容器（以下「圧力容器」という。）、原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）のほか、非常用復水器（IC）、原子炉隔離時冷却系（RCIC）及び高圧注水系（HPCI）といった冷却・注水用設備がある。

かかる検証は、多岐にわたる膨大なものとなったため、その詳細については資料Ⅱ-1-1 に掲載することとし、ここでは、まず、主要な施設・設備の被害状況を検証する上で必要不可欠な計装機器の仕組み等について検討するとともに、炉心状態に関する解析一般について総括的に言及した上、各号機ごとに主要な施設・設備の被害状況に関する結論部分のみを記すこととした。

各結論に至る根拠については、資料Ⅱ-1-1 に詳しく記載しているので、必要に応じて参照されたい。

（2）主要計装機器の仕組み等

a　意義

圧力容器や格納容器の健全性を検証するに当たって、各号機のプラント関連パラメータに記録された原子炉水位や原子炉圧力、ドライウェル（D/W）圧力及び圧力抑制室（S/C）圧力等の数値は、当時の各号機の状態を推知せしめるものとして重要な意味をもつ。

もっとも、これらのデータ数値は、ある時点において各計装機器によって計測された値の集合体である。そうすると、各計装機器が正しい値を示さなくなっているにもかかわらず、その指示値を絶対的なものとして取り扱えば、当時の各号機の状態を見誤り、圧力容器や格納容器の健全性に関する正確な検証ができなくなるおそれがある。反対に、さしたる根拠もなく、その指示値を信用できないとして切り捨てることも、圧力容器や格納容器の健全性を検証する上で、数少ない重要な手がかりを自ら放棄するに等しい。

そこで、各計装機器の仕組みを知り、いかなる場合にどのような誤計測、誤表示が生じ得るのかについて理解することは、各プラント関連パラメータを正確に読み取り、圧力容器や格納容器の健全性に関する検証を実施する上での大前提となる。

それにとどまらず、この点についての理解を深めることにより、各プラント関連パラメータの推移からうかがわれる計装機器の誤計測、誤表示の原因を解明する手掛かりが得られ、その原因が圧力容器や格納容器の状態に関わる場合には、その原因の解明こそが、圧力容器や格納容器の状態を推知せしめ、その健全性を検証する上で極めて重要な手掛かりとなる。

ここに、主要計装機器の仕組みや誤計測、誤表示の原因を論じることの意義がある。

b　主要計装機器の仕組み

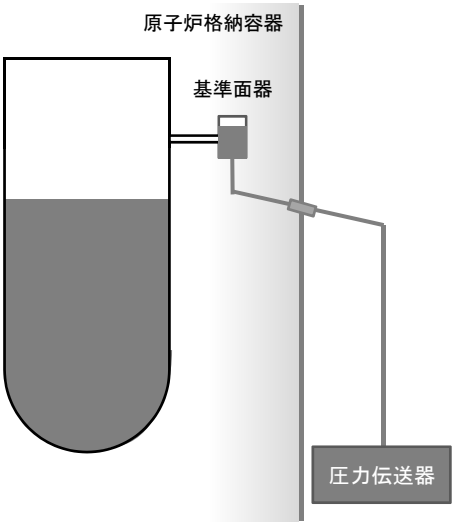
（a）原子炉圧力計

① 原子炉圧力計は、圧力容器を貫通し、圧力容器外側（格納容器内側）に備え付けられた基準面器から計装用配管（以下「基準面器側配管」という。）を通じて、原子炉建屋（R/B）内にある計装ラック内に設置された圧力伝送器内の隔液ダイアフラムにかかる水圧を測定し、基準面器水面（以下「基準面」という。）から圧力伝送器までの水頭圧[1]を差し引いて原子炉圧力に換算するものである。

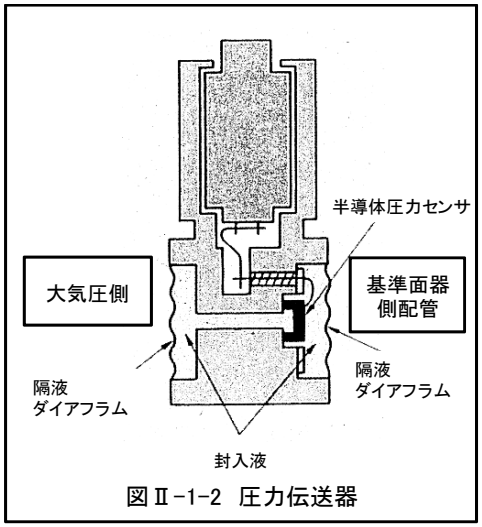
---

[1] 基準面から圧力伝送器までの水頭圧については、基準面器側配管及び圧力伝送器の設置状況によって異なっており、今回の事故対処に用いられた原子炉圧力計のうち、1 号機及び 3 号機のものが 90kPa abs、2 号機のものが 97kPa abs となっている。

この原子炉圧力計は、ゲージ圧（絶対圧と大気圧との差圧）を計測するものであるため、実際には、圧力伝送器内で測定した圧力は、基準面器側配管の圧力（絶対圧）から大気圧を差し引いた値として換算される（図Ⅱ-1-1 及び 2 参照）。



図Ⅱ-1-1 原子炉圧力計の概要



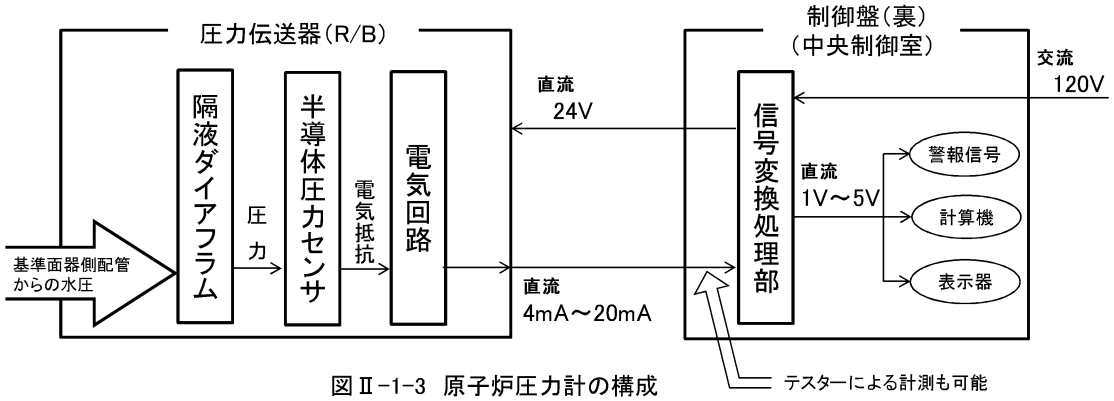
図Ⅱ-1-2 圧力伝送器
株式会社日立製作所のカタログを基に作成

基準面器は、原子炉水位計と共通のものが用いられており、1 号機から 3 号機まで、いずれも有効燃料頂部（TAF）+5,000mm よりやや上方に、圧力容器から基準面器に圧力容器内雰囲気を取り込む配管が設けられており、原子炉圧力の変化に応じて、圧力伝送器内にある隔液ダイアフラムにかかる水圧に変化が生じることになる。

② そして、圧力伝送器内において、基準面から基準面器側配管を通じて隔液ダイアフラムにかかる水圧から大気圧を差し引いた差圧に応じて、半導体圧力センサによって電気抵抗に変換され、電気回路において増幅された後、最小 4mA、最大 20mA 直流の電流に変換・出力される。

この直流電流が、圧力伝送器から中央制御室制御盤裏にある信号変換処理部に電気回線を通じて送られて信号変換処理され、最小 1V、最大 5V の電圧に変換される。そして、かかる電圧の大小変化に応じて、一定の電圧に達した場合に「原子炉圧力高」等の警報信号が発信されたり、原子炉圧力の数値に換算して計算機に記録されたり、表示器に原子炉圧力として表示されたり

することになる（図Ⅱ-1-3 参照）。



図Ⅱ-1-3 原子炉圧力計の構成

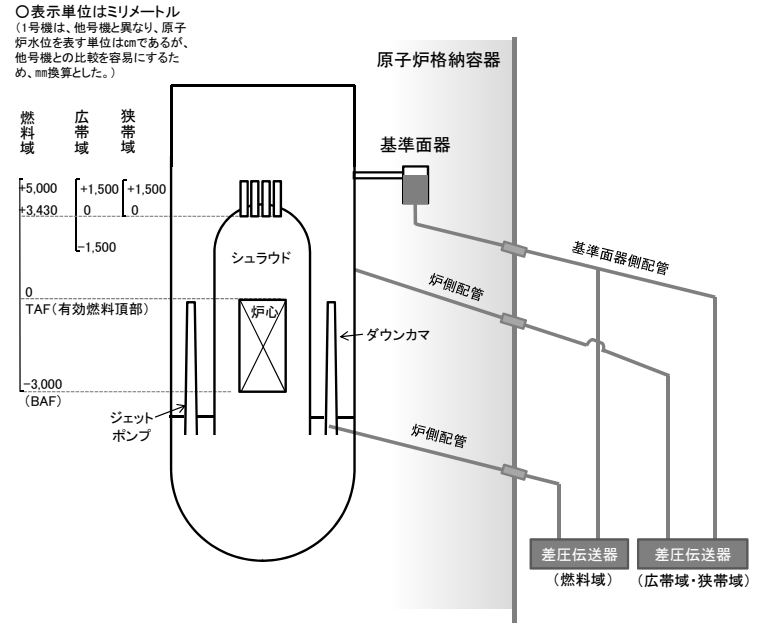
③ 圧力伝送器は、各号機 R/B 内の計装ラックに設置されているが[2]、同計装ラックには、直接読み取り可能な指示計も設けられている。直接読み取り可能な指示計は、圧力伝送器に接続される基準面器側配管から分岐した配管に指示計が直接接続され、同配管内の水が、指示計内部にあるブルドン管内に入り、その水圧に応じてブルドン管が伸縮し、その伸縮に応じて計測用の針が動く仕組みであり、電源を必要としない。

（b）原子炉水位計

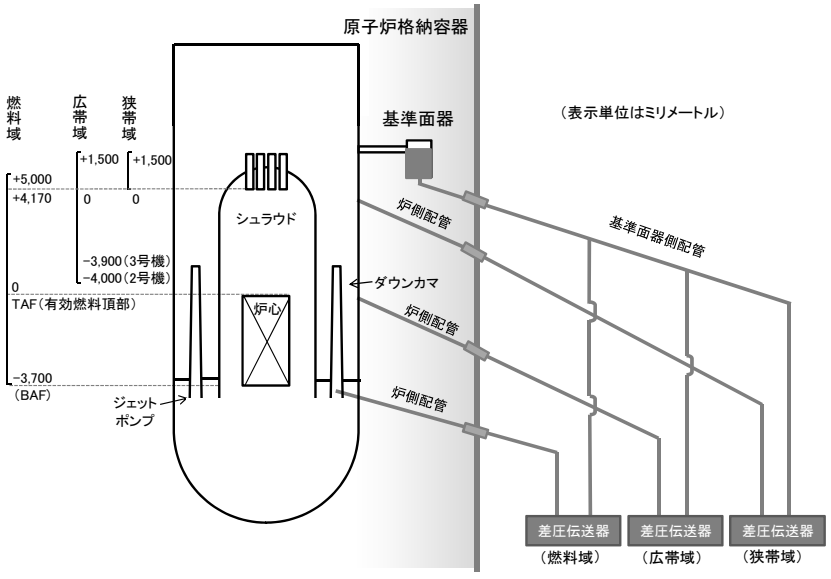
① 原子炉水位計は、圧力容器下部の炉側計装配管（以下「炉側配管」という。）を通じて送られる水の圧力（以下「炉側配管圧力」という。）から、基準面器から基準面器側配管を通じて差圧伝送器に送られる水の圧力（以下「基準面器側配管圧力」という。）を差し引いた値を計測し、その差圧の大小に応じて、原子炉水位に変換、表示するものである。原子炉水位計の主なものとしては、測定範囲によって、広帯域、狭帯域、燃料域及び停止域を計測するものがある。いずれの測定範囲の原子炉水位計も、基準面器については、1 号機から 3 号機まで、TAF+5,000mm よりやや上方に、圧力容器から基準面器へ圧力容器内雰囲気を取り込む配管が設けられている。他方、炉側配管入口は、圧力容器内に直接設置され、それぞれ広帯域、狭帯域、燃料域及び停

[2] 例えば、1 号機で用いられた原子炉圧力計（A 系）の圧力伝送器であれば R/B2 階格納容器の北西脇に設置されている。

止域の測定範囲下限のやや下方に取り付けられている（図Ⅱ-1-4 及び 5 参照）。



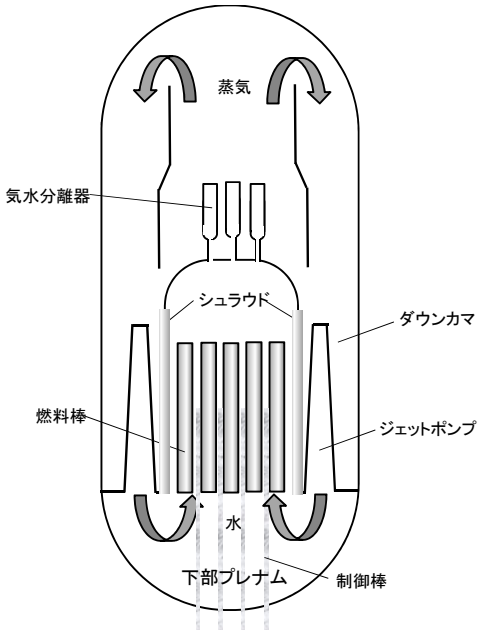
図Ⅱ-1-4 原子炉水位計の概要（1 号機）



図Ⅱ-1-5 原子炉水位計の概要（2 号機及び 3 号機）

これらの測定範囲の異なる原子炉水位計のうち、燃料域水位計は、比較的低レンジの原子炉水位を計測するところ、低レンジでは、圧力容器内の炉内構造物の影響を受け、燃料が蔵置されているシュラウド内と、シュラウド外側のダウンカマ部との間で水位が異なってくる。そこで、燃料域水位計は、

燃料の露出の有無、程度を可能な限り把握できるように、比較的シュラウド内水位の影響を受けやすく、かつ、シュラウド内の発泡による水位上昇分を差し引いた実際の水位に近いとされるジェットポンプ内に炉側配管入口を設けている[3]。また、この炉側配管入口の取付け位置は、有効燃料下端（BAF）よりやや下方とされている（前掲図Ⅱ-1-4 及び 5 並びに図Ⅱ-1-6 参照）。



図Ⅱ-1-6 原子炉圧力容器（シュラウド、ダウンカマ）

なお、BAF は、1 号機が TAF-3,000mm、2 号機及び 3 号機が TAF-3,700mm である。

② 原子炉水位計によって、炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた値の範囲は異なる。

通常、実際の原子炉水位は、基準面器水位よりも低いため、炉側配管圧力の方が基準面器側配管圧力よりも小さくなる。

したがって、差圧伝送器で計測する炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた値は負の値となる。原子炉水位が低下すれば、炉側配管圧力は小さくなるので、炉側配管圧力と基準面器側配管の差圧は、より絶対値の大きな負の値で示される。

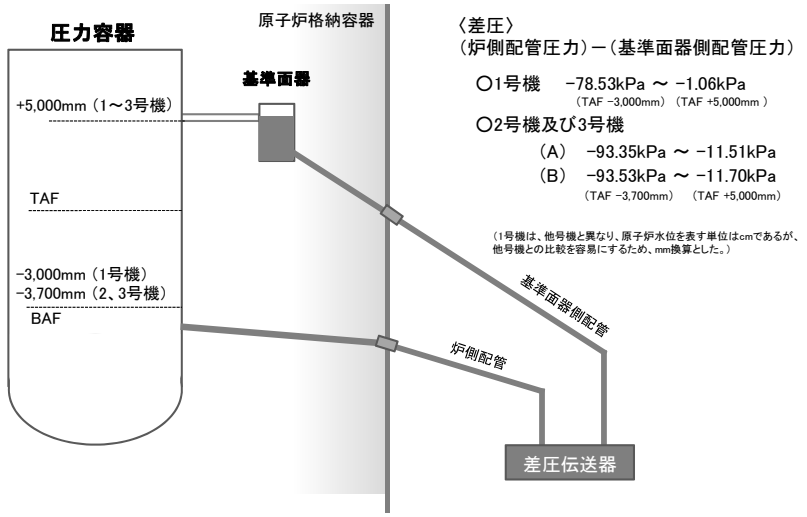
1 号機の現場対処で実際に用いられた原子炉水位計（燃料域）について言えば、炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた値は-78.53kPa から-1.06kPa までとなり、この差圧を原子炉水位（燃料域）に換算すると、それぞれ TAF-3,000mm から+5,000mm までとなり[4]、これが、この原子炉水

---

[3] これに対し、広帯域、狭帯域及び停止域の原子炉水位計の炉側配管は、圧力容器ダウンカマ部に炉側配管入口が設けられている。

[4] 1 号機は、他号機と異なり、原子炉水位を表す単位が cm であるが、他号機との比較を容易にするた

位計の測定範囲となる（図Ⅱ-1-7 参照）。



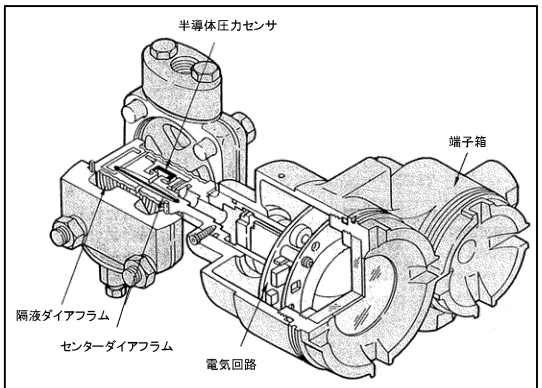
図Ⅱ-1-7　原子炉水位計（燃料域）の差圧

また、2 号機の現場対処で実際に用いられた原子炉水位計（燃料域）には、差圧伝送器、基準面器側配管及び炉側配管の位置関係によって二つのタイプがある。その一つは、炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた値として-93.35kPa から-11.51kPa まで測定し、もう一つは、炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた値として-93.53kPa から-11.70kPa まで測定する。これらの測定値を原子炉水位（燃料域）に換算すると、それぞれ TAF-3,700mm から+5,000mm までとなり、これが、これらの原子炉水位計の測定範囲となる（前掲図Ⅱ-1-7 参照）。

さらに、3 号機の現場対処で実際に用いられた原子炉水位計（燃料域）についても、2 号機と同様に、差圧伝送器、基準面器側配管及び炉側配管の位置関係によって二つのタイプがある。その一つは、炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた値として-93.35kPa から-11.51kPa まで測定し、もう一つは、炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた値として-93.53kPa から-11.70kPa まで測定する。これらの測定値を原子炉水位（燃料域）に換算すると、それぞれ TAF -3,700mm から+5,000mm までとなり、これが、これらの原子炉水位計の測定範囲となる（前掲図Ⅱ-1-7 参照）。

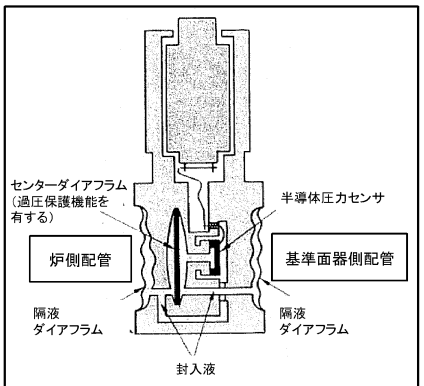
め、mm 換算とした。

③　差圧伝送器は、各号機 R/B 内に設置され[5]、基準面器側配管及び炉側配管を通じて、異なる隔液ダイアフラムによって炉側配管圧力及び基準面器側配管圧力を計測し、炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた値が、半導体圧力センサによって電気抵抗に変換され、電気回路において増幅された後、最小 4mA、最大 20mA 直流の電流に変換・出力される（図Ⅱ-1-8 及び 9 参照）。



図Ⅱ-1-8　差圧伝送器の形状及び内部構造

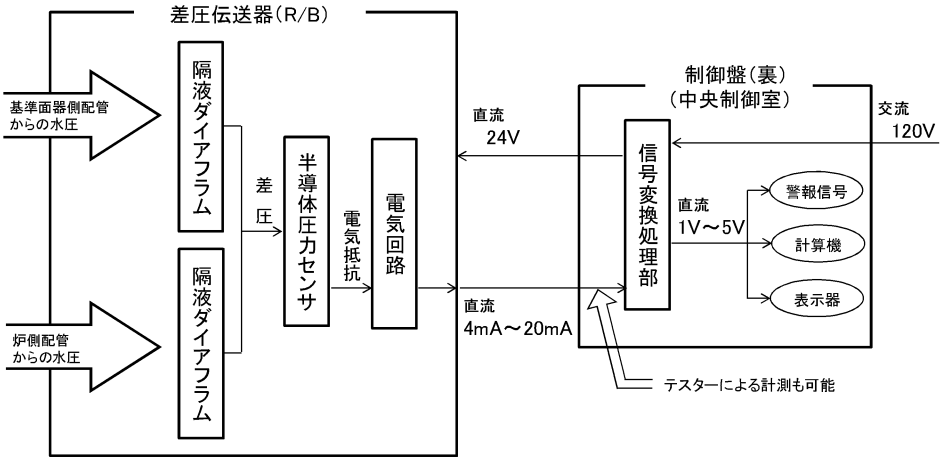
株式会社日立製作所のカタログを基に作成



図Ⅱ-1-9　差圧伝送器

株式会社日立製作所のカタログを基に作成

この直流電流が、圧力伝送器から中央制御室制御盤裏にある信号変換処理部に送られ、最小 1V、最大 5V の電圧に変換され、これが原子炉水位に換算、表示等されることになる（図Ⅱ-1-10 参照）。

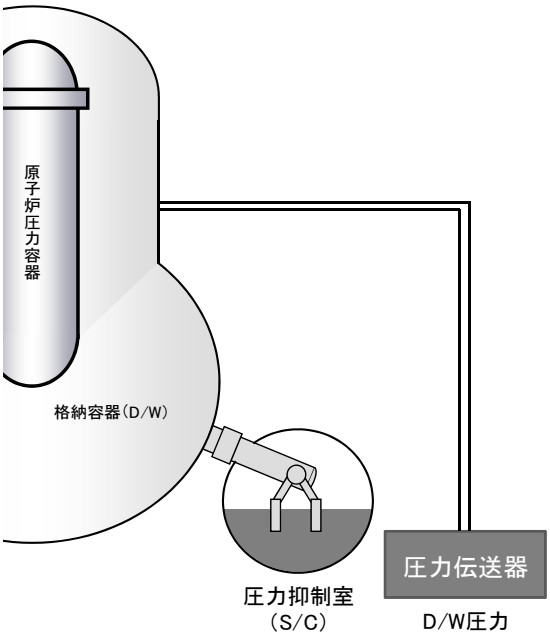


図Ⅱ-1-10　原子炉水位計の構成

5　例えば、1 号機燃料域水位計の場合、R/B1 階格納容器の北北西脇に設置されている。

（c）D/W 圧力計

D/W 圧力計は、格納容器内側の検知地点から直接計装配管を通じて圧力伝送器[6]に送られた D/W 内雰囲気圧力を、圧力伝送器内の隔液ダイアフラムで計測する（図Ⅱ-1-11 参照）。



図Ⅱ-1-11 D/W 圧力計

そして、圧力伝送器内において、この計測された圧力が半導体圧力センサによって電気抵抗に変換・増幅された後、最小 4mA、最大 20mA 直流の電流に変換・出力され、圧力伝送器から中央制御室制御盤裏にある信号変換処理部に送られる。その後、これが信号変換処理され、最小 1V、最大 5V の電圧に変換され、D/W 圧力として換算後、「D/W 圧力高」等の警報信号等が発信されたり、計算機や表示器に表示されたりすることになる。

また、かかる電気系統を用いることなく、直接読み取り可能な D/W 圧力計も、各号機 R/B 内計装ラックに設けられている。これは、圧力伝送器に接続される計装配管から分岐して配管に指示計が直接接続され、D/W 内雰囲気が同配管内を通じて指示計内部にあるブルドン管内に入り、その圧力に応じてブルドン管が伸縮し、その伸縮に応じて計測用の針が動く仕組みであり、電源を必要としない。

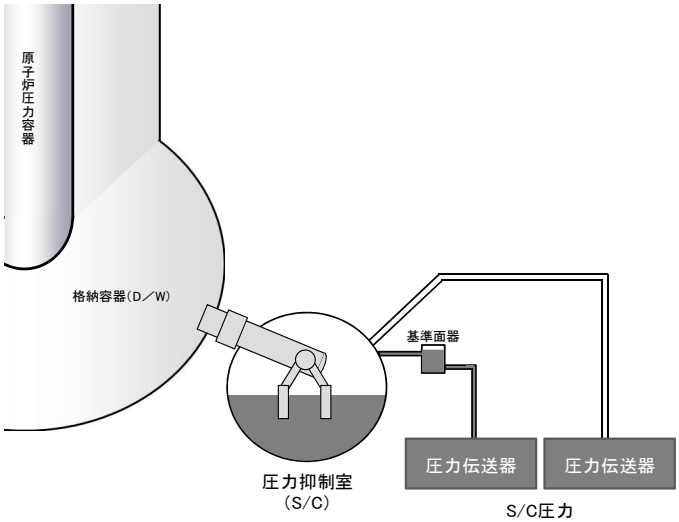
（d）S/C 圧力計

S/C 圧力計には、電気系統を用いるものとして二つのタイプがある。その一つは、S/C 気相部に備え付けられた基準面器から基準面器側配管を通じて圧力伝送器に送られる水の圧力が原子炉圧力計と同様の方法で電気抵抗に変換さ

---

6 各号機 R/B 内の計装ラックに設置されている。

れるなどして、中央制御室の計装指示器で読み取り可能となるものである。もう一つは、S/C 気相部に備え付けられた計装配管を通じて送られる S/C 気相部内雰囲気圧力を、D/W 圧力計と同様の方法で電気抵抗に変換するなどして、中央制御室の計装指示器で読み取り可能となるものである。両者の違いは、基準面器を用いて水圧を計測するか、又は基準面器を用いることなく直接S/C気相部内雰囲気圧力を計測するかという点にある（図Ⅱ-1-12参照）。



図Ⅱ-1-12 S/C 圧力計

c 各計装機器の電源

前記ｂ記載の各計装機器の電源は、交流 120V 原子炉保護系分電盤等から交流を直流に変換して直流 24V 電源装置を用いることとしている。すなわち、直流 24V 電源装置から電源を供給できれば[7]、これを圧力伝送器や差圧伝送器まで電源供給し、この電源を用いて、圧力伝送器や差圧伝送器において計測した水圧や雰囲気圧力を電気抵抗へ変換・増幅して、中央制御室制御盤裏にある信号変換処理部等に送ることが可能となる。

ただし、読み取りのために必要な表示用計器の中には、かかる直流 24V の電源供給のみで表示可能なものもあれば、別途、交流 120V 電源による供給を要するものもある。後者の場合、交流 120V 電源が確保できなければ表示用計器による表示ができないが、それでも直流 24V の電源供給がなされている限り、圧力伝送器や差圧伝送器において計測がなされ、信号変換処理部までは計測された圧力に応じた電流が流れているので、テスターでその電流の大小やこれが変換された電圧の大小を計測して換算することによって計測可能となる。

---

7 全ての交流電源が喪失していたため、今回の事故対処においては、通常と異なり、合計 24V となるよう複数のバッテリーを接続して電源供給をした。

d　各計装機器において誤計測、誤表示が生じる要因

①　前記ｂ記載の各計装機器に用いられている圧力伝送器や差圧伝送器については、熱及び機械力による長期的な経年劣化や事故時雰囲気を考慮した長期健全性試験が実施されている。すなわち、圧力伝送器や差圧伝送器自体を最高温度100℃、最高圧力1.8kPa gage、蒸気雰囲気の中に38日間置いたところ、その後の耐水圧試験、絶縁抵抗測定試験、入出力試験いずれにおいても異常は認められなかったことが確認されており[8]、今回の事故当時、R/Bの内部自体がこのような雰囲気に置かれていたとまでは考え難いから、圧力伝送器や差圧伝送器自体の故障による誤計測、誤表示の可能性は低いと考えられる。

しかし、圧力伝送器や差圧伝送器自体に異常がなかったとしても、圧力容器や格納容器から計装用配管を通じて圧力伝送器や差圧伝送器内の隔液ダイアフラムにかかる圧力自体が、圧力容器や格納容器の状態を正しく反映するものでない場合には、誤計測、誤表示が生じ得るので、以下では、かかる場合について考察する。

②　まず、原子炉圧力計は、基準面器から基準面器側配管を通じて圧力伝送器内の隔液ダイアフラムにかかる水圧を計測し、その基準面から圧力伝送器までの水頭圧を差し引いて原子炉圧力を測定する。

基準面器内に基準面まで水位が確保されていれば、正しい原子炉圧力を測定できるが、基準面器内の水位が低下したり、基準面器側配管まで水位が落ち込んだりした場合には、現実には基準面水位が確保されているときよりも小さな水頭圧しかないのに、基準面水位が確保されていることを前提とした水頭圧分の数値を差し引くことになり、その結果、実際の水頭圧よりも過剰に差し引いた分だけ誤差が生じ、実際の原子炉圧力よりも小さな数値が測定されることになる。

基準面水位の低下によって生じる誤差は、最大でも基準面から圧力伝送器までの水頭圧に等しく、今回の現場対処に用いられた原子炉圧力計では、1号機

---

[8] かかる試験は、より過酷な状況に置かれる可能性の高い検出器部分ではなく、圧力伝送器や差圧伝送器に対するものであることに留意を要する。

及び 3 号機につき 90kPa、2 号機につき 97kPa にとどまる[9]。ただし、実際には、基準面器側配管内の水位低下が進んで格納容器外側に至れば、同配管周囲がなおも 100℃を超えるような状況にあることは考え難く、同配管内の水位低下が止まると考えるのが自然であるから、誤差は更に小さくなる。

③　原子炉水位計は、基準面器を用いており、基準面器内基準面まで水位が確保されていること及び炉側配管入口を上回る原子炉水位が確保されていることを前提として、下部の炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた値を測定し、その測定値を原子炉水位に換算して計測するものである。

したがって、原子炉水位計（燃料域）の場合、原子炉圧力計と異なり、差圧伝送器における測定可能範囲である約 80kPa の差圧[10]を、1 号機の場合には 8,000mm の範囲で、2 号機及び 3 号機の場合には 8,700mm の範囲で、それぞれ燃料域水位に換算することになり、仮に、差圧の誤差が 10kPa しかなくても、原子炉水位計の表示上、1,000mm 又はそれ以上の誤差が生じ得ることになる。

次に、原子炉水位計の仕組みから誤差が生じる要因について以下に述べる[11]。

まず、後に東京電力が 1 号機や 2 号機の基準面器への水張りを実施した際に、基準面器内及び基準面器側配管内の水位が、本来あるべき基準面よりも相当程度低下していたことが確認された。基準面器内の水位が低下したり、基準面器側配管まで水位が落ち込んだりした場合には、本来一定であるべき基準面器側配管圧力が小さくなる。

そうすると、炉側配管圧力と基準面器側配管圧力との間の差圧が小さくなるので、差圧伝送器における計測上、炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた値は、基準面まで水位が確保されている場合に比べて絶対値の小さな負の値となり、原子炉水位計は、実際の原子炉水位よりも高めに誤計測、誤表示することになる。

例えば、本来、基準面器側配管圧力が 90kPa abs であるのに、基準面器内水位が低下して基準面器側配管圧力が 80kPa abs となったのに対し、炉側配管圧力が 60kPa abs であったと仮定する。この場合、差圧伝送器の計測上、炉側配

9　資料Ⅱ-1-2 参照。

10　前記ｂ（ｂ）②記載のとおり、原子炉水位計（燃料域）は、差圧測定器による測定範囲の上限と下限の差がおおむね 80kPa あり、その差圧を原子炉水位（燃料域）に換算する。

11　資料Ⅱ-1-3 参照。

管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた値は、基準面まで水位が確保されていれば-30kPa であるのに、基準面器内水位が低下したために-20kPa となる。その結果、原子炉水位計は、基準面まで水位が確保されていれば、炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた値を-30kPa として原子炉水位に換算するはずであるのに、それよりも絶対値の小さい-20kPa として原子炉水位に換算することになり、原子炉水位を高めに表示することになる。

また、原子炉水位が炉側配管入口部分よりも下回った場合、その部分より下で原子炉水位が昇降しても、炉側配管を通じて差圧伝送器内の隔液ダイアフラムにかかる水圧に変化が生じることはない。この場合、差圧伝送器では、炉側配管内及び基準面器側配管内の各水位の水頭圧差を計測するにすぎないことになるから、実際の原子炉水位の挙動を全く反映しない差圧を、原子炉水位に換算して表示してしまうことになる。

さらに、上記二つの現象が重なって起こった場合、基準面器側配管及び炉側配管内の水位が低下していくが、いずれの配管も格納容器外壁付近で配管周囲の環境が高温状態を脱し、また、圧力容器内雰囲気の影響を受けにくくなるため、各配管内の水の蒸発が収まることが考えられる。

そうすると、その時点以降は、両配管の水位はほとんど変化を示さず、両配管を通じて差圧伝送器内の隔液ダイアフラムにかかる水圧もほとんど変化を示さなくなり、これらの差圧を換算して原子炉水位として示された指示値も、長時間にわたって変化を示さなくなるといった現象が起こると考えられる。

今回の事故における各号機のプラント関連パラメータを見ると、原子炉水位が長時間にわたって変化を示していない部分が複数認められるが、これは上記のような現象が生じていたためである可能性があり、これらの時間帯には既に原子炉水位が BAF を下回っていたことが疑われることになる。

④ 原子炉水位計につき、これらの現象が起こりやすいのは、圧力容器内の雰囲気及びその影響を受ける基準面器内の雰囲気が水を蒸発させやすい環境、すなわち原子炉圧力が減圧されて水の飽和温度が下がる場合や、計装用配管周囲の格納容器温度が上昇する場合である。具体的には、例えば、主蒸気逃し安全弁（SR 弁）を開いて急速減圧操作を実施した場合や炉心損傷が開始した場合等に起こりやすいと考えられる。

そして、地震発生後、津波到達までの間は、いまだ原子炉圧力が急激に減圧されたり、格納容器温度が急激に上昇したりして基準面器内の水が飽和しやすい環境にあったとまでは言い難く、原子炉圧力計、原子炉水位計、D/W 圧力計、S/C 圧力計といった主要な計装機器に、基準面器内水位の低下等に伴う誤差が生じる環境にはなかったと考えられる。したがって、地震発生後、津波到達までの間、これらの主要な計装機器によって計測された指示値を記録した記録計チャートその他のデータの信用性に疑いを差し挟むべき特段の事情は見当たらない。

これに対し、1 号機から 3 号機まで、いずれも事象が進展して炉心損傷が開始したり、SR 弁を開いて急速減圧するなどして圧力容器が低圧状態となったり、格納容器が高温状態となったりした場合には、基準面器内の水位が低下して原子炉圧力計や原子炉水位計が誤計測、誤表示をするに至った可能性がある。この場合、原子炉圧力計は、単純に基準面器側配管圧力から、基準面水位から圧力伝送器までの水頭圧を差し引いて原子炉圧力を測定する仕組みのため、最大でも、1 号機及び 3 号機の場合には 90kPa、2 号機の場合には 97kPa、実際よりも小さな指示値が表示される誤差が生ずるにとどまるが、原子炉水位計は、炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた値を原子炉水位に換算する仕組みであるため、基準面器内水位の低下によって、実際の水位よりも見かけの水位の方が数 m 程度高くなるほどの誤差が生じる可能性がある。

さらに、原子炉水位が炉側配管入口を下回るまで低下した場合、原子炉水位計は、炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた値、つまり、各配管内水位から差圧伝送器までの水頭圧差を原子炉水位に換算して表示し、実際の原子炉水位を全く反映しない数値を表示することになるため、原子炉水位計によって原子炉水位を把握することができなくなる。

また、これらの配管内の水が蒸発して水位の低下が進み、それぞれ格納容器の貫通部付近で蒸発が止まったような場合には、差圧伝送器の計測上も炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた値に変化が生じなくなるから、原子炉水位が全く変動を示さなくなるような現象も生じ得る。

すなわち、まず、1 号機から 3 号機の各燃料域水位計について、基準面器側配管と炉側配管がそれぞれ格納容器を貫通する位置については、表Ⅱ-1-1 のと

おりである。

号機	燃料域水位計	測定範囲下限	測定範囲上限	基準面器側配管及び炉側配管の格納容器貫通部の高低差
1	LT-263-121A/B	−78.53kPa（TAF−3,000mm）	−1.06kPa（TAF+5,000mm）	6,900mm
2	LT-2-3-73A	−93.35kPa（TAF−3,700mm）	−11.51kPa（TAF+5,000mm）	7,670mm
	LT-2-3-73B	−93.53kPa（TAF−3,700mm）	−11.70kPa（TAF+5,000mm）	8,150mm
3	LT-2-3-73A	−93.35kPa（TAF−3,700mm）	−11.51kPa（TAF+5,000mm）	7,670mm
	LT-2-3-73B	−93.53kPa（TAF−3,700mm）	−11.70kPa（TAF+5,000mm）	8,150mm

表Ⅱ-1-1　1～3 号機の各燃料域水位計の測定範囲等

圧力容器内雰囲気や格納容器外に位置する各配管内の水の温度によって必ずしも一定ではないが、格納容器外に位置する配管内の水温を 27℃（密度 997 ×10^{-6}kg/㎤）、圧力容器内飽和蒸気温度を 100℃（0.59773×10^{-6}kg/㎤）と仮定すると、炉側配管及び基準面器側配管の各水位が格納容器貫通部付近にある場合の差圧及び見かけ上の水位は、次のとおりとなる。

1 号機水位計（LT-263-121A/B）は、差圧伝送器において炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた差圧が約-67.42kPa となり、これを原子炉水位に換算すると約 TAF-1,853mm となる。また、2 号機水位計（LT-2-3-73A）及び 3 号機水位計（LT-2-3-73A）は、差圧伝送器において炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた差圧が約-74.95kPa となり、これを原子炉水位に換算すると約 TAF-1,744mm となる。さらに、2 号機水位計（LT-2-3-73B）及び 3 号機水位計（LT-2-3-73B）は、差圧伝送器において炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた差圧が約-79.64kPa となり、これを原子炉水位に換算すると約 TAF-2,223mm となる。

そして、資料Ⅱ-1-1 の該当部分で詳述しているが[12]、各プラント関連パラメータを見ると、かかる現象が生じていた可能性の高い箇所が複数認められる。すなわち、原子炉に注水ができていれば原子炉水位が上昇し、注水できていなければ原子炉水位が下降するはずであるが、各プラント関連パラメータに記録された原子炉水位計の指示値を見ると、数時間から数日間にわたって、原子炉水

12　資料Ⅱ-1-1 の第 2,1(3)c、(5)c、h、第 3,1(2)a、e、(3)a、第 4,1(3)c、(4)e、(5)a 参照。

位が、前記で示した見かけ上の原子炉水位とそれほど遠くない数値を示したまま、ほとんど変化していない部分が認められるのである。

例えば、1 号機のプラント関連パラメータに記録された原子炉水位を見ると、1 号機水位計（LT-263-121A）は、平成 23 年 3 月 12 日 12 時 35 分頃以降、TAF-1,700mm を示したままほぼ変化を示さなくなり、1 号機水位計（LT-263-121B）も、同日 16 時 45 分頃以降、TAF-1,700mm を示してからほぼ変化を示さなくなっている。

また、3 号機プラント関連パラメータによれば、3 号機水位計（LT-2-3-73A）は、同月 13 日 17 時 30 分頃に TAF-1,800mm を示してから同月 14 日 2 時 10 分頃まで全く変化を示さず、その後、同日 2 時 30 分頃に TAF-1,850mm を示してから同日 4 時 40 分頃まで全く変化を示しておらず、さらに、同日 11 時 20 分頃以降、同日 17 時 50 分頃までの間、TAF-1,800mm のまま全く変化を示していない。3 号機水位計（LT-2-3-73B）は、同月 13 日 18 時 20 分頃、TAF-2,200mm を示してから同月 14 日 2 時 30 分頃に TAF-2,250mm を示すまでの間、ほとんど変化を示さず、同日 11 時 45 分頃、TAF-2,200mm を示し、同日 18 時 10 分頃、TAF-2,300mm を示してから全く変化を示していない[13]。

これらの原子炉水位計が示していた数値は、いずれも炉側配管及び基準面器側配管の各水位が格納容器貫通部付近にある場合の見かけ上の水位と近似する。

そうすると、このように原子炉水位計が変化を示さなくなった原因としては、原子炉水位が BAF のやや下方に位置する炉側配管入口を下回り、原子炉水位を計測できなくなっただけでなく、基準面器側配管内及び炉側配管内の水位の低下が進み、やがて水の蒸発が止まり、各配管内で水位変化が生じなくなったため、両配管内の各水位の水頭圧差が変化することなく固定した数値を示していた可能性が高い。

13　これに対し、2 号機プラント関連パラメータによれば、2 号機原子炉水位は、平成 23 年 3 月 14 日 18 時 50 分頃以降、同日 21 時 18 分頃までの間、計測されておらず、同日 21 時 20 分頃から同日 23 時 11 分頃までの間、燃料域 A 系につき、TAF-700mm~-3,500mm を推移し、同日 23 時 20 分頃以降、再度計測不能となっている。そして、同月 15 日 6 時 10 分頃以降、燃料域 A 系につき計測を再開し、同月 19 日 11 時頃に燃料域 B 系につき計測を再開するが、いずれの指示値についてもふらつきが認められ、1 号機や 3 号機の原子炉水位計の示す挙動とは異なる。

⑤　圧力伝送器や差圧伝送器のうち、電気回線を用いるものについては、端子等の接触不良や断線、機器の故障、電源枯渇等といった電気系統のトラブルによって、誤表示、誤計測が生じる可能性がある。

また、電気系統は、放射線の影響を受ける場合があり、同等の圧力伝送器について、約 7.4Sv/h の放射線を 530 時間以上照射した場合に、測定可能範囲の 0.87%程度の誤差が生じることが確認されている。この場合の誤差は、高めに表示される場合もあれば、低めに表示される場合もある。また、これは、常温の下での試験であったことから、高温状態では、更に大きな誤差が生じる可能性がある。ただし、放射線の影響による誤差は、徐々に広がっていく傾向があり、あるときには高めに表示され、あるときには低めに表示されるということは考えにくい。

したがって、圧力伝送器や差圧伝送器が備えられた建屋内の放射線量が数 Sv/h と極めて高くなった場合には、長時間経過すれば、放射線量の影響で圧力伝送器や差圧伝送器による計測に誤差が生じる可能性があり、高温条件下では更に大きな誤差が生じる可能性もある。

これに対して、電源を必要とせず、直接読み取り可能な原子炉圧力計や D/W 圧力計その他の計装機器については、電気系統のトラブルによって誤計測、誤表示が生じるおそれはなく、電気系統が用いられていないので、比較的、放射線の影響も受けにくい。

（3）過酷事故に伴う諸現象に関する解析

①　本件事故に係る炉心損傷開始時間その他の過酷事故に伴う諸現象に関して実施された解析には、東京電力が平成 23 年 5 月及び平成 24 年 3 月に公表した Modular Accident Analysis Program による解析（以下「MAAP 解析」という。）や、JNES が平成 23 年 9 月に公表した Methods for Estimation of Leakages and Consequences of Releases による解析（以下「MELCOR 解析」という。）がある。

当委員会では、後記（4）以下で言及するとおり、圧力容器や格納容器の健全性に関する検証を行ったが、その検証結果は、必ずしも、これらの MAAP 解析や MELCOR 解析の結果と一致しなかった。これは、これらの解析が、現実に起

こり得る複雑な事象を単純化した計算モデルで扱っている上、不確かな仮定条件等に基づき実施されており、必ずしも実態を正確に反映したものではないためと考えられる。

ここでは、過酷事故に伴う諸現象に関する解析一般について述べることとし、個別の解析に関する評価については、資料Ⅱ-1-1 の該当部分において詳述する[14]。

② 一般論として言えば、解析は、過酷事故の進展を時間軸に沿って再現するものであり、炉心及び圧力容器の損傷の時刻、水素及び放射性物質の放出の時間変化等といった過酷事故に伴う諸現象を定量的に説明することができる。そして、解析結果は、原子炉水位、原子炉圧力、格納容器圧力、放射線の線量等の測定データによって検証できる。

さらに、過酷事故解析コードで用いられている計算モデルには、これまでの過酷事故に関する学術的な知見が盛り込まれている。したがって、検証を通じて計算モデルの妥当性を評価することは、過酷事故に関する学術的な知見までも評価することにつながる。

過酷事故解析コードは、今般の福島第一原発における過酷事故の過程で生じた諸現象を再現するためだけに用いられるものではなく、基本的には、全ての原子力発電所において過酷事故が仮に発生したらどのような事態になるかを事前に予測をして、その対策を考え、多重防護の観点から原子力発電所の安全性を高めるために用いられるものである。

したがって、福島第一原発において過酷事故に至った 1～3 号機に関する解析及び検証によって、これまでの過酷事故に関する知見を評価するとともに、事故の進展を十分再現できないなど解析に問題がある場合には、これを解決するよう研究を進め、より信頼性の高い解析コードとすることが強く望まれる。

③ また、解析は、複雑多岐にわたる事象進展の可能性のうち典型的なものをいくつか取り上げて単純化した計算モデルを用いるとともに、ある条件を仮定して導き出された一つの可能性をいうものであり、その位置づけを正しく理解しなければならない。

過酷事故に伴う諸現象に関する解析についていえば、あらかじめ解析コードに

---

14 資料Ⅱ-1-1 の第 2,1(6)、第 3,1(3)、第 4,1(5)参照。

組み込まれている圧力容器破損モデル等の計算モデルや、解析の過程で任意に入力する仮定条件の内容等によって、その結果が大きく左右される。

例えば、炉心損傷後の溶融燃料が燃料支持板、更には圧力容器内下部プレナムに落下し、圧力容器底部が破損する過程には様々な可能性が考えられるが、解析によって、これらの複雑多岐にわたる現象を全て模擬することは困難であることから、過酷事故解析コードでは、圧力容器破損モデル等の計算モデルをある程度単純化して解析が行われる。そのため、解析によって事象の進展を忠実に再現することには、おのずと限界があると言わなければならない。

また、仮定条件として、注水開始時期や注水量、圧力容器や格納容器からの漏えい開始時期、漏えい面積等について入力することが可能であるが、これらの前提となる事実関係が判明していなければ、推測や仮定を重ねて仮定条件を入力せざるを得なくなり、これが現実とかい離していれば、ますます事象の進展を再現できなくなる。

したがって、解析は、事象を単純化し、ある条件を仮定した場合における一つの可能性論をいうにすぎず、かかる圧力容器破損モデルや仮定条件いかんによっては、実態と大きくかい離する危険をはらんでいることをまずもって理解しなければならない。これらを十分理解することなく、単純化された計算モデルや仮定した条件について問疑しないまま解析結果を受け取ることは、それが定量的なものであるが故に、あたかも事実であるかのような誤解を生み、真実を見誤る危険を相当にはらんでおり、解析結果を決して盲信してはならない。

④　特に、炉心露出開始時間、炉心損傷開始時間及び圧力容器破損時間に関する解析については、あらかじめ計算モデルとして組み込まれている圧力容器破損モデルに加え、注水量や注水時期をいかに設定するかによって大きく結論が左右される。

例えば、当初注水がなされていたが、その後注水が停止し、一定時間経過後に新たな注水が開始されたような事例において前記解析を実施したとする。この場合、まず、当初の注水が停止した時点で原子炉水位がどの程度確保されていたかによって、炉心露出開始時間や炉心損傷開始時間は大きな影響を受ける。これについては、当初注水の際の注水量及び注水停止時期が重要な指標となる。さらに、圧力容器破損時間については、あらかじめ解析コードに組み込まれている圧力容

器破損モデルに加え、当初の注水が停止した後新たな注水を開始するまでにどの程度の時間を要したか、その後十分な注水を確保できたかによって、結論が大きく左右される。

したがって、あらかじめ解析コードに組み込まれている圧力容器破損モデルがいかなるものであるかにより、また、当初注水時の注水量及び注水停止時期並びに新たな注水の開始時期及び注水量をいかに設定するかによって、炉心露出開始時間、炉心損傷開始時間及び圧力容器破損時間に関する解析結果は大きく変化することになる。

⑤　東京電力が平成23年5月に公表したMAAP解析は、あらかじめ計算モデルとして組み込まれている圧力容器破損モデルが、実際に起こり得る現象に比べ、相当単純化されたものであったことに加え、当初注水時の注水量及び注水停止時期、新たな注水の開始時期及び注水量といった重要な事項につき、それまでに断片的に得られていた不確定情報に基づき実施されたもので、その後の調査の結果判明した事実を踏まえていないものであるから、解析結果と実態との間に大きなかい離が生じてしまうのはやむを得ない。

さらに、東京電力は、その後の調査で判明した事実等を踏まえ、平成24年3月、新たなMAAP解析を公表した。しかし、この解析においても、あらかじめ計算モデルとして組み込まれている圧力容器破損モデルの問題に加え、注水時期、注水量、圧力容器や格納容器からの気相漏えい等、解析結果に大きな影響を与える事項が実態と大きくかい離している可能性があるため、その解析結果も実際の事故の進展と符合していない可能性が多分に残されている[15]。

また、JNESが平成23年9月に公表したMELCOR解析は、MAAP解析とは、あらかじめ計算モデルとして組み込まれている圧力容器破損モデル等が異なるもので、同年5月に東京電力が公表したMAAP解析をクロス・チェックする目的

15　東京電力も、このMAAP解析の中で、「現時点でのMAAPコードは、事象を完全に再現できるほどの解析能力を持っておらず、入力条件を厳密に設定したとしても必ずしも正しい結果が得られるわけではない。特に解析後半においては、解析前半での再現性を高めること等により発生する誤差が蓄積され、結果的に従来よりも解析精度が悪化した可能性もある。」などと、解析結果の不確かさを明らかにし、平成23年11月30日に「東京電力福島第一原子力発電所　1号機から3号機までの炉心損傷状況の推定について」で公表した評価結果と相反する解析結果（特に、2号機及び3号機についての炉心状態及び圧力容器破損に関する結果）が得られたものの、上記評価結果を本解析結果によって変更する必要はないものと判断し、その旨公表した。

で行ったものである。しかし、このMELCOR解析では、当初注水時の注水量及び注水停止時期、新たな注水の開始時期及び注水量その他の炉心状態に大きな影響を与える事実につき、東京電力がこのMAAP解析を実施した際に仮定したものに基づいて実施しており、同年5月以降の調査の結果判明した事実を踏まえていない。その後JNESは、後に判明した事実等を踏まえた部分的解析を縷々公表するも、これらを統一的に捉え、全体的に事象を把握して、新たに炉心露出開始時間、炉心損傷開始時間及び圧力容器破損時間を含めた解析を実施していない。

したがって、いずれの解析においても、あらかじめ計算モデルとして組み込まれている圧力容器破損モデルによって圧力容器破損時間が大きく左右されるだけでなく、解析の前提として入力した炉心露出開始時間、炉心損傷開始時間及び圧力容器破損時間に大きな影響を与える条件が実態と大きくかい離している可能性が高いことから、その解析結果については、実際の事故の進展と符合していない可能性が高いことを認識しなければならない。また、これらの解析は、例えば、2号機のD/W圧力や3号機の原子炉水位等の実測データとかい離する部分が相当認められるにもかかわらず、そのかい離の原因について何らの解明もなされていないといった不十分さも残っている。

⑥　炉心状態に関する解析結果について見受けられるように、解析コードや仮定条件の吟味検討を経ないまま、それがあたかも現実に起こった事実であるかのような誤解を招くおそれのある報道がなされるなど、解析実施担当者の想像を超えた反響を引き起こすことがある。しかし、解析とは、既に述べたように、ある時点において入手できた限られた情報に基づき、合理的な根拠の有無を問わず、幾多の不確かな条件を仮定的に置いて可能性の一つを論じたものであって、仮定条件や解析コードで用いられたモデルを変えることによって、結果が大きく変わり得ることを念頭に置かなくてはならない。

（4）1号機の主要施設・設備の被害状況に関する検討[16]

16　1号機タービン建屋（T/B）には、T/Bの屋上を取り囲むように「パラペット」と呼ばれるコンクリート壁が設けられている。パラペットは、東側が約880mm、西側が約550mmで、西側から東側に向けて下がり勾配の斜面となっており、T/B最上部と鉄筋で接合している。

地震発生直後、津波到達までの間、1号機T/B最上部の北東角付近のパラペットを中心に、T/B東側壁面の一部を含め、表面塗装及び一部コンクリートが剥落する損傷箇所が確認されており、これは、

a　圧力容器

①　当委員会では、1 号機の過渡現象記録装置データ、記録計チャート、アラームタイパ、プラント関連パラメータ、メモ書きその他の客観資料や関係者の供述等を詳細に検討し、主として

ⓐ　原子炉水位、原子炉圧力、原子炉圧力容器温度の挙動との関係[17]

ⓑ　D/W 圧力及び D/W 温度の挙動との関係[18]

ⓒ　放射線量との関係[19]

ⓓ　格納容器内雰囲気モニタ系γ線線量検出器（CAMS）による測定結果との関係[20]

ⓔ　現場対処や注水状況との関係[21]

等に着目し、圧力容器の被害状況について、以下のとおり認定した。

②　1 号機の圧力容器又は計装配管を含む貫通配管、これらと圧力容器の接合部、SR 弁のフランジガスケット部その他の圧力容器周辺部（以下「圧力容器又はその周辺部」という。）に、地震発生直後から津波到達までの間、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じた可能性は否定される[22]。しかし、津波到達以後、IC による冷却や代替注水がなされず、圧力容器内が高温、高圧状態下に置かれ、平成 23 年 3 月 11 日 20 時 7 分頃以降、同月 12 日 2 時 45 分頃までの

地震動の影響による損傷と認められる。T/B は耐震クラス B（これに対し、R/B は耐震クラス S）であるが、主として、柱、梁、耐震壁、床によって耐震性を確保しており、パラペットによって T/B が支持されているわけではないので、パラペットの破損が T/B の耐震性に影響を及ぼすわけではない。さらに、上記損傷は、パラペットのみならず、T/B 外壁の一部にも及んでいるが、今回の東北地方太平洋沖地震の規模であれば、耐震クラス B である T/B に同様の損傷が生じる可能性がある。ただし、上記損傷は、表面塗装やコンクリートの一部が剥落したのみで建屋内部が露出するようなものではなく、他の T/B 外壁部分にも損傷箇所は確認されていないことから、T/B の閉じ込め機能に影響を及ぼすほどの損傷ではなかったと考えられる。

なお、目視確認の結果、1 号機 R/B 並びに他号機 R/B 及び T/B には、同様の損傷は確認されていない。

17　資料Ⅱ-1-1 の第 2,1(1)a、(2)a、(3)c、(5)b、c、e、h 参照。

18　資料Ⅱ-1-1 の第 2,1(1)b、(4)b、(5)b 参照。

19　資料Ⅱ-1-1 の第 2,1(1)c、(3)b、(4)c、(5)d 参照。

20　資料Ⅱ-1-1 の第 2,1(5)f 参照。

21　資料Ⅱ-1-1 の第 2,1(2)b、(3)a、(4)a、(5)a、e 参照。

22　なお、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、閉じ込め機能を喪失するような損傷に至らないような軽微な亀裂、ひび割れ等が生じた可能性まで否定するものではない。また、仮にこのような軽微な損傷が生じたと仮定して、その後に高温、高圧状態下にさらされるなどして当該損傷が拡大し、結果として閉じ込め機能を喪失するに至ったかどうかは不明である。

間に、溶融燃料落下による圧力容器底部の破損の可能性を含め、その閉じ込め機能を喪失させるような損傷が生じていたと考えるのが自然である。その後も、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を更に大きく喪失させるような損傷が生じた可能性がある。

③　かかる損傷が生じた箇所については、圧力容器の燃料支持板が破損して溶融燃料が下部プレナムに落下し、これによって圧力容器底部が破損したことのほか、高温、高圧の影響により、SR 弁のフランジガスケット部、計装配管その他の貫通配管又はそれらの接合部等が破損した可能性が考えられるが、現時点においては現場確認ができないため、損傷箇所の特定は困難である。

したがって、今後、国及び事業者において、現場確認が可能となった段階で、損傷箇所を特定の上、その損傷原因や損傷時期を検証することが望まれる。

b　格納容器

①　当委員会では、1 号機のアラームタイパ、記録計チャート、プラント関連パラメータ、メモ書きその他の客観資料や関係者の供述等を詳細に検討し、主として

ⓐ　建屋内外の放射線量との関係[23]

ⓑ　D/W 圧力、D/W 温度、S/C 圧力及び S/C 水温との関係[24]

ⓒ　現場対処との関係[25]

ⓓ　汚染水等との関係[26]

等に着目し、格納容器の被害状況について、以下のとおり認定した。

②　1 号機の格納容器又は格納容器フランジ部、電気配線貫通部、機器搬入用ハッチ、人の出入り用のエアロック、計装配管その他の周辺部（以下「格納容器又はその周辺部」という。）には、地震発生直後から津波到達までの間、その閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じていたとまでは認められない[27]。

23　資料Ⅱ-1-1 の第 2,2(1)a、(2)b、(3)b 参照。

24　資料Ⅱ-1-1 の第 2,2(1)b、(2)c、(3)a 参照。

25　資料Ⅱ-1-1 の第 2,2(2)a 参照。

26　資料Ⅱ-1-1 の第 2,2(3)c 参照。

27　なお、地震発生後、津波到達までの間、格納容器又はその周辺部に、閉じ込め機能を喪失するような損傷に至らないような軽微な亀裂、ひび割れ等が生じた可能性まで否定するものではない。また、仮にこのような軽微な損傷が生じたと仮定して、その後に高温、高圧状態下にさらされるなどして当

しかし、平成 23 年 3 月 11 日 21 時 51 分頃までに、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていた可能性があり、さらに、遅くとも同月 12 日未明までには、格納容器内が高温、高圧の状態に置かれ、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていたと考えられ、その後も更に大きな損傷が生じた可能性がある。

③　そして、かかる損傷が生じた箇所は、格納容器フランジ部、電気配線貫通部、人の出入り用のエアロック、機器搬入用ハッチ等の気密性確保のために用いられるフランジガスケットやエポキシ樹脂といったシール材が高温で劣化して生じた可能性等、種々の可能性が考えられるが[28]、現時点においては現場確認ができないため、損傷箇所の特定は困難である。

したがって、今後、国及び事業者において、現場確認が可能となった段階で、損傷箇所を特定の上、その損傷原因や損傷時期を検証することが望まれる。

c　IC

①　地震発生直後、IC の機能を喪失するような配管破断の可能性が認められないことについては、既に中間報告Ⅳ１（３）でも言及したところであるが、その結論に変更はない。さらに、当委員会では、1 号機の記録計チャート、過渡現象記録装置データ、メモ書きその他の客観資料や関係者の供述等を詳細に検討し、主として

ⓐ　D/W 圧力との関係[29]

ⓑ　再循環ポンプ入口温度との関係[30]

ⓒ　IC タンク入口圧力、水位及び水温との関係[31]

ⓓ　電源喪失との関係[32]

ⓔ　原子炉水位との関係[33]

ⓕ　IC の作動確認状況との関係[34]

該損傷が拡大し、結果として閉じ込め機能を喪失するに至ったかどうかは不明である。

28　過温、過圧による損傷に関し、水素流入経路に関する後記 2(3)b(c)参照。

29　資料Ⅱ-1-1 の第 2,3(1)b 参照。

30　資料Ⅱ-1-1 の第 2,3(1)c 参照。

31　資料Ⅱ-1-1 の第 2,3(1)d、(2)、(3)d 参照。

32　資料Ⅱ-1-1 の第 2,3(3)a 参照。

33　資料Ⅱ-1-1 の第 2,3(3)b 参照。

等に着目し、IC の被害状況について、以下のとおり認定した。

② IC について、地震発生から津波到達までの間、その配管及び復水器タンクに、その冷却機能を喪失させるような損傷が生じていたとは認められない[35]。

しかし、津波が到達した時点で、IC（B 系）の戻り配管隔離弁（3B）は全閉であり、IC（A 系）の戻り配管隔離弁（3A）も全閉であったと推測されるが、それ以外のその時点で全開であった隔離弁は、津波の影響で全ての交流電源及び直流電源が喪失したことによりフェイルセーフ機能が動作して全閉又はこれに近い状態となり、それ以降、IC は、その冷却機能をほぼ喪失したと認められる。

d HPCI

① 当委員会では、1 号機の過渡現象記録装置データ、記録計チャート、当直引継日誌、メモ書きその他の客観資料や関係者の供述等を詳細に検討し、主として

ⓐ 原子炉水位及び原子炉圧力との関係[36]

ⓑ D/W 圧力及び D/W 温度との関係[37]

ⓒ 警報信号との関係[38]

ⓓ HPCI タービン入口圧力との関係[39]

ⓔ 現場対処との関係[40]

ⓕ 電源喪失との関係[41]

等に着目し、HPCI の被害状況について、以下のとおり認定した。

② 1 号機の HPCI について、地震発生から津波到達までの間に、その注水機能を喪失するような損傷が生じていた可能性は低い。

---

34 資料Ⅱ-1-1 の第 2,3(3)c 参照。

35 なお、地震発生後、津波到達までの間、IC の配管や復水器タンクに、その冷却機能を喪失するような損傷に至らない程度の軽微な亀裂、ひび割れ等が生じた可能性を否定するものではない。

36 資料Ⅱ-1-1 の第 2,4(1)a 参照。

37 資料Ⅱ-1-1 の第 2,4(1)b 参照。

38 資料Ⅱ-1-1 の第 2,4(1)c 参照。

39 資料Ⅱ-1-1 の第 2,4(1)d 参照。

40 資料Ⅱ-1-1 の第 2,4(1)e 参照。

41 資料Ⅱ-1-1 の第 2,4(2)a 参照。

しかし、遅くとも津波到達後には、全ての電源が喪失したことにより起動不能に陥ったと認められる。

（5）2 号機の主要施設・設備の被害状況に関する検討

a　圧力容器

①　当委員会では、2 号機の過渡現象記録装置データ、記録計チャート、プロセス計算機履歴データ、アラームタイパ、プラント関連パラメータ、メモ書きその他の客観資料や関係者の供述等を詳細に検討し、主として

ⓐ　原子炉水位、原子炉圧力及び原子炉圧力容器温度との関係[42]

ⓑ　D/W 圧力及び D/W 温度との関係[43]

ⓒ　放射線量との関係[44]

ⓓ　CAMS による測定結果との関係[45]

ⓔ　現場対処や注水状況との関係[46]

等に着目し、圧力容器の被害状況について、以下のとおり認定した。

②　2 号機の圧力容器又はその周辺部には、地震発生直後から津波到達までの間、その閉じ込め機能が損なわれるような損傷が生じた可能性は否定される[47]。

その後、2 号機については、RCIC が作動して注水を実施していたため原子炉水位が高めに確保されていたが、平成 23 年 3 月 14 日 9 時頃以降、徐々に RCIC の注水機能が低下していき、同日 12 時 30 分頃までには RCIC の機能が停止し、その後も代替注水が実施されないまま、同日 18 時 22 分頃までには原子炉水位が BAF を下回った。同日 19 時 57 分頃以降、代替注水を開始するも、断続的かつ不十分な注水量しか確保できず、BAF を上回る原子炉水位を確保できなかったと考えられ、同日 21 時 18 分頃までには、圧力容器又はその周辺部

42　資料Ⅱ-1-1 の第 3,1(1)a、(2)b、e、f、h 参照。

43　資料Ⅱ-1-1 の第 3,1(1)b、(2)b、f、h 参照。

44　資料Ⅱ-1-1 の第 3,1(1)c、(2)d 参照。

45　資料Ⅱ-1-1 の第 3,1(2)c 参照。

46　資料Ⅱ-1-1 の第 3,1(2)a 参照。

47　なお、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、閉じ込め機能を喪失するような損傷に至らないような軽微な亀裂、ひび割れ等が生じた可能性まで否定するものではない。また、仮にこのような軽微な損傷が生じたと仮定して、その後に高温、高圧状態下にさらされるなどして当該損傷が拡大し、結果として閉じ込め機能を喪失するに至ったかどうかは不明である。

に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じたと考えられる[48]。

更にそれ以降も、2 号機については、原子炉水位を十分確保できず、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を更に大きく損なうような損傷が生じていった可能性が高い。

③ かかる損傷が生じた箇所については、圧力容器の燃料支持板が破損して溶融燃料が下部プレナムに落下し、これによって圧力容器底部が破損したことのほか、高温、高圧の影響により、SR 弁のフランジガスケット部、計装配管その他の貫通配管又はそれらの接合部等が破損した可能性が考えられるが、現時点においては現場確認ができないため、損傷箇所の特定は困難である。

したがって、今後、国及び事業者において、現場確認が可能となった段階で、損傷箇所を特定の上、その損傷原因や損傷時期を検証することが望まれる。

b 格納容器

① 当委員会では、2 号機のアラームタイパ、プロセス計算機履歴データ、記録計チャート、プラント関連パラメータ、メモ書きその他の客観資料や関係者の供述等を詳細に検討し、主として

ⓐ 建屋内外の放射線量との関係[49]

ⓑ D/W 圧力及び D/W 温度との関係[50]

ⓒ S/C 水位、S/C 圧力及び S/C 水温との関係[51]

ⓓ 現場対処及び注水状況との関係[52]

ⓔ RCIC 作動状況との関係[53]

ⓕ 汚染水等との関係[54]

等に着目し、格納容器の被害状況について、以下のとおり認定した。

---

48 2 号機の場合、RCIC が制御不能のまま運転を続け、その後機能を喪失したもので、蒸気止め弁等の閉操作を行っていない以上、RCIC 蒸気配管やタービン設備の損傷によって、閉じ込め機能が損なわれた可能性もある。

49 資料Ⅱ-1-1 の第 3,2(1)a、(3)d 参照。

50 資料Ⅱ-1-1 の第 3,2(1)b、(2)c、(3)b 参照。

51 資料Ⅱ-1-1 の第 3,2(1)c、(2)c、(3)b、(4)参照。

52 資料Ⅱ-1-1 の第 3,2(2)a、(3)a 参照。

53 資料Ⅱ-1-1 の第 3,2(2)b 参照。

54 資料Ⅱ-1-1 の第 3,2(3)e 参照。

② 2 号機については、地震発生直後から津波到達までの間、格納容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じていたとは認められず[55]、平成 23 年 3 月 14 日 12 時 30 分頃までの間にも、かかる損傷が生じた可能性は低いと考えられる[56]。

しかし、その後、同日 13 時 45 分頃以降、同日 18 時 10 分頃までの間、格納容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていた可能性が十分認められ、それ以降も、更に大きな損傷が生じていった可能性が極めて高い。

さらに、福島第一原発正門付近の放射線量測定の結果、同月 15 日 7 時 38 分頃以降、同日 9 時頃に測定された 1 万 1,930.0μSv/h をピークに、同月 16 日 4 時頃までの間、数百～数千 μSv/h を示しており、これには、2 号機からのほか、1 号機や 3 号機由来の放射性物質が寄与している可能性もあるが、この頃、2 号機の格納容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を更に大きく損なうような損傷が生じ、環境に大量の放射性物質を放出した可能性が高い。また、いずれかの時期に、S/C 又はベント管のいずれかの箇所に破損が生じていた可能性も高い。

③ かかる損傷が生じた箇所は、S/C 又はベント管のほか、格納容器フランジ部、電気配線貫通部、人の出入り用のエアロック、機器搬入用ハッチ等の気密性確保のために用いられるフランジガスケットやエポキシ樹脂といったシール材が高温で劣化して生じた可能性等、種々の可能性が考えられるが、現時点では現場確認ができないため、損傷箇所の特定は困難である。

したがって、今後、国及び事業者において、現場確認が可能となった段階で、損傷箇所を特定の上、その損傷原因や損傷時期を検証することが望まれる。

---

55 なお、地震発生後、津波到達までの間、格納容器又はその周辺部に、閉じ込め機能を喪失するような損傷に至らないような軽微な亀裂、ひび割れ等が生じた可能性まで否定するものではない。また、仮にこのような軽微な損傷が生じたと仮定して、その後に高温、高圧状態下にさらされるなどして当該損傷が拡大し、結果として閉じ込め機能を喪失するに至ったかどうかは不明である。

56 2 号機については、RCIC が作動し続けていたにもかかわらず、平成 23 年 3 月 14 日 12 時 30 分頃の時点で S/C 水温計がいまだ 149.3℃と比較的低い値を示しており、東京電力は、トーラス室が徐々に水没し、S/C 冷却がなされた可能性を指摘するが、なお未解明の部分も残り、漏えいの可能性を否定することまではできない。

c　RCIC

①　当委員会では、2 号機の記録計チャート、アラームタイパ、プロセス計算機履歴データ、過渡現象記録装置データ、当直引継日誌、メモ書きその他の客観資料や関係者の供述等を詳細に検討し、主として

ⓐ　プロセス計算機履歴データ等の記録との関係[57]

ⓑ　当直引継日誌及び当直供述との関係[58]

ⓒ　復水貯蔵タンク（CST）水位との関係[59]

ⓓ　原子炉圧力及び原子炉水位との関係[60]

ⓔ　電源喪失との関係[61]

ⓕ　S/C 圧力及び S/C 水温との関係[62]

等に着目し、RCIC の被害状況について、以下のとおり認定した。

②　2 号機の RCIC は、地震発生直後から作動していることから、その頃、その注水機能を喪失するような重大な損傷が生じていた可能性は否定される[63]。そして、津波到達により、隔離弁の駆動用電源や「原子炉水位高」による起動停止信号等の運転、制御に必要な直流電源を喪失したが、隔離弁自体が電源喪失時の開閉状態のまま維持される仕組みであったので、RCIC は、制御不能のまま作動し続けた。

しかし、平成 23 年 3 月 12 日 4 時頃、当直が、RCIC の水源を CST から S/C に切り替えたものの、津波の影響で残留熱除去系が機能を喪失しており、S/C の冷却がなされなかったが故に、S/C 水温及び S/C 圧力が上昇した。そのため、S/C の圧力抑制機能が低下して蒸気が十分凝縮しなくなって、RCIC タービンから S/C に蒸気が抜けにくくなり、それに応じて、原子炉から蒸気配管を通じて RCIC タービンに流れ込む蒸気流量も低下していった可能性がある。また、RCIC の蒸気配管を通じて、圧力容器側から RCIC のタービンに水を含む蒸気

57　資料Ⅱ-1-1 の第 3,3(1)a、(2)a 参照。
58　資料Ⅱ-1-1 の第 3,3(1)b 参照。
59　資料Ⅱ-1-1 の第 3,3(1)c 参照。
60　資料Ⅱ-1-1 の第 3,3(2)b、c、(3)b、c、(4)b、c 参照。
61　資料Ⅱ-1-1 の第 3,3(2)d 参照。
62　資料Ⅱ-1-1 の第 3,3(3)a、(4)a 参照。
63　なお、地震発生後、津波到達までの間、RCIC の配管その他の設備に、その注水機能を喪失するような損傷に至らない程度の軽微な亀裂、ひび割れ等が生じた可能性を否定するものではない。

が流れ込んでタービン回転数が低下した可能性もある。いずれにせよ、同月 14 日 9 時頃以降、RCIC のタービン回転数が低下していく中で、原子炉圧力が上昇し、次第に RCIC による注水量が低下していき、遅くとも同日 12 時 30 分頃までには注水機能を喪失したと認められる。

d　HPCI

①　当委員会では、2 号機の警報発生記録装置データ、記録計チャート、メモ書きその他の客観資料や関係者の供述等を詳細に検討し、主として

ⓐ　原子炉圧力、原子炉水位、D/W 圧力及び D/W 温度との関係[64]

ⓑ　現場対処との関係[65]

ⓒ　電源喪失との関係[66]

等に着目し、HPCI の被害状況について、以下のとおり認定した。

②　2 号機の HPCI は、地震発生から津波到達までの間に、その注水機能を喪失するような損傷が生じていた可能性は低いが、遅くとも津波到達後には、全ての電源が喪失したことにより起動不能に陥ったと認められる。

（6）3 号機の主要施設・設備の被害状況に関する検討

a　圧力容器

①　当委員会では、3 号機の記録計チャート、過渡現象記録装置データ、プラント関連パラメータ、アラームタイパ、当直引継日誌、メモ書きその他の客観資料や関係者の供述等を詳細に検討し、主として

ⓐ　原子炉水位、原子炉圧力及び原子炉圧力容器温度との関係[67]

ⓑ　D/W 圧力、D/W 温度及び S/C 圧力との関係[68]

ⓒ　放射線量との関係[69]

ⓓ　CAMS による測定結果との関係[70]

64　資料Ⅱ-1-1 の第 3,4(1)a 参照。
65　資料Ⅱ-1-1 の第 3,4(1)b 参照。
66　資料Ⅱ-1-1 の第 3,4(2)a 参照。
67　資料Ⅱ-1-1 の第 4,1(1)a、(2)a、c、(3)b、c、(4)a、b、e、f 参照。
68　資料Ⅱ-1-1 の第 4,1(1)b、(2)b、(3)b、(4)b 参照。
69　資料Ⅱ-1-1 の第 4,1(1)c、(4)d 参照。
70　資料Ⅱ-1-1 の第 4,1(4)c 参照。

ⓔ　現場対処や注水状況との関係[71]

等に着目し、圧力容器の被害状況について、以下のとおり認定した。

②　3 号機については、地震発生直後から津波到達までの間、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じた可能性は否定される[72]。その後、RCIC 及び HPCI が作動して注水が実施されていたため、原子炉水位が確保された。ただし、HPCI について、原子炉圧力が 1MPa gage を下回る低圧状態下で流量制御しながら長時間運転したため、平成 23 年 3 月 12 日 20 時 36 分頃以降、次第に十分な注水ができなくなって原子炉水位が低下していき、同月 13 日 2 時 42 分頃、当直が HPCI を手動停止した。この頃まで、圧力容器又はその周辺部に、放射性物質が正規の漏えい率を超えて漏えいするに足りる程度の損傷が生じた可能性を否定することまではできないが、いまだ閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じていた可能性は低いと考えられる。

しかし、3 号機については、その後数時間にわたって全く注水がなされず、同日 6 時 30 分頃から同日 9 時 10 分頃までの間に、圧力容器又はその周辺部に閉じ込め機能を損なうような損傷が生じた可能性が高い[73]。

さらに、その後も同月 14 日 5 時頃までの間、全く代替注水がなされない時間が 2 時間以上続いたり、十分な注水量を確保できなかったりしたため、BAF を上回る原子炉水位を十分確保できず、炉心損傷が進行して、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を更に損なうような損傷が生じたと考えられる。

その後も、3 号機については、例えば、同日 20 時 36 分頃以降、6 時間近くもの間全く代替注水がなされないなど、注水が不十分であったと考えられ、そ

71　資料Ⅱ-1-1 の第 4,1(3)a、d、(4)a、e 参照。

72　なお、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、閉じ込め機能を喪失するような損傷に至らないような軽微な亀裂、ひび割れ等が生じた可能性まで否定するものではない。また、仮にこのような軽微な損傷が生じたと仮定して、その後に高温、高圧状態下にさらされるなどして当該損傷が拡大し、結果として閉じ込め機能を喪失するに至ったかどうかは不明である。

73　なお、中間報告Ⅳ 4（2）d④では、「3 月 13 日 9 時 8 分頃、SR 弁の電磁弁を励磁し開操作を行い、3 号機の原子炉の急速減圧を実施した。」旨記載した（中間報告Ⅳ 4（2）e（a）⑪もこれを前提とした記載である。）。しかし、その後の調査の結果、その頃、いまだ SR 弁の開操作を実施しておらず、同日 9 時 50 分頃になって SR 弁の開操作を実施したことが判明したので訂正する。詳細は、資料Ⅱ-1-1 の第 4,1(3)b⑤参照。

の閉じ込め機能を更に大きく損なうような損傷が生じていった可能性が高い。

③　かかる損傷が生じた箇所については、圧力容器の燃料支持板が破損して溶融燃料が下部プレナムに落下し、これによって圧力容器底部が破損したことのほか、高温、高圧の影響により、SR 弁のフランジガスケット部、計装配管その他の貫通配管又はそれらの接合部等が破損した可能性が考えられるが、現時点においては現場確認ができないため、損傷箇所の特定は困難である。

したがって、今後、国及び事業者において、現場確認が可能となった段階で、損傷箇所を特定の上、その損傷原因や損傷時期を検証することが望まれる。

b　格納容器

①　当委員会では、3 号機のプラント関連パラメータ、アラームタイパ、記録計チャート、メモ書きその他の客観資料や関係者の供述等を詳細に検討し、主として

ⓐ　建屋内外の放射線量との関係[74]

ⓑ　D/W 圧力及び D/W 温度との関係[75]

ⓒ　S/C 水位との関係[76]

ⓓ　現場対処との関係[77]

ⓔ　汚染水等との関係[78]

等に着目し、格納容器の被害状況について、以下のとおり認定した。

②　3 号機については、地震発生直後から津波到達までの間、格納容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていたとまでは認められない[79]。しかし、その後、HPCI が停止した平成 23 年 3 月 13 日 2 時 42 分頃以降、同月 14 日 2 時 20 分頃までの間に、格納容器又はその周辺部に、かか

74　資料Ⅱ-1-1 の第 4,2(1)a、(2)b、(3)b 参照。

75　資料Ⅱ-1-1 の第 4,2(1)b、(2)a、(3)a 参照。

76　資料Ⅱ-1-1 の第 4,2(1)c 参照。

77　資料Ⅱ-1-1 の第 4,2(2)c 参照。

78　資料Ⅱ-1-1 の第 4,2(3)c 参照。

79　なお、地震発生後、津波到達までの間、格納容器又はその周辺部に、閉じ込め機能を喪失するような損傷に至らないような軽微な亀裂、ひび割れ等が生じた可能性まで否定するものではない。また、仮にこのような軽微な損傷が生じたと仮定して、その後に高温、高圧状態下にさらされるなどして当該損傷が拡大し、結果として閉じ込め機能を喪失するに至ったかどうかは不明である。

る損傷が生じた可能性は否定できない。

さらに、同日 7 時頃から同日 21 時 35 分頃までの間になると、格納容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じた可能性は十分認められ、それ以降も、更に大きな損傷が生じた可能性がある。

③ かかる損傷が生じた箇所は、格納容器フランジ部、電気配線貫通部、人の出入り用のエアロック、機器搬入用ハッチ等の気密性確保のために用いられるフランジガスケットやエポキシ樹脂といったシール材が高温で劣化して生じた可能性等、種々の可能性が考えられるが[80]、現時点においては現場確認ができないため、損傷箇所の特定は困難である。

したがって、今後、国及び事業者において、現場確認が可能となった段階で、損傷箇所を特定の上、その損傷原因や損傷時期を検証することが望まれる。

c RCIC

① 当委員会では、3 号機のアラームタイパ、記録計チャート、過渡現象記録装置データ、当直引継日誌、メモ書きその他の客観資料や関係者の供述等を詳細に検討し、主として

ⓐ アラームタイパや記録計チャート等の記録との関係[81]

ⓑ 当直引継日誌及び当直供述との関係[82]

ⓒ 現場対処との関係[83]

ⓓ RCIC 停止時の RCIC 設備の状況との関係[84]

ⓔ RCIC 設備の電源との関係[85]

ⓕ RCIC のタービン駆動用蒸気量との関係[86]

等に着目し、RCIC の被害状況について、以下のとおり認定した。

② 3 号機の RCIC については、地震発生以降、流量が制御されながら作動しており、その頃、その注水機能に影響を及ぼすような損傷はなかったと認められ

---

80 過温、過圧による損傷に関し、水素流入経路に関する後記 2(3)b(c)参照。
81 資料Ⅱ-1-1 の第 4,3(1)a、(2)a 参照。
82 資料Ⅱ-1-1 の第 4,3(1)b 参照。
83 資料Ⅱ-1-1 の第 4,3(2)b 参照。
84 資料Ⅱ-1-1 の第 4,3(3)a 参照。
85 資料Ⅱ-1-1 の第 4,3(3)b 参照。
86 資料Ⅱ-1-1 の第 4,3(3)c 参照。

る[87]。

そして、平成 23 年 3 月 12 日 11 時 36 分頃に RCIC が停止し、その後再起動できなくなったが、その原因として、RCIC の蒸気止め弁の機械機構部の不具合により開状態を維持できなかった可能性があるものの、現時点においてもなお不明であり、国及び事業者において、更なる原因究明が期待される。

d　HPCI

① 当委員会では、3 号機のプラント関連パラメータ、当直引継日誌、メモ書きその他の客観資料や関係者の供述等を詳細に検討し、主として

ⓐ 原子炉圧力との関係[88]

ⓑ 当直引継日誌との関係[89]

ⓒ HPCI 運転状況との関係[90]

ⓓ HPCI 設備の電源との関係[91]

等に着目し、HPCI の被害状況について、以下のとおり認定した。

② 3 号機の HPCI は、地震発生直後、その機能に影響を及ぼすような損傷が生じた可能性は否定され[92]、平成 23 年 3 月 12 日 12 時 35 分頃以降、正規の運転方法とは異なる方法で運転させていたものの、流量制御も可能であったと考えられ、その機能に影響を及ぼすような損傷は認められない。

しかし、3 号機の HPCI は、長時間の運転に伴い、運転、制御に必要な直流電源を消耗していき、再起動時の方が、運転継続時よりも電力消費量が大きいため、同月 13 日 2 時 42 分頃に手動停止後、電源枯渇により再起動できなくなったと推認できる。

2　水素ガス爆発に関する検討

87　なお、地震発生後、津波到達までの間、RCIC の配管その他の設備に、その注水機能を喪失するような損傷に至らない程度の軽微な亀裂、ひび割れ等が生じた可能性を否定するものではない。

88　資料Ⅱ-1-1 の第 4,4(2)a 参照。

89　資料Ⅱ-1-1 の第 4,4(2)a 参照。

90　資料Ⅱ-1-1 の第 4,4(2)c 参照。

91　資料Ⅱ-1-1 の第 4,4(3)a 参照。

92　なお、地震発生後、津波到達までの間、HPCI の配管その他の設備に、その注水機能を喪失するような損傷に至らない程度の軽微な亀裂、ひび割れ等が生じた可能性を否定するものではない。

（1）爆発現象の種類[93]

① 爆発現象は、気相爆発、液相爆発及び固体爆発に分類される。

気相爆発には、ガス爆発、噴霧爆発、粉じん爆発、圧力の急激な開放等がある。ガス爆発、噴霧爆発[94]及び粉じん爆発[95]は、燃焼波の伝ぱによる現象であり、爆発時に火炎を伴う。これに対し、圧力の急激な開放は、例えば、非常に高圧なタンクが破損し、内部の圧力が開放され、周辺部に爆風を発生させるなど、燃焼波の伝ぱとは無関係に起こり得る。

このうちガス爆発は、可燃性ガスと支燃性ガス[96]との混合気が存在するとともに、以下の二つの条件が同時に満たされたときに発生する。第一の条件は組成条件（濃度条件）と呼ばれるもので、混合気中の可燃性ガスの濃度が、ある濃度範囲（可燃性ガスの種類と混合気の温度で定まった濃度範囲）内にあることである。第二の条件はエネルギー条件と呼ばれるもので、発火源が存在することである。

可燃性混合気はそのままの状態では爆発することはないが、これに何らかの外部エネルギーが与えられると、その部分で燃焼反応が開始され、火炎が発生し、未燃の混合気中を進んでいく。その発火源としては、電気火花、静電気火花、裸火、高温物表面、自然発火、熱輻射[97]、衝撃、摩擦、断熱圧縮等が挙げられる。

② 液体爆発には、液体火薬類の分解又は燃焼反応、液体から気体への急激な相変化等があり、その代表例として水蒸気爆発が挙げられる。水蒸気爆発は、溶融した金属等の高温物が水中に投入された際に、その高温物の有する熱が低温の水に短時間に移行すると、一時的に水は過熱状態になり、条件次第で、瞬間的とも言える短時間に急激に沸騰し、この液相から気相への相変化[98]によって爆発現象が

---

93 安全工学協会「安全工学講座２ 爆発」（1983 年）参照。

94 噴霧爆発は、高圧の油圧設備等が損傷し、内部にある可燃性液体が空気中に勢いよく吹き出し、これが微細な液滴となり、霧状になって空気中に存在するときに何らかの原因により着火エネルギーが与えられた場合に発生する。

95 粉じん爆発は、可燃性固体の微粉が空中に浮遊している時に、何らかの着火源からエネルギーが与えられた時に爆発する現象をいう。粉じん爆発が発生するには、燃焼に先立って微細な可燃性固体からの可燃性ガスの発生が不可欠の要素である。開放空間において、粉じん爆発の原因となる可燃性固体の微粉が空中に浮遊する状況が形成される可能性は少ないが、可燃性固体の微粉を取り扱う建物や配管内においては発生する可能性がある。

96 一般的には酸素を供給することにより、空気以上に他の物質を発火させ、又は燃焼を助けるガスをいう。

97 ある物体が熱を電磁波として放出する現象をいう。

98 液相から気相への急激な相変化による爆発現象は、水蒸気爆発も含めて蒸気爆発と呼ばれ、単なる

発現することをいう。

③　固体爆発の代表例として、固体火薬類の分解又は燃焼反応がある。固体爆発が生じる物質の特徴として、非常に高い自己反応性を持ち、燃焼反応が始まると気相爆発等に比べて非常に多くの熱やガスを発して膨張する。例えば、トリニトロトルエン等の爆薬の原料は、凝縮相の中で反応が進み、凝縮されたものが急激に大きくなり、その膨張の速度も速い。

（2）水素ガス爆発の特徴[99]

a　燃焼特性

一般に、可燃性ガスの燃焼は、可燃性ガスが、酸素等の支燃性ガスと高速の発熱反応を起こして火炎を形成することにより発生するが、特に水素が燃焼する際には、以下の特徴が認められる。

（a）燃焼速度が速いこと

燃焼速度とは、予混合気[100]中を火炎が燃え進んでいく速度をいい、予混合気の種類、濃度及び周囲の条件に左右される。

水素の燃焼速度は、他の可燃性ガスと比べて速く、メタンやプロパンの燃焼速度の約5倍と言われる。水素は燃焼速度が速いことから、圧力上昇がかなり速くなり、爆発時の威力が大きくなる傾向にある。

（b）燃焼範囲が約4%から約75%であり、広い濃度範囲で着火が起きること

可燃性ガスが燃焼を開始するためには、まず可燃性ガスの濃度がある一定の濃度範囲に入っていることが必要である。火炎が伝ぱできる濃度範囲を燃焼範囲又は爆発範囲といい、低い方の濃度の限界を燃焼下限界（爆発下限界）、高い方の濃度の限界を燃焼上限界（爆発上限界）という。燃焼範囲は、可燃性ガスの種類により異なる。

水素の混合割合について、その燃焼下限界は約4%、燃焼上限界は約75%で

相変化によるものであり、爆発の発生過程に着火を必要としないので火炎の発生はない。したがって、液相の物質が可燃性であるか、不燃性であるかは関係ないが、蒸気爆発によって空気中に気化したガスが可燃性である場合には、蒸気爆発に引き続いてガス爆発が発生する可能性がある。

99　独立行政法人新エネルギー・産業技術総合開発機構「水素の有効利用ガイドブック」（2008年）参照。

100　可燃性ガスと支燃性ガスをあらかじめ混合してできる気体をいう。

あり[101]、その燃焼可能な範囲は、他の可燃性ガスと比べて広く、着火危険性が高い。水素の混合割合が燃焼下限界付近であれば、気体の急速な熱膨張の程度が音速に達することなく、爆燃（ばくねん）と呼ばれる現象で終わる可能性がある。この場合、熱伝導や拡散等の輸送現象によって化学反応が進行し、通常の亜音速の燃焼波（deflagration wave）が維持されることになる。

他方、空気中の水素の混合割合が大きくなると、衝撃波を伴う超音速の爆ごう波（detonation wave）が伝ぱすることがある。この場合、衝撃波の圧縮による高温、高圧によって反応が進行し、その発熱によって衝撃波が駆動され反応と衝撃波が一体となって伝ぱし、いわゆる爆ごうと呼ばれる現象が生じることがある。爆ごうを引き起こす水素の混合割合の下限界については、諸説あるが、12.5%[102]とも 18.3%[103]とも言われている。

また、着火エネルギーやパワーが特別に大きくなければ、いきなり爆ごう波が形成されることはなく、まず、燃焼波が形成されて水素が蓄積された空間を伝ぱする間に次第に加速され、ある瞬間突然に爆ごう波に遷移することがある。

（ｃ）最小着火エネルギーが小さく、着火が起こりやすいこと

燃焼範囲内の濃度の混合気が存在する場合でも、着火のエネルギーが小さすぎる場合には燃焼が開始しない。

水素が燃焼を開始するのに必要な最低限のエネルギー（最小着火エネルギー）は約 0.02 ミリジュールであり、メタンやプロパンの最小着火エネルギーが約 0.3 ミリジュールであるのに比べると、僅かなエネルギーで着火が起きる危険性が高い。

（ｄ）消炎距離が小さく、狭い隙間でも火炎が通過できること

一般に、ある物体と物体の間を火炎が通過しようとする際に、物体の間隔をある値より小さくすると、幾ら大きなエネルギーを与えても着火が起こらなく

101　水素の燃焼上限界は、他の可燃性ガスと比べて高く、アセチレン等の分解爆発性ガスの 100%に次ぐ値である。

102　日本原子力学会「シビアアクシデント熱流動現象評価」（2002 年）参照。

103　日本機械学会「機械工学便覧」（2001 年）参照。

なる。この限界の距離を消炎距離といい、火炎は消炎距離より小さい隙間を通り抜けることができない。

水素の消炎距離は、約 0.06cm であり、メタンやプロパンの消炎距離が約 0.2cm であるのと比べると一桁小さく、水素の火炎は、より狭い隙間でも通り抜けることができる。

（ｅ）燃焼生成物は水のみであること

水素は、分子中に炭素原子がないことから生成物は水のみであり、二酸化炭素、一酸化炭素、すすは発生しない。ただし、水素が燃焼したことにより生成した水が周辺環境によって冷やされ、凝縮することによって霧になり、それが白煙のように見えることはあり得る。

（ｆ）火炎温度が比較的高いこと

燃焼反応が起こると熱が発生し、温度が上昇する。

水素が燃焼した場合、周囲への熱損失がないと仮定すると、混合気中の水素濃度によっては約 2,400℃にまで上昇する。水素は、メタンやプロパンに比べて、火炎温度が高温になる。

（ｇ）火炎の発光はほとんど目に見えないこと

通常、火炎は発光を伴う。例えば、ろうそくの火炎はオレンジ色に発光しているが、これは火炎中で生成したすす粒子が高温のために発光しているものである。

水素が燃焼する際には、ヒドロキシルラジカル（OH ラジカル）という物質が発光するものの、この光は人間の目に見えない紫外域にあるため、水素火炎の発光はほとんど目に見えない。

ｂ　爆発特性

（ａ）爆発の一般的挙動

可燃性ガスの爆発は、可燃性ガスと支燃性ガスが混合した可燃性混合気中を火炎が伝ぱする現象である。

開放空間においては、可燃性ガスが漏えいしても、気流や拡散により分散されやすいため、空間での可燃性気体の濃度は上がりにくい。また、開放空間では燃焼によりガスの膨張が発生しても空間の圧力は上がりにくく、大きな被害が発生することは少ない。もっとも、漏えいする可燃性ガスの量が非常に多い場合には開放空間でも大規模な爆発が発生することがあり、燃焼速度が速い水素の爆発の場合には、開放空間においても強い圧力波が発生することもある。

これに対し、室内等の閉じられた空間においては、漏えいした可燃性ガスの濃度が上がりやすく燃焼範囲内の濃度の可燃性混合気が形成されやすい。また、着火後も空間内の圧力が上がりやすく、大きな被害が発生しやすい。

閉じられた空間の中でも、特にダクトやパイプ等の細長い空間の場合には、燃焼による気体の膨張の効果が周囲全体に放散せず、ダクトやパイプの方向に気体の流動が集中するため、火炎の速度がより速くなる傾向がある。さらに、火炎がダクトやパイプ中を伝ぱする時に、壁面で生じる乱れによって乱流状態となり火炎が加速され、状況により伝ぱ速度が音速を超える爆ごうに遷移することがある。

なお、可燃性ガスが漏えいした直後に着火した場合には、漏えい箇所付近で火炎が形成され、その箇所で燃え続けるため爆発現象には発展しない。

（b）水素ガス爆発の過程

水素ガス爆発に至る最初の過程は、燃焼限界内の濃度の可燃性混合気が形成される過程である。例えば、配管の亀裂等から水素が漏えいし、空間内に拡散していくことにより、その空間内に可燃性混合気が形成される。このとき、水素の密度は空気よりかなり小さいため、空間内の上方に移動しやすい傾向がある。

次に、可燃性混合気に着火が起こることでガス爆発が開始する。着火は、電気火花、静電気火花等で発生する。可燃性混合気に着火後、火炎は可燃性混合気中を伝ぱしていく。

火炎が伝ぱすると、燃焼した気体は高温となり、膨張しようとするために空間内の圧力が上昇する。圧力の上昇により、空間を形成する壁や天井等の構造物に力がかかり、変形や破壊を引き起こす。通常は、比較的強度の弱い窓や扉

等が破壊され、開口を生じる。構造物の破壊時には、構造物内外の圧力差が瞬間的に開放されるために、開口部から周囲に圧力波が伝ぱする。また、開口部を通じて気体の流動があるため、空間内を伝ぱする火炎にも乱れが生じる。その後、空間内に存在する可燃物に燃え移った場合には火災も発生する可能性がある[104]。

（3）1 号機 R/B の爆発

a　1 号機 R/B 爆発の原因は、可燃性ガスによるものと考えられること

（a）本件爆発及び損傷の状況

①　1 号機 R/B 爆発及び 3 号機 R/B 爆発の各状況については、テレビ報道で繰り返し放映されたが、それらの映像によれば、1 号機 R/B の爆発は、水平（南北）方向に広がるように白色の爆発煙が上がっているのに対し、3 号機 R/B の爆発は、白煙を上げて水平方向に広がる爆発煙と、黒煙を上げて垂直方向に広がる爆発煙が認められる[105]。

②　1 号機 R/B 爆発後の状況を撮影した写真によれば[106]、以下の事実が認められる。

1 号機 R/B は、天井の大部分が屋外に吹き飛ばされることなく、R/B5 階部分に脱落している[107]。

1 号機 R/B5 階部分の壁面はいずれも滅失し、骨組みを残すのみとなっており、西側骨組みは中央部分にかけて顕著な屈曲損傷が認められるのに対し、他の三方の骨組みは比較的健全性が保たれている。

1 号機 R/B4 階以下については、その外観上、壁面を含め、顕著な損傷が認められない。

③　1 号機 R/B は、南北 42.0m、東西 42.0m、地上 44.6m、地下 14.0m の鉄筋コンクリート造りであるが、天井及び 5 階壁面が鉄骨構造となっているのに対し、3 号機 R/B は、5 階壁面を含めて鉄筋コンクリート造りで、天井部

104　火炎そのものは短時間で通過するために、可燃物があったとしても必ずしも着火するとは限らない。
105　資料Ⅱ-2-1 参照。
106　資料Ⅱ-2-2 参照。
107　脱落した天井が南側から北側に向かって下向きに傾いているのは、1 号機 R/B5 階南側に移動していたクレーンの影響と考えられる。

のみが鉄骨構造となっている。すなわち、1 号機 R/B は、5 階部分が、鉄製骨組みに鉄板をはめ込んだだけの壁となっており、3 号機 R/B と比して、R/B 周囲の壁が水平方向にかかる負荷に強くない構造となっている。したがって、このような建屋構造の相違によって、1 号機と 3 号機の爆発状況に相違が生じた可能性がある。

そうすると、1 号機 R/B について、3 号機 R/B との構造上の相違から、R/B 内で爆発が生じた際、5 階部分の周囲の壁が水平方向に広がる圧力に耐え切れずに吹き飛ばされ、R/B 内から圧力が大きく抜けたため、天井の一部が吹き飛ばされることなく、支柱が破損するなどして脱落した可能性がある[108]。

（b）本件爆発の原因

前記（a）記載の映像によれば、平成 23 年 3 月 12 日 15 時 36 分頃、1 号機 R/B 内において爆発が発生したと認められ、また、その損傷状況からすると、R/B 内部で爆発が生じ、強い圧力が外部方向に働いて生じたと考えて矛盾はない。そこで、1 号機 R/B の爆発原因について考察する。

まず、水蒸気爆発は、水が非常に温度の高い物質と接触することにより気化して発生する爆発現象であるが、同日 14 時 53 分頃以降、同日 15 時 36 分頃に爆発が生じるまでの間、原子炉注水が停止していたものの、圧力容器下部プレナムに残った水や格納容器下部ペデスタル部に溜まった水に溶融燃料が落下して水蒸気爆発が起こる可能性については否定できない。しかし、圧力容器内や格納容器内で水蒸気爆発が生じ、本件のような R/B 上部を粉砕するような爆発が生じた場合には、1 号機プラント関連パラメータによれば、原子炉圧力が同日 20 時 8 分頃に 0.370MPa gage を示し、D/W 圧力が同月 13 日 13 時 37 分頃に 0.595MPa abs を示し、その後も、原子炉圧力及び D/W 圧力のいずれも大気圧の数倍高い圧力を保持していたことと整合しない。また、圧力容器や格納容器内で水蒸気爆発が起こり、R/B 上部もろとも粉砕するような爆発に至った場合には、付近の放射線量も飛躍的に上昇すると考えられるが、そこまでの現象は認められない。したがって、1 号機 R/B の爆発は、水蒸気爆発によ

108　もちろん、1 号機 R/B の爆発の方が、3 号機よりも、爆発そのものの規模が小さかった可能性も否定できない。

るものではなかったと考えるのが自然である。

また、1 号機 R/B 爆発は、同月 11 日 14 時 46 分頃の本震発生から 24 時間以上経過している上、同月 12 日 15 時 36 分頃に爆発がある直前、強度の地震が発生した事実も認められないため、地震により発生した粉じんが R/B 内に充満し、何らかの着火源により粉じん爆発を引き起こした可能性についても否定される。

そうすると、1 号機 R/B 爆発の原因は、可燃性ガスによる可能性が考えられるが、その他に原因が見当たらない上、1 号機 R/B 爆発及び損傷状況やプラント関連パラメータとも整合的であることから、可燃性ガスによる可能性が極めて高い。

b　1 号機 R/B 爆発の原因と考えられる可燃性ガスは、主として、1 号機圧力容器内の炉心損傷過程で発生した水素と考えられること

（a）水素発生原因[109]

①　1 号機 R/B 爆発を引き起こし得る可燃性ガスについて検討する。

②　まず、1 号機 R/B 内に設置された電動機・発電機セット（以下「M-G セット」という。）[110]には、オイルタンクが敷設され、同オイルタンク内にタービン油が貯蔵されているが、このタービン油は、揮発性ではなく、220℃程度まで上昇しなければ発火しない。そうすると、平成 23 年 3 月 12 日 15 時 36 分頃、1 号機 R/B 内が高温、多湿であったとしても、このタービン油が発火するほどの高温状態になっていたとは考えられない。

また、1 号機 R/B2 階に備え置かれた CAMS 校正用ガスボンベには、窒素 96%、水素 4%の混合ガス約 47ℓが封入されていたが、1 号機 R/B 爆発の頃、同ガスボンベが破裂するようなことは考えにくい上、水素ガス爆発を引き起こすには量的に極めて少ないので、1 号機 R/B 爆発の主たる要因にはなりにくい。

さらに、通常、1 号機 R/B 内には、可燃性ガスその他の危険物が持ち込ま

109　資料Ⅱ-2-3 参照。

110　M-G セットは、Motor Generator Set の略であり、電動機で駆動する装置をいい、原子炉保護系 M-G セットや原子炉再循環系 M-G セット等がある。

れることはない。

したがって、本件爆発が生じた同日 15 時 36 分頃当時、1 号機 R/B 内（格納容器外）に、本件爆発を引き起こすに足りる程度の可燃性ガス含有の設備が存在していたとは考え難い上、外部から 1 号機 R/B 内に同程度の可燃性ガスが持ち込まれたとも考え難い。

③　次に、1 号機タービン建屋（T/B）内の発電機冷却用に水素が用いられているので、これが 1 号機 R/B の爆発に寄与した可能性について検討する。

まず、発電機冷却用の水素は、1 号機 T/B 東側にある CST 付近の管理区域に備蓄され、同管理区域から 1 号機 T/B 内にある発電機設置場所まで水素を送る配管が敷設されているが、1 号機 R/B 側には敷設されていない。そうすると、かかる水素が爆発原因となるには、1 号機 T/B 側で配管破断等によって漏えいした水素が 1 号機 R/B 側にも回り込まなくてはならず、その場合、1 号機 R/B 爆発時、T/B 側に何らの損傷も認められないのは不自然である。そして、1 号機 R/B 爆発後の状況を撮影した写真によれば、1 号機 T/B 側は、その外観上、1 号機 R/B 爆発によって飛散したがれきの影響と思われる軽度の損傷以外に顕著な損傷が見当たらず、その健全性は保たれているものと考えられる。

したがって、発電機冷却用の水素が 1 号機 R/B の爆発に寄与した可能性は否定される。

④　そうすると、1 号機 R/B 爆発の主たる原因は、1 号機 R/B 内で化学反応によって生じた可燃性ガス以外に考え難い。そこで、1 号機 R/B 内で化学反応によって生じた可能性のある可燃性ガスについて検討する。

⑤　すなわち、1 号機については、まず、遅くとも平成 23 年 3 月 11 日 15 時 50 分頃以降、IC の冷却機能がほぼ喪失し、代替注水もなされないまま同月 12 日 4 時頃まで経過し、その間、炉心損傷が進むとともに、同日 4 時頃以降も断続的かつ不十分な注水しか行われなかったことで、ジルコニウム-水反応によって大量の水素が発生し、圧力容器から格納容器を通じて建屋内に漏えいしたと考えられ、かかる水素が 1 号機 R/B 爆発の原因となった可能性は十分考えられる。

⑥　さらに、事象が進展して燃料デブリが格納容器ペデスタル部に落下すれ

ば、燃料デブリとコンクリートの相互作用時に、コンクリート分解で発生した水蒸気及び二酸化炭素が燃料デブリ中の金属酸化反応によって還元されることで水素及び一酸化炭素が発生する（いわゆるコア・コンクリート反応）。そうすると、1 号機 R/B が爆発するまでの間、1 号機の圧力容器底部が破損して溶融燃料が格納容器ペデスタル部に落下し、不十分な代替注水によってコア・コンクリート反応が進行し、その過程で水素が発生した可能性がある。

もっとも、コア・コンクリート反応における水素及び一酸化炭素の反応速度の違いから、一酸化炭素は、金属酸化反応による水素の発生がほぼ終わってから発生するものと考えられる。コア・コンクリート反応によって一酸化炭素が生じる場合には、1 号機の格納容器が破損するなどして D/W 圧力が急激に低下したり、格納容器施設そのものが原形を保てなくなったりして、明らかにコア・コンクリート反応が相当程度進行したことをうかがわせる兆候が表れるはずであるが、1 号機 R/B 爆発までに、そのような兆候は認められず、一酸化炭素が 1 号機 R/B 爆発に寄与した可能性は極めて低い。

⑦　さらに、圧力容器内で、水の放射線分解によって水素が発生することもあり得る。すなわち、物質に放射線が照射されると、物質系の化学結合の切断や組換えを引き起こし、化学反応を誘起する性質を有するところ、放射線照射によって化学反応が誘起され、水の分解が進み、水素と酸素が発生することになる。

もっとも、水の放射線分解による水素発生量は、ジルコニウム-水反応による水素発生量と比較するとごく小さいものであり、水の放射線分解によって発生した水素のみでは、本件のような大規模な爆発が生じることは考え難い。

⑧　格納容器内壁には、表面塗装の下に更に錆止め用に亜鉛入り塗装を施しているほか、格納容器内部には、種々の亜鉛製構造物が存在する。そのため、仮に、圧力容器底部が破損して燃料デブリが格納容器ペデスタル部に落下した場合、亜鉛入り塗装や亜鉛製構造物が高温環境下に置かれ、亜鉛が酸化して水素が発生することがある。もっとも、この場合の水素発生量は、ジルコニウム-水反応による水素発生量と比較して極めて限定的である上、高温環境下に置かれて数日経過しなければほぼ発生することがないため、1 号機 R/B

爆発に寄与した可能性はほぼ否定される。

⑨　制御棒には中性子吸収材として、ボロン・カーバイド（B_4C）が用いられており、例えば、制御棒が溶融して格納容器ペデスタル部に落下して、高温となった水と反応してボロン・カーバイドが酸化していく過程で、水素が発生する可能性がある。しかし、例えば、対象炉型を BWR4 とし、水素発生量をできるだけ多く見積もるために、中性子吸収材として全てボロン・カーバイドのみが充てんされているものと仮定し、それが全て酸化したと考えても、水素発生量は約 200kg であり、ジルコニウム-水反応による水素の発生量の約 2 割にとどまる。また、実際には、中性子吸収材としては、ボロン・カーバイド以外に、ハフニウム棒、ハフニウム板、ハフニウムフラットチューブが含まれているため、ボロン・カーバイドが酸化していく過程における水素発生量はそれよりもはるかに下回るものと考えられる。そうすると、ボロン・カーバイドが酸化していく過程における水素発生量は、ジルコニウム-水反応による水素発生量と比較すると限定的なものであり、ボロン・カーバイドが酸化していく過程で発生した水素のみで、本件のような大規模な爆発が生じることは考え難い。

⑩　1 号機 R/B 内にはバッテリーが設置されており、充電時に、バッテリー電解液から水素が発生し得る[111]。しかし、1 号機 R/B 内に設置されたバッテリーは、津波の影響で使用不能となったり、バッテリーから電力供給を受ける設備・機器が使用不能となったりして、使用されることがなく、バッテリー充電がなされることもなかった。

したがって、津波到達後、1 号機 R/B に設置されたバッテリー内の電解液から水素が発生したとしても、その発生量は極めて限定的であったと考えられる。

⑪　1 号機の使用済燃料プール（SFP）には、地震発生当時、使用済燃料 292 体、新燃料 100 体が貯蔵され、平成 23 年 3 月 11 日時点での崩壊熱は 0.18MW と評価され、1 号機から 4 号機までの SFP の中で最も崩壊熱が小さく、1 号

111　バッテリーは、正極（陽極板）に二酸化鉛（PbO_2）、負極（陰極板）には海綿状の鉛（Pb）、電解液として希硫酸（H_2SO_4）が用いられている。放電時（バッテリー使用時）に鉛が硫酸鉛へ、希硫酸が水へと化学変化していく。これに対し、充電時には、硫酸鉛が鉛へ、水が希硫酸へと化学変化していき、その際、水素ガスが発生する。

機 R/B 爆発当時、いまだ SFP の水位が低下して燃料が露出するような状況にはなかったと考えられ[112]、ジルコニウム-水反応により水素が発生した可能性は極めて低い。もっとも、SFP 内において水の放射線分解によって水素が発生することが考えられる。しかし、SFP 水が沸騰していないような状況では、いったん水素が発生しても、すぐに酸素と融合して水となってしまう。

したがって、仮に、水の放射線分解によって水素が発生したとしても、ジルコニウム-水反応による水素発生量と比較すると極めて限定的である。

⑫ 以上から、1 号機においては、津波到達後、IC がほぼ機能喪失状態に陥り、約 14 時間にもわたり代替注水がほぼ実施されず、代替注水開始後も BAF を上回るような原子炉水位を確保できなかったのであるから、その間、炉心損傷が進行し、ジルコニウム-水反応等によって大量の水素が発生したと考えられる。もっとも、これまでに他の発生原因として言及した水素についても、爆発への寄与の可能性を排除するものではないが、その寄与の程度は限定的であったと考えられる。

（b）水素発生量

① 前記 a （a）記載の損傷状況からすると、1 号機 R/B 内において、爆ごう又は爆燃のいずれが起こったか断定まではできないが、ここでは、1 号機 R/B 内で爆ごうを引き起こすに足りる水素が発生した可能性[113]について検証する。

② まず、1 号機の損傷状況からすれば、明らかに R/B5 階の損傷が激しいため、R/B5 階に水素が蓄積されて爆ごうが起こったと仮定する。

1 号機 R/B5 階は、間仕切りがない空間となっており、その空間体積は約 2 万 1,000 m^3である。そして、爆ごうが起こり得る水素混合割合の下限界を 18.3%[114]とすると、1 号機 R/B 内が 30℃、大気圧の雰囲気であったとした場

---

112 平成 23 年 5 月 29 日までに、1 号機 SFP へ約 413t の注水を実施して SFP の満水が確認されている。通常の 1 号機 SFP のプール水量が約 990t であり、水深が燃料有効長の約 3 倍であること、新たに注水した約 413t 全てが SFP に注水されたとは限らないこと、1 号機 R/B 爆発後に気化した水量もあることなどを考慮に入れると、1 号機 R/B 爆発時には、SFP 内に貯蔵された燃料が露出するような状況にはなかったと考えられる。

113 爆ごうを引き起こすに足りる水素発生量であれば、爆燃を引き起こすに足りることは明らかである。

114 日本機械学会「機械工学便覧」（2001 年）参照。爆ごうが起こり得る水素混合割合の下限界には諸

合[115]、1 号機 R/B5 階で爆ごうが起こるには約 311.6kg の水素が必要となる[116]。

③　1 号機については、遅くとも平成 23 年 3 月 11 日 15 時 50 分頃以降、IC の冷却機能がほぼ喪失し、代替注水もなされないまま同月 12 日 5 時 46 分頃まで経過し、その間、炉心損傷が進み、同日 5 時 46 分頃から同日 14 時 53 分頃までの間、断続的に注水が行われたことでジルコニウム-水反応によって大量の水素が発生し、これが圧力容器から格納容器を通じて建屋内に漏えいしたと考えられ、約 311.6kg をはるかに上回る水素が発生したと考えても矛盾はないと考えられる。東京電力が平成 24 年 3 月に公表した MAAP 解析によれば、平成 23 年 3 月 12 日 6 時頃までには 900kg 近くの水素が発生したとされ、JNES が同年 9 月に公表した MELCOR 解析でも、同年 3 月 12 日 14 時 30 分頃までに 900kg 近くの水素が発生したとされている。

そして、1 号機 R/B 爆発が起こった同日 15 時 36 分頃までには、圧力容器や格納容器には、それぞれ閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていたと考えられ[117]、これらの発生した水素は、ほぼ全量、格納容器ベント又は漏えいによって格納容器外に流出したとしても矛盾はない。

したがって、1 号機 R/B 爆発よりも前に格納容器ベントによって大気中に放出される水素の量を考慮してもなお、1 号機の炉心損傷に伴いジルコニウム-水反応によって、1 号機 R/B 内で爆ごうを引き起こすに足りる程度の水素が発生したと考えても矛盾はなく、かかる水素は、1 号機 R/B5 階から 4 階以下の一部空間にまで回り込んだ可能性もある。

（ｃ）水素流出経路[118]

①　格納容器頂部は、定期点検中取り外し可能であり、その頂部と胴体との境界をフランジ部と呼ぶ。このフランジ部には、格納容器内雰囲気の漏えい防止のためにシール材としてシリコンゴムが施されている。

説あり、下限界として、より高い割合を指摘する同文献の例に従った。

115　この場合の水素密度は約 0.08109kg/㎥となる。

116　資料Ⅱ-2-4 参照。

117　前記１（４）ａ及びｂ参照。

118　資料Ⅱ-2-5 参照。

また、格納容器頂部からの放射線を遮断するため、格納容器頂部を取り囲むようにコンクリート構造物が設けられ、その上部は、やはりコンクリート製の蓋であるウェル・カバーで覆われている。このウェル・カバーは、三つのコンクリート製構造物が重なり合うことにより、格納容器頂部を覆うことができるが、各構造物相互間及び外周構造物との間のかみ合わせ部分の横断面は、L字と逆L字を合わせた形となっている。このウェル・カバーは、主として、放射線の遮断を目的としているため、例えば、格納容器頂部から漏えいした高圧の蒸気や水素を遮断するような気密性を備えていない。

そして、格納容器フランジ部は、実務的には、250~350℃程度になると、シール材に用いられたシリコンゴムの弾性や張力が失われて劣化していき、その気密性が失われ、また、D/W圧力が上昇していくと、格納容器頂部を押し上げる方向に圧力が働き、フランジ面が高温環境下にさらされていくことになるので劣化が進み、格納容器から蒸気が漏えいすることがあると言われる[119]。

1号機R/B爆発に至るまでの格納容器頂部付近の温度について不明な部分があるものの、一般論として言えば、格納容器頂部付近は、圧力容器上部がコンクリート遮へい構造物によって遮へいされずに存在する上、格納容器下部と比べてはるかに狭い空間であるが故に熱対流性も良いとは言えないため、高温の雰囲気になりやすいと考えられる。そして、D/W圧力は、平成23年3月12日2時45分頃に0.840MPa absと測定され、通常運転時の8倍前後のD/W圧力に至り、少なくともその頃には格納容器頂部も高温、高圧状態下に置かれていたと考えられる。そうすると、その頃には、格納容器フランジ部のシリコンゴムが劣化していくとともに、格納容器頂部を押し上げる方向に強い圧力が働き、格納容器フランジ部から水素が漏えいしていたとしても不自然ではない。

119　平成24年2月1日にJNESが公表した「過圧・過温による原子炉格納容器フランジ部漏えいへの影響の検討」では、フランジシール部開口量は200℃では0.3MPa gage付近から開き始め1.3MPa gage近傍までは線型的に変化し、1.4MPa gage近傍から開口量が急拡大していくことが確認され、格納容器内圧力0.8MPa gageの場合、200℃時の開口量が約0.7mmであったのに対し、500℃時には約0.9mmから約1.0mmまで開口するものと考えられ、1.0mmの開口量がそのまま漏えいに寄与するとした場合には、300㎠程度の開口面積となるとしている。

また、1 号機 R/B 爆発後の写真によれば、1 号機 R/B5 階がコンクリート片やがれき等に覆われているものの、1 号機格納容器頂部が存在する付近において、蒸気様の白煙が複数箇所から上がっており、これは、格納容器フランジ部から漏えいした蒸気が、例えば、ウェル・カバーのかみ合わせ部分やその外周のコンクリート製構造物との接合部分から漏えいしていた可能性を示唆する。

したがって、1 号機 R/B 爆発までに、水素が、格納容器フランジ部から漏えいして 1 号機 R/B5 階オペレーティングフロアに拡散、蓄積されていくとともに、機械搬入用ハッチ開口部や階段を通じて 4 階フロア方向にも拡散していき、同日 15 時 36 分頃、1 号機 R/B が爆発したと考えても矛盾はない。

② また、格納容器ヘッド部には、定期検査時に人の出入りが可能なマンホール（内径約 60cm）があり、マンホールの格納容器側入口には二重にシリコンゴムを用いたシール材が施され、マンホールの蓋をボルトで締結して気密性を確保している。しかし、格納容器フランジ部に施されたシリコンゴムが劣化するような高温環境下に置かれた場合には、その上方にあるマンホールの格納容器側入口に施された二重のシリコンゴムも劣化すると考えられ、その場合には、マンホールから水素が漏えいする可能性も否定できない。

したがって、1 号機 R/B 爆発までに、格納容器ヘッド部にあるマンホールからも水素が漏えいして、1 号機 R/B5 階オペレーティングフロアに拡散、蓄積されていくとともに、機械搬入用ハッチの開口部や階段を通じて 4 階フロア方向にも拡散した可能性がある。

③ 格納容器下部を貫通する電気配線貫通部は、1 号機 R/B1 階、2 階の格納容器下部に位置し、格納容器内の電気機器に必要な回線を接続するために設けられている。この電気配線貫通部内には、必要な電気配線が貫通し、格納容器側からの漏えい防止のため、回線が貫通する部分にシリコンゴムやエポキシ樹脂を施すことによって気密性を確保している。シリコンゴムはフランジガスケットに用いられ、エポキシ樹脂は低電圧モジュールに用いられている。しかし、高温・高圧状態下では、電気配線貫通部の接合部に用いられたシリコンゴムやエポキシ樹脂が劣化して水素が漏えいする可能性は十分に認められる。特に、エポキシ樹脂は、低電圧モジュールに用いられているが、

シリコンゴムよりも耐熱性に劣るため、より低い温度で劣化して漏えいしやすい。

また、福島第一原発情報班メモによれば、平成23年3月12日3時45分頃、「1号　R/B　2重扉を開けたら白いもやもやが見えたのですぐに閉めた。」との記載が認められ、かかる記載によれば、格納容器下部から蒸気が漏えいしていた可能性も否定できない。

格納容器下部は、格納容器頂部に比べ、比較的低い温度で保たれているのが通常であるが、同日2時45分頃までには圧力容器底部が破損して燃料デブリが格納容器ペデスタル部に落下した可能性を否定できず、そのような状況になれば、格納容器下部も300℃をはるかに超える温度になっていたとしても不自然ではない。

したがって、1号機R/B爆発までに、エポキシ樹脂やシリコンゴムが用いられた電気配線貫通部から水素が漏えいし、機械搬入用ハッチ開口部や階段を通じて上層階に拡散、蓄積されていった可能性も否定できない。

④　これに対し、主蒸気配管その他の貫通配管は、通常、圧力容器内の雰囲気の影響を直接受けるため、格納容器貫通部についても、その接合部に金属製の素材を用いて溶接が施され、シリコンゴムやエポキシ樹脂が用いられている場合に比べて耐熱、耐圧性が格段に強く、200℃から300℃程度で劣化する可能性は極めて低い。

したがって、1号機R/B爆発までに、格納容器から、主蒸気配管その他の貫通配管の接合部を通じて水素が漏えいした可能性は低いと考えられる。

⑤　格納容器下部には、機器搬入用ハッチが設けられており、このハッチ部の扉には二重にシリコンゴム製のシール材が施されて気密性を確保している。しかし、高温・高圧状態下では、いずれのシール材も劣化することにより、扉と外枠の接合部分から蒸気が漏えいする可能性がある[120]。

したがって、格納容器内の水素がハッチ部を通じて1号機R/B1階に流出し、これが階段や機械搬入用ハッチを通じて4階、5階部分まで流入・蓄積

120　ハッチ部扉には、二重にシリコンゴム製のシール材が施されており、内側（格納容器側）のシール材が劣化しても、外側のシール材が健全である限り、格納容器内側から水素が漏えいすることはないと考えられるが、内側のシール材が劣化すれば、高温・高圧の雰囲気が流れ込み、更に外側シール材が劣化して水素が漏えいする可能性は否定できない。

していった可能性がある。

⑥　さらに、格納容器下部には、人が出入りするエアロックが設けられており、このエアロックは、機器搬入用ハッチ部と異なり、格納容器内側扉及び外側扉の二重扉構造となっており、それぞれの扉の周囲にはシリコンゴム製のシール材が用いられて気密性を確保している。そのため、高温・高圧状態下では、いずれのシール材も劣化して扉と外枠の接合部分から水素が漏えいする可能性がある[121]。

したがって、エアロックから水素が漏えいする可能性については、格納容器フランジ部との比較においては低いものの、これを否定することまではできず、水素がハッチ部を通じて1号機R/B1階に流出し、これが階段や機械搬入用ハッチを通じて4階、5階部分まで流入・蓄積していった可能性がある。

⑦　格納容器ベントは、格納容器内の除熱のため、非常用ガス処理系（SGTS）をバイパスして排気筒から大気中に圧力を逃がすこととしており、シビアアクシデント対策の一環として設けられた。事故時操作手順書上、格納容器ベントを行う際は、SGTSの停止、隔離が必要となるところ、建屋からの排気系統については、フィルタの入口弁、出口弁ともにフェイルオープンの設計とされ、電源喪失時に弁が開くため、格納容器ベント実施時には手動による閉操作が必要となる。しかし、1号機の格納容器ベント実施の際にSGTS出口弁を閉とした形跡がなく、同出口弁が開となっていた可能性がある。また、1号機については、SGTSフィルタと出口弁との間に空気作動用ダンパが設けられ[122]、SGTS入口弁や出口弁と異なり、電源喪失時に全閉となる。しかし、格納容器ベントの際の逆流防止のために設けられたものではないため、ベント流の圧力に耐えられず[123]、ベント流を完全に阻止できずに建屋内に流

121　エアロックは二重扉構造であるが故に、格納容器側扉に用いられているシール材が劣化しても、外側扉に用いられているシール材が健全である限り、格納容器内側から水素が漏えいすることはないと考えられるが、内側扉のシール材が劣化した後、高温・高圧の雰囲気がエアロック内に流れ込み、更に外側扉のシール材も劣化すれば、水素が漏えいする可能性は否定できない。

122　空気作動用ダンパは、2系統あるSGTSのうち、例えば、A系が作動中にB系に排気が回り込んで逆流することを防止する役割を果たす。

123　格納容器ベント実施時には、SGTS出口弁が全閉となることが予定されているため、空気作動用ダンパについては、ベント流の圧力に耐えられるような耐圧性が備わっていなかった。

れ込む可能性がある。そうすると、格納容器ベント実施の際、SGTS 配管を通じて水素を含有するベント流が SGTS 配管を通じて 1 号機 R/B 内に逆流した可能性は否定できない。

⑧　東京電力による建屋内の放射線量測定結果によれば、1 号機 R/B1 階から 4 階までは、局所的に高線量となっている箇所を除き、平均すると数十 mSv/h であるのに対し、同 5 階では、崩落した屋根の上方 2.0m から 2.5m 程度での測定であるのに、60mSv/h 程度の高い放射線量が測定された[124]。このように、1 号機 R/B 上部に行くにつれて放射線量が高くなっている原因は、格納容器から漏えいしたガスが上層階に流れ込んだことによるものと考えられ、格納容器から漏えいした水素も同様の流れ込みにより、1 号機 R/B 上部に滞留した可能性がある。

⑨　以上からすれば、1 号機については、格納容器フランジ部からの漏えいが量的にも多く、その可能性も高いと考えられるが、電気配線貫通部からの漏えいや格納容器ベント時の SGTS 配管からの逆流等の可能性も考えられ、いずれの可能性も択一的なものではないから、複数箇所からの漏えいがあった可能性も十分認められる。

（d）着火要因

①　通常、ある空間に、水素が不燃限界濃度を超えて蓄積しても、自己着火することはないため、着火要因がなければ、着火、燃焼、爆ごうに至ることはない。そこで、以下では、着火要因について検討する。

②　不燃限界濃度を超えて燃焼範囲に至る程度の水素が蓄積された空間において、機器の動作時の金属摩擦だけではなく、高所にある金属が落下して、落下場所にある金属やコンクリートに衝突して摩擦が生ずる場合や、高所から吊された金属が左右に振れて他の金属と衝突して摩擦が生ずる場合等には、金属摩擦によって着火に至る可能性がある。

1 号機 R/B 内には、多くの金属製設備・機器、ボルト等の金属製留め具が

124　1 号機 R/B1 階の原子炉補機冷却系（RCW）配管付近やトーラス室貫通部付近の放射線量が高く、数千 mSv/h を計測した箇所も認められるが、R/B2 階の RCW 熱交換器が設置されている付近も高線量であったため、RCW 配管内に多くの放射性物質が付着したことによる可能性が高い。

用いられている。福島県双葉郡双葉町で平成 23 年 3 月 12 日 15 時 18 分に震度 2 を観測した後、1 号機 R/B 爆発まで大きな揺れを観測する地震は見当たらないが、それまでに数多くの地震が計測されているため、例えば、度重なる地震動の影響で、高所に備え付けられた金属製機器、設備の留め具が緩み、又は回線・ケーブルの耐性が限界を超え、1 号機 R/B 爆発直前に金属製機器・設備が落下し、落下場所にある金属やコンクリートに衝突して摩擦が生じ、金属摩擦によって着火に至った可能性を否定できない。

したがって、衝突に係る金属の特定や衝突場所等の詳細を特定することは不可能であるものの、金属摩擦によって着火に至った可能性はある。

③　ある限られた空間に、不燃限界濃度を超える水素及び酸素の混合ガスが蓄積し、微粉状の白金等の貴金属が存在する場合、100℃を超えると貴金属の触媒活性が上がり、200℃を超えると着火に至る可能性が高くなる[125]。そうすると、例えば、圧力容器から格納容器を経由して高温の蒸気が漏えいする場所に、不燃限界を超える水素及び酸素の混合ガス、微粉状の白金等の貴金属があれば、着火に至る可能性がある。

しかし、1 号機 R/B 内で、白金等の貴金属を用いている設備・機器が見当たらず、ましてや、格納容器や貫通配管から蒸気が噴き出して 200℃を超えるような雰囲気になっている可能性のある場所[126]にそのような貴金属が存在すること自体、考え難い。

したがって、白金等の貴金属の触媒作用によって着火に至った可能性はほぼ否定される。

④　不燃限界濃度を超える水素及び酸素の混合ガスが蓄積された特定の空間に高温の蒸気が流入して加熱された場合に着火に至る可能性がある。もっとも、実機を模擬した混合ガス圧力約 7MPa gage の条件において、約 280℃から 300℃の蒸気を注入しても着火しないことが確認されている[127]。そうす

125　一般社団法人日本原子力技術協会「BWR 配管における混合ガス（水素・酸素）の燃料による配管損傷防止に関するガイドライン（第 3 版）」75 頁によれば、25ng/㎠以上の微粉状の白金触媒が不燃限界濃度を超える混合ガスが蓄積した枝管内に付着した状態で高温蒸気（約 288℃、約 7.2MPa gage）が流入する場合に、着火する可能性があることが確認されている。

126　例えば、格納容器フランジ部周辺等が挙げられる。

127　前掲「BWR 配管における混合ガス（水素・酸素）の燃料による配管損傷防止に関するガイドライン（第 3 版）」76 頁参照。

ると、1 号機 R/B 内に水素が蓄積された空間があり、同空間に格納容器又はその周辺部から高温蒸気が漏えいした場合でも、これにより着火に至る可能性は否定され、また、これを超える高温の蒸気が 1 号機 R/B 内に流入する事態を想定し難い。

⑤　不燃限界濃度を超える水素及び酸素の混合ガスが蓄積された特定の空間において、鉄酸化物等が浮遊して帯電する不純物帯電等により帯電した静電気が放電して火花着火する可能性が考えられる。もっとも、本件爆発当時、1 号機 R/B 内は、格納容器から蒸気が漏えいし、また、津波による浸水部分からも蒸気が発生して、高温・多湿状態にあったと考えられ、かかる状況下においては、帯電物から静電気が放電する可能性は低いと考えられる。

⑥　不燃限界濃度を超える水素及び酸素の混合ガスが蓄積された特定の空間において、電気設備・機器（ケーブルを含む。）から漏電、地絡、短絡することによって、着火に至る可能性が考えられる。

福島第一原発情報班メモによれば、平成 23 年 3 月 12 日 15 時 36 分頃に「SLC 準備完了」との記載があり、柏崎刈羽原子力発電所（以下「柏崎刈羽原発」という。）情報班メモによれば、同日 14 時 45 分に「1F-1、SLC 注入準備完了（未受電）」、同日 15 時 15 分に「SLC はあと数分で受電の確認が終了する見通し」、同日 15 時 36 分に「1F-1、SLC 注入準備完了、地震」との記載がある。かかる記載及び福島第一原発における緊急時対策本部（以下「発電所対策本部」という。）復旧班でこの電源復旧作業に従事した者らの各供述によれば、この頃、発電所対策本部復旧班は、同日 14 時 45 分頃までに、高圧電源車から 2 号機側パワーセンター（P/C）[128]まで高圧ケーブルを接続・端末処理した上、この P/C からモータコントロールセンター（MCC）[129]の上流側ケーブルに低圧ケーブルを接続・端末処理するなどして、1 号機のほう酸水注入系（SLC）等の電源復旧を実施していた。具体的作業としては、MCC の上流側ケーブルの絶縁抵抗測定を行うなどした後、2

128　低圧ケーブルの接続に用いた P/C は、2 号機 T/B1 階にある P/C2C である。

129　電源復旧を目指した MCC は、1 号機 T/B2 階にある 480V ヒーティング・アンド・ベンチレーション（H&V） MCC 1A 及び 1 号機 R/B3 階にある 480V R/B MCC 1D であるが、実際には、それらの上流側にある P/C が設置された 1 号機 C/B 地下 1 階において、それぞれの上流側ケーブルに低圧ケーブルを結線する作業を行った。

号機側 P/C と高圧ケーブルで接続していた高圧電源車を起動して、2 号機側 P/C の遮断器を投入してから、MCC の上流側ケーブルと低圧ケーブルの接続部で検電器による受電確認及びローテーションメータによる相順確認を行い、同日 15 時 15 分頃には、あと数分で受電の確認が終了する見通しであったため、これを発電所対策本部に無線連絡し、その後、受電確認及び相順確認を終え、1 号機 R/B 内にある MCC まで正常に送電されていることを確認した。そして、同日 15 時 36 分頃、発電所対策本部復旧班は、発電所対策本部に無線連絡を入れ、これを聞いた発電所対策本部は、メインテーブルにおける発話によって情報共有を図り、これが上記二つのメモ書きに記載されたものと考えられる。そして、柏崎刈羽原発情報班メモに記載された「1F-1、SLC 注入準備完了、地震」は、かかる SLC 注入準備が完了したとの報告直後に発電所対策本部で強い揺れを感じ、1 号機 R/B の爆発を予期していなかったため、その揺れを地震によるものと判断したために書き取られたと考えられ[130]、SLC 注入準備完了、つまり、1 号機 R/B 内の MCC まで送電が完了し、後は中央制御室における操作によって SLC 注入が可能となる状態となった旨の報告を受けたのとほぼ同時に 1 号機 R/B 爆発が生じたと考えられる。この時点では、発電所対策本部から中央制御室にいた当直には、いまだ SLC 注入準備完了の連絡がなされておらず、中央制御室における操作は未了であった。

そして、受電確認や相順確認の結果、特に異常がなかったのであるから、電源車を起動したと思われる同日 15 時から同日 15 時 10 分にかけての頃には 1 号機 R/B の MCC まで受電が完了しており、中央制御室における操作が必要な SLC 設備への電気回線自体は接続されていないものの、1 号機 R/B 内に敷設され、かつ、受電完了した MCC 下流側にある SLC その他の電気設備に接続された電気ケーブルの一部に電気が流れ始めていたと考えられる。具体的には、1 号機 R/B2 階に設置された SGTS 電気ヒータ[131]及び 1 号機

130 気象庁発表資料によれば、1 号機 R/B 爆発当時、地震は観測されていない。

131 SGTS 電気ヒータは、SGTS の活性炭フィルタの除湿のために用いられる。操作スイッチは、1 号機 R/B2 階に設けられ、480V H&V MCC 1A への受電が完了すれば、同所までの接続ケーブルが通電することになる。

R/B4 階に設置された SLC タンクヒータ[132]は、電源復旧した MCC の下流側のケーブルと接続された設備であり、中央制御室における操作を経なくとも、MCC において受電完了すればこれらの電気設備に接続された電気ケーブルに通電する。したがって、これらの R/B 内に敷設された電気ケーブルが地震動の影響等によって損傷していたり、これらの電気設備と電気ケーブルの接続部分が湿潤状態にあったりした場合には、これらの箇所において漏電が生じ、これが引き金となって水素ガス爆発を引き起こした可能性も否定できない。

⑦　以上から、1 号機 R/B 内に不燃限界濃度を超える水素が蓄積され、金属摩擦や電気設備・機器に接続された電気ケーブルからの漏電又はその他の要因によって着火し、R/B 内で爆発が生じたものと考えられる。

水素ガス爆発については、これまで、不燃限界濃度を超える水素が蓄積された空間においては、僅かな着火要因であっても爆発に至る危険があり、それがゆえに解明困難として着火要因を十分に解明してこなかったケースが多いと考えられ、これまでに指摘した可能性以外にも、着火要因が存在することもあり得る。

過去に起こった事故原因の解明なくして、将来の事故の未然防止を十分図りえないのであるから、今後、規制官庁を中心とする国、事業者及び学会といった原子力関係者において、今回の水素ガス爆発の着火要因について徹底した解明がなされることを期待する。

（4）2 号機 R/B 及び S/C の状況

a　2 号機 R/B については、R/B 東側壁面のブローアウトパネルが脱落したこと以外に、外見上、顕著な損傷が認められないこと

（a）2 号機 R/B の損傷状況

①　1 号機 R/B 爆発後、3 号機 R/B 爆発前である平成 23 年 3 月 13 日、2 号機 R/B 東側壁面のブローアウトパネルが開放していることが確認された。

132　SLC タンクヒータは、SLC タンク内の水を一定温度に保ち、五ホウ酸ナトリウムの溶解度を上げるために用いられる。操作スイッチは、1 号機 R/B4 階に設けられ、480V R/B MCC 1D への受電が完了すれば、同所までの接続ケーブルが通電することになる。

R/B5 階下部に設けられているブローアウトパネル[133]は、通常、R/B 内の圧力が上昇して天井・外壁等が破損するのを防ぐため、所定の圧力[134]が作用すると、ブローアウトパネルを固定している炭素鋼の金物が塑性変形を起こして動作し、内側から外側に向けて開放されるが、完全に脱落することがないように、ブローアウトパネルの両端が 2 本のチェーンで固定されており、上記確認時も、ブローアウトパネルが 2 本のチェーンによって固定され、脱落することなく開放している状態であった。

このブローアウトパネルは、1 号機 R/B の爆発による振動や爆風の影響によって開放した可能性がある。

② しかし、遅くとも平成 23 年 3 月 16 日に確認した際には、2 号機 R/B 東側壁面のブローアウトパネルは、2 本のチェーンが断絶し、ブローアウトパネルが完全に脱落して、T/B 側に落下していた[135]。

これは、詳細不明であるものの、3 号機 R/B 爆発の影響によって、開放されていたブローアウトパネルを固定する 2 本のチェーンが断絶して、ブローアウトパネルが脱落した可能性が考えられる。

いずれにしても、上記以外に 2 号機 R/B の顕著な損傷は認められない。

（b）水素ガス爆発に至らなかった要因

① 2 号機は、平成 23 年 3 月 14 日 12 時 30 分頃までに RCIC の注水機能が喪失し、同日 19 時 57 分頃まで代替注水がなされなかったため、炉心の露出、損傷が進行するとともに、それ以降も断続的かつ不十分な代替注水しかなされなかったことで、ジルコニウム-水反応によって大量の水素が発生したと考えられる。

② 2 号機については、平成 23 年 3 月 14 日 21 時 18 分頃までには圧力容器又はその周辺部が破損していた可能性が高い[136]上、SR 弁の開操作を繰り返していたことから、圧力容器から格納容器側へ水素が流れ込んだ可能性が高い。このようにして格納容器に蓄積された水素は、高温下において、格納容

133 2 号機のブローアウトパネルは R/B 東側に 1 か所設けられ、縦が約 4.3m、横が約 6.0m である。
134 2 号機のブローアウトパネルの作動圧力は 352kg/㎡である。
135 資料Ⅱ-2-6 参照。
136 前記 1 （5） a 参照。

器フランジ部や電気配線貫通部等に用いられたシール材の劣化が進むなどして、同箇所から漏えいした可能性がある[137]。

③　さらに、自衛隊空撮写真によれば、2 号機については、開放されたブローアウトパネル部分から大量の蒸気様白煙が吹き出していたことが明らかである。そうすると、2 号機 R/B 内に漏えいした水素の多くは、蒸気とともに、ブローアウトパネル開放部から建屋外に放出された可能性が高く、これにより、2 号機 R/B 内に蓄積する水素の量が抑制され、水素爆発が発生しなかった可能性が高い。

b　平成 23 年 3 月 15 日 6 時から同日 6 時 12 分にかけての頃に確認された異音は、4 号機 R/B 爆発によるものと考えられ、2 号機の S/C 由来のものとは考え難いこと

（a）地震観測記録データ分析結果との関係

東京電力が、福島第一原発敷地内に設置された五つの地点の地震観測記録計データを分析した結果、平成 23 年 3 月 15 日 6 時 12 分 15 秒、P 波（縦波）と S 波（横波）の到達時間の差が 1 秒以内と短い振動、すなわち、地震動ではなく爆発によるものと思われる振動がいずれにも計測されていた[138]。そして、かかるデータ計測結果に基づき、前記五つの地震観測地点における爆発振動到達時刻を特定すると、2 号機で爆発があったと仮定した場合、各地震観測地点と 2 号機との間の距離に応じた爆発振動到達時刻とはならず、不規則となる。他方、4 号機で爆発があったと仮定した場合、各地震観測地点と 4 号機との間の距離に応じた爆発振動到達時刻となり、同心円状に振動が伝達された様がよく表現される[139]。

また、発電所対策本部、1/2 号中央制御室及び 3/4 号中央制御室にいた者の各供述によれば、同日 6 時から同日 6 時 12 分にかけての頃に確認された異音や衝撃は一度の機会であったと認められ、その異音や衝撃が感じられた時刻は、地震観測記録計データによれば、同日 6 時 12 分頃であったと認められる。

137　前記 1（5）b 参照。

138　資料Ⅱ-2-7 参照。

139　地震観測記録データに記録された振動の振幅・周期から直ちに爆発規模を推し量れるものではないが、それでも、爆発の影響による振動の時期について特定することは可能である。

このことは、当直が同日 6 時 12 分頃に異音を聞いて、発電所対策本部発電班に電話報告したと考えれば、発電所対策本部発電班のメモ書きに、「6° 14’ 爆発音あり」と手書きで記載されていることとも整合的である。

以上から、同日 6 時 12 分頃に確認された異音や衝撃の原因は、4 号機 R/B 爆発によるものであったと考えられ、2 号機 R/B 内で何らかの爆発的事象が生じたことによるものとは考え難い。

（b）S/C 圧力計が示す実測値との関係

① そもそも、2 号機 S/C で爆発その他の異変が生じたのではないかと考えられた原因の一つとして、平成 23 年 3 月 15 日 6 時 2 分頃、2 号機の S/C 圧力計が 0.000MPa abs を示したとされることが挙げられる。

確かに、2 号機のプラント関連パラメータによれば、同日 6 時 2 分から同日 7 時 20 分にかけて、合計 5 回にわたり、S/C 圧力計が 0.000MPa abs を示したとの記録が残っている。

しかし、まず、この S/C 圧力計が示した 0.000MPa abs というのは真空状態を意味することになり、そのような現象が現実に生ずることはあり得ない。

この点、当時、1/2 号中央制御室で計測に当たっていた当直の供述によれば、この時の S/C 圧力計の指示値は、0.000MPa abs を示していたのではなく、測定可能範囲下限を下回る位置を指示針が指すダウンスケールの状態にあった可能性が高い。そして、1/2 号中央制御室にいた当直長は、この計測を実施した当直からの報告を受け、発電所対策本部発電班に連絡したが、その過程で、S/C 圧力計がダウンスケールしたことが 0.000MPa abs を示したものと誤って伝わり、発電所対策本部において、2 号機の S/C 圧力計が 0.000MPa abs を示したとの情報が共有され、その旨の記録がなされた。すなわち、2 号機のプラント関連パラメータ上、同日 6 時 2 分から同日 7 時 20 分までの間、合計 5 回にわたって記録されている 0.000MPa abs は実測値ではなく、実際の S/C 圧力計は、ダウンスケールにより計測不能になっていたものと考えられる。

そして、これら 2 号機のプラント関連パラメータ及び当直の供述によれば、S/C 圧力計は、同日 5 時 45 分頃に 0.320MPa abs、同日 6 時頃に 0.270MPa

abs を示した後、同日 6 時 2 分頃にダウンスケールしたのに対し、この S/C 圧力計と共通の電源を用いていた D/W 圧力計は、同日 5 時 45 分頃に 0.740MPa abs、同日 6 時頃に 0.730MPa abs を示した後、同日 6 時 2 分頃以降も同日 7 時 20 分頃まで 0.730MPa abs を示したままであったことが認められる。そうすると、S/C 圧力計と電源を共通とする D/W 圧力計が計測可能であったのだから、この S/C 圧力計がダウンスケールした原因は電源の枯渇とは考え難い。そのため、例えば、S/C 圧力計の電気回路のいずれかで接触不良等の電気系統のトラブルが生じた可能性が考えられ、当委員会において種々の調査を重ねてきたが、その詳細はなお不明である。

計装機器は、プラントの運転、制御にとって必要不可欠なものであって、その性能向上を図る上でも、これらの原因を検証する意義は極めて大きいため、今後、事業者、国及び関係団体において、これらの計装機器の故障原因について徹底した検証がなされることを期待する。

いずれにせよ、2 号機の S/C 圧力計については、同月 14 日 22 時 10 分頃以降、D/W 圧力の上昇傾向に比して、全く数値が上がる傾向を示しておらず、計装用配管や圧力伝送器、電気系統に何らかの異常を来したことで誤計測、誤表示が始まっていたと考えられる[140]。

② さらに、前記（a）のとおり、異音や衝撃が感じられた時刻は、地震観測記録計データが示すとおり、同月 15 日 6 時 12 分頃であったと認められ、2 号機のプラント関連パラメータによれば、それよりも前の同日 6 時 2 分頃と同日 6 時 10 分頃の 2 度にわたり、既に S/C 圧力計がダウンスケールしていたことが明らかである。そうすると、この異音や衝撃が感じられたことと、S/C 圧力計が 0.000MPa abs を示したこととの因果関係は薄いと考えるのが自然である。

③ もっとも、このことは、プラント関連パラメータ上の記録からは、平成 23 年 3 月 15 日 6 時頃以降に 2 号機 S/C 付近で爆発的事象が生じて S/C が破損したとまでは言えないことを意味するのみであって、その前後において 2 号機 S/C が健全性を維持していたとする趣旨ではない。

---

140 資料Ⅱ-1-1 の第 3,2(3)b(f)参照。

むしろ、2 号機の格納容器又はその周辺部には、同月 14 日 13 時 45 分頃以降、同日 18 時 10 分頃までの間、格納容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていた可能性が十分認められ、それ以降も、更に大きな損傷が生じていった可能性が極めて高いことは既に述べたとおりであり[141]、このことは、2 号機の S/C の損傷可能性をも含む趣旨である[142]。

（5）3 号機 R/B の爆発

a　3 号機 R/B 爆発の原因は、可燃性ガスによるものと考えられること

（a）本件爆発及び損傷の状況

①　爆発後の 3 号機 R/B の状況を撮影した写真によれば[143]、以下の事実が認められる。

3 号機 R/B は、屋根が全て滅失し、天井を構成していた鉄骨の大部分が屈曲・破損している。

子細に見ると、まず、3 号機 R/B 北側の状況については、3 号機 R/B 北側 5 階部分の壁面、コンクリート柱及び梁（はり）がほぼ滅失し、北西付近の床面の大部分が抜け落ちている可能性がある上、4 階部分も、西側 2 ブロックの壁面及びコンクリート柱が滅失し、激しい損傷が認められる。

次に、3 号機 R/B 東側の状況については、3 号機 R/B 東側 5 階部分の壁面は、ほぼ滅失しており、コンクリート柱及び 5 階部分中央付近を走る梁が残存しているものの、特に、中央 2 本のコンクリート柱が梁との接合部分よりやや上方で建屋方向に折損している。また、最上部梁は、北側 3 ブロックでは、天井部骨組みと不十分に接続して現存するも、南側 3 ブロックでは、全て滅失している。

141　前記 1（5）b 参照。

142　平成 23 年 6 月頃以降、2 号機原子炉への注水時、S/C 水温が低下する傾向が認められた。この頃までには圧力容器が破損し、原子炉注水の継続により格納容器下部に水が漏えいし、これがベント管を通じて S/C 側にも流れ込んでいた可能性が高い。そうすると、平成 23 年 6 月頃以降、2 号機原子炉への注水を実施しても、S/C 内が満水であれば、格納容器側に漏えいした水が D/W 側に蓄積されていくだけで、S/C 水温にはほとんど変化が認められないはずであるのに、実際には S/C 水温が低下する傾向を示した。これは、継続的な原子炉注水及び格納容器への漏えいによっても 2 号機の S/C 内が満水にならずに、新規の冷却水が S/C 側に流れ込んでいたことを意味し、それまでのいずれかの時期に、S/C のいずれかの箇所に損傷が生じていたと考えるのが自然である。

143　資料Ⅱ-2-8 参照。

次に、3 号機 R/B 南側の状況については、3 号機 R/B 南側 5 階部分の壁面、コンクリート柱及び梁は、ほぼ滅失している。

さらに、3 号機 R/B 西側の状況については、3 号機 R/B 西側 5 階部分の壁面、コンクリート柱及び梁は、ほぼ滅失している。また、西側 4 階部分の壁面は、南方の 1 ブロックを除き、ほぼ滅失しているほか、北方から 1 本目のコンクリート柱が完全に滅失し、2 本目のコンクリート柱が建屋外側方向に傾き、上方の梁部分と分離している。さらに、これらの滅失したコンクリート柱の残がいと思われるものが、3 号機 R/B 西側の低層階付近外側に認められる。このような損傷状況からすると、建屋内側から外側に向けて大きな圧力がかかったことがうかがわれる。

3 号機 R/B3 階以下の低層階部分については、その外観上、一部壁面に、表面の剥落が認められるものの、激しい損傷箇所までは認められない。

さらに、3 号機 R/B 北側に隣接する廃棄物処理建屋（RW/B）も、屋根の一部残がいと思われるものが認められるが、広範囲にわたって激しく損傷し、鉄骨がむき出しになり、2 階部分も激しい損傷が認められる。

③ 3 号機 R/B は、南北 46.0m、東西 46.0m、地上 46.0m、地下 16.1m の鉄筋コンクリート造りで、天井部が鉄骨構造であるが、それ以外は、5 階壁面も含めて鉄筋コンクリート造りである。これに対し、1 号機 R/B は、5 階部分の周囲が、鉄製骨組みに鉄板をはめ込んだだけの壁となっている。1 号機と 3 号機の損傷状況の相違は、かかる建屋構造の影響を受けた可能性がある。

さらに、3 号機 R/B の損傷状況を見ると、3 号機 R/B5 階東側はコンクリート柱が残存し、床も原形をとどめているのに対し、R/B5 階西側はコンクリート柱も全て滅失し、R/B4 階北西側は垂直方向のコンクリート柱、天井や水平方向に走るコンクリート製支柱が滅失し、同フロア内にあった設備の一部が建屋外側方向へ露出するなど、3 号機 R/B 北西側の 5 階及び 4 階が特に激しく損傷している。そうすると、例えば 3 号機 R/B5 階に水素が蓄積されていたところ、5 階南東部付近で着火し、同空間に蓄積していた水素に燃焼波が伝ぱする中で、音速を超え、北西部付近で爆ごうに至り、5 階床が抜ける

などして、4 階以下にも爆風が広がっていった可能性がある[144]。

いずれにせよ、3 号機 R/B 内で爆発が生じた際、5 階壁面まで鉄筋コンクリート造りであった 3 号機 R/B は、水平方向にかかる負荷への耐性が 1 号機 R/B よりも強いため、1 号機 R/B 爆発のときよりも大きな圧力を R/B 内に蓄積し、その後建屋が負荷に耐えられず、構造物を生成するコンクリート等もろとも垂直方向に黒色爆煙を吹き上がらせるとともに、水平方向に壁を吹き飛ばして、天井及び周囲の 5 階部分及び 4 階部分の一部の壁を消失させ、その際、水平方向への爆発によるエネルギーの発散は、南方向よりも北方向の方が強かったと考えられる。

また、爆風やこれによって吹き飛ばされたがれき等の影響で、3 号機 R/B の北側に隣接する RW/B 内部及び天井部も激しく損傷したと考えられる。

（b）本件爆発の原因

3 号機 R/B の損傷発生時の映像[145]によれば、平成 23 年 3 月 14 日 11 時 1 分頃、3 号機 R/B 内において爆発が発生したと認められ、その損傷状況からすると、3 号機 R/B 内部で爆発が生じ、強い圧力が外部方向に働いて生じたと考えて矛盾はない。

3 号機 R/B の爆発は、1 号機と同様に、水蒸気爆発[146]や粉じん爆発であった可能性について否定され、可燃性ガス爆発によるものと考えられる。

b　3 号機 R/B 爆発の原因と考えられる可燃性ガスは、主として、3 号機圧力容器内の炉心損傷過程で発生した水素と考えられること

（a）水素発生原因[147]

①　3 号機 R/B 爆発を引き起こし得る可燃性ガスについて検討する。

144　もっとも、R/B4 階部分以下にも水素が蓄積し、同様の爆発を引き起こした可能性も否定できない。

145　資料Ⅱ-2-1 参照。

146　3 号機のプラント関連パラメータによれば、3 号機 R/B 爆発前後で、原子炉圧力及び D/W 圧力の低下が認められるため、例えば、爆発の影響で圧力容器や格納容器に貫通する配管の一部が破損したことなどが考えられるものの、爆発後も、依然として、原子炉圧力及び D/W 圧力が大気圧の数倍となる数値を示しており、圧力容器又は格納容器内で、3 号機 R/B 上部を粉砕するほどの水蒸気爆発が起こった可能性は否定される。

147　資料Ⅱ-2-3 参照。

② まず、3 号機 R/B 内にある M-G セット用のタービン油や CAMS 校正用ボンベに封入された水素、3 号機 T/B 内の発電機冷却用の水素については、1 号機と同様に、3 号機 R/B 爆発の主たる要因になりにくいか、完全に可能性が否定され、また、外部から 3 号機 R/B 内に水素その他の可燃性ガスが持ち込まれていた可能性も否定される。

そうすると、3 号機 R/B 爆発の原因は、主として、3 号機 R/B 内で化学反応によって生じた可燃性ガスによるものと考えられ、かかる可燃性ガスとしては、1 号機と同様に、水素以外には考え難い。

③ 3 号機においては、遅くとも平成 23 年 3 月 13 日 2 時 42 分頃以降、HPCI の注水機能が喪失し、約 6 時間以上にもわたって代替注水がなされず、その間炉心損傷が進行するとともに、それ以降も断続的かつ不十分な代替注水しかなされなかったことで、ジルコニウム-水反応により大量の水素が発生し、圧力容器から格納容器を通じて 3 号機 R/B 内に水素が漏えいしていった可能性は十分考えられる。

そのほかにも、1 号機と同様に、水の放射線分解、コア・コンクリート反応、格納容器内の亜鉛入り塗装や亜鉛製構造物に用いられる亜鉛の酸化、制御棒に用いられるボロン・カーバイドの酸化等によって水素が発生し得るが、その発生量は、3 号機 R/B 爆発までの間、ジルコニウム-水反応による水素発生量と比較すると極めて限定的であるか、ほとんど発生に至っていなかったものと考えられる。

④ 結局、3 号機 R/B 爆発の原因となったと考えられる水素は、主として、3 号機圧力容器内の燃料が損傷していく過程でジルコニウム-水反応によって発生したものと認められる。

（b）水素発生量

① 3 号機 R/B の損傷状況からすると、3 号機 R/B 内において、爆ごう又は爆燃のいずれが起こったか断定まではできないが、ここでは、3 号機 R/B 内で爆ごうを引き起こすに足りる水素が発生した可能性について検証する。

② まず、3 号機の損傷状況からすれば、明らかに R/B5 階の損傷が激しいため、R/B5 階に水素が蓄積して爆ごうが起こったと仮定する。

3 号機 R/B5 階は、間仕切りがない空間となっており、その空間体積は約 2 万 5,000 ㎥である。そして、爆ごうが起こり得る水素混合割合の下限界が 18.3%[148]とすると、3 号機 R/B 内が 30℃、大気圧の雰囲気であったとした場合[149]、爆ごうを引き起こすには約 371.0kg の水素が必要となる[150]。

③　3 号機については、平成 23 年 3 月 13 日 2 時 42 分頃、当直が HPCI を手動停止後、少なくとも同日 9 時 10 分頃までの間、全く注水がなされておらず、その後も同月 14 日 5 時頃までの間、全く代替注水がなされない時間が 2 時間以上続いたり、十分な注水量を確保できなかったりしたため、BAF を上回る原子炉水位を十分確保できなかった可能性が高い。そして、同日 11 時 1 分頃までに、炉心損傷が相当程度進行してジルコニウム-水反応によって大量の水素が発生するとともに、不十分な注水が間欠的に繰り返された結果、ジルコニウム-水反応が更に進んで水素が発生したと考えても矛盾はない。東京電力が平成 24 年 3 月に公表した MAAP 解析によれば、平成 23 年 3 月 13 日 12 時過ぎには 600kg 超の水素が発生したとされ、JNES が同年 9 月に公表した MELCOR 解析でも、同年 3 月 13 日 12 時頃には、仮定条件によって異なるが、550kg~700kg 程度の水素が発生したとされる。これらの解析は、いずれも、当委員会の検証結果に比べて、注水停止時の原子炉水位が高く、代替注水量も多めに設定していることなど、実際の事象進展よりも緩やかな解析結果であると考えられ[151]、実際には、これらの解析結果を超える水素発生量であった可能性が高い。

そして、同月 14 日 11 時 1 分頃までには、既に圧力容器又はその周辺部、格納容器又はその周辺部にはそれぞれ閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていた可能性が高く[152]、これらの発生した水素は、大部分が格納容器外に漏えいしたと考えても矛盾はない。

④　もっとも、3 号機の格納容器ベント実施の際、これらの水素の一部が、SGTS 配管合流部を経由して 4 号機 R/B 側に流れ込み、4 号機 R/B 爆発を引き起こ

148　前掲日本機械学会「機械工学便覧」（2001 年）参照。
149　この場合の水素密度は約 0.08109kg/㎥となる。
150　資料Ⅱ-2-9 参照。
151　資料Ⅱ-1-1 の第 4,1(5)参照。
152　前記１（６）ａ及びｂ参照。

した可能性が高いので、この点を考慮する必要がある。

まず、3 号機 R/B 爆発が起こった平成 23 年 3 月 14 日 11 時 1 分頃以降、4 号機 R/B 爆発が起こった同月 15 日 6 時から同日 6 時 12 分にかけての頃までに、3 号機の炉心損傷が更に進行して水素が発生すると考えられる。東京電力の上記 MAAP 解析によると 200kg 程度、JNES の上記 MELCOR 解析によると仮定条件次第で 100kg 程度、更に水素が発生したとされる。

なお、4 号機 R/B では、主として R/B4 階西側で爆発が生じた可能性が高いと考えられ、同空間は、3 号機 R/B5 階の空間体積の 5 分の 1 以下であるため、これに応じて爆ごうに必要な水素質量も小さくなる[153]。

⑤ 以上からすれば、4 号機 R/B 爆発に必要な水素発生量や格納容器ベントによって大気中に放出される水素の量を考慮してもなお、3 号機の炉心損傷に伴うジルコニウム-水反応によって、3 号機 R/B で爆ごうが生ずるのに必要な水素発生量が十分認められ、3 号機 R/B5 階から 4 階以下の一部空間にまで水素が回り込んだ可能性もある。

（c）水素流出経路[154]

① 3 号機については、1 号機と同様に、炉心由来の水素が格納容器フランジ部から R/B5 階オペレーティングフロアに拡散、蓄積されていくとともに、機械搬入用ハッチ開口部や階段を通じて 4 階フロア方向にも拡散していった可能性が高く、その漏えい量も多いと考えられる。もっとも、格納容器下部にある電気配線貫通部、ハッチ部及びエアロックからの水素の漏えいや、格納容器ベント時の SGTS 配管からの逆流[155]の可能性もあり、いずれの可能性も択一的なものではないから、複数箇所からの漏えいがあった可能性も十分認められる。

---

153 後記（6）b（b）参照。

154 資料Ⅱ-2-5 参照。

155 3 号機の格納容器ベント実施の際に SGTS の出口弁が開状態であったことが確認されており、SGTS フィルタの放射線量は数 mSv/h 程度と計測された。もっとも、3 号機については、電源喪失時に閉となるダンパが出口側に設置されている上、SGTS フィルタの入口側と出口側で線量率が大きく変化しておらず、明確な方向性を見出し難いことからすれば、格納容器ベント実施の際、水素を含有するベント流が 3 号機 R/B 内に逆流したとしても、その流量は限定的であって、これが 3 号機 R/B 爆発の主たる原因ではなかった可能性が高いと考えられる。

② 東京電力による放射線量測定結果によれば、3 号機 R/B5 階は数百 mSv/h 程度の線量であるのに対し、1 階から 4 階までは、局所的な高線量箇所を除き、平均すると数十 mSv/h であることからすれば、格納容器上部からの漏えいが中心であったと考えられる。もっとも、3 号機については、R/B1 階の機器ハッチ部付近の線量が高く、数百～千数百 mSv/h を計測していることからすれば、同箇所から放射性物質が漏えい、付着した可能性があり、そうすると、同箇所を通じて水素が漏えいした可能性もある。

（d）着火要因

3 号機については、1 号機と同様に、R/B 内に不燃限界濃度を超える水素が蓄積され、金属摩擦や漏電又はその他の要因によって着火し、R/B 内で爆発が生じたものと考えられるが、着火要因については、依然として不明な点が多く、今後、規制官庁を中心とする国、事業者、学会といった原子力関係者において徹底した解明がなされることを期待する。

（6）4 号機 R/B の爆発

a 4 号機 R/B の爆発は、可燃性ガスの爆発によるものと考えられること

（a）本件爆発及び損傷の状況

① 4 号機 R/B については、1 号機及び 3 号機の各 R/B 爆発と異なり、損傷が生じた時点における映像や目撃供述等が存在しないものの、その被害後の状況を撮影した写真[156]から以下のことが分かる。

まず、4 号機 R/B 北側の状況である。その外観上、R/B5 階北側天井部を水平に走るコンクリート柱は、真ん中付近を中心に、R/B 内側へ凹（おう）状に弧を描くようにわい曲している。また、北側壁面は、R/B5 階上方壁面と下方壁面が R/B 外側へ凸（とつ）状に屈曲し、上方壁面が R/B 内側にわい曲して倒壊し、下方壁面は、R/B4 階付近から 5 階下部にかけて緩やかに R/B 外側にわい曲した後、弧を描くようにして、R/B5 階真ん中付近に達する。また、北側壁面は、東方より西方の損傷がより激しく、R/B5 階部分の北側

156 資料Ⅱ-2-10 参照。

西方壁面は、上記屈曲部で接合しているものの、西から横2ブロック分の下方壁面がR/B方向にわい曲することなく、ほぼ垂直方向に垂下している。さらに、R/B3階及び4階北側壁面のうち西から横2ブロック分の壁面は損傷が激しく、半分程度が剥落し、R/B内部の露出が認められる。

次に、4号機R/B東側の状況である。その外観上、R/B5階東側天井部を水平に走るコンクリート柱は、北端付近がR/B内側に弧を描くようにわい曲し、南端付近が外側下方へわい曲している。東側壁面はR/B3階から5階まで、5階上方2ブロックを残して全て滅失し、R/B内部の露出が認められる。

次に、4号機R/B南側の状況である。その外観上、R/B5階南側天井部を水平に走るコンクリート柱は、東端に向けてやや下方へ脱落している。南側壁面は、R/B5階部分の東側から縦2ブロック、横3ブロックが完全に脱落し、R/B5階部分の残りの壁面も、上方1ブロックと下方1ブロックがR/B外側に向けて緩やかにわい曲して接合している。また、R/B5階部分の壁面脱落箇所は、コンクリート柱がほぼ滅失している。R/B4階の南側壁面は、中心部付近に建屋内が露出するほどの激しい損傷箇所が1か所認められる。

次に、4号機R/B西側の状況である。その外観上、R/B5階西側天井部を水平に走るコンクリート柱は比較的健全性が保たれているが、西側壁面は、R/B5階部分が半分以上滅失してR/B内が露出しているほか、R/B4階部分は全て滅失し、R/B3階部分も北側が1ブロック程度滅失している。西側壁面のコンクリート柱は、北端付近及び南端付近において一部滅失箇所が認められ、R/B5階中央の床下コンクリート付近も激しい損傷が認められる。

また、R/Bの屋根はほぼ滅失し、骨組みも、中央部から西側にかけて比較的健全性が保たれているものの、北方向及び南東方向にわい曲して多数箇所に折損が認められ、北側は相当部分が滅失している。

② さらに、東京電力による4号機R/B内の現場確認の結果、以下の事実が判明した。

SGTSの排気ダクトは、SGTSフィルタ等の設備がある4号機R/B2階から3階を経由し、4階天井中央西寄りの部分を北から南に向かって敷設され、南壁面付近で5階へ通じる設計となっている。

5階フロアの排気ダクトが設置されていた南壁面は、ほとんどの部分が抜

け落ち、ダクトの残がいも認められなかった。また、5 階フロア南西部では、床面が大きく損傷し、鉄筋が上方向に屈曲していたほか、一区画が全体として 5 階オペレーティングフロア東側にめくれ上がり、床面やクレーンのレールなどが下からの力によって変形していた。さらに、4 号機 R/B4 階から通じる原子炉ウェル及び SFP の排気口ネットは、通常かかる圧力の方向とは逆方向（原子炉ウェル内側）への張り出しが認められた。また、4 階西側エリアでは、5 階フロア床の損傷が大きい箇所の直下付近の床面が下方に変形していたほか、排気ダクトの残がいと推定されるがれきが多数存在していた。

さらに、4 号機 R/B4 階南西部には本来敷設されているはずの排気ダクトが粉砕されて原形をとどめておらず、4 号機 R/B4 階床が爆発の影響で 3 階方向へ沈下していた。

次に、3 階西側エリアでは、4 階同様、床面が下方に変形していたほか、北西エリアでは床面の大きな損傷が認められ、付近には排気ダクトの残がいと推定されるがれきが多数存在していた。

③ そして、福島第一原発内の五つの地震観測記録計データに、平成 23 年 3 月 15 日 6 時 12 分頃に P 波及び S 波が到達したことを表す記録や 4 号機 R/B 損傷後の状況を撮影した写真が残されている。

また、同日 6 時頃、引継ぎのため 3/4 号中央制御室に訪れた当直は、4 号機方向から異音を聞いているほか、その後中央制御室から免震重要棟に引き上げる際、4 号機 R/B 周辺にがれき等の通行を妨げる障害物が散在していたが、中央制御室に訪れるときには同じ通行路にはがれき等が存在していなかったことが明らかとなっている。

そうすると、写真に撮影された 4 号機 R/B の損傷は、同日 6 時から同日 6 時 12 分にかけての頃に生じたものと考えられる。

④ 以上からすれば、平成 23 年 3 月 15 日 6 時から同日 6 時 12 分にかけての頃、4 号機 R/B4 階で爆発が生じ、同 4 階南西部から垂直両方向に大きな圧力がかかり、付近の機械搬入用ハッチ開口部や階段を通じるなどして、爆風が上下フロアに勢いよく達し、建屋内部構造物を損壊するとともに、3 階から 5 階部分の壁面の相当部分を滅失・損壊し、吹き飛ばされずに残存している北側壁面及びコンクリート柱も外側へ大きく屈曲し、R/B 屋根も骨組みを

残して吹き飛ばされた可能性がある。また、R/B3 階及び 5 階においても、その一部空間に水素が蓄積し、爆発を引き起こした可能性は否定できない。

（b）本件爆発の原因

① 4 号機 R/B の損傷状況からすると、鉄筋コンクリート造りの壁面その他の構造物の相当部分が滅失し、かつ、建屋内側から外側へ向けて大きな圧力がかかったと見られる上、3 号機 R/B の損傷状況と類似していることから、4 号機 R/B 内部における爆発によって損傷が生じたと考えられ、その爆発の原因について考察する。

② まず、4 号機については、地震発生当時、定期点検中であり、圧力容器内に燃料が存在せず、SFP 内に燃料が貯蔵されていたのみであるので、水蒸気爆発が起こるとすれば、SFP 内においてしか考えられない。しかし、平成 23 年 3 月 15 日 6 時から同日 6 時 12 分にかけての頃、4 号機 SFP 内の燃料は露出することなく、SFP 水位が確保されていたため、SFP 内において水蒸気爆発が生ずる可能性は否定される。そのほか、4 号機において、水が非常に温度の高い物質と接触する機会が見当たらず、水蒸気爆発が起こる原因は考えにくい。

また、4 号機については、1 号機と同様の理由で、粉じん爆発を引き起こした可能性についても否定される。

そうすると、4 号機 R/B 爆発の原因としては、1 号機 R/B の損傷状況と類似しており、他に原因が見当たらない以上、可燃性ガスによるものと考えられる。

b 4 号機 R/B 爆発の原因と考えられる可燃性ガスは、主として、3 号機側から SGTS 配管を通じて 4 号機 R/B 内に流れ込んだ水素と考えられること

（a）水素発生原因

① 4 号機 R/B 爆発を引き起こし得る可燃性ガスについて検討する。

② まず、通常、4 号機 R/B 内では、水素を含む可燃性ガスが蓄積されることはなく、定期検査時にも、同様の危険物を持ち込む際には厳格に管理されている。そして、地震発生当時、4 号機 R/B1 階に圧縮アセチレンガスボンベ 4

本（合計 28kg）が持ち込まれていたことが明らかとなっているものの、このうち 3 本の圧縮アセチレンガスボンベについては、平成 23 年 5 月 13 日、4 号機 R/B1 階に立ち入って現場確認をした際、依然として健全性が保たれていることが確認された。そして、残り 1 本の圧縮アセチレンガスボンベについては、がれき散乱場所に置かれていたため確認ができなかったが、仮に、このガスボンベ 1 本が全量漏えいしたとしても、2 階から 5 階までの建屋容積合計約 4 万 1,300 ㎥に対する濃度は約 0.015%であり、アセチレンガスの爆発限界濃度 2.5%に比べてはるかに小さいため[157]、4 号機 R/B 爆発の原因とは考え難い。また、その他に、本件爆発が生じた平成 23 年 3 月 15 日 6 時から同日 6 時 12 分にかけての頃、4 号機 R/B が爆発を引き起こす原因となり得る水素その他の可燃性ガスが外部から持ち込まれていた可能性は否定される。

また、4 号機 R/B には、水素が封入された CAMS 校正用ボンベ、M-G セット用のタービン油が備え置かれており、4 号機 T/B 内の発電機冷却用に水素が用いられていたものの、1 号機と同様の理由で、4 号機 R/B 爆発の原因とは考え難い。

さらに、4 号機 SFP については、その水温が同月 14 日 4 時頃に 84℃と計測され、4 号機 R/B 爆発当時、いまだ燃料が露出しない程度に水位が確保されていたと考えられるので、炉心損傷に伴いジルコニウム-水反応によって水素が大量に発生したとは考え難い。もっとも、4 号機 SFP 内で放射性水分解により水素が発生することが考えられるが、SFP 水が沸騰するほど高温には至っておらず、仮に水素が発生してもすぐに酸素と融合して水に戻る可能性が高い上、そもそも量的に極めて限定的であって、4 号機 R/B 爆発の主たる原因とは考え難い。

この点、4 号機 SFP 内で放射線水分解により発生した水素と、沸騰で 4 号機 R/B 内に大量に放出された水蒸気の効果で減少した R/B 内部の空気が混ざることで高い水素濃度が実現し、天井、外壁を効率的に破壊した可能性を指

157　圧縮アセチレンガスボンベ近傍での局所的な爆発が考えられるが、プラントメーカーが圧縮アセチレンガスボンベ 1 本分の燃焼による建屋内圧の上昇評価を実施した結果、圧力上昇は 5kPa 程度であり、4 号機 R/B 壁を吹き飛ばすなどの本件損傷を生ぜしめるに足る圧力にまで至らないことが確認されている。

摘する見解[158]もある。かかる見解は傾聴に値するが、前記ａ（ａ）記載の 4 号機の損傷状況、特に、4 号機 R/B4 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。

したがって、4 号機 R/B 爆発の主たる原因となり得る可燃性ガスは、4 号機 R/B 内には見当たらない。

③　そうすると、4 号機 R/B 周辺の各号機その他の施設から可燃性ガスが 4 号機 R/B 内に流れ込んだ可能性が極めて高いが、4 号機 R/B 周辺を見渡しても、4 号機 R/B 爆発当時、その爆発を引き起こすに足りる可燃性ガスは、3 号機 R/B で発生した水素以外には考え難い。そして、3 号機 R/B で発生した水素が 4 号機 R/B に流れ込む可能性が最も高い場合として、3 号機の格納容器ベントを実施する際に、3 号機の燃料由来の水素が、3 号機の SGTS 配管から配管合流部を経由して、4 号機の SGTS 配管を逆流して 4 号機 R/B 内に流れ込んだことが挙げられる。

すなわち、まず、3 号機の格納容器ベントを実施した際、格納容器ベント配管は、SGTS 配管に接続されており、ベント流が、SGTS 配管を通じて、3/4 号排気筒から放出されることになる。他方、4 号機の SGTS は、R/B 各階に張り巡らされた排気ダクトが順次合流して、4 号機 R/B2 階に設置された SGTS フィルタ及び SGTS 配管を通じて、4 号機 R/B 外側の SGTS 配管に至り、3/4 号排気筒付近で 3 号機 SGTS 配管と合流し、3/4 号排気筒から排気が放出されることになる。

また、通常、SGTS は待機状態で停止しており、SGTS フィルタ出口弁、入口弁が全閉状態にあるが、非常時に作動可能なように、電源喪失時にはいずれの弁もフェイルオープンの設計とされている。そのため、津波到達時、4 号機の全交流電源が喪失したため、SGTS のフィルタ出口弁、入口弁が全開状態となったと考えられる。

さらに、4 号機 SGTS 配管には、逆流防止用のグラヴィティ・ダンパが設

158　日本原子力学会「2011 年秋の大会」（2011 年 9 月 19~22 日、北九州国際会議場ほか）における山下真一、平出哲也、松浦千尋、岩松和宏、田口光正、勝村庸介による「福島第一 4 号機の燃料保管プールにおける沸騰水放射線照射時の水素発生と水蒸気による水素濃縮の可能性」参照。

けられていないため、1 号機や 3 号機よりも容易に、ベント流が R/B 内に逆流する可能性があった。

④　3 号機について、平成 23 年 3 月 13 日 8 時 55 分頃以降、発電所対策本部及び当直は、複数回にわたって格納容器ベントを実施したが、その際、4 号機の SGTS フィルタ出口弁等の閉確認がなされず[159]、4 号機の SGTS フィルタ出口弁、入口弁が全開状態のまま放置された。そうすると、3 号機の水素を含有するベント流が、3 号機 SGTS 配管から 4 号機 SGTS 配管及び SGTS フィルタを通じて 4 号機 R/B 内に流れ込むことが可能であったと考えられる。

また、3 号機については、格納容器ベントを実施した同日 8 時 55 分頃には、炉心損傷が相当程度進行し、ジルコニウム-水反応によって大量の水素が発生し、圧力容器又はその周辺部から格納容器側へ水素が大量に流れ込んでいた可能性が高い[160]。そうすると、3 号機の格納容器ベント実施の際、水素を含有するベント流が、3 号機の格納容器ベント配管から SGTS 配管、更には、4 号機の SGTS 配管から排気ダクトを通じて 4 号機 R/B 内へ流れ込んだことが考えられる。

⑤　さらに、平成 23 年 8 月 25 日に東京電力が 4 号機 SGTS 系フィルタの放射線量を測定した結果、フィルタトレイン出口側（下流側）の放射線量が高く、入口側（上流側）に行くにしたがって、汚染の程度が弱まっており[161]、その放射線量の傾向からしても、放射性物質を含有する気体が 4 号機の SGTS フィルタを出口側から入口側に向けて逆流していった可能性が高い[162]。

159　3 号機の事故時運転操作手順書によれば、格納容器ベント実施手順として、3 号機 R/B への逆流防止のため、3 号機内の SGTS フィルタ出口弁等の閉確認について記載されているものの、4 号機の SGTS フィルタ出口弁等の閉確認についての記載がない。これは、複数のプラントで電源喪失となる事態を想定した手順書となっておらず、4 号機へのベント流の逆流現象について念頭に置かれていなかったものと考えられる。

160　3 号機における水素発生原因につき、資料Ⅱ-2-3 参照。

161　フィルタトレイン出口側、フィルタ及びフィルタトレイン入口の放射線量は、それぞれ、A 系が約 6.7mSv/h、約 0.5mSv/h、約 0.1mSv/h、B 系が約 5.5mSv/h、約 0.5mSv/h、約 0.1mSv/h であった。

162　3 号機 SGTS 配管から 4 号機 SGTS 配管を通じて 4 号機 R/B2 階の SGTS フィルタに達するまで、外気に触れる配管が数百メートル存するところ、3 号機ベント流が 4 号機 R/B へ逆流したとした場合、3 号機の格納容器内に存在した水素ガス含有の蒸気の多くが外気に触れる配管内で凝縮して、大半の放射性物質も配管内に付着・沈着すると考えられる。そうすると、フィルタトレイン出口側の放射線

また、東京電力による現場確認の結果、4 号機 R/B5 階フロアの排気ダクトが設置されていた南壁面は、ほとんどの部分が抜け落ち、ダクトの残がいも認められなかったことや、4 階西側エリアでも排気ダクトの残がいと推定されるがれきが多数存在し、4 階南西部に本来敷設されているはずの排気ダクトが粉砕されて原形をとどめていなかったこと、3 階北西エリアでは床面の大きな損傷が認められ、付近には排気ダクトの残がいと推定されるがれきが多数存在していたことなどが認められる（前記ａ（ａ）②参照）。そして、4 号機 R/B 内へ SGTS 配管から排気ダクトを通じて水素が逆流していったと考えれば、これらの 4 号機 R/B 内部の損傷状況とも整合的である。

⑥　したがって、4 号機 R/B 爆発の原因となった水素は、3 号機の炉心損傷が進行してジルコニウム-水反応により発生したものが、SGTS 配管を通じて 4 号機 R/B へ流れ込んだ可能性が高い。

（ｂ）水素発生量

①　4 号機 R/B の損傷状況からすると、4 号機 R/B 内において、爆ごう又は爆燃のいずれが起こったか断定まではできないが、4 号機 R/B 内で、より多くの水素発生量が必要な爆ごうを引き起こすに足りる水素が発生した可能性について検証する。

②　まず、4 号機 R/B の損傷状況からして、4 号機 R/B4 階において爆ごう又は爆燃が生じた可能性が高い。そこで、ここでは、4 号機 R/B4 階で爆ごうが生じ、爆風が上下フロアに勢いよく達し、本件損傷に至ったと仮定する。

4 号機 R/B4 階の空間体積は約 1 万 1,000 ㎥であるが、空間には格納容器施設、SFP、SLC、M-G セット等の大規模な構造物が設置され、ドライヤーセパレータ貯蔵プール、SFP 等によって大きく東西に間仕切りがなされた空間となっている。損傷の激しかった 4 号機 R/B4 階西側のみに限定すると、種々の構造物を考慮して、その空間体積は、5,000 ㎥を超えることはないと考えられる。そこで、爆ごうが起こり得る水素混合割合の下限界を 18.3%[163]

量が、A 系が約 6.7mSv/h、B 系が約 5.5mSv/h と、数値的には 1 号機や 3 号機と大差がないとしても、1 号機や 3 号機の場合と異なり、大半の放射性物質が配管内に付着・沈着した後の放射線量と考えられ、相当量の蒸気が水素ガスとともに SGTS フィルタを通過したものと考えて矛盾はない。

163　日本機械学会「機械工学便覧」（2001 年）参照。

として、4 号機 R/B 内が 30℃、大気圧の雰囲気であった場合[164]、5,000 ㎥の空間で爆ごうが起こるには約 74.2kg の水素が必要となる。

③　次に、4 号機 R/B 爆発の原因となった水素は、3 号機の炉心損傷が進行してジルコニウム-水反応により発生したものが、SGTS 配管を通じて 4 号機 R/B へ流れ込んだ可能性が高い。そして、3 号機における水素発生量についてであるが、東京電力が平成 24 年 3 月に公表した MAAP 解析によれば、平成 23 年 3 月 15 日零時頃までに約 800kg の水素が発生したとされ、JNES が同年 9 月に公表した MELCOR 解析（事業者解析 2）でも、同年 3 月 15 日零時頃までに約 950kg の水素が発生したとされる。これらの解析は、いずれも、当委員会の検証結果に比べて、注水停止時の原子炉水位が高いことなど、より緩和された事象進展に基づいて実施された解析であったと考えられ[165]、実際には、これらを超える水素発生量であった可能性がある。

④　もっとも、3 号機で発生した水素については、その一部が 3 号機 R/B 内に蓄積して爆発を引き起こしたほか、格納容器ベントにより大気中へ放出されたものもあり、それ以外の水素の全部又は一部が SGTS 配管を通じて 4 号機 R/B 内に流れ込んだことが考えられる。

まず、3 号機 R/B 内に蓄積した水素質量は、少なくとも 3 号機 R/B の損傷に見合った爆発を引き起こすに足りるものでなければならないが、前記（5）b のとおり、3 号機 R/B5 階に約 371.0kg の水素が蓄積すれば、爆ごうが生じて同程度の損傷が起こり得ると考えられる。そうすると、3 号機 R/B5 階に水素が蓄積するとともに、4 階以下の一部空間にまで水素が回り込んだ可能性を考慮に入れても、3 号機 R/B5 階及びその下層部に約 400kg の水素が蓄積すれば、優に 3 号機 R/B 爆発を引き起こし得る。

次に、3 号機の格納容器ベント実施によって、水素を含有するベント流が 3 号機 SGTS 配管から排気筒を通じて大気中に放出されるとともに、配管合流部を経て 4 号機 SGTS 配管から 4 号機 R/B 内に流れ込むことが考えられるが、この場合、流動抵抗による圧力損失を考慮して、流体が排気筒側に流れ込む量と 4 号機 R/B 内に流れ込む量を算出する必要がある。プラントメー

164　この場合の水素密度は 0.08109kg/㎥である。

165　資料Ⅱ-1-1 の第 4,1(5)参照。

カーからのヒアリングに基づく算出結果を以下に示す。

まず、前提として、排気筒出口と4号機R/B内の圧力が等しく、流体は非圧縮性とみなすことができ、3号機SGTS配管と4号機SGTS配管との合流部から排気筒を通じて大気中に放出される配管と4号機SGTS配管につき、両配管内の流体密度、摩擦係数が等しく、各配管の内径は一定で流体速度も一定であると仮定する。この場合、各配管の流体速度は、実効的な配管長さを各配管の内径で除したものの比の1/2乗におおむね反比例するとされている。ここで、実効的な配管長さとは、実際の配管長さに、配管屈曲部や分岐部、バタフライ弁といった圧力損失に影響を与える構造を直線配管の長さに換算したものを加えたものをいう。

そこで、3号機SGTS配管と4号機SGTS配管との合流部から排気筒を通じて大気中に放出される配管と4号機SGTS配管につき、実効的な配管長さ[166]を各配管の内径[167]で除したものの比は、誤差があるものの、おおむね1対3.8となり、3号機SGTS配管から4号機SGTS配管との合流部に流れ込んだ流体のうち排気筒側へ流れ込む流体の速度と4号機R/B内に流れ込む流体の速度の比は、その1/2乗に反比例するとされるので、おおむね2.0対1となる。そして、各配管への流入流量は各配管の流体速度と断面積の積で決まるので、結局、排気筒側と4号機R/B側への流入流量の比は、おおむね2.6対1となる。

その他にも、例えば、排気筒側へ流れ込みにくくなる要因として、排気筒側へ流れ込んだ流体はその後上昇して大気中に放出されるので位置損失が考えられるし[168] [169]、4号機R/B内に流れ込みやすくなる要因として、4号機

166　プラントメーカーのヒアリングによると、3号機SGTS配管と4号機SGTS配管との合流部から排気筒を通じて大気中に放出される配管には90°屈曲部が一か所存在するため、これを直線配管長さに換算した合計配管長さは約14万3,530mmとなる。これに対し、4号機SGTS配管については、上記合流部から、4号機R/B2階のSGTS設備を介し、メイン空調ダクトとの合流部に至るまでの長さを配管長さとすると、その途中にバタフライ弁、45°屈曲部、90°屈曲部、分岐点が複数存在する上、SGTSフィルタ付近の配管がA系及びB系に分岐・並行しているため、これらを直線配管長さに換算した合計配管長さは約48万1,256.5mmとなる。

167　3号機SGTS配管と4号機SGTS配管との合流部から排気筒を通じて大気中に放出される配管の内径は約381.0mmであり、4号機SGTS配管の内径は約333.4mmである。

168　もっとも、実際には、流体速度や水素ガスの浮力を考慮に入れると、その位置損失は比較的小さくなると考えられる。

R/B2 階に設置された SGTS フィルタ手前で配管内径が格段に大きくなり、A 系及び B 系の 2 つに分岐することが挙げられる。他方で、4 号機 R/B 内に流れ込みにくくなる要因として、SGTS フィルタの存在も考えられる。

しかし、これらの諸要因を考慮してもなお各配管への流入流量比に大きな影響を与えるものとまでは考えられず、3 号機 SGTS 配管から 4 号機 SGTS 配管との合流部に流れ込んだ流体のうち、少なく見積もって 25%程度が 4 号機 R/B 内に流れ込んだとしても不自然ではない。

以上からすると、まず、平成 23 年 3 月 15 日零時頃までに、3 号機において、少なめに約 800kg の水素が発生したと仮定すると、3 号機 R/B 内に 400kg の水素が蓄積されても、格納容器ベントの実施により、400kg の水素が 3 号機 SGTS 配管を通じて、排気筒及び 4 号機 SGTS 配管に流れ込む可能性があり、4 号機側 SGTS 配管に流れ込む割合を 25%と仮定すると合計 100kg が 4 号機 SGTS 配管から 4 号機 R/B 内に流れ込む可能性があることになる。

④ したがって、4 号機 R/B 内が 30℃、大気圧の雰囲気であったと仮定した場合、5,000 ㎥の空間に約 74.2kg の水素が蓄積すれば、同空間において爆ごうが生じ得るのであるから[170]、合計 80kg の水素が 4 号機 R/B 内に流れ込み、例えば 4 階西側のような、ある特定の空間に水素が蓄積し、その一部の水素が機械搬入用ハッチ開口部を通じるなどして 3 階及び 5 階に拡散し、4 号機 R/B 内において爆ごうが生じた可能性は十分に認められる[171]。

（c）水素流出・流入経路[172]

① 3 号機については、格納容器ベントを実施した平成 23 年 3 月 13 日 8 時 55 分頃には、炉心損傷が相当程度進行し、ジルコニウム-水反応によって大量の

---

169 さらに、合流部から排気筒に向けて水平に走る配管は、排気筒土台から垂直に走る配管の高さ約 10.95cm 付近で接合するため、この垂直に走る配管の接合部より下の部分に凝縮水が滞留する可能性があり、水かさが増して約 10.95cm を超えると、配管内の空間断面積が小さくなり、排気筒側の配管内の圧力損失がより大きくなって流れ込みにくくなる可能性もある。

170 爆ごうが起こり得る水素混合割合の下限界を高めに見積もって 18.3%とした場合の数値であり、これよりも低い水素混合割合でも爆ごうが生じる可能性も否定できない上、爆燃であれば、更に少ない水素質量で足りることになる。

171 資料Ⅱ-2-9 参照。

172 資料Ⅱ-2-11 参照。

水素が発生し、圧力容器又はその周辺部から格納容器側へ水素が大量に流れ込んでいた可能性が高い。その頃以降、3 号機の格納容器ベントを実施し、水素を含有するベント流の一部が、3 号機の格納容器ベント配管から SGTS 配管、配管合流部を通じて 4 号機の SGTS 配管、SGTS フィルタを介し、4 階及び 5 階の排気ダクトに流れ込み、4 号機 R/B 内に水素が蓄積されたと考えられる。

② 東京電力による 4 号機 R/B 内の現場確認結果（前記ａ（ａ）②参照）に加え、東京電力による 4 号機 SGTS 系フィルタの放射線量測定結果（前記（ａ）⑤参照）を併せ考慮すれば、3 号機炉心で発生した水素が、格納容器ベント実施の際、ベント流とともに、3 号機側 SGTS 配管から 4 号機側 SGTS 配管を逆流して、4 号機 R/B2 階の SGTS フィルタを通じ、排気ダクトを介して上層階に流れ込んだ可能性が極めて高い。さらに、4 号機 R/B 内に張り巡らされた排気ダクト内に流れ込んだ水素の全部又は一部が排気ダクト外に漏えいして、4 号機 R/B4 階や周辺フロアに蓄積された可能性がある。

そして、4 号機 R/B4 階やその周辺フロアで水素ガス爆発が発生したことにより、当該フロア及び周辺フロアの排気ダクト内外に滞留していた水素の爆発を引き起こし、本件損傷が生じたものと考えられる。

（ｄ）着火要因

① 4 号機については、まず、不燃限界濃度を超えて燃焼範囲に至る程度の水素が蓄積された空間において、何らかの金属摩擦が生じて着火に至った可能性が考えられる。

4 号機 R/B 内には、定期検査中のため、通常運転時よりも多くの金属製設備・機器、工具、ボルト等の金属製留め具が置かれていた。福島県双葉郡双葉町において平成 23 年 3 月 15 日 4 時 28 分に震度 1 を観測した後 4 号機 R/B 爆発に至るまで、大きな揺れを観測する地震は見当たらない。しかし、それまでに数多くの地震が計測されているため、例えば、度重なる地震動の影響で、高所に備え付けられた金属製機器・設備の留め具が緩み、又は回線・ケーブルの耐性が限界を超え、4 号機 R/B 爆発直前に金属製機器・設備が落下し、落下場所にある金属やコンクリートに衝突して摩擦が生じ、金属摩擦

によって着火に至った可能性を否定できない。

したがって、衝突に係る金属の特定や衝突場所等の詳細を特定することは不可能であるものの、金属摩擦によって着火に至った可能性はある。

② そのほかにも、4 号機 R/B については、白金等の貴金属の触媒作用によって着火に至った可能性や、帯電した物からの静電気の放電により火花着火する可能性が考えられるものの、1 号機と同様の理由によって、これらの可能性はほぼ否定される。

③ 以上から、4 号機 R/B 内に不燃限界濃度を超える水素が蓄積され、金属摩擦によって着火し、R/B 内で爆発が生じた可能性が考えられる。しかし、今回の水素ガス爆発の着火要因については依然として不明な点が多く、今後、規制官庁を中心とする国、事業者、学会といった原子力関係者において徹底した解明がなされることを期待する。

3 福島第一原発 5 号機及び 6 号機における事故対処

（1）福島第一原発 5 号機及び 6 号機における事故対処の概要

3 月 11 日、東北地方太平洋沖地震の発生当時、福島第一原発 5 号機及び 6 号機は、定期検査のため原子炉を停止しており、運転中のプラントと比較して崩壊熱が低く、原子炉水位も十分に確保されている状態であった。

津波到達後、5 号機は全交流電源を喪失したが、隣接する 6 号機は、非常用ディーゼル発電機（非常用 DG）1 台が作動を継続し、交流電源が確保されていた。このため、6 号機のみならず、6 号機から 5 号機へ電源融通を行うことにより、5 号機についても、5 号機及び 6 号機の中央制御室（以下「5/6 号中央制御室」という。）において各種監視計器が確認でき、また、原子炉圧力の減圧、原子炉への注水といったプラント制御に必要な操作を行うことができた。

しかし、5 号機及び 6 号機では、津波の影響により、海水系ポンプが被害を受け、残留熱除去系（RHR）を起動させることができない状況となったことから、原子炉の減圧及び注水を継続して原子炉を制御しながら、RHR の復旧を進めるという方針で事故対処に当たり、RHR 復旧後、水温が上昇していた SFP の冷却に引き続き、原子炉を冷却し、同月 20 日に冷温停止に至った（資料Ⅱ-3-1 参照）。

（2）福島第一原発5号機及び6号機の概要

a　施設の概要

福島第一原発5号機及び6号機は、福島第一原発構内北側の小名浜港工事基準面（O.P.）+13mに、R/B及びT/B等が設置されている（中間報告資料Ⅱ-3参照）。5号機は昭和53年4月に、6号機は昭和54年10月に運転を開始している（中間報告資料Ⅱ-1参照）。

また、6号機のR/Bは、1号機から5号機と異なり、複合建屋方式を採用している。複合建屋方式のR/Bは、同一基礎版上に建設された原子炉棟及び付属棟から成る。原子炉棟は、R/Bの中心部に配置され、圧力容器、格納容器、SFP等を収容する。付属棟は、原子炉棟を取り囲むように配置され、これには、非常用DGのほか、非常用の金属閉鎖配電盤（M/C）、P/C及びMCC[173]等が設置されている。

また、6号機のDG建屋は、6号機の非常用DG増設に伴い[174]、O.P.+13m盤の6号機T/B北側に設置されたものであり、非常用DG1台及びこの作動に必要な設備が設置されている（中間報告資料Ⅱ-4参照）。

b　冷却機能を有する設備の概要

ここでは、福島第一原発5号機及び6号機において、冷温停止に向けて用いられた主要な設備の概要について説明する。

（a）RHR

RHRは、原子炉を停止した後の原子炉冷却材の冷却や非常時における冷却水の注入を行う系統であり[175]、運転モードとして、原子炉停止時冷却（SHC）

173　MCCとは、P/Cから分配される小容量の所内低電圧回路に使用する動力用電源盤で、配線用遮断器、保護継電器等を収納したものをいう。

174　運転開始時、非常用DGについては、5号機に1台（5A）、6号機に2台（6A及び6H）設置されており、その他に5号機及び6号機共用の非常用DGが設置されていた。平成10年5月頃に非常用電源を強化する観点から、共用の非常用DGを5号機専用（5B）とし、6号機に非常用DG（6B）を1台増設した。なお、6号機非常用DG（6B）は、空気冷却式であり、海水系ポンプを必要としない。

175　5号機RHRのA系に供されるポンプとして、RHRポンプ（A）及び（C）並びにRHRSポンプ（A）及び（C）が、5号機RHRのB系に供されるポンプとして、RHRポンプ（B）及び（D）並びにRHRSポンプ（B）及び（D）が、それぞれ設置されている。

6号機RHRのA系に供されるポンプとして、RHRポンプ（A）並びにRHRSポンプ（A）及び（C）

モード、低圧注水モード、格納容器スプレイモード、S/C 冷却モード、非常時熱負荷モードを有する。

RHR により原子炉冷却材の冷却を行うに当たっては、残留熱除去機器冷却海水系（RHRS）により熱交換器へ冷却水を供給し、また、RHR ポンプの冷却を行うため、RHRS ポンプが起動している必要がある。

各号機の RHR ポンプ及び熱交換器は各 R/B に、RHRS ポンプは屋外の海側エリア（O.P.+4m）に、それぞれ設置されている。

（b）復水補給水系（MUWC）

MUWC は、原子炉施設等の運転に必要な水を復水移送ポンプを利用して CST から供給する系統である。

アクシデントマネジメント策整備の一環として、MUWC と RHR との間の接続配管に、流量計と遠隔操作可能な電動弁（以下「MUWC-RHR 接続配管弁」という。）が設置されており、この電動弁を開ければ、RHR から原子炉へ注水することが可能である。MUWC は、RHR の A 系及び B 系に接続されているが、電動弁である MUWC-RHR 接続配管弁は、5 号機において RHR の B 系に、6 号機において RHR の A 系に、それぞれ設置されている[176]。

（3）福島第一原発 5 号機及び 6 号機の被害状況

a　外部電源の状況

後記 4 のとおり、福島第一原発 5 号機及び 6 号機の外部電源は、地震発生直後の 3 月 11 日 14 時 49 分頃までに喪失した。

b　福島第一原発に到達した津波の状況

東北地方太平洋沖地震に伴う津波の第 1 波は 3 月 11 日 15 時 27 分頃、第 2 波

が、6 号機 RHR の B 系に供されるポンプとして、RHR ポンプ（B）並びに RHRS ポンプ（B）及び（D）が、それぞれ設置されている。また、6 号機 RHR の C 系に供されるポンプは、RHR ポンプ（C）であり、この系統に熱交換器は設置されていない。なお、6 号機 RHR ポンプ（C）は、6 号機 RHRS ポンプ（B 及び D）により冷却される。

176　5 号機の MUWC と RHR の A 系との接続配管及び 6 号機の MUWC と RHR の B 系との接続配管には、手動弁が設置されている。

は同日 15 時 35 分頃に福島第一原発に到達し、その後も断続的に福島第一原発に津波が到達した。

これらの津波により、O.P.+4m に設置されている RHRS ポンプ等周辺、さらに、O.P.+13m に設置されている 5 号機及び 6 号機の R/B、T/B 等周辺は、ほぼ全域が浸水した（中間報告資料Ⅱ-11 参照）。5 号機周辺の浸水高[177]は、O.P.+約 13m から+約 14m（浸水深[178]は約 0.5m[179]から約 1m）であり、これにより 5 号機 T/B 及びコントロール建屋（C/B）への浸水が見られた。また、6 号機周辺の浸水高は、O.P.+約 13.5m から+約 14.5m（浸水深は約 0.5m から約 1.5m）であり、これにより 6 号機 R/B、T/B 及び C/B への浸水が見られた。

c　津波到達後の所内電源の状況

津波到達後の福島第一原発の所内電源設備の被害状況については、中間報告Ⅱ３（３）のとおりである。なお、5 号機及び 6 号機に関連した設備の被害状況について、改めて表Ⅱ-3-1 に示す。

表Ⅱ-3-1　5 号機及び 6 号機の電源設備の被害状況

5号機　　○:機器は被水しなかった　△:関連機器が被水したため機能喪失　×:機器自体が被水した

	DG		非常用M/C		常用M/C		共通M/C			
機器	△ 5A	△ 5B	× 5C	× 5D	× 5A	× 5B	× 5SA-1	× 5SA-2	× 5SB-1	× 5SB-2
設置場所	T/B 地下1階	T/B 地下1階	T/B 地下1階	T/B 地下1階	C/B 地下1階	C/B 地下1階	C/B 地下1階	C/B 地下1階	C/B 地下1階	C/B 地下1階

	非常用P/C		常用P/C				共通P/C		
機器	× 5C	× 5D	× 5A	○ 5A-1	× 5B	○ 5B-1	× 5SA	× 5SA-1	× 5SB
設置場所	T/B 地下1階	T/B 地下1階	C/B 地下1階	T/B 2階	C/B 地下1階	T/B 2階	C/B 地下1階	T/B 地下1階	C/B 地下1階

6号機　　○:機器は被水しなかった　△:関連機器が被水したため機能喪失　×:機器自体が被水した

	DG			非常用M/C			常用M/C			
機器	△ 6A	○ 6B	△ 6H	○ 6C	○ 6D	○ 6H	× 6A-1	× 6A-2	× 6B-1	× 6B-2
設置場所	R/B 地下1階	DG建屋 1階	R/B 地下1階	R/B 地下2階	R/B 地下1階	R/B 1階	T/B 地下1階	T/B 地下1階	T/B 地下1階	T/B 地下1階

	非常用P/C			常用P/C			
機器	○ 6C	○ 6D	○ 6E	× 6A-1	× 6A-2	× 6B-1	× 6B-2
設置場所	R/B 地下2階	R/B 地下1階	DG建屋 地下1階	T/B 地下1階	T/B 地下1階	T/B 地下1階	T/B 地下1階

東京電力「福島原子力事故調査報告書（中間報告書）」（平成 23 年 12 月）を基に作成

177　浸水高とは、O.P.からの浸水の高さをいう。
178　浸水深とは、地表面からの浸水の高さをいう。
179　浸水深約 0.5m が観測された地点の浸水高は、O.P.+約 13.5m であった。

d　冷却機能を有する設備の状況

ここでは、福島第一原発5号機及び6号機において、冷温停止に向けて用いられた主要な設備の被害状況について説明する。

（a）RHR

5号機のRHRは、津波により、全交流電源が喪失し、全てのRHRポンプ及びRHRSポンプに電源が供給されなくなったことに加え、全てのRHRSポンプが損傷したことから、機能を喪失した。

6号機のRHRは、非常用DG（6B）からの電源をRHRポンプ（B）及び（D）に供給することができる状況であったものの、津波により全てのRHRSポンプが損傷したことにより、機能を喪失した。

（b）MUWC

津波到達後、5号機のMUWCは、全交流電源が喪失し、復水移送ポンプに電源が供給されなくなったことにより、機能を喪失した。

なお、6号機のMUWCは、津波到達後においても、非常用DG（6B）からの電源が復水移送ポンプに供給されていたことにより、機能を維持していた。

（4）地震発生から津波到達までの状況（3月11日14時46分頃から同日15時35分頃までの間）

a　地震発生直前の福島第一原発5号機及び6号機の状況

（a）5号機の状況

5号機については、定期検査のため、平成23年1月3日から、燃料を入れた状態で原子炉を停止させ、冷温停止した状態であった。

地震が発生した3月11日、当直（当直長以下の当直担当者全体を指す。以下同じ。）は、圧力容器の耐圧漏えい試験[180]を実施するため、同日8時30分頃から圧力容器を満水とし、昇圧する操作を行っていた[181]。

180　圧力容器の耐圧漏えい試験とは、圧力容器内を満水、かつ、加圧状態として、弁、配管、機器、溶接部分等の漏えいの有無を確認する試験である。

181　5号機の圧力容器の蓋は耐圧漏えい試験のために閉じ、格納容器の蓋は開いている状態であった。

地震発生時の 5 号機の原子炉圧力は約 7.15MPa gage、原子炉水位は停止域水位計[182]（以下「原子炉水位計（停止域）」という。資料Ⅱ-3-2 参照）で約 8,700mm、原子炉水温は約 90.6℃、SFP 水温は約 23.7℃であった。

（b）6 号機の状況

6 号機については、定期検査のため、平成 22 年 8 月 14 日から、燃料を入れた状態で原子炉を停止させ、冷温停止した状態であった[183]。

地震発生時の 6 号機の原子炉圧力は 0MPa gage、原子炉水位はアップセット水位計[184]（以下「原子炉水位計（アップセット域）」という。資料Ⅱ-3-2 参照）で約 1,400mm、原子炉水温は約 26.0℃、SFP 水温は約 25.0℃であった。

b　地震発生後の発電所対策本部の動向

地震発生後の東京電力本店の緊急時対策本部（以下「本店対策本部」という。）及び発電所対策本部の動向については、中間報告Ⅳ１（１）のとおりである。

c　地震発生後の 5/6 号中央制御室の動向

①　地震発生後、5/6 号中央制御室において、当直は、制御盤の表示で、外部電源が喪失し、5 号機の非常用 DG（5A 及び 5B）並びに 6 号機の非常用 DG（6A、6B 及び 6H）全てが起動したことを確認した[185]。また、当直は、制御盤の表示で原子炉圧力、原子炉水位といった主要なパラメータに特段の異常が生じていないことを確認し、こうしたプラントに関する情報を発電所対策本部に報告した[186]。

また、5 号機において、格納容器外側の主蒸気隔離弁（MSIV）は閉状態であった。

182　停止域水位計とは、TAF+4,170mm を計測の始点とする水位計であり、指示範囲は 0～10,000mm である。

183　6 号機の圧力容器及び格納容器の蓋は閉じ、圧力容器ベント系圧力容器ベント弁が開いている状態であった。また、6 号機において、格納容器の外側及び内側の MSIV は閉状態であった。

184　アップセット水位計とは、TAF+4,196mm を計測の始点とする水位計であり、指示範囲は 0～4,500mm である。また、アップセット水位計は、福島第一原発では 6 号機のみに設置されている。

185　5/6 号中央制御室は、1 号機及び 2 号機並びに 3 号機及び 4 号機の中央制御室と同様、当直長の席を中心として、当直長席左側に 5 号機の操作盤等が、右側に 6 号機の操作盤等が配置された構造となっている（中間報告資料Ⅳ-3 及び 7 参照）。

186　当直長は、津波警報が出されている連絡を受け、建屋内の作業員に対し、5/6 号中央制御室に戻る

② 津波到達直後、5/6 号中央制御室では、制御盤上において各機器の起動状態を示す状態表示灯が次々と消灯し、また、6 号機の非常用 DG（6B）を除く全ての非常用 DG について、その起動状況を示す状態表示灯が消灯したことから、当直は、6 号機非常用 DG（6B）のみ起動していることを確認した[187]。

5 号機においては、外部電源からの給電がなされなくなったことに加え、非常用 DG（5A 及び 5B）が機能を喪失したことから、交流電源（A 系及び B 系）が喪失し、全交流電源喪失（SBO）となった。これに伴い、5/6 号中央制御室の 5 号機側の照明は消灯し、非常灯のみが点灯する状況となった。

5 号機においては、当直は、5/6 号中央制御室において、交流電源により作動する 5 号機の原子炉水位計（広帯域及び停止域）、原子炉水温計、S/C 水位計、S/C 水温計、SFP 水温計等の監視計器を確認することができなくなった。他方で、5 号機の直流電源（A 系及び B 系）は、交流電源が供給されなくなったことに伴い、非常用バッテリーからの給電に切り替わっていた。これにより、当直は、直流電源により作動する原子炉圧力計（狭帯域及び広帯域）及び原子炉水位計（狭帯域）等の監視計器を確認することができた。

6 号機においては、外部電源からの給電がなされなくなったことに加え、非常用 DG（6A）が機能を喪失し、交流電源（A 系）が供給されなくなったことに伴い、直流電源（A 系）は、非常用バッテリーからの給電に切り替わった。一方、非常用 DG（6B）が、津波による影響を受けずに作動し続けていたことから、交流電源（B 系）は確保されていた[188]。このため、5/6 号中央制御室の 6 号機側の照明は確保され、当直は、6 号機の原子炉水位計（アップセット域）及び原子炉圧力計等の各種監視計器（A 系の一部及び B 系）を確認することができた。

（5）原子炉減圧及び原子炉注水の状況等

a 発電所対策本部の動向

ように指示するとともに、安全を優先し、建屋内の確認に向かわせることはしなかった。

187 3 月 12 日零時頃から、当直 3 名が DG 建屋において、同建屋内に設置されている 6 号機非常用 DG（6B）が起動していることを確認した。

188 6 号機の直流電源（B 系）は、6 号機非常用 DG（6B）から供給され、非常用バッテリーからの給電に切り替わることはなかった。

発電所対策本部は、津波到達後、間を置かずして、5 号機及び 6 号機の当直長から、5 号機の非常用 DG（5A 及び 5B）が停止し、5 号機が SBO となり、さらに、6 号機の非常用 DG（6A 及び 6H）が停止し、非常用 DG（6B）のみ起動している旨の報告を受けた。これを受け、発電所対策本部は、5 号機及び 6 号機の電源を、6 号機非常用 DG（6B）により確保しなければならない状況となったことを把握した。

また、発電所対策本部は、1 号機から 4 号機の海側エリアで重油タンクが流されたなどといった情報を把握しており、5 号機及び 6 号機の海側エリアについても同様の状況になっていると考え、海水系ポンプの復旧に時間を要すると考えた。そのため、発電所対策本部は、5 号機及び 6 号機について、原子炉を冷却できない間、必要に応じて原子炉の減圧及び原子炉への注水を行う必要があると認識した。

ただし、発電所対策本部は、5 号機及び 6 号機共に定期検査中であったことから、原子炉圧力及び原子炉水位が急激に上昇するなどの変化は考えにくく、かつ、地震発生時の原子炉水位が十分なものであったことから、いずれ燃料の崩壊熱により原子炉水位が低下することに伴い、原子炉へ注水する必要があるにせよ、そのような状況に至るまでには比較的時間の余裕があると考えていた。

b　5 号機における状況

（a）5 号機の対応方針に関する検討状況

津波到達後、5 号機非常用 DG（5A 及び 5B）並びに 6 号機非常用 DG（6A 及び 6H）が停止した。この状況から、当直長は、津波により海側エリアに設置された非常用 DG 冷却海水系（DGSW）[189]のポンプが被水したものと考えた。そして、当直長は、海側エリアに設置されているその他の海水系ポンプについても同様の被害を受けたものと考えた。

さらに、原子炉を安定的に冷却し続けるためには、RHR を起動させることが必要であるものの、5 号機 RHR については、ポンプを起動させるための交流電源が喪失しているのみならず、津波により、海側エリアに設置されている

189　非常用 DG を冷却するために必要な海水を供給する系統。

RHRS ポンプも被害を受けていると考えられたことから、当直長は、RHR の復旧には時間を要すると判断した。

5 号機については、地震発生時に原子炉水位計（停止域）で約 8,700mm を示し、原子炉水位が十分確保され、当面の間、原子炉注水が必要となる状況ではなかった。しかし、RHR の復旧の目途が立たず、原子炉が冷却できない状況が続けば、原子炉水位が低下する事態も考えられたため、当直長は、そのような事態に陥る前に原子炉注水を行う必要があると考えた。

5 号機については、まず、圧力容器が満水状態であったため、蒸気を駆動源とする RCIC 及び HPCI を起動させることができなかった。また、5 号機の全交流電源が喪失したことから、交流電源で作動する代替注水手段には電源復旧が必要であった。そのため、当直長は、電源復旧する代替注水手段について検討し、①5/6 号中央制御室において、RHR 配管の注入弁を操作することにより、流量調整がしやすいこと、②必要な設備の電源の復旧作業が比較的少ないこと、③水源が CST であり、保有水量が十分にあること、④ラインを切り替えることにより、原子炉に限らず SFP への注水も可能であること等を考慮して、MUWC から RHR を介した原子炉注水を選択し[190]、必要な電源復旧を発電所対策本部に依頼した。もっとも、この時点で、発電所対策本部は、地震発生時に運転中であった 1 号機から 3 号機に関する対応に傾注していたため、5 号機 MUWC の復旧時期の見込みは立っていなかった。

他方、5 号機は、地震発生時に原子炉圧力が約 7.15MPa gage と高く[191]、今後も上昇する可能性が高い一方で、MUWC による原子炉注水を実施するに当

190　制御棒駆動機構は、ポンプの電源が喪失していたことに加え、津波の影響により、ポンプの冷却手段が失われており、使用することができなかった。他方で、MUWC は、復水移送ポンプが空冷式で、冷却設備が不要であった。

電動消火ポンプを用いて消火系から原子炉へ注水する手段もあるが、当直は、業務上、作動させることが多い MUWC の復旧を優先した。実際には、消火系の水源であるろ過水タンクが、配管に水漏れがあったため、使用できなかった。また、ディーゼル駆動消火ポンプは、工事中で使用できなかった。

なお、手順書上、RCIC、HPCI 及び低圧注水手段が起動できない場合の代替注水手段として、MUWC による原子炉注水が優先される。

191　5 号機の原子炉圧力は、圧力容器の耐圧漏えい試験のため、約 7.15MPa gage に昇圧されていたが、地震により、圧力容器を加圧していた制御棒駆動機構のポンプが停止したため、約 5.0MPa gage に低下した後、崩壊熱により上昇に転じた。

たっては、復水移送ポンプの最大吐出圧力である 0.98MPa gage 未満まで原子炉圧力を減圧する必要があった。そこで、当直長は、5 号機について、MUWC による原子炉注水が可能となるまでの間、原子炉圧力を制御する必要があると考えた。

一般に、原子炉圧力を制御するに当たっては、5/6 号中央制御室で SR 弁を開操作することにより、圧力容器内の蒸気を S/C へ逃がして減圧する方法がある。しかし、当直は、地震発生当時、5 号機において圧力容器の耐圧漏えい試験を実施していたため、全ての SR 弁について、5/6 号中央制御室から操作できないような措置を取っていた。具体的には、誤操作等により各 SR 弁が開状態とならないように、5/6 号中央制御室の制御盤裏にある電子回路から電源ヒューズを外すとともに、窒素供給ラインの弁を閉、アキュムレータのブロー弁を開として、SR 弁に駆動源である窒素が供給されないよう措置していた。

したがって、5/6 号中央制御室において、SR 弁の開操作を行うためには、5/6 号中央制御室の制御盤裏の電子回路に電源ヒューズの端子を接続させることに加え、SR 弁に窒素を供給するラインを構成するため、格納容器内に設置された手動弁を操作する必要があった。

そこで、当直長は、照明がない状況下で足場が悪い格納容器内での作業をできる限り回避して対処したいと考え、まず、SR 弁以外の原子炉の減圧手段を確保し、原子炉圧力を制御するとともに、MUWC による原子炉注水のライン構成に向けた作業を実施することとした。

（b）圧力容器頂部の弁による原子炉減圧

発電所対策本部発電班及び当直は、3 月 11 日夜以降、5 号機の原子炉減圧手段について、格納容器内に立ち入らずに実施できる方法を検討した[192]。そして、発電所対策本部及び当直は、圧力容器ベント系圧力容器ベント弁（以下「圧力容器頂部の弁」という。）を開操作することにより、満水状態であった圧力容器から水を排出すれば原子炉を減圧できることが分かり、これを実施すること

192　3 月 11 日 21 時過ぎ頃、当直は、HPCI 及び RCIC の蒸気配管を用いて、満水状態であった 5 号機圧力容器から水を排出して、原子炉圧力を降下させようとしたが、減圧効果はほとんど見られなかった。

とし、同月 12 日未明以降、具体的な検討を開始した。

圧力容器頂部の弁を開操作するに当たっては、弁の駆動源である窒素を、屋外に設置された窒素タンクから供給する必要があったが、窒素供給ライン上に電源喪失のため励磁できない電磁弁があった。そこで、発電所対策本部発電班は、同日 5 時頃から、5 号機 R/B1 階において、当該電磁弁に器具を差し込んで強制的に開状態とし、窒素供給ラインを構成した。その後、同日 6 時 6 分頃、当直は、5/6 号中央制御室の制御盤上で圧力容器頂部の弁を開操作した[193]。

この操作により、同日 6 時頃の時点で約 8.3MPa gage であった原子炉圧力[194]が、同日 6 時 30 分頃には、約 0.2MPa gage にまで減圧された。そして、当直は、原子炉圧力を低く維持するために、その後も圧力容器頂部の弁を開状態のまま維持した。

（c）原子炉注水に向けた作業

当直は、圧力容器頂部の弁を開操作して原子炉の減圧が確認され、原子炉減圧手段を確保できたことから、MUWC から RHR を介して原子炉に注水するラインを構成することとした。

当直は、MUWC から RHR を介した原子炉注水を実施するに当たり、注水ラインを構成する必要があった。この注水ラインの構成に先立ち、当直は、アクシデントマネジメント策整備の観点から設置された既設ライン（以下「AM タイライン」という。）を活用して、6 号機非常用 DG（6B）から 5 号機に電源融通する作業を実施することとした。この AM タイラインは、5 号機 RHRMCC と 6 号機 T/BMCC6C-2 をつなぐラインであり、遮断器を投入するなどの操作により、5 号機及び 6 号機の間で電源を融通することができる。この結果、MUWC による原子炉注水のライン上にある電動弁の電源を復旧させることが可能となる。

そして、当直が、3 月 12 日 8 時 13 分頃までに、6 号機 T/B1 階及び 5 号機

193　この時、圧力容器頂部の弁は、5 号機直流 250V 非常用バッテリーからバイタル交流 120/240V 分電盤を介して給電されていた。

194　5 号機原子炉圧力は、3 月 12 日 1 時 40 分頃以降、SR 弁が安全弁機能により開となり、約 8.1MPa gage から約 8.3MPa gage に維持されていた。

R/B1 階において、AM タイライン上の遮断器を投入し、6 号機 P/C6C[195]から給電される 6 号機 T/BMCC6C-2 から 5 号機 RHRMCC へと、6 号機から 5 号機へ電源が供給された[196]（資料Ⅱ-3-3 参照）。この結果、当直は、MUWC-RHR 接続配管弁及び RHR の注入弁である電動弁を、5/6 号中央制御室において操作できるようになった。

一方、前記（ａ）のとおり、5 号機において MUWC による原子炉注水を行うためには、復水移送ポンプの電源を確保する必要があったため、当直長は、原子炉への注水手段として MUWC を選択した時点で、発電所対策本部に対して、その復旧を依頼していた。

発電所対策本部復旧班は、直流 250V 主母線盤 5B の電源復旧を終えた後[197]、MUWC の復水移送ポンプに電源を供給する方法を検討し、6 号機非常用 DG（6B）から 5 号機 MUWC の復水移送ポンプに給電する 5 号機 T/BMCC5C-2 に電源を供給することとした。そこで、発電所対策本部復旧班は、同月 13 日、協力企業の協力を得て、6 号機非常用 DG（6B）から受電していた 6 号機 T/BMCC6C-1[198]から 5 号機復水移送ポンプを負荷とする 5 号機 T/BMCC5C-2[199]まで仮設ケーブルを敷設した[200]（資料Ⅱ-3-3 及び図Ⅱ-3-1 参照）。これまでの間に、当直は、復水移送ポンプを起動する前の確認作業を終えており、復水移送ポンプの電源が復旧した直後の同日 20 時 54 分頃、5/6 号中央制御室において復水移送ポンプを起動した。

195　後記ｃ（ｂ）のとおり、6 号機 P/C6C には、3 月 12 日 6 時 3 分頃、6 号機 P/C6D との間に設置されたタイラインを介して 6 号機非常用 DG（6B）から電源が供給されていた。

196　5 号機直流 125V 非常用バッテリーは、3 月 12 日 1 時頃枯渇した。同日 8 時 13 分頃までに、6 号機非常用 DG（6B）から 5 号機 RHRMCC に電源が供給されたことにより、5 号機直流 125V 非常用バッテリーから給電されていた 5 号機の原子炉圧力計（狭帯域）及び原子炉水位計（狭帯域）の電源が確保された。なお、当直は、5 号機直流 125V 非常用バッテリーが枯渇している間、他の電源で作動する原子炉圧力計で、原子炉圧力を確認していた。

197　後記（ｅ）参照。

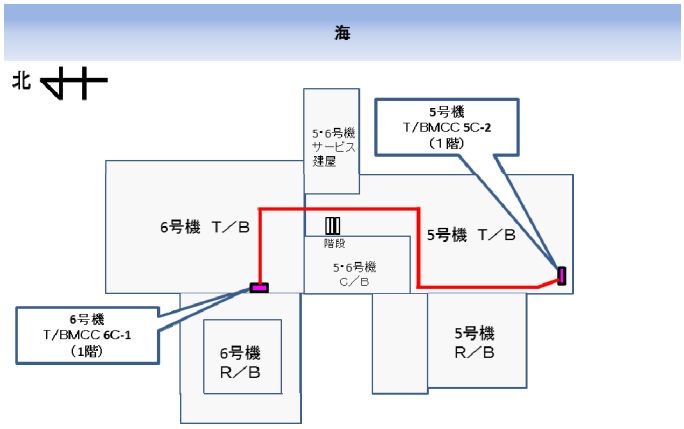
198　6 号機 T/BMCC6C-1 は、6 号機 T/B1 階に設置されており、後記ｃ（ｂ）のとおり、3 月 12 日 6 時 3 分頃に電源が復旧された 6 号機 P/C6C から、同日 6 時 44 分頃受電した。

199　5 号機 T/BMCC5C-2 は、5 号機 T/B1 階に設置されている。

200　発電所対策本部復旧班 8 名及び協力企業社員 2 名が、約 220m のケーブルを敷設・接続した。また、この電源融通により、5 号機 SGTS の電源についても確保されたため、当直は、3 月 13 日 21 時頃、5 号機 R/B 内を負圧に保つ目的で、SGTS を起動させた。

図Ⅱ-3-1　5 号機及び 6 号機ケーブル敷設ルート（略図）

5 号機復水移送ポンプの電源復旧



東京電力作成資料を基に作成

当直は、復水移送ポンプを起動した後、同日 21 時頃から、MUWC-RHR 接続配管弁及び RHR の注入弁を開操作し、MUWC から RHR の B 系を介して原子炉に注水するラインを構成した（資料Ⅱ-3-4 参照）。しかし、この時点で、後記（d）のとおり、圧力容器頂部の弁を開状態としていたものの、徐々に上昇してきた原子炉圧力が約 1.5MPa gage を超えており、減圧しなければ MUWC により原子炉注水を行うことができなかった。

（d）SR 弁による原子炉減圧及び原子炉注水

前記（b）のとおり、当直は、3 月 12 日 6 時 6 分頃、圧力容器頂部の弁を開操作して減圧した後、圧力容器頂部の弁を開状態のまま維持し、原子炉圧力等を継続的に監視していた。

しかし、圧力容器頂部の弁を開状態としていたものの、徐々に原子炉圧力が上昇し始めたため[201]、当直は、同月 13 日以降、RHR の配管又は主蒸気配管を通じて圧力容器から水を排出して原子炉減圧を試みたが、いずれの方法によっても原子炉圧力を降下させることはできなかった。そのため、同月 14 日 2 時頃以降、当直は、SR 弁による減圧操作を実施するために格納容器内で作業を行うこともやむを得ないと考え、その具体的な検討を開始した。

前記（a）のとおり、5 号機について、5/6 号中央制御室内で SR 弁を操作するためには、5/6 号中央制御室の制御盤裏の電子回路に電源ヒューズの端子を

201　圧力容器頂部の弁を開操作した後、3 月 12 日 6 時 30 分頃に約 0.2MPa gage を示していた原子炉圧力は、緩やかに上昇していき、同月 13 日 10 時頃に約 1.0MPa gage を超えた。なお、圧力容器頂部の弁の断面積は、SR 弁のそれの 9 分の 1 である。

接続し、格納容器に立ち入って窒素供給ラインを構成する必要があった。

さらに、当直は、圧力容器の耐圧漏えい試験として昇圧中に、安全弁機能の設定圧力が低い SR 弁が、安全弁機能により開状態とならないように、安全弁機能の設定圧力が高い三つの弁（A 弁、G 弁及び H 弁[202]）を除き、SR 弁を器具で固定していた。そのため、当直は、器具を取り外す操作が不要なこれら三つの弁（A 弁、G 弁及び H 弁）のうち、窒素供給ラインを構成するために必要な操作が最も少ない A 弁を使用して減圧することとした。

同日 2 時 25 分頃から、当直は、SR 弁（A 弁）の窒素供給ラインを構成し、同日 5 時頃、5/6 号中央制御室において SR 弁（A 弁）の開操作を実施した[203]。その結果、同日 5 時頃に約 2.0MPa gage であった 5 号機の原子炉圧力は、同日 5 時 20 分頃に約 0.8MPa gage まで低下した。

その後、SR 弁による原子炉減圧操作を実施したことに伴い、原子炉水位が低下したため、当直は、同日 5 時 30 分頃、5/6 号中央制御室において RHR の注入弁を開操作し、MUWC から RHR の B 系を介した原子炉注水を実施した[204]。

これ以降、当直は、原子炉圧力計及び原子炉水位計を監視し、2MPa gage を目安として SR 弁を開操作して原子炉減圧を行って、約 0.8MPa gage 以下まで原子炉圧力を低下させるとともに、MUWC により注水することにより、原子炉の圧力及び水位を維持した。

（ｅ）監視計器等の電源復旧

前記（４） ｃのとおり、津波到達後、5 号機の交流電源が喪失したことにより、当直は、原子炉水位計（停止域）等の交流電源で作動する監視計器を確認することができなくなった[205]。このため、当直長は、これらの監視計器が確認

---

202 SR 弁の安全弁機能の設定圧力は、A 弁、G 弁及び H 弁それぞれ 8.55MPa gage である。

203 SR 弁（A 弁）の電源は、直流 125V 非常用バッテリーから 5 号機の直流 125V 主母線盤 5A 及び 5 号機直流 125V 分電盤 5A-1 を介して供給されていた。3 月 12 日 1 時頃に 5 号機直流 125V 非常用バッテリーが枯渇した後、SR 弁（A 弁）には、同日 8 時 13 分頃以降、電源が復旧した 5 号機 RHRMCC から給電できる状況であった。

204 SR 弁を開操作する前の 3 月 14 日 5 時頃に原子炉水位計（停止域）で約 2,200mm を示していた原子炉水位は、SR 弁開操作実施後の同日 5 時 30 分頃に約 950mm を示し、MUWC による注水後の同日 6 時 10 分頃に約 2,000mm となった。

205 当直は、5 号機の直流 250V 非常用バッテリー及び直流 125V 非常用バッテリーから給電される原子炉圧力計（広帯域）により、原子炉圧力を確認していた。また、当直は、原子炉水位についても、

できなくなった直後に、発電所対策本部に対し、復旧を依頼した。

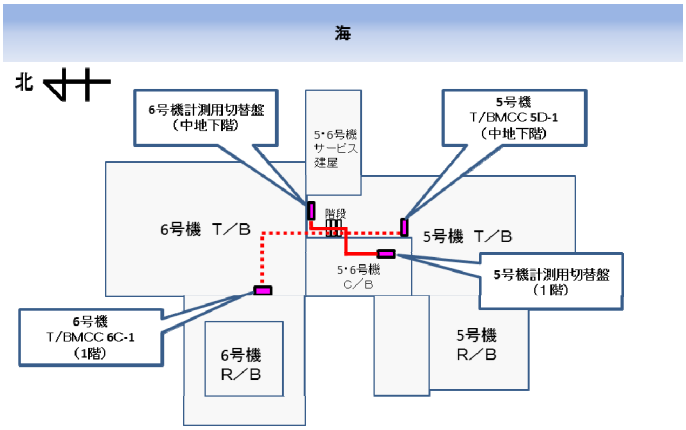
これを受け、発電所対策本部復旧班は、これらの監視計器が、5 号機の交流 120/240V 計測用主回路電源切替盤（以下「計測用切替盤」という。）から交流 120V 計測用分電盤を介して給電を受けていることから、津波到達後も作動していた 6 号機非常用 DG（6B）から 5 号機計測用切替盤に電源を融通することとした。そして、発電所対策本部復旧班は、仮設ケーブル敷設ルートについて検討を行い、6 号機非常用 DG（6B）から受電していた 6 号機計測用切替盤から、5 号機計測用切替盤まで仮設ケーブルを敷設することとした[206]。

発電所対策本部復旧班は、3 月 12 日 3 時頃から仮設ケーブルの敷設作業を開始し、同日 5 時頃までには敷設作業を完了した[207]（資料Ⅱ-3-3 及び図Ⅱ-3-2 参照）。この結果、当直は、5/6 号中央制御室において、5 号機の交流電源で作動する原子炉水位計（停止域）等が確認できるようになった[208]。

また、同日 16 時 52 分頃、5 号機直流 250V 非常用バッテリーが枯渇したことに伴い、5 号機の各種監視計器及び各設備の作動状況等を表示する設備（以下「プロセス計算機」という。）が機能しなくなったため[209]、当直は、

図Ⅱ-3-2　5 号機及び 6 号機ケーブル敷設ルート（略図）

5 号機交流監視計器及び 5 号機プロセス計算機等の電源復旧



東京電力作成資料を基に作成

直流のバッテリーから給電される原子炉水位計（狭帯域）により、原子炉水位計（停止域）に換算して 1,500mm 以上であることを確認していた。

206　6 号機計測用切替盤は 5 号機 T/B 中地下階に、5 号機計測用切替盤は 5/6 号機 C/B1 階に、それぞれ設置されている。

207　5 号機及び 6 号機は定期検査中であったことから、協力企業の倉庫にケーブルが保管されており、このケーブルを活用した。なお、この電源融通作業では、発電所対策本部復旧班 4 名が約 70m のケーブルを敷設・接続した。

208　これらの監視計器は、電源として、120V の交流電源を要するもの、24V の直流電源を要するもの及びこれら双方を要するものがある。なお、この 24V の直流電源は、交流 120V 計測用分電盤から降圧・変換されて供給される。

209　津波到達以降、5 号機のプロセス計算機の電源は、5 号機直流 250V 非常用バッテリーから、直流

発電所対策本部にこの復旧を依頼した。これを受け、発電所対策本部復旧班は、6号機非常用DG(6B)から5号機プロセス計算機を負荷とする5号機直流250V主母線盤 5B へ電源を供給する方法について検討を行った。そして、発電所対策本部復旧班は、6 号機非常用 DG(6B)から受電していた 6 号機 T/BMCC6C-1 から、5 号機直流 250V 主母線盤 5B を負荷とする 5 号機 T/BMCC5D-1 の負荷側まで仮設ケーブルを敷設することとし[210]、同月 13 日零時頃から、協力企業の協力を得て作業を開始し、同日 5 時 37 分頃までに完了した[211]（資料Ⅱ-3-3 及び図Ⅱ-3-2 参照)。この結果、当直は、5/6 号中央制御室の制御盤上で各種監視計器等を確認できるようになった[212]。

c　6 号機における状況

（a）6 号機の対応方針に関する検討状況

6 号機は、地震発生以降、地震発生時の原子炉水位が原子炉水位計（アップセット域）で約 1,400mm と十分に確保され、かつ、原子炉圧力もほぼ大気圧程度と十分に低い状態であった。そのため、当直長は、6 号機について、当面の間、原子炉注水が必要な状況ではないと考えた。

ただし、5 号機と同様に、6 号機 RHR の復旧には時間を要することが予想された。原子炉が冷却できない状況が長く続けば、いずれ原子炉水位が低下していくこともあり得るため、当直長は、5 号機と同様に、6 号機について、RHR を復旧するまでの間、必要に応じて MUWC による原子炉注水を実施して、原子炉を制御しようと考えていた[213]。

（b）6 号機における原子炉注水の状況

250V 主母線盤 5B 及び計算機電源用分電盤を介して電源が供給されるよう切り替わっていた。

210　6 号機 T/BMCC6C-1 は、6 号機 T/B1 階に設置されている。また、当該 MCC は、後記 c （b）のとおり、3 月 12 日 6 時 3 分頃に電源が復旧した 6 号機 P/C6C から、同日 6 時 44 分頃に受電していた。また、5 号機 T/BMCC5D-1 は、5 号機 T/B 中地下階に設置されている。

211　発電所対策本部復旧班 6 名及び協力企業社員 2 名が、約 70m のケーブルを敷設・接続した。

212　5 号機の一部の原子炉圧力計（広帯域及び狭帯域）及び原子炉水位計（狭帯域）についても、5 号機直流 250V 非常用バッテリーから給電されていたため、この電源融通により、これらの監視計器の電源も確保された。

213　6 号機 MUWC の復水移送ポンプの電源は、6 号機非常用 DG（6B）により確保されていた。

6 号機において、MUWC から RHR を介して原子炉へ注水するラインを構成するためには、MUWC-RHR 接続配管弁を操作する必要があった。ただし、この MUWC-RHR 接続配管弁は、RHR の A 系に設置されており、6 号機非常用 DG（6A）が停止したことに伴い、電源が供給されていなかった。このため、当直は、6 号機の P/C6C と P/C6D を接続し、6 号機非常用 DG（6B）から 6 号機の MUWC-RHR 接続配管弁及び RHR 配管の注入弁に電源を融通することとした[214]。

3 月 12 日 6 時 3 分頃、当直は、6 号機の P/C6C と P/C6D との間に設けられたタイライン上の遮断器を投入した（資料Ⅱ-3-3 参照）。この結果、6 号機 P/C6C とこれに接続された負荷に電源が供給され、当直は、5/6 号中央制御室において、MUWC から RHR の A 系を介して原子炉に注水するラインを構成できるようになった[215]（資料Ⅱ-3-5 参照）。

その後、当直は、原子炉水位の監視を継続し、同月 14 日 21 時 30 分頃以降、断続的に MUWC による原子炉注水を実施して、崩壊熱により減少する水位を補給し、原子炉水位計（アップセット域）で約 1,300mm から約 3,000mm に原子炉水位を維持した[216]。

（6）RHR 復旧までの SFP の状況及びこれに対する対処

a　SFP への水の補給

5 号機及び 6 号機は、津波により海水系ポンプが被水して、RHR 及び燃料プー

214　6 号機において、MUWC-RHR 接続配管弁の電動弁は、6 号機 RHR の A 系に設置されており、6 号機 P/C6C から 6 号機 R/BMCC6C-7 を介して給電される。また、6 号機 RHR の A 系の注入弁は、6 号機 P/C6C から 6 号機 R/BMCC6C-6 を介して給電される。

また、中間報告Ⅱ３（３）ｂにおいて機能維持不明としていた電源設備のうち、6 号機 P/C6C は、同月 12 日 6 時 3 分頃に、6 号機 P/C6D を介して 6 号機非常用 DG（6B）から受電するに当たり、特段の復旧作業を要していないことから、その機能を維持していたと考えられる。なお、6 号機 P/C6D 及び P/C6E は、6 号機非常用 DG（6B）から受電しており、機能を維持していた。

215　当直は、3 月 13 日 13 時 20 分頃、6 号機の復水移送ポンプを起動した後、MUWC から RHR を介して原子炉へ注水するラインを構成し、原子炉注水が可能であることを確認した。

216　3 月 14 日 21 時 30 分頃に原子炉水位計（アップセット域）で約 1,800mm を示していた原子炉水位は、MUWC による注水を終了した後の同日 21 時 55 分頃には約 3,000mm を示した。なお、当直は、主蒸気配管が水没しない範囲で可能な限り原子炉水位を確保しようと考え、水位が低下した場合に、MUWC により主蒸気管ノズル下端付近の水位まで注水することとしていた。

ル冷却材浄化系（FPC）[217]の双方が起動できず、原子炉のみならず SFP も冷却できない状況であった。このため、当直長は、津波到達以降、SFP 水温が上昇することを予測していた。

しかし、津波到達から 2 日程度経過しても、5 号機及び 6 号機の SFP 水温が、地震発生前のそれとほぼ同じ又は低い値を示していたため[218]、当直長は、地震の揺れにより SFP から水があふれ出して、SFP の水位が低下し、SFP 水温計[219]が SFP 水温ではなく、水面上の空間温度を測定していることを懸念した。そこで、当直及び発電所対策本部は、5 号機原子炉へ注水を行った後、SFP に水を補給することとした。

当直は、まず、5 号機について、3 月 14 日朝頃、MUWC から RHR、さらに FPC を介して SFP に注水するラインを構成するため、5 号機 R/B4 階において手動弁を、5/6 号中央制御室において電動弁を、それぞれ開操作し、同日 9 時 27 分頃、MUWC による 5 号機 SFP への水の補給を開始した（資料Ⅱ-3-4 参照）。その結果、水を補給する前の同日 9 時 27 分頃に約 32.5℃を示していた 5 号機 SFP 水温計が、同日 9 時 58 分頃までには約 48℃を示した。このため、当直は、SFP の水位が回復し、SFP 水温計が水面に接触して SFP 水温を正確に計測できるようになったものと判断し、同日 9 時 58 分頃、SFP への水の補給を停止した。

当直は、5 号機 SFP への水の補給に引き続き、6 号機についても、MUWC から RHR、さらに FPC を介して SFP に注水するラインを構成するため、6 号機 R/B5 階において手動弁を、5/6 号中央制御室において電動弁を、それぞれ開操作して、同日 14 時 13 分頃、MUWC による 6 号機 SFP への水の補給を開始した[220]

217　FPC とは、SFP の水を冷却しながら不純物を取り除くことにより、水質を決められた値に保つ浄化系統である。5 号機及び 6 号機の FPC の熱交換器に海水を供給する海水系ポンプが津波により被水したことにより、FPC の除熱機能は喪失していた。また、5 号機 FPC ポンプは、地震発生後、外部電源喪失に伴い電源が喪失し、起動できなかった。

218　3 月 13 日 12 時頃の時点で、5 号機 SFP 水温計が約 26℃、6 号機 SFP 水温計が約 18℃を示していた。

219　5 号機及び 6 号機の SFP 水温計は、SFP 床面から約 11.2m に位置している。また、5 号機及び 6 号機の SFP は、床面から約 4m の高さまでに燃料が収容され、通常、床面から 11.5m の高さに SFP 水位が維持されている。

220　当直は、6 号機 SFP の水を補給する前に、R/B6 階において、SFP を目視確認し、水位が下がっていることを確認した。さらに、この時、当直が 5 号機 R/B5 階に移動し、5 号機 SFP を目視確認したところ、満水になっていないことが判明したため、6 号機 SFP の水の補給と並行して、3 月 14 日 14 時 35 分から同日 15 時 8 分にかけての頃、再度 5 号機 SFP の水の補給を実施した。

（資料Ⅱ-3-5 参照）。その結果、補給前の同日 14 時 13 分頃に約 21.5℃を示していた 6 号機 SFP 水温計が、同日 15 時 3 分頃までには約 50.5℃を示し、スキマーサージタンク水位が十分上昇した。このため、当直は、6 号機についても、5 号機と同様に SFP 水温を正確に計測できるようになったものと判断し、同日 15 時 3 分頃、SFP への水の補給を停止した。

b　SFP 水温の上昇抑制対策

前記 a のとおり、MUWC により SFP へ水を補給し、SFP 水位を回復させることができたため、発電所対策本部は、SFP の燃料が露出することはないと考えていた。しかし、いまだ SFP の冷却ができない状況であり、発電所対策本部は、SFP 水温が上昇を続ければ、建屋内の湿度が上昇し、機器の故障を招く要因になるほか、建屋の雰囲気にも悪影響を与えることを懸念した。

そこで、発電所対策本部及び当直は、SFP 水温の上昇を抑制するための対策を実施することとした。

（a）5 号機における対処

5 号機 FPC ポンプは、電源が喪失していたため、FPC により SFP の水を撹拌して SFP 水温の上昇を抑制する操作を実施することができなかった。このため、発電所対策本部は、5 号機 SFP 水温の上昇を抑制するため、SFP の水を RHR を介して S/C に排出するとともに、MUWC から RHR、さらに FPC を介して SFP へ水を補給することにより、SFP の水を入れ替えることとし、3 月 16 日 21 時頃、これを当直に指示した。当直長は、SFP の水を S/C に排出することにより、S/C 水位及び S/C 水温が上昇し、S/C の圧力抑制機能が低下する可能性があることを懸念したものの、発電所対策本部と相談した上で、S/C の容量にまだ余裕があると判断し、SFP の水の入替えを実施することとした。

これを受け、当直は、同日 21 時頃から SFP の水を S/C に排出するライン及び MUWC により SFP へ水を補給するラインを構成し、同日 22 時 16 分頃から、SFP の水の入替えを開始した（資料Ⅱ-3-4 参照）。そして、当直は、S/C 水位等を監視しながら SFP の水の入替えを継続し、同月 17 日 5 時 43 分頃、SFP の水の入替えを停止した。SFP の水の入替え前後で 5 号機 SFP 水温が約

0.2℃上昇したのみであり、ほぼ横ばいであったことから、発電所対策本部及び当直は、SFP 水温の上昇が一定程度抑制できたと判断した。

（b）6 号機における対処

6 号機 FPC については、津波の影響により、海水系ポンプが被害を受けたため、除熱機能が喪失していたものの、6 号機非常用 DG（6B）からの電源により、FPC ポンプそのものを作動させることが可能であった。このため、発電所対策本部は、6 号機について、FPC を除熱機能のない状態で運転し、SFP の水を撹拌させることにより、SFP 水温の上昇を抑制することとし、3 月 16 日午前中に、これを当直に指示した。

これを受け、当直は、同日 13 時 10 分から同日 21 時 44 分にかけての頃、FPC を作動させ SFP の水を撹拌した[221]（資料Ⅱ-3-5 参照）。この結果、SFP の水の撹拌前後で SFP 水温が上昇しなかったことから、発電所対策本部及び当直は、SFP 水温の上昇が一定程度抑制できたと判断した[222]。

（7）RHR の復旧から冷温停止までの状況

a　RHR 復旧の検討体制

本店対策本部は、5 号機及び 6 号機の原子炉制御という点では、いずれの崩壊熱も比較的低く、原子炉水位が維持できていたため、1 号機から 3 号機に比べれば緊急性が低いという認識を持っていた。しかし、本店対策本部は、5 号機及び 6 号機の SFP 水温及び原子炉水温が上昇している状況を把握しており、3 月 15 日夕方頃、本店対策本部の原子力技術復旧班（以下「原子力班」という。）に対し、5 号機及び 6 号機の原子炉及び SFP の冷却に関する中長期的な対処について検討を行うよう指示した。さらに、本店対策本部は、本店対策本部火力復旧班に対して、この検討に加わるよう指示した。

これを受けた本店対策本部原子力班及び火力復旧班（以下「本店 RHR 復旧検討班」という。）は、同月 16 日朝から、協力企業の協力を得て、5 号機及び 6 号

221　当直は、FPC の冷却手段がないため、FPC ポンプを長時間作動させ続けた場合、FPC ポンプが発生する熱が SFP の水に伝達すると考えた。そのため、当直は、SFP 水温の上昇抑制機能が一定程度確認された後、FPC ポンプを停止した。

222　これ以降、当直は、RHR が復旧するまでの間、必要に応じて 6 号機 SFP の水の撹拌を実施した。

機の原子炉及び SFP の冷却方法について検討を開始した[223]。協力企業が、本店 RHR 復旧検討班に対して、津波で被水した RHRS ポンプに代えて水中ポンプ（以下「仮設水中ポンプ」という。）を設置した上で、RHR を使って原子炉及び SFP を冷却する案を提示し、RHR の復旧について東京電力が、仮設水中ポンプによる RHR 冷却機能の復旧について協力企業が、それぞれ主体となって具体的検討を行うこととなった[224]。

b　復旧設備の確認状況及び復旧方針の検討状況

本店 RHR 復旧検討班は、5 号機 RHR について、5 号機が SBO となっていたため、仮設ケーブルを敷設して 6 号機非常用 DG（6B）から 5 号機 RHR ポンプに電源を供給することとした。そして、本店 RHR 復旧検討班は、仮設ケーブルを接続する M/C の状況を考慮して、5 号機 RHR の A 系のポンプを復旧対象とした[225]。そして、6 号機の M/C6C と M/C6D[226]との間のタイラインを接続し、6 号機 M/C6C から、5 号機 RHR ポンプに仮設ケーブルを敷設する案を策定し、3 月 16 日 18 時 30 分頃、これを発電所対策本部に示した。

これを受けた発電所対策本部は、6 号機の M/C6C と M/C6D との間のタイラインを接続する作業を可能な限り避けるため[227]、5 号機 RHR ポンプの電源を 6 号機非常用 DG（6B）以外から供給することとし、同日夜に、本店 RHR 復旧検討班の了承を得た。そして、発電所対策本部は、同月 17 日以降、まず、5 号機 RHR

223　これまでの間、本店対策本部原子力班では、5 号機及び 6 号機について、FPC 及び原子炉冷却材浄化系を復旧して中長期的に原子炉等を冷却する案を検討していたものの、海水系ポンプの復旧方針を決定できずにいた。

一方、後記 b のとおり、協力企業は、3 月 11 日以降、本店対策本部で得られた情報を基に、福島第一原発構内において使用できなくなった設備に代わるものとして、ポンプ及びケーブル等の社内調達を開始していた。さらに、協力企業は、同月 15 日以降、本店対策本部原子力班に対し、仮設水中ポンプ等の説明を開始するとともに、福島第一原発にいた自社社員に対し、現場調査を指示するなどしていた。

224　RHR については、本設設備の復旧作業が主であったことから、東京電力が担当した。一方、RHRS については、仮設水中ポンプを新たに設置する作業が主であったことから、協力企業が担当した。

225　5 号機 M/C5C の構造が、上下 2 段に分かれており、少なくとも上段に設置された仮設ケーブル接続部分が使用できる可能性が高かった。一方、5 号機 M/C5D は、床面まで一体化した構造であり、RHR ポンプに接続するケーブル接続部分が被水していた可能性が高かった。

226　6 号機 M/C6D は、仮設ケーブルを接続する予備の遮断器がなかった。

227　発電所対策本部は、6 号機の M/C6C 及び M/C6D の間をタイラインで接続する作業中に何らかのトラブルが生じた場合、6 号機非常用 DG（6B）がトリップする可能性があるのを懸念した。

ポンプ並びに5号機及び6号機の電源盤の絶縁抵抗を測定し、5号機RHRの復旧に使用できる設備を選別した[228]。また、発電所対策本部は、同日から同月18日14時にかけての頃、6号機非常用DG（6A）の本体及び補機並びに非常用DG（6A）のDGSWポンプのモーターについて使用できることを確認した[229]。

これらの確認の結果、同月18日14時過ぎ頃までに、6号機非常用DG（6A）から電源を融通して5号機RHRポンプ（C）を復旧させる方針が決まった。

一方、本店RHR復旧検討班は、6号機RHRについて、6号機非常用DG（6B）から給電していた6号機M/C6Dに接続された6号機RHRポンプを使用することとした。

他方、本店RHR復旧検討班は、協力企業が主体となって策定した仮設水中ポンプ、電源車及び仮設ケーブル等を用いたRHRの冷却機能の復旧案についても、同月16日夜半頃、発電所対策本部に示した。

仮設水中ポンプ等の設置に必要な資機材については、協力企業が、本店対策本部において、海水系ポンプが被水し、電源盤も被水したなどといった福島第一原発の被害状況に関する情報を得たことから、同月11日に、具体的な用途は定まっていなかったものの、可能な限り容量が大きいポンプを社内で調達できるか検討を開始していた[230]。その後、同月16日には、5号機及び6号機のRHRSポンプに代えて仮設水中ポンプを設置することとなり、協力企業が、この設置作業に必要な耐圧ホース及びケーブル等についても調達を開始した。そして、同月17日未明から同日12時30分にかけての頃、仮設水中ポンプ3台、制御盤3台のほか、耐圧ホース、ケーブル等の仮設水中ポンプ設置に必要な資機材が福島第一原発に到着した。協力企業及び本店RHR復旧検討班は、調達した3台の仮設水中ポン

228　5号機RHRのA系のポンプ（A及びC）について、発電所対策本部復旧班が同月17日11時頃に絶縁抵抗を測定したところ、5号機RHRポンプ（C）のみ使用可能であることが判明した。

229　3月15日以降、当直は、6号機非常用DG（6B）のバックアップとして6号機非常用DG（6A）を復旧する検討の一環として、6号機非常用DG（6A）の本体及び補機の状況確認を行い、同月17日未明までに、これらが外観上問題がないことを発電所対策本部に報告した。一方、発電所対策本部復旧班も、同月15日以降、各設備の点検を実施しており、DGSWポンプについて、同月16日に、DGSWポンプの外観を点検するとともに、DGSWポンプの回転軸を手動で回転させ、固着していないことを確認していた。

このため、発電所対策本部は、RHRの復旧に当たり、これらの確認結果も踏まえて検討を行った。

230　本店対策本部原子力班も、3月11日に、福島第一原発の被害状況を把握し、協力企業に対して、ポンプ、モーター及び電源盤の調達ができないかとの打診をした。

プを、圧力容器及び熱交換器等の容量を考慮し、5 号機用として 1 台、6 号機用として 2 台設置することとした。

また、仮設水中ポンプ等を用いた RHR の冷却機能の復旧案を提示された発電所対策本部は、仮設水中ポンプに電源を供給する高圧電源車について、同月 12 日に福島第一原発に到着していた高圧電源車のうち 2 台を使用することとした。

こうした検討の結果、本店対策本部及び発電所対策本部は、5 号機 RHR について、6 号機非常用 DG（6A）から電源を融通して RHR ポンプ（C）を、6 号機非常用 DG（6B）から電源を融通して RHR の A 系の補機を、それぞれ復旧し、RHRS ポンプに代えて仮設水中ポンプを設置することとした。また、本店対策本部及び発電所対策本部は、6 号機 RHR について、RHR ポンプ（B）及び RHR の B 系の補機の電源を 6 号機非常用 DG（6B）から供給し、RHRS ポンプに代えて仮設水中ポンプを設置することとした。

c　仮設水中ポンプ等の設置及び電源供給の状況

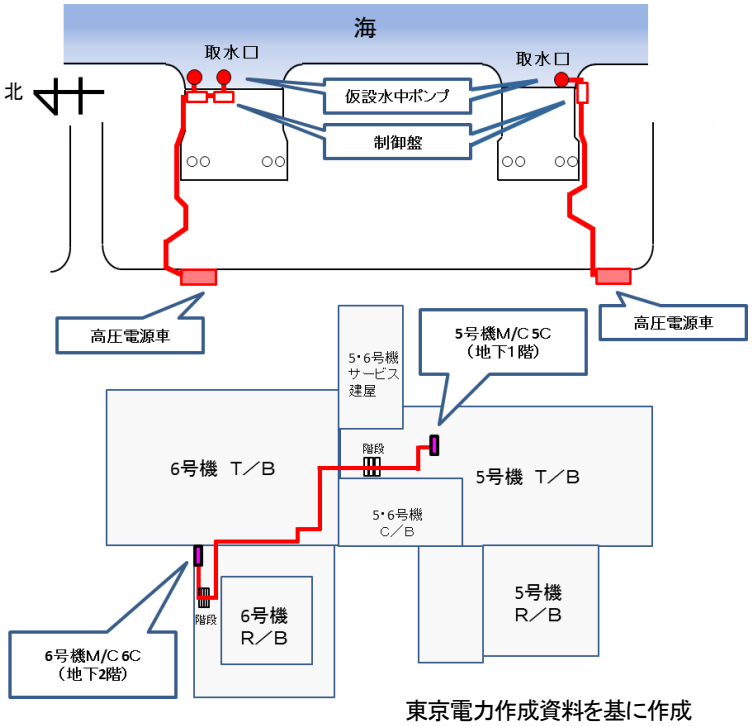
仮設水中ポンプ等を設置することとしていた 5 号機及び 6 号機の海側エリアは、津波で流されたがれき等が散乱していたため、発電所対策本部は、協力企業の協力を得て、3 月 16 日早朝から 5 号機側について、同月 17 日夜から 6 号機側について、それぞれ整地作業を実施した。

5 号機において、発電所対策本部は、同日 13 時から同月 18 日 11 時 55 分にかけての頃、協力企業の協力を得て、5 号機 T/B 東側に配置した高圧電源車から、取水口脇に設置した制御盤、さらに取水口に設置した仮設水中ポンプまでケーブルを敷設した（図Ⅱ-3-3 参照）。また、これらと並行して、発電所対策本部及び当直は、協力企業の協力を得て、仮設ホースを既設の RHRS の配管に接続し、仮設水中ポンプでくみ上げた海水を RHR の熱交換器に通すラインを構成した（図Ⅱ-3-4 参照）。その後、当直及び発電所対策本部復旧班は、同月 19 日 1 時 55 分頃、5 号機の仮設水中ポンプを起動した。

一方、5 号機 RHR ポンプ（C）に 6 号機非常用 DG（6A）から電源を供給するために、発電所対策本部は、同月 18 日 18 時 7 分頃までに、6 号機非常用 DG（6B）から 6 号機非常用 DG（6A）の DGSW ポンプに電源を供給し[231]、同日 19 時 7 分頃、同 DGSW ポンプが作動することを確認した。そして、発電所対策本部は、協力企業の協力を得て、同月 19 日 2 時頃までに、6 号機非常用 DG（6A）から電源が供給される 6 号機 M/C6C から 5 号機 M/C5C の負荷側に仮設ケーブルを敷設し、6 号機非常用 DG

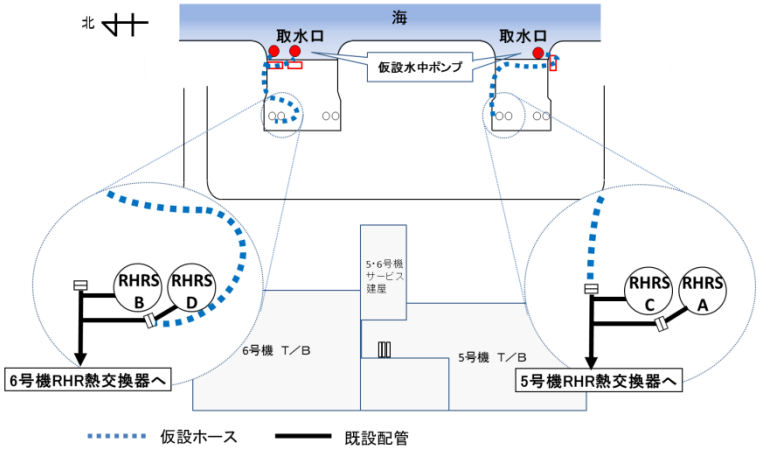
図Ⅱ-3-3 5 号機及び 6 号機のケーブル敷設ルート（略図）

仮設水中ポンプ設置及び 5 号機 RHR ポンプの電源復旧



東京電力作成資料を基に作成

図Ⅱ-3-4 仮設水中ポンプのホース敷設ルート（略図）



東京電力作成資料を基に作成

231 6 号機非常用 DG（6B）から給電されていた 6 号機 P/C6C を介して、DGSW ポンプを負荷とする DG6AMCC6C-5 に電源が供給された。

なお、中間報告Ⅱ３（３）ｂにおいて、6 号機 M/C6C は、非常用 DG から受電していなかったため、その機能維持を不明としていたが、3 月 19 日 4 時 22 分頃に、6 号機非常用 DG（6A）から受電するに当たり、特段の復旧作業を要していないことから、機能を維持していたと考えられる。

（6A）から5号機RHRポンプ（C）へ電源を供給するラインを構成した[232]（図Ⅱ-3-3参照）。その後、当直が、同日4時22分頃、6号機非常用DG（6A）を起動させ、5号機RHRポンプ（C）に電源が供給された（資料Ⅱ-3-3参照）。

他方、6号機においても、5号機と同様に、同日以降、発電所対策本部及び当直は、協力企業の協力を得て、6号機T/B東側に設置した高圧電源車から制御盤、さらに仮設水中ポンプまでケーブルを敷設するとともに（図Ⅱ-3-3参照）、仮設水中ポンプでくみ上げた海水をRHRの熱交換器に通すラインを構成した（図Ⅱ-3-4参照）。そして、当直及び発電所対策本部は、同日21時26分頃、6号機の仮設水中ポンプを起動した。

d　RHRによるSFP及び原子炉の冷却

5号機及び6号機では、津波到達後、RHRを起動させることができず、原子炉及びSFP双方を冷却することができない状況が続いていた。

前記（６）ｂのとおり、当直が、5号機についてはSFPの水を入れ替え、6号機についてはFPCによりSFPの水を撹拌するなどしたものの、これらの措置は、SFP水温の上昇を抑制するにとどまっていた。

また、発電所対策本部は、原子炉とSFPの各容量を比較して、SFPの容量の方が大きいため、SFPの方が温度が下がりにくいと考えた。他方、5号機及び6号機の原子炉については、必要に応じて減圧及び注水を継続することにより、ある程度制御できていた。

このため、発電所対策本部及び当直は、RHRが復旧した後、RHRを非常時熱負荷モードで起動し、原子炉の冷却に優先してSFPの冷却を実施することとしていた。

（ａ）5号機における状況

RHR復旧の目途がついたため、仮設水中ポンプの設置等と並行して、3月17日11時頃から、当直は、5号機RHRのA系の非常時熱負荷モードのライ

232　協力企業社員15名が約230mのケーブルを敷設・接続した。また、5号機RHRのA系の補機についても、3月17日から同月18日にかけての頃、6号機非常用DG（6B）からの電源融通が行われた。

ンを構成した。そして、前記ｃのとおり仮設水中ポンプの設置等が完了し、RHR ポンプ（C）に電源が供給された後、当直は、同月 19 日 4 時 56 分頃、5 号機 RHR ポンプ（C）を起動させ、RHR の A 系を非常時熱負荷モードにより起動して SFP の冷却を開始した（資料Ⅱ-3-4 参照）。

その後、当直は、SFP 水温が十分低下し、非常時熱負荷モードから SHC モードに切り替えて原子炉冷却を行う間、SFP を冷却しなくても特段問題がない程度にまで SFP 水温が低下したものと判断し[233]、原子炉冷却を行うため、RHR を SHC モードに切り替えることとした。そして、当直は、発電所対策本部の了解を得た上で、同月 20 日 10 時 49 分頃、非常時熱負荷モードを停止した[234]。

当直は、RHR の運転モードを非常時熱負荷モードから SHC モードへ切り替えるに当たり、5/6 号中央制御室において必要な電動弁を開操作するほか、R/B 内において手動弁を閉操作した[235]。

SHC モードのラインの構成を完了した後、当直は、同日 12 時 25 分頃、RHR の A 系を SHC モードにより起動し、原子炉冷却を開始した（資料Ⅱ-3-4 参照）。その後、同日 14 時 30 分頃、5 号機については、原子炉水温が 100℃未満となり、冷温停止となった。

（ｂ）6 号機における状況

当直は、3 月 19 日 11 時頃から、6 号機 RHR の B 系の非常時熱負荷モードのラインを構成した。そして、前記ｃのとおり仮設水中ポンプの設置等が完了した後、当直は、同日 22 時 14 分頃、RHR ポンプ（B）を起動させ、RHR の B 系を非常時熱負荷モードにより起動させ、SFP の冷却を開始した（資料Ⅱ-3-5 参照）。

その後、当直は、SFP 水温が十分低下し、非常時熱負荷モードから SHC モードに切り替えて原子炉冷却を行う間、SFP を冷却しなくても特段問題ない程度

233　5 号機 RHR を非常時熱負荷モードで起動した直後の 3 月 19 日 5 時頃に約 68.8℃を示していた SFP 水温計は、同月 20 日 11 時頃には約 35.2℃を示していた。

234　非常時熱負荷モード起動中に、SHC モードに必要な弁を開けると、圧力容器の水が SFP に流れ、原子炉水位が低下することが想定された。このため、当直は、非常時熱負荷モード停止後に SHC モードの準備を行った。

235　電動弁については、前記（5）ｂ（ｃ）のとおり、5 号機 RHRMCC への電源融通が完了していたことから、当直は、5/6 号中央制御室で操作を行うことができた。

にまでSFP水温が低下したものと判断し、5号機RHRの運転モードの切替作業等が完了した後、6号機RHRをSHCモードによる原子炉冷却に切り替えることとした[236]。そして、当直は、発電所対策本部の了解を得た上で、同月20日16時26分頃、非常時熱負荷モードを停止した[237]。

その後、当直は、RHRの運転モードを非常時熱負荷モードからSHCモードへ切り替えるに当たり、5/6号中央制御室において必要な電動弁を開閉操作した。

そして、当直は、同日18時48分頃、RHRのB系をSHCモードで起動し、原子炉冷却を開始した[238]（資料Ⅱ-3-5参照）。その後、同日19時27分頃、6号機についても原子炉水温が100℃未満となり、冷温停止となった。

4　福島第一原発の外部電源復旧状況

（1）福島第一原発の外部電源設備の概要

① 発電所で発電された電気は、送電線を通って、電圧を変換する施設である変電所において変圧・分配され、電気を消費する施設・設備に送電される。

発電所の運転に必要な電気は、通常、発電所で発電された電気の一部が利用される。ただし、受電のみに使用される送電線が設置されている場合、発電所の運転に必要な電気の一部が、外部から供給される。また、定期検査中及び何らかの原因で原子炉がスクラムした際等発電が停止している期間において、発電所内で消費される電気は、外部から供給される。

② 福島第一原発が受電する外部電源については、まず、福島第一原発の南西約9kmの場所に位置する東京電力猪苗代電力所新福島変電所（以下「新福島変電所」という。）から、大熊線1号線（以下「大熊線1L」という。）、同2号線（以下「大

236　当直長は、5号機及び6号機において、緊急の場合を除き、作業を並行させず、5号機RHRの運転モードの切替作業を完了させた後、6号機RHRの運転モードの切替作業を実施するよう当直に指示した。

237　6号機RHRを非常時熱負荷モードで起動する直前の3月19日22時頃に約67.5℃を示していたSFP水温計は、同月20日17時頃には約27.5℃を示していた。

238　3月20日17時40分頃、当直が6号機RHRのB系をSHCモードで起動したところ、原子炉水位が低下したため、当直は、同日17時45分頃、RHRを停止した。当直は、非常時熱負荷モードのラインに水が流入している可能性を考え、6号機RHRの非常時熱負荷モードのラインの電動弁を再度閉操作するとともに、手動弁を閉操作した。

熊線 2L」という。)、同 3 号線（以下「大熊線 3L」という。）及び同 4 号線（以下「大熊線 4L」という。）を通じて、それぞれ 1 号機、2 号機、3 号機及び 4 号機で使用される 27 万 5,000V の電気が供給されるようになっていた。また、同じく新福島変電所から、夜の森線 1 号線（以下「夜の森線 1L」という。）及び同 2 号線（以下「夜の森線 2L」という。）を通じて、6 万 6,000V の電気が 5 号機及び 6 号機に供給されるようになっていた。さらに、1 号機には、東北電力株式会社(以下「東北電力」という。)の富岡変電所から東電原子力線を通じて 6 万 6,000V の電気が供給されるようになっていた（資料Ⅱ-4-1 参照)。

福島第一原発構内まで送電された電気は、構内に設置された電路[239]の開閉を行う遮断器及び断路器等が設置された開閉所及び福島第一原発構内に設置された起動変圧器を経由して、各号機に設置された M/C に供給される。

具体的には、大熊線 1L 及び大熊線 2L から供給される 27 万 5,000V の電気は、1・2 号機超高圧開閉所（以下「1/2 号開閉所」という。）を経由して、1 号機及び 2 号機の各 T/B 西側に設置された起動変圧器（STr1S 及び STr2S）で 6,900V に降圧され、1 号機及び 2 号機の各共通 M/C[240]に供給される。

また、大熊線 3L 及び大熊線 4L から供給される 27 万 5,000V の電気は、3・4 号機超高圧開閉所（以下「3/4 号開閉所」という。）を経由して、3 号機 T/B 西側に設置された起動変圧器（STr3SA 及び STr3SB）で 6,900V に降圧され、3 号機及び 4 号機の共通 M/C[241]に供給される[242]。

さらに、夜の森線 1L 及び夜の森線 2L から供給される 6 万 6,000V の電気は、5・6 号機 66kV 開閉所（以下「66kV 開閉所」という。）を経由して、5 号機及び 6 号機 C/B 西側に設置された起動変圧器（STr5SA 及び STr5SB）で 6,900V に

---

239 電路とは、電気が発電されてから消費されるまでに通っているところをいう。本報告書において、電路とは、主に新福島変電所内の母線から福島第一原発構内の発電機及び各負荷までを示す。なお、新福島変電所の母線には、発電所又は他の変電所から電気が供給され、多数の遮断器及び断路器等が設置されている。

240 共通 M/C は、常用 M/C の一つであり、受電した電気を常用 M/C を介して非常用 M/C に供給する。1 号機共通 M/C1S は、1 号機 T/B1 階に設置されている。また、2 号機共通 M/C2SA は 2 号機 R/B 南側に設置された M/C2SA の専用建屋 1 階に、2 号機共通 M/C2SB は 2 号機 T/B 地下 1 階に、それぞれ設置されている。

241 3 号機及び 4 号機の共通 M/C（3SA 及び 3SB）は、3 号機及び 4 号機 C/B 地下 1 階に設置されている。

242 3/4 号開閉所の大熊線 3L に接続した受電用の遮断器等は工事中であった。また、3/4 号開閉所の大熊線 4L に接続した送電用の遮断器等についても、工事中であった。

降圧され、5 号機及び 6 号機の共通 M/C[243]に供給される。

東北電力から東電原子力線を通じて供給される 6 万 6,000V の電気は、福島第一原発構内の予備変電所に設置された変圧器で 6,900V に降圧され、1 号機の共通 M/C に供給される。

大熊線の各送電線は、外部電源を受電するのみならず、1 号機から 4 号機で発電された電気を福島第一原発構外へ送電する場合にも使用される一方、夜の森線の各送電線は、受電のみに使用されていた。

なお、5 号機及び 6 号機で発電された電気は、5・6 号機超高圧開閉所（以下「5/6 号開閉所」という。）を経由して双葉線 1 号線（以下「双葉線 1L」という。）及び双葉線 2 号線（以下「双葉線 2L」という。）から新福島変電所へ送電されていた。

各送電線は、新福島変電所から福島第一原発までの間、大熊線 1L 及び大熊線 2L が、大熊線 3L、大熊線 4L、夜の森線 1L 及び夜の森線 2L が、双葉線 1L 及び双葉線 2L が、それぞれ同一の鉄塔により支持されている。また、福島第一原発構内においては、各送電線は、大熊線 1L 及び大熊線 2L が、大熊線 3L 及び大熊線 4L が、夜の森線 1L 及び夜の森線 2L が、並びに双葉線 1L 及び双葉線 2L が、それぞれ同一の鉄塔により支持され、それぞれの開閉所に接続されている（資料Ⅱ-4-1 及び 2 参照）。

なお、以下では、大熊線 3L、大熊線 4L、夜の森線 1L 及び夜の森線 2L を支持している鉄塔を「大熊線鉄塔」、福島第一原発構内において夜の森線 1L 及び夜の森線 2L のみを支持する鉄塔を「夜の森線鉄塔」、双葉線 1L 及び双葉線 2L を支持する鉄塔を「双葉線鉄塔」という[244]。

243　5 号機及び 6 号機の共通 M/C（5SA-1、5SA-2、5SB-1 及び 5SB-2）は、5 号機及び 6 号機 C/B 地下 1 階に設置されている。

244　大熊線鉄塔は、新福島変電所から福島第一原発までに 22 基設置され、新福島変電所側から順に、大熊線鉄塔（No.1）から大熊線鉄塔（No.22）まで番号が付けられている。夜の森線鉄塔は、福島第一原発構内に 6 基設置され、大熊線鉄塔に近い側から順に、夜の森線鉄塔（No.23）から夜の森線鉄塔（No.28）まで番号が付けられている。双葉線鉄塔は、新福島変電所から福島第一原発までに 33 基設置され、福島第一原発 5/6 号開閉所に近い側から順に、双葉線鉄塔（No.1）から双葉線鉄塔（No.33）まで番号が付けられている。なお、大熊線 1L 及び大熊線 2L が支持された鉄塔は、新福島変電所から福島第一原発までに 27 基設置されている。

（２）福島第一原発の外部電源設備の被害状況

新福島変電所構内から福島第一原発構内までの外部電源設備に関する主な被害状況は、表Ⅱ-4-1 のとおりである（資料Ⅱ-4-3 及び 4 参照）。

表Ⅱ-4-1 福島第一原発の外部電源設備の主な被害状況

新福島変電所構内の設備	・各送電線に避雷のため併設されている架空地線の断線、遮断器部分に設置された送電線とその支持物とを絶縁する碍子（がいし）の破損等
送電線及び送電鉄塔等	・夜の森線鉄塔（No.27）が盛土の崩壊により倒壊
福島第一原発構内の設備（送電線及び送電鉄塔を除く）	・遮断器（O-81）、遮断器（O-82）及び断路器（LS-82）が碍子等の落下等により損傷 ・1/2 号開閉所において、天井部分が損傷 ・予備変電所に設置された M/C（以下「予備変 M/C」という。）から 1 号機 T/B1 階に設置された M/C1S までの地中ケーブルが損傷 ・3/4 号開閉所の設備が 70cm 程度被水 ・大熊線 1L から大熊線 4L に接続した起動変圧器が被水し、起動変圧器（STr2S）について碍子が破損 ・1 号機から 6 号機までに設置された M/C のうち、6 号機 R/B に設置されていた 6 号機 M/C（6C、6D 及び 6H）を除く全ての M/C が被水し、機能喪失

（３）福島第一原発の外部電源復旧に関する検討状況等

a　3 月 11 日の福島第一原発の外部電源設備の確認状況等

①　3 月 11 日 14 時 46 分頃に発生した地震後、同日 14 時 49 分頃までに[245]、新福島変電所から福島第一原発に外部電源を供給する大熊線 1L、大熊線 2L、大熊線 3L、大熊線 4L、夜の森線 1L 及び夜の森線 2L の保護装置が作動し、遮断器が開放され、電路が遮断された[246]。なお、保護装置が作動した原因について、

245　外部電源が喪失した時刻は、東京電力本店の給電指令所遮断器動作システム上の時刻を基に記載しており、福島第一原発の各操作記録と必ずしも一致するものではない。

246　電源設備や送電線に落雷や接触等の事故があった場合に、その状態を早期に発見して事故の影響を最小限に抑えるため、電路には保護装置が設置されている。保護装置には、監視する対象によって送電線保護装置、発電機保護装置等があり、それぞれ監視する範囲の電路において電流や電圧に異常が

大熊線1L及び大熊線2Lについては福島第一原発の遮断器が碍子の落下等により損傷したことが考えられる。また、大熊線3L及び大熊線4Lについては地震動により送電線が揺れて鉄塔と接近もしくは接触して高圧放電が起こったことが考えられる。さらに、夜の森線1L及び夜の森線2Lについては夜の森線鉄塔が倒壊したことに伴い送電線において高圧放電及び損傷等が起こったことが考えられる。この結果、福島第一原発は、外部から受電することができなくなった[247]。

② 新福島変電所の東京電力社員は、災害時のマニュアルに従い、3月11日15時頃から、新福島変電所内の状況を確認した。さらに、同日16時頃から、東京電力浜通電力所（以下「浜通電力所」という。）の社員が、新福島変電所から福島第一原発構内までの大熊線の各送電線の状況及び新福島変電所から福島第一原発構外までの夜の森線の各送電線の状況を、車により地上から目視で確認した。しかし、この時点で、福島第一原発構内の夜の森線鉄塔設置場所付近の構内道路が通行できなかったため、浜通電力所の社員は、福島第一原発構内の夜の森線の状況を確認できなかった。そこで、浜通電力所の社員は、再び福島第一原発構内の夜の森線の状況を確認するため、同日20時過ぎ頃に新福島変電所を出発した。一方、発電所対策本部復旧班は、同日16時30分頃から1/2号開閉所及び予備変電所を、同日20時30分頃から3/4号開閉所を、それぞれ状況確認した。これらの状況確認により、本店対策本部が同日中に把握した主な事項は、表Ⅱ-4-2のとおりである。（資料Ⅱ-4-3及び4参照）

本店対策本部の工務復旧班（以下「工務班」という。）、配電復旧班（以下「配電班」という。）及び原子力班は、同日夜半頃に、対面してそれぞれが把握した福島第一原発の外部電源に関する情報を共有した[248]。

感知された場合、保護装置から遮断器に信号が送られ、事故箇所を含む電路が隔離される。

247 外部電源が喪失したことにより、福島第一原発構内の各非常用DGが起動し、各号機へ非常用電源が供給された。なお、富岡変電所に電気を供給する送電線において地震動に伴い高圧放電が起こり、3月11日14時48分頃、送電が停止したことにより、東電原子力線も送電が停止した。その後、東北電力が富岡変電所内の設備損傷を応急復旧し、同日19時頃までに、東電原子力線が送電可能となった。

248 これまでの間、福島第一原発の外部電源に関する現場確認内容等について、本店対策本部工務班、配電班及び原子力班は、他班が把握する情報を本部会議及び電話等により収集していた。

表Ⅱ-4-2 福島第一原発の外部電源設備の主な確認状況

新福島変電所構内の設備	・架空地線の断線、碍子の破損、送電線を支持する鉄構の傾斜、地盤沈下等[249]
送電線及び送電鉄塔等	・夜の森線鉄塔（No.27）付近で土砂崩れが発生 ・新福島変電所から福島第一原発構内の各開閉所までに設置された送電線は、外見上、送電に支障なし
福島第一原発構内の設備 （送電線及び送電鉄塔を除く）	・遮断器（O-81）、遮断器（O-82）及び断路器（LS-82）が碍子等の落下等により損傷 ・予備変電所の設備は外見上損傷なし ・3/4 号開閉所の設備（遮断器の制御盤）が 70cm 程度被水 ・1 号機及び 2 号機に設置された M/C が被水 ・3 号機及び 4 号機の M/C が設置された T/B 地下階が被水

また、同日 19 時頃に、本店対策本部原子力班は、本店対策本部給電班を通じて、東北電力から東電原子力線の充電を行うか打診を受けた。本店対策本部原子力班は、発電所対策本部復旧班に対して状況を確認し、東電原子力線から受電する M/C1S 及びこれに接続するケーブルが被水したため、受電できない旨の回答を受けた。このため、本店対策本部原子力班は、本店対策本部給電班を通じて、東北電力に対して、東電原子力線から受電することはできない旨回答した。

b　3 月 12 日以降 3 号機 R/B 爆発までの福島第一原発の外部電源復旧に関する検討状況（資料Ⅱ-4-5 及び 6 参照）

①　3 月 12 日未明以降、本店対策本部工務班は、外部電源施設の被害状況等を踏

249　新福島変電所社員及び協力企業社員は、3 月 12 日未明以降、新福島変電所内で、暫定的に復旧できる箇所から作業を開始することとして、傾斜していた大熊線 3L 及び大熊線 4L を支持する鉄構をワイヤーで固定し、また、断線した大熊線 3L の架空地線を、今後の作業の支障にならないように鉄塔に固定した。また、同日夕方頃までに、新福島変電所社員及び協力企業社員は、新福島変電所において、鉄構に固定していた大熊線 3L の架空地線を撤去した。さらに、同月 16 日に、本店対策本部工務班が、新福島変電所内において、傾斜していた大熊線 3L 及び大熊線 4L を支持する鉄構への重量負荷を軽減するため、鉄構から大熊線鉄塔（No.1）までの送電線を撤去した。

まえて、1 号機から 4 号機までの外部電源の復旧計画の検討を開始した。また、夜の森線鉄塔（No.27）は、夜の森線 1L 及び夜の森線 2L が支持されている施設であるが、付近の状況から倒壊が推定されていたものの、いまだ現場確認がなされていなかった。さらに、6 号機非常用 DG（6B）が起動していたため、5 号機へ 6 号機から電源融通することが可能であった。そのため、本店対策本部は、5 号機及び 6 号機については、当面 6 号機非常用 DG（6B）から電気を供給することとし、1 号機から 4 号機までの外部電源復旧を優先することとした。

② まず、ⓐ1/2 号開閉所において、1 号機及び 2 号機の起動変圧器に接続する遮断器等が破損していたこと、ⓑ4 号機の起動変圧器及び 3/4 号開閉所が被水し、その復旧の目途がたっていなかったこと[250]、ⓒ1 号機から 4 号機の M/C が被水して使用できなかったこと[251]、ⓓ移動可能な変圧器では 27 万 5,000V の高圧電源を降圧することはできなかったことから、本店対策本部は、福島第一原発構内に 6 万 6,000V で電気を供給して、移動用変圧器により 6,900V に降圧した後、480V の所内低電圧回路に使用される電源盤である P/C に電気を供給する必要があると判断した。さらに、本店対策本部原子力班は、外部から供給される電気を接続する P/C として、使用可能であった 2 号機 P/C2C に加え、T/B1 階に設置され被水していない可能性があった 4 号機 P/C4D[252]を選択することとした。

③ 本店対策本部工務班は、3 月 12 日未明から同日午前中にかけての頃、これまでに把握した現場状況を踏まえ、6 万 6,000V 用の送電線である夜の森線 1L 又は夜の森線 2L を活用して、福島第一原発構内に 6 万 6,000V で外部から電気を供給する計画を検討した。さらに、新福島変電所において、夜の森線 2L が接続する主要変圧器 4 号[253]周辺の碍子や避雷器が損傷していることが判明して

---

250 3 号機は起動変圧器に接続する遮断器等が工事中で使用できなかった。

251 1 号機及び 2 号機の M/C が被水して使用できないことが確認されていたため、本店対策本部原子力班は、外部から供給される電気を直接 P/C に接続する必要があると判断した。また、3 号機及び 4 号機について、M/C 設置場所である T/B 地下 1 階が被水したことから、M/C が使用できないことが推測された。その後、3 月 12 日中に、発電所対策本部復旧班が、3 号機から 6 号機までに設置された M/C の多くが被水したことを確認した。

252 発電所対策本部復旧班は、3 月 12 日夜に、P/C4D が使用可能であることを確認した。

253 新福島変電所には 50 万 V の電気を 27 万 5,000V 及び 6 万 6,000V に降圧する主要変圧器が四つ設

いたため、復旧作業が少ない主要変圧器 3 号に接続されていた夜の森線 1L が活用されることとなった。そこで、本店対策本部工務班は、同日昼頃までに、本店対策本部原子力班に対して、福島第一原発構内の 5 号機及び 6 号機付近の夜の森線鉄塔まで夜の森線 1L を活用して送電し、移動用変圧器で 6,900V に降圧して電気を供給する計画を提案した（資料Ⅱ-4-5 参照）。

④　しかし、この経路で供給された電気を 1 号機から 4 号機の電源として使用するためには、P/C2C 及び P/C4D まで、仮設の電線又はケーブルを 1km 以上にわたって敷設する必要があった。このため、本店対策本部原子力班は、本店対策本部工務班に対して、1 号機から 4 号機近くまで電気を供給できる他の計画の検討を依頼した。

福島第一原発構内で 1 号機から 4 号機に最も近い既設の送電線は、3/4 号開閉所に接続した大熊線 3L 及び大熊線 4L であった（資料Ⅱ-4-2 参照）。また、大熊線鉄塔において夜の森線 1L と併架されている大熊線 3L 及び大熊線 4L のうち、鉄塔上で夜の森線 1L に隣接して支持されていた送電線は、大熊線 3L であった。

そこで、本店対策本部工務班は、3 月 12 日昼頃までに策定していた計画（資料Ⅱ-4-5 参照）に代えて、同日中に、新福島変電所から夜の森線 1L を活用して 6 万 6,000V で送電し、送電線が併架された福島第一原発構外の大熊線鉄塔において、夜の森線 1L から大熊線 3L に接続して、1 号機から 4 号機の近くまで電気を供給する計画を策定した（資料Ⅱ-4-6 参照）。また、本店対策本部配電班及び同原子力班もこの計画を了承した。

その後、この計画について、本店対策本部工務班は、同月 13 日午前中の本店対策本部で発話して了承を得た。そして、本店対策本部は、同日以降、具体的な作業手順等の検討を継続した。

c　3 号機 R/B 爆発後の福島第一原発の外部電源復旧に関する検討状況

①　本店対策本部工務班は、3 月 12 日中に、大熊線 3L を介した夜の森線 1L（以

置されている。主要変圧器 1 号が大熊線 1L に、主要変圧器 2 号が大熊線 2L に、主要変圧器 3 号が大熊線 3L 及び夜の森線 1L に、主要変圧器 4 号が大熊線 4L 及び夜の森線 2L に、それぞれ接続されている。なお、主要変圧器 1 号は工事中であった。

下「夜の森・大熊接続線」という。）を通じて福島第一原発へ供給された 6 万 6,000V の電気を 6,900V に降圧するため、福島第一原発構内に移動用変圧器を設置する計画を策定していた。しかし、同月 14 日 11 時 1 分頃、3 号機 R/B が爆発したことに伴い、この計画で移動用変圧器等を設置する予定であった 3/4 号開閉所付近に高線量のがれきが散乱した。同日夕方頃以降、本店対策本部工務班は、高線量のがれきが散乱して現場作業が困難を極める状況であることを把握したため、同日夜頃までに、福島第一原発構内における作業量を軽減させる目的で、移動用変圧器を新福島変電所構内に設置する計画に変更した（資料Ⅱ-4-6 参照）。

② 一方、3 号機 R/B が爆発し、夜の森・大熊接続線による電源復旧の作業場所の線量が高くなったことに加え、3 月 11 日以降進められていた高圧電源車による電源復旧についても、損傷した高圧電源車及びケーブル等の新たな資機材の確保及び設置が困難になり、作業完了までに時間を要することが想定された。これらの状況を踏まえ、1 号機から 4 号機までに外部から電気を供給する新たな復旧計画の検討が必要となった。

そのため、本店対策本部原子力班は、同月 14 日夕方頃以降、東電原子力線を通じた外部電源供給の検討を開始した。この時点で、本店対策本部原子力班は、夜の森・大熊接続線及び東電原子力線のうち、復旧が早い方を用いて、P/C2C 及び P/C4D に電気を供給することとしていた。

また、夜の森線 2L を通じて外部から 5 号機及び 6 号機に電気を供給する方法について、夜の森線鉄塔（No.27）付近の現場確認ができていなかったことから、本店対策本部工務班は、具体的な復旧計画の策定を進められずにいた。なお、5 号機及び 6 号機で使用される電気は、6 号機非常用 DG（6B）から供給されていた。

③ 3 月 15 日夕方頃、本店対策本部会議において、その時点で策定していた外部電源復旧計画について、本店対策本部原子力班が現場状況と併せて説明した。本店対策本部は、余震が継続している状況において、稼働している 6 号機非常用 DG（6B）が停止する可能性も考えられることから、東電原子力線及び夜の森・大熊接続線のみならず、夜の森線 2L を含めた三つのルート全ての復旧を継続し、可能な限り迅速に実施するよう指示した。

この決定を受けて検討を進めていく過程で、同月 16 日夕方頃までに、東電原子力線及び夜の森・大熊接続線が同時期に復旧する見込みとなった。そこで、本店対策本部原子力班は、外部から供給される電気の接続先を決定した。すなわち、東電原子力線から 1 号機及び 2 号機へ、夜の森・大熊接続線から 3 号機及び 4 号機へ、夜の森線 2L から 5 号機及び 6 号機へ、それぞれ電気を供給することを決定し、具体的な検討を継続した。これ以降、外部電源に関する復旧状況について、以下にそれぞれの復旧ルートに分けて述べる。

（4）福島第一原発の外部電源復旧状況

a　1 号機及び 2 号機の外部電源復旧状況（資料Ⅱ-4-7 参照）

① 本店対策本部原子力班は、前記（3）ｃのとおり、3 月 14 日夜から同月 15 日未明にかけての頃、東電原子力線を通じて 6 万 6,000V の電気を予備変電所に供給し、予備変電所内に設置されていた変圧器で 6,900V に降圧して電気を供給する復旧計画を決定した。さらに、同月 16 日夕方頃、本店対策本部原子力班は、この経路で供給された電気を 1 号機及び 2 号機の電源として使用するため、P/C2C に接続することを決定した。

② まず、東電原子力線を通じて電気を供給する方法を検討するに当たり、本店対策本部原子力班から要請を受けた本店対策本部給電班は、3 月 15 日朝方、東北電力に対して、東電原子力線について予備変電所までの充電を依頼した。そして、同日 9 時 45 分頃、東北電力は、予備変電所に設置された断路器まで充電可能であることを確認した。その後、同月 16 日午前中までに、本店対策本部工務班が、予備変電所に設置された断路器から予備変 M/C までの設備が使用できることを確認した。

③ 3 月 16 日明け方頃までに、発電所対策本部復旧班は、予備変 M/C から 1 号機 T/B に設置された M/C1S までに地中埋設されていたケーブルが使用できるか確認するために、絶縁抵抗を測定した[254]。すると、予備変電所から 1 号機 T/B までのケーブルに損傷があることが判明した。しかし、同ケーブルが地中に埋設されており、損傷箇所の特定に時間を要することから、本店対策本部原

254　本店対策本部原子力班は、3 月 11 日に被水して使用できないと判断した地中ケーブルについて、乾燥して使用できるようになった可能性を考え、絶縁抵抗を測定した。

子力班は、既設のケーブルの活用を断念し、1 号機 T/B 北側構内道路に仮設置した M/C（以下「仮設 1/2 号 M/C」という。）まで、予備変 M/C からケーブルを敷設することとした[255]。ただし、予備変 M/C が設置されている予備変電所が O.P.+30m 以上の高台に設置され、O.P.+約 12m の 1 号機 R/B 付近に設置する予定であった仮設 1/2 号 M/C までの高低差が大きかった。そのため、予備変 M/C 及び仮設 1/2 号 M/C を最短距離で接続することが困難であり、本店対策本部原子力班は、同日夜頃までに、予備変 M/C から仮設 1/2 号 M/C まで、仮設ケーブルを構内道路に沿って約 1.5km 敷設することを決定した。

④　本店対策本部配電班、原子力班、発電所対策本部復旧班及び協力企業は、3 月 17 日以降、ケーブル敷設ルートのがれき撤去やケーブル敷設、予備変電所の遮断器の油圧回復作業[256]等を行った。その後、同月 20 日 15 時 37 分頃に仮設 1/2 号 M/C まで、同日 15 時 46 分頃に P/C2C まで、それぞれ受電が完了した。

なお、同月 12 日から同月 14 日午後までの間には、1 号機から 3 号機の格納容器ベント実施に向けた作業及び 1 号機及び 3 号機の R/B 爆発に伴う現場環境の悪化の影響で、同月 17 日及び同月 18 日午後には、SFP への放水作業の影響で、それぞれ現場退避が必要になったことに加え、余震も頻発して作業の延期を余儀なくされた時期があったため、かかる電源復旧作業は時間を要した。

b　3 号機及び 4 号機の外部電源復旧状況（資料Ⅱ-4-8 参照）

①　本店対策本部工務班は、前記（3）b 及び c のとおり、地震による被害状況及び 3 号機 R/B 爆発の影響を踏まえ、3 月 14 日に、新福島変電所において移動用変圧器で 6,900V に降圧した電気を夜の森・大熊接続線を介して福島第一原発構内に供給することとした。また、本店対策本部は、同月 16 日夕方頃、福島第一原発構内において、電路の開閉装置であるミニクラッド[257]（以下「移

255　本店対策本部原子力班は、仮設置する M/C を協力企業から 4 台調達した。

256　遮断器の遮断部を開閉させるためには、油圧が必要である。3 月 11 日夜に予備変電所の状況を確認した際に、遮断器の油圧が残っていることが確認されたが、油圧を保つための電源が数日間喪失して油圧がなくなっていた。そのため、本店対策本部原子力班は、小型発電機で油ポンプを起動し、油圧を回復させた。

257　ミニクラッドは、遮断器及び保護装置等が一体化された開閉装置である。

動用ミニクラッド」という。）及び多回路開閉器[258]を設置し、これらの設備を介して供給された電気を、3 号機及び 4 号機の電源として使用するため、P/C4D へ接続することを決定した。

なお、本店対策本部工務班は、同月 11 日夜半頃から、本店において本店対策本部原子力班及び配電班と情報共有をして、大熊線 1L から大熊線 4L に接続した各起動変圧器が被水し、また、開閉所では遮断器が損傷したこと等を把握したことから、移動用変圧器の調達を開始していた[259]。

② 本店対策本部工務班及び協力企業は、夜の森・大熊接続線からの外部電源の復旧作業として、まず、新福島変電所構内において、地盤が陥没した場所の地下に埋設されていた夜の森線 1L のケーブルの損傷の有無を確認することとした。そして、3 月 14 日 2 時過ぎ頃、本店対策本部工務班らは、新福島変電所において、端末処理されたケーブル接続部であるケーブルヘッドまで、充電が可能であることを確認した。

本店対策本部工務班及び協力企業社員は、同月 15 日午後から、福島第一原発構外に設置された大熊線鉄塔（No.7 及び No.8）において、同鉄塔に併架支持された夜の森線 1L と大熊線 3L を接続する作業を開始し、同日 23 時過ぎ頃までに、この接続作業を完了した。この接続作業を行う鉄塔は、ⓐ鉄塔前後の送電線の屈折が少なく、ⓑ送電線が 2 点で引っ張られた状態で鉄塔に支持され揺れが少なく接続作業がしやすく、ⓒ鉄塔周辺の敷地が機材の搬入・設置に適している鉄塔が選択され、大熊線鉄塔（No.7 及び No.8）において接続作業が行われた[260] [261]。

---

258 多回路開閉器は、電気を複数の回路に分配する開閉装置である。なお、多回路開閉器に保護装置は内蔵されていない。

259 新福島変電所は、発電所や変電所との送受電を主な目的とした施設であり、変電所周辺に低圧（6,900V）の電気を供給することが想定されていないため、移動用変圧器を常備していなかった。このため、本店対策本部工務班は、他の変電所及び電力所等から移動用変圧器を調達した。

260 電圧と電流の方向と大きさが一定の周期で変化する交流電源が、3 種類の方向（位相）に分けてそれぞれ別の送電線で送られる方法を、三相交流と呼ぶ。これは、現在、送電に多用されている送電方法である。そのため、一つの送電線が実際には 3 本（3 相）に分かれており、電路同士を接続するためには、3 本（3 相）の送電線それぞれについて接続作業が必要になる。夜の森線 1L から大熊線 3L への接続は、鉄塔（No.7）で 1 相、鉄塔（No.8）で 2 相接続された。また、電線は、ジャンパー線の支持箇所同士で接続された。なお、ジャンパー線とは、離れた電路をつなぐ部分のことをいい、例えば、送電線の鉄塔への接触を避けるために、送電線鉄塔付近を迂回させる部分に使用される。

261 本店対策本部工務班及び協力企業社員が、夜の森線 1L 及び大熊線 3L を接続する作業の一環として、

また、本店対策本部工務班及び協力企業社員は、同月 16 日午後から、新福島変電所構内の夜の森線1Lのケーブルヘッド付近に移動用変圧器を設置して、同ケーブルヘッドに接続した。さらに、本店対策本部工務班らは、同月 17 日から、福島第一原発構内において、移動用ミニクラッドを 3/4 号開閉所南西側に設置して大熊線 3L に接続し、同月 18 日に、移動用ミニクラッドまで充電できることを確認した。

そして、同月 19 日未明に自衛隊及び消防庁による SFP への放水作業が終了してから、本店対策本部配電班は、協力企業と共に、多回路開閉器を 3/4 号開閉所南西側に設置し、移動用ミニクラッドから多回路開閉器までケーブルを敷設した。また、同月 20 日以降、本店対策本部原子力班は、協力企業及び発電所対策本部復旧班と共に、多回路開閉器から P/C4D までケーブルの敷設ルートを確認した後、ケーブルの敷設・接続作業を行い、同月 22 日に P/C4D まで外部電源の受電が完了した。

なお、同月 12 日から同月 14 日午後までの間には、1 号機から 3 号機の格納容器ベント実施に向けた作業並びに 1 号機及び 3 号機の R/B 爆発に伴う現場環境の悪化の影響で、同月 17 日及び同月 18 日午後には、SFP への放水作業の影響で、それぞれ現場退避が必要になったことに加え、余震も頻発して作業の延期を余儀なくされた時期があったため、かかる電源復旧作業は時間を要した。

c　5 号機及び 6 号機の外部電源復旧状況（資料Ⅱ-4-9 参照）

①　5 号機及び 6 号機は、6 号機非常用 DG（6B）から電気が供給されていたものの、前記（３）ｃのとおり、3 月 15 日夕方頃、本店対策本部は、夜の森線 2L の復旧を可能な限り早急に行うことを決定した。そのため、本店対策本部工務班は、新福島変電所から夜の森線 2L を通じて 6 万 6,000V で電気を供給し、既設の起動変圧器（STr5SA）で 6,900V に降圧し、健全性が確認されていた M/C6C 及び M/C6D に電気を供給することとした[262]。

必要ない電路を遮断するため、3 月 14 日 18 時頃から、夜の森線と大熊線の接続予定であった鉄塔よりも福島第一原発側に設置された鉄塔（No.12）において、夜の森線 1L のジャンパー線を除去した。さらに、本店対策本部工務班らは、同月 16 日に、新福島変電所構外に設置された鉄塔（No.3）において、大熊線 3L のジャンパー線を除去して、必要ない電路を遮断した。

262　中間報告Ⅱ３（３）ｂにおいて、非常用 DG から受電していなかったため、M/C6C の機能維持は

さらに、福島第一原発構内において、夜の森線鉄塔（No.27）が倒壊していたため、この鉄塔付近を迂回させて送電する必要があった。当初、本店対策本部工務班は、倒壊した鉄塔の近傍に仮設の鉄柱を設置して復旧することを検討していた。しかし、作業現場の放射線量が上昇していたことに加え、SFP への放水作業により現場退避が必要となったことから、鉄柱を設置するための十分な現地調査が実施できずにいた。その後、本店対策本部工務班は、同月 17 日に現場確認をした際に、必要な仮設鉄柱の数が多く、更なる現地調査が必要になるため、現場作業時間を短縮する必要性から、仮設の鉄柱設置を断念した。そして、夜の森線鉄塔（No.26）から、既に健全性が確認されていた双葉線鉄塔（No.2）に電線を支持させ、夜の森線鉄塔（No.28）まで電線を仮設して、倒壊鉄塔付近を迂回させることとした。

ただし、夜の森線鉄塔（No.26）において、夜の森線 2L から双葉線鉄塔（No.2）に向けて電線を仮設した場合、夜の森線 1L が夜の森線 2L よりも双葉線鉄塔（No.2）により近い側に支持されているため、仮設の電線が夜の森線 1L に接近して短絡（通電）するおそれがあった。このため、本店対策本部工務班は、夜の森線鉄塔（No.26）から 66kV 開閉所までの送電については、夜の森線 1L を使うこととし、同鉄塔において夜の森線 2L から夜の森線 1L に接続した後、双葉線鉄塔（No.2）に電線を支持させ、夜の森線鉄塔（No.28）において夜の森線 1L に再び接続することとした。

② 本店対策本部原子力班は、協力企業及び発電所対策本部復旧班と共に、3 月 17 日から、66kV 開閉所に設置された遮断器等の状況確認を行い、同月 19 日までに、遮断器（O-51）の開閉動作に必要な油圧を復旧した。これに加え、本店対策本部原子力班らは、被水して使用できない M/C を迂回して M/C6C 及び M/C6D に接続するため、起動変圧器（STr5SA）に接続されていた M/C1 次側から M/C6C 及び M/C6D まで仮設ケーブルを敷設し、接続した。

また、仮設する電線と樹木が接近・接触するような事故を防止する目的で、電線と樹木との物理的距離を確保して絶縁する必要があった。そのため、本店対策本部工務班は、協力企業と共に、同月 18 日から同月 20 日までに、鉄塔間

不明としていたが、外部電源復旧作業において M/C6C が使用されており、その機能は維持されていた。

の樹木を伐採した。その上で、本店対策本部工務班らは、夜の森線鉄塔（No.26）から双葉線鉄塔（No.2）を介して夜の森線鉄塔（No.28）まで電線を接続した[263]。その後、本店対策本部工務班は、同日、66kV 開閉所に設置された夜の森線 1L の断路器（LS-51）まで充電可能であることを確認した。なお、新福島変電所構内において、夜の森線 2L の断路器の部品がずれていたことに加え、主要変圧器 4 号から遮断器までに設置された碍子が損傷していたことから、それぞれについて、本店対策本部工務班及び協力企業社員が同月 18 日に修理を行った。

その後、同月 21 日 11 時 36 分頃 M/C6C に、同月 22 日 19 時 17 分頃 M/C6D に、外部電源の受電が完了した。

なお、同月 17 日及び同月 18 日午後には、SFP への放水作業の影響で、現場退避が必要になったことに加え、余震も頻発して作業の延期を余儀なくされた時期があったため、かかる電源復旧作業は時間を要した。

（5）福島第一原発へ供給される外部電源の安定化

① 前記（4）のとおり、3 月 22 日までに、1 号機及び 2 号機に東電原子力線より、3 号機及び 4 号機に夜の森・大熊接続線より、5 号機及び 6 号機に夜の森線 2L より、それぞれ外部から電気が供給された（資料Ⅱ-4-7 から資料Ⅱ-4-9 参照）。また、これらの復旧作業と並行して、本店対策本部原子力班、発電所対策本部復旧班及び協力企業社員は、福島第一原発構内において、一つの送電線からの受電が停止した場合に、他の送電線から受電した電気を融通できるように、外部電源復旧に使用された M/C 同士を連系させた。

さらに、これ以降、本店対策本部は、福島第一原発に外部から電気をより安定的に供給するための検討及び現場作業を行った[264]（資料Ⅱ-4-10 参照）。

② 具体的には、本店対策本部は、夜の森・大熊接続線から供給される外部電源について、受電量増加及び高電圧化（6 万 6,000V）[265]のため、4 月 29 日までに移

---

263 なお、夜の森線鉄塔（No.27）の倒壊に伴い夜の森線鉄塔（No.28）の基礎部分が変形していたため、本店対策本部工務班は、ワイヤーで脚部を固定した。さらに、電線を迂回支持させることにより、夜の森線鉄塔（No.26 及び No.28）及び双葉線鉄塔（No.2）に通常と異なる方向に荷重がかかることになったことから、傾斜・倒壊を防ぐためこれらの鉄塔を支線で固定した。

264 受電した電気は、計測機器、原子炉冷却設備及び水処理設備等に使用された。

265 前記（3）ｃのとおり、当初移動用変圧器を福島第一原発構内に設置し、福島第一原発構内まで 6 万 6,000V で供給する予定であった。また、建屋内の滞留水の処理設備を稼働すること等によって福

動用変圧器を福島第一原発構内に設置し、また、5 月 16 日までに福島第一原発構内に移動用変圧器を増設した。これらの作業によって、夜の森・大熊接続線からの受電量が 2 倍となったことに加え、高電圧（6 万 6,000V）でより安定的に外部電源を供給することが可能となった。

③　さらに、3 月下旬、本店対策本部は、既設設備を活用した外部電源の安定化策を検討していた。本店対策本部は、1/2 号開閉所に設置されていた共用所内ボイラ用の遮断器及び変圧器[266]が使用可能であることを把握したことから、5 月 10 日までに、損傷していた遮断器部分の迂回作業及び移動用変圧器[267]等の設置作業等を行った。この結果、大熊線 2L から 27 万 5,000V の電気を供給することが可能となった[268]。

④　また、5 号機及び 6 号機に送電していた夜の森線 2L について、ⓐ新たに設置した電線の重量を支持するために夜の森線鉄塔（No.26 及び No.28）及び双葉線鉄塔（No.2）を支線で支えていたこと、ⓑ福島第一原発構内において双葉線鉄塔（No.2）に迂回支持させた電線部分に避雷機能がないことなどから[269]、本店対策本部工務班は、既設の設備を活用してより安定的に電気を供給する方法を検討していた。そこで、本店対策本部工務班は、送電用に設置されていた双葉線を介して電気を供給することとし、7 月 22 日までに、新福島変電所及び福島第一原発構内において夜の森線 1L 及び夜の森線 2L をそれぞれ双葉線 1L 及び双葉線 2L に

島第一原発構内の消費電力が増大することが想定されたため、受電する電力量を増加させる必要があった。受電量は、移動用変圧器の容量に依存するため、受電量を増加させるためには、移動用変圧器を増設する必要があった。仮に、新福島変電所に移動用変圧器を増設した場合、福島第一原発まで送電線を設置する必要があるため、本店対策本部工務班は、福島第一原発構内に移動用変圧器を増設することとした。この他、夜の森・大熊接続線の電路の福島第一原発側に避雷器を設置する必要があったが、避雷器が 6 万 6,000V 用であったため、高電圧化（6 万 6,000V）する必要があった。

266　共用所内ボイラ用の変圧器は、1 号機から 4 号機の暖房設備等に使用される共用所内ボイラへの電源供給に使用するために、27 万 5,000V の電気を 6 万 6,000V に降圧する設備である。

267　共用所内ボイラ用の変圧器で変圧された 6 万 6,000V の電気を 6,900V に降圧する。

268　本店対策本部は、大熊線 1L 及びこれに接続した起動変圧器（STr1S）の活用も検討したが、1/2 号開閉所において大熊線 1L 設置場所の上部に屋根の損壊が確認されたため、より安定的な経路の復旧として、大熊線 2L の活用を決定した。なお、大熊線 2L に接続した起動変圧器（STr2S）は、電線支持部分の碍子の損傷が確認されたことに加え、その設置場所の放射線量が高く、復旧作業を行うことが困難だった。

269　通常時、電気設備の技術基準の解釈第 59 条第 7 項において、送電線鉄塔は支線を用いてその強度を分担させないこととされているため、本店対策本部は、長期間の送電を考慮して、支線で支えられた鉄塔を使用しない方法を検討した。

接続するなどした。この結果、これらの既設設備を活用して2回線で66kV開閉所に電気が供給されることとなった。

⑤　さらに、東京電力は、平成24年3月までに、1/2号開閉所南側に66kV開閉所を新設し、大熊線4Lからの受電を開始する[270]などして、仮設設備の活用を減少させた。これ以降、新福島変電所において母線を増設するなど、更なる安定化策を講じることとしている。

5　福島第二原子力発電所における事故対処

（1）福島第二原子力発電所における事故対処の概要

平成23年3月11日、東北地方太平洋沖地震が発生するとともに、地震に伴う津波が福島第二原子力発電所（以下「福島第二原発」という。）に到達した。福島第二原発においては、福島第一原発とは異なり、津波到達後においても外部電源による電源供給が継続している状況にあった。

このため、福島第二原発においては、各種監視計器によりプラントの状態を把握することが可能な状態であり、また、原子炉の減圧、原子炉への注水といったプラント制御に必要な操作についても特段の復旧を要せずに実施することができた。

しかし、福島第二原発では非常用海水ポンプや電源盤の被害により、3号機の1系統を除き、RHRを起動させることができなかったことから、RHRを復旧させるまでの間、原子炉注水により原子炉水位を維持して燃料の露出を防ぐという方針で事故対処に当たり、同月15日までに全号機の冷温停止に至ったものである（資料Ⅱ-5-1参照）。

（2）福島第二原発の概要

a　施設の概要、規模、性能、設置経緯等

福島第二原発は、福島県双葉郡楢葉町及び同郡富岡町に位置し、福島第一原発の約12km南にある。敷地はほぼ正方形の形状となっており、東は太平洋に面している。また、敷地全体の広さは、海面埋立面積約20万㎡を含め約147万㎡で

270　新福島変電所において夜の森線1L及び夜の森線2Lをそれぞれ大熊線3L及び大熊線4Lと接続する作業を実施して福島第一原発構内まで大熊線3L及び大熊線4Lで送電し、福島第一原発構内において、新設された66kV開閉所の母線に接続した。また、東電原子力線から供給される電気についても、新設された66kV開閉所の母線に接続した。

ある。

福島第二原発は、東京電力が建設・運転した原子力発電所であり、昭和 50 年 11 月に 1 号機の建設に着工して以来、順次増設を重ね、現在 4 基の沸騰水型原子炉を有している。昭和 57 年 4 月には 1 号機が運転を開始しており、現在では 1 号機から 4 号機までの総発電設備容量が 440 万 kW となっている。各号機の発電設備の規模、性能等については資料Ⅱ-5-2 のとおりである。

b　施設の配置、構造等

（a）概要

1 号機及び 2 号機は福島県双葉郡楢葉町に、3 号機及び 4 号機は同郡富岡町に設置されている。

各号機は、R/B、T/B、C/B、サービス建屋、RW/B、海水熱交換器建屋（Hx/B）等から構成されている。これら建屋のうち一部については、隣接プラントと共用となっているものがある。各建屋の配置は、資料Ⅱ-5-3 のとおりである。

R/B、T/B、C/B、サービス建屋及び RW/B は、O.P.+12m の主要建屋設置エリアに設置され、Hx/B は O.P.+4m の海側エリアに設置されている。

（b）R/B の構造等

福島第二原発は、福島第一原発 1 号機から 5 号機までとは異なり、R/B について複合建屋方式を採用している。複合建屋方式とは、R/B として、原子炉棟及び付属棟を設ける方法をいい、これらは同一基礎版上に建設された一体構造となっている。原子炉棟には、圧力容器、格納容器、SFP 等が設置されている。また、付属棟には、非常用 DG のほか、非常用の M/C、P/C[271]等が設置されている。

（c）Hx/B の構造等

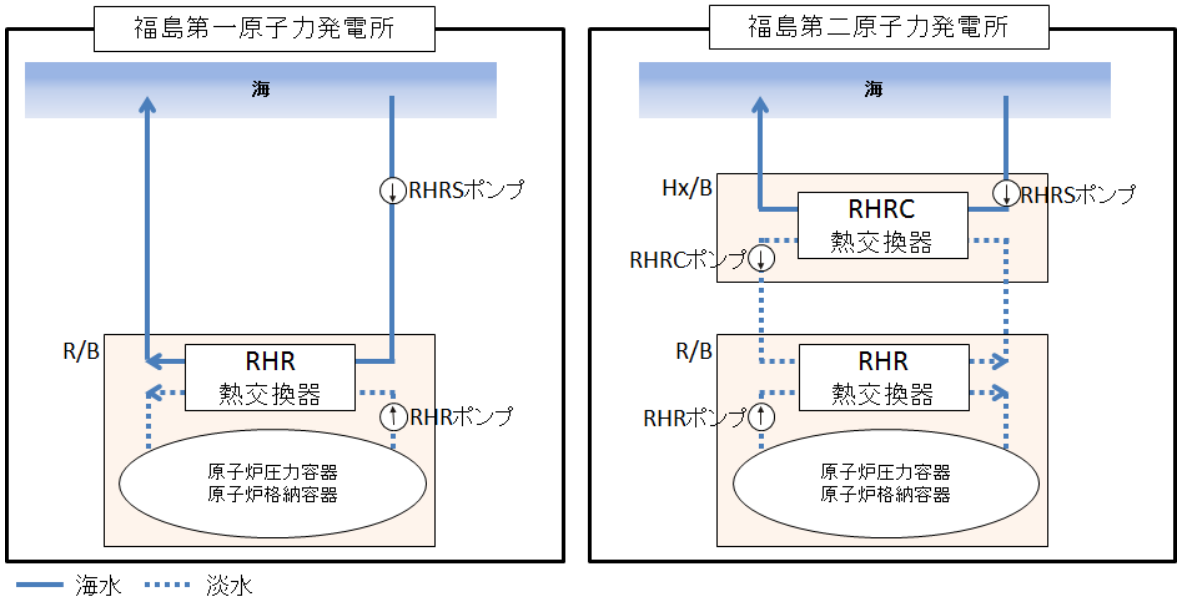
福島第二原発においては、各号機の T/B 東側の海側エリア（O.P.+4m）に地上 2 階地下 1 階建ての Hx/B を設け、内部に熱交換器や海水ポンプ等を設置し

271　非常用 P/C のうち、非常用海水ポンプ等に電源を供給する非常用 P/C については、Hx/B に設置されている。

ている。Hx/B には、残留熱除去機器冷却系（RHRC）[272]ポンプ、RHRS[273]ポンプ、非常用補機冷却系（EECW）[274]ポンプ等の非常用海水ポンプやこれらのポンプに電源を供給するための P/C が設置されている。

福島第一原発においては、崩壊熱の除去や機器の冷却に当たり、海側に設置した海水ポンプにより海水をくみ上げ、配管を通じてその海水を直接 R/B 内の熱交換器等に循環させている。一方、福島第二原発においては、くみ上げた海水を直接 R/B 内の熱交換器等に循環させるのではなく、R/B との間に淡水が循環する中間ループを設けた上で、それと海水を循環させるループとの間で熱交換を行うことにより冷却している。この方法による場合、熱交換器を Hx/B に設置することから、海水が R/B 内に直接流入することはない（図Ⅱ-5-1 参照）。

図Ⅱ-5-1　冷却水循環系の概要図



東京電力「福島原子力事故調査報告書（中間報告書）」（平成 23 年 12 月）等を基に作成

272　RHRC とは、RHR の熱交換器、RHR ポンプと低圧炉心スプレイ系ポンプの冷却器等に冷却水を供給する系統をいう。

273　RHRS とは、RHR の冷却水を冷却するための海水を供給する系統をいう。

274　EECW とは、各種非常用機器が原子炉冷却材喪失事故等において要求される機能を維持できるように、非常用 DG、非常用空調機器等に淡水冷却水を供給する系統であり、RHR ポンプのモーターにも冷却水を供給する。

なお、RHRC ポンプ及び RHRS ポンプについては、各号機にそれぞれ 4 台（A、B、C 及び D）が、EECW ポンプについては各号機に 2 台（A 及び B）が設置されている[275]。また、これらの設備に電源を供給する非常用 P/C については、各号機に 2 台（C-2 及び D-2）[276]が設置されている。

（d）冷却機能を有する設備の概要

ここでは、福島第二原発における事故対処において使用した主な設備に限り、その概要について説明する（資料Ⅱ-5-4 参照）。

ⅰ RCIC

RCIC は、圧力容器から発生する蒸気の一部を用いるタービン駆動ポンプにより、蒸気として失われた冷却材を原子炉に補給し、炉心を冷却する系統であり、福島第二原発の全号機に設置されている。

通常は、水源として CST の水を使用するが、S/C の水を水源とすることも可能である。

ⅱ MUWC

MUWC は、CST を水源として、原子炉施設の運転に必要な水を復水移送ポンプを使用して供給する系統であり、福島第二原発の全号機に設置されている。

アクシデントマネジメント策整備の一環として、MUWC から RHR を介して原子炉へ注水できるようにするため、これらの配管の接続を変更するとともに、元々設置されていた手動弁を電動化し、中央制御室において遠隔操作できるようにしている。福島第二原発では、各号機共に MUWC と RHR の A 系を接続する配管上にこの電動弁を設けている。

---

275 RHR の A 系に供されるポンプとして RHRC ポンプ（A）及び（C）、RHRS ポンプ（A）及び（C）並びに EECW ポンプ（A）が、RHR の B 系に供されるポンプとして RHRC ポンプ（B）及び（D）、RHRS ポンプ（B）及び（D）並びに EECW（B）が設置されている。

276 P/C（C-2）は、RHRC ポンプ（A）及び（C）、RHRS ポンプ(A)及び（C）並びに EECW（A）に電源を供給する。P/C（D-2）は、RHRC ポンプ（B）及び（D）、RHRS ポンプ（B）及び（D）並びに EECW（B）に電源を供給する。

ⅲ　高圧炉心スプレイ系（HPCS）

HPCS は、配管破断事故等を原因として冷却材喪失事故が発生したような場合に、電動の高圧ポンプにより水を燃料にスプレイし、炉心の冷却を行う系統であり、福島第二原発の全号機に設置されている。

通常は、水源として CST の水を使用するが、S/C の水を水源とすることも可能である。

ⅳ　RHR

RHR は、原子炉停止時の崩壊熱の除去を目的として、原子炉を停止した後の原子炉冷却材の冷却を行う系統であり、福島第二原発の全号機に設置されている。また、弁の切替操作により運転モードを変更することができ、非常時における冷却水の注入を行うこともできる。具体的な運転モードとして、SHC モード、低圧注水モード、格納容器スプレイモード、S/C 冷却モード及び非常時熱負荷モードがある。

なお、RHR により原子炉冷却材等の冷却を行うに当たっては、熱交換器への冷却水の供給や RHR ポンプの冷却が必要であるため、これらの役割を担う RHRC ポンプ、RHRS ポンプ及び EECW ポンプがそれぞれ起動している必要がある。

（3）福島第二原発の被害状況

a　外部電源の状況

福島第二原発の外部電源は、通常時は富岡線 1 号線及び 2 号線並びに岩井戸線 1 号線及び 2 号線の計 4 回線から受電する構成となっている。

3 月 11 日の地震発生当日は、定期検査のため、岩井戸線 1 号線からの受電が停止しており、富岡線 1 号線及び 2 号線並びに岩井戸線 2 号線の計 3 回線からの受電構成となっていた。

地震発生直後の同日 14 時 48 分頃、福島第二原発の北西約 7km の場所に位置する新福島変電所の断路器が損傷したことにより、富岡線 2 号線からの受電が停止した。さらに、地震発生後の新福島変電所におけるパトロールの結果、岩井戸

線 2 号線について避雷器の損傷が確認されたことから、同日 15 時 50 分頃、岩井戸線 2 号線からの受電が停止した。

このため、福島第二原発の外部電源については、富岡線 1 号線の 1 回線のみからの受電構成となったが、同月 12 日 13 時 38 分頃には岩井戸線 2 号線が、同月 13 日 5 時 15 分頃には岩井戸線 1 号線が復旧し、これら 3 回線からの受電構成に回復した（資料Ⅱ-5-5 参照）。

b　福島第二原発に到達した津波の状況

（a）海側エリアの浸水状況

東北地方太平洋沖地震に伴う津波は、第 1 波が 3 月 11 日 15 時 22 分頃に、その後、断続的に福島第二原発に到達した。これらの津波により、福島第二原発の海側エリア（O.P.+ 4m）全域が浸水した。

海側エリアの浸水高は O.P.+約 7.0m から約 8.9m（浸水深は約 2.8m から約 4.3m）であり、同エリア南側では局所的に O.P.+約 12.6m の浸水高（浸水深は約 8.6m）が確認された（資料Ⅱ-5-6 参照）。

海側エリアには、前記（2）b（c）のとおり、各号機の Hx/B が設置されていたが、各 Hx/B は津波により浸水し、いずれの地下 1 階も水没した。また、浸水の痕跡からすると、各号機の Hx/B の 1 階部分については、3 号機南側部分を除き、床面から 2m 以上浸水した。なお、2 階部分については、1 号機南側を除き、浸水の痕跡は確認されなかった。

（b）主要建屋設置エリアの浸水状況

主要建屋設置エリア（O.P.+12m）については、津波が海側エリアから斜面を超えて遡上することはなかったが、1 号機南側を東西に走る道路を集中的に遡上し、大量の水が 1 号機側から 2 号機側に回り込んだ。

1 号機周辺の浸水高は O.P.+約 12.4m から約 15.9m（浸水深は約 0.2m から約 4.1m）であり、これにより 1 号機 R/B、T/B、チャコール建屋や 1/2 号サービス建屋への浸水が見られた（資料Ⅱ-5-6 参照）。

一方、2 号機から 4 号機については、1 号機側から津波が回り込んだものの、建屋周辺の浸水高は O.P.+約 11.9m から約 12.9m（浸水深は約 0.1m から約

1.0m）であり、3 号機 T/B、3/4 号サービス建屋、チャコール建屋以外は、ほとんど建屋内への浸水は見られなかった。

c　津波到達後の所内電源の状況

（a）非常用 DG の状況

福島第二原発に到達した津波は 1 号機南側を東西に走る道路を集中的に遡上し、1 号機 R/B に浸水した。

1 号機 R/B の付属棟地下 2 階には非常用 DG3 台（1A、1B 及び 1H[277]）が設置されており、これら全台が被水により機能を喪失した。他号機の非常用 DG は、それ自体への被水を免れたものの、非常用 DG を冷却するための海水ポンプが津波により機能を喪失したことから、3 号機の非常用 DG2 台（3B 及び 3H）並びに 4 号機非常用 DG1 台（4H）を除き、起動できない状況となった（資料Ⅱ-5-7 表 1 参照）。

（b）非常用 M/C の状況

非常用 M/C については、各号機に C、D 及び H[278]の 3 台があり、これらは R/B の付属棟地下 1 階に設置されている。

津波到達後、1 号機の非常用 M/C（1C 及び 1H）が被水により機能を喪失したものの、他の号機の非常用 M/C については受電が可能な状態であった（資料Ⅱ-5-7 表 2 参照）。

（c）R/B の付属棟に設置された非常用 P/C の状況

非常用 P/C については、各号機 R/B の付属棟地下 1 階に、それぞれ 2 台（C-1 及び D-1）が設置されている。

津波到達後、R/B の付属棟に設置された非常用 P/C のうち、1 号機の非常用 P/C（1C-1）は被水により機能を喪失したものの、それ以外の非常用 P/C は受

277　各号機の非常用 DG（H）は、HPCS やその冷却に使用する海水ポンプへの電源供給のために設置されている。

278　各号機の非常用 M/C（H）は、HPCS やその冷却に使用する海水ポンプへの電源供給のために設置されている。

電が可能な状態であった（資料Ⅱ-5-7 表 3 参照）。

なお、Hx/B には、海水ポンプ等に電源を供給する P/C2 台が別途設置されている（Hx/B に設置された非常用 P/C の状況については、後記（３）ｄ（ｂ）参照）。

（ｄ）まとめ

福島第二原発においては、非常用 DG が、一部を除いて起動できない状況にあったものの、津波到達後においても外部電源の受電が継続しており、非常用 DG から受電しなければならない状況には至っていなかった。

1 号機については、非常用 M/C（1C）及び非常用 P/C（1C-1）が津波により被水して機能を喪失したため、A 系の交流電源が喪失し、さらに、A 系の直流電源も非常用のバッテリーで受電する状況[279]となった。他方で、2 号機から 4 号機については、非常用 M/C 及び R/B の付属棟に設置された非常用 P/C に被害はなく、交流電源及び直流電源の全てを維持していた。

ｄ　非常用海水ポンプ及び電源盤の状況

福島第二原発においては、各号機の Hx/B 内に浸水し、RHRC ポンプ、RHRS ポンプ、EECW ポンプ又はこれらのポンプに電源を供給する P/C の大半が被害を受けたことにより、3 号機の 1 系統を除き、RHR を起動することができない状態となった。

ここでは、RHRC ポンプ、RHRS ポンプ及び EECW ポンプ並びにこれらのポンプに電源を供給する P/C の被害状況について説明する。

（ａ）非常用海水ポンプ（RHRC、RHRS 及び EECW）の状況

前記（２）ｂ（ｃ）のとおり、RHRC ポンプ及び RHRS ポンプについては、各号機にそれぞれ A、B、C 及び D の 4 台が設置されている。また、EECW ポンプについては、各号機に A 及び B の 2 台が設置されている。

また、各号機の Hx/B は、いずれも地上 2 階地下 1 階の構造となっている。

279　3 月 11 日 17 時 35 分頃に直流 125V を、同日 18 時 5 分頃に直流 250V をそれぞれ予備充電器からの受電に切り替えたことにより、非常用のバッテリーで受電する状況は解消された。

2 号機の RHRC ポンプ（2A、2B、2C 及び 2D）並びに EECW ポンプ（2B）、4 号機の EECW ポンプ（4B）は、2 階に設置[280]され、その他の非常用海水ポンプは全て 1 階に設置されている。

福島第二原発に到達した津波は海側エリア全域に浸水し、各号機の Hx/B も浸水した。各号機の Hx/B は地下 1 階が水没し、1 階については、浸水の痕跡から 3 号機南側エリアを除き、床面から 2m 以上浸水したと認められる。

津波により、1 号機については RHRC ポンプ（1A、1B、1C 及び 1D）並びに EECW ポンプ（1A 及び 1B）が、2 号機については RHRS ポンプ（2A、2C 及び 2D）並びに EECW ポンプ（2A）が、3 号機については RHRC ポンプ（3A 及び 3C）並びに EECW ポンプ（3A）が、4 号機については RHRC ポンプ（4A、4B、4C 及び 4D）、RHRS ポンプ（4A、4B 及び 4C）並びに EECW ポンプ（4A）が、それぞれモーターの被水のため機能を喪失した（表Ⅱ-5-1 及び資料Ⅱ-5-8 参照）。

表Ⅱ-5-1 Hx/B における非常用海水ポンプ及び非常用 P/C の津波到達後の被害状況

海水ポンプ（RHRC、RHRS及びEECW）　○：使用可能　△：電源盤が被水したため機能喪失　×：電源盤及びモーターが被水したため機能喪失

設置場所	1号機		2号機		3号機		4号機	
	北側	南側	北側	南側	北側	南側	北側	南側
2階			△ RHRC(A) △ RHRC(C)	△ RHRC(B) △ RHRC(D) △ EECW(B)				△ EECW(B)
1階	△ RHRS(B) △ RHRS(D)	△ RHRS(A) △ RHRS(C)	× RHRS(A) × RHRS(C)	△ RHRS(B) × RHRS(D)	△ RHRS(A) △ RHRS(C)	○ RHRS(B) ○ RHRS(D)	× RHRS(A) × RHRS(C)	× RHRS(B) △ RHRS(D)
	× RHRC(B) × RHRC(D)	× RHRC(A) × RHRC(C)			× RHRC(A) × RHRC(C)	○ RHRC(B) ○ RHRC(D)	× RHRC(A) × RHRC(C)	× RHRC(B) × RHRC(D)
	× EECW(B)	× EECW(A)	× EECW(A)		× EECW(A)	○ EECW(B)	× EECW(A)	

非常用P/C　○：使用可能　×：被水したため機能喪失

設置場所	1号機		2号機		3号機		4号機	
	北側	南側	北側	南側	北側	南側	北側	南側
1階	× P/C1D-2	× P/C1C-2	× P/C2C-2	× P/C2D-2	× P/C3C-2	○ P/C3D-2	× P/C4C-2	× P/C4D-2

東京電力「福島原子力事故調査報告書（中間報告書）」（平成 23 年 12 月）を基に作成

（b）Hx/B に設置された非常用 P/C の状況

前記（2）b（c）のとおり、RHRC ポンプ、RHRS ポンプ及び EECW ポ

280　Hx/B1 階に設置スペースがなかったことから 2 階に設置したものであり、津波対策の観点からこの配置とされたわけではない。

ンプに電源を供給する非常用P/Cについては、各号機Hx/B1階にC-2及びD-2の2台が設置されている。

これらの非常用P/Cについては、3号機Hx/Bの1階南側エリアに設置されたP/C（3D-2）を除き、全て津波による被水により機能を喪失した（資料Ⅱ-5-7及び表Ⅱ-5-1参照）。

（4）地震発生から津波到達までの状況及びこれに対する対処（3月11日14時46分頃から同日15時22分頃までの間）

a　地震発生直前の福島第二原発各号機の運転状況

福島第二原発においては、1号機から4号機までの全号機が定格熱出力一定運転中であった。各号機の記録計チャートによれば、地震発生直前の1号機から4号機までの原子炉圧力、原子炉水位（狭帯域）[281]及びSFP水温は、表Ⅱ-5-2のとおりである。

表Ⅱ-5-2　地震発生直前のプラントパラメータ

	1号機	2号機	3号機	4号機
原子炉圧力（MPa gage）	約6.9	約6.9	約6.8	約6.8
原子炉水位（狭帯域）（mm）	約900	約900	約910	約910
SFP水温（℃）	約37	約32	約35	約36

東京電力「記録計チャート」（平成23年8月）を基に作成

b　福島第二原発における発電所対策本部の動向

3月11日14時46分頃、東北地方太平洋沖地震が発生し、福島第二原発においても、震度6強の強い揺れを観測した。

地震発生後、東京電力本店及び福島第二原発には、発生した事態に応じ、非常災害対策本部、次いで緊急時対策本部（以下、総じて東京電力本店内の本部につき「本店対策本部」、福島第二原発内の本部につき「第二発電所対策本部」という。）が立ち上げられた（資料Ⅱ-5-10参照）。

281　原子炉水位計（狭帯域）の指示範囲について、資料Ⅱ-5-9参照。

第二発電所対策本部は、免震重要棟３階の緊急時対策室に設置され、メインテーブルには、本部長である増田尚宏所長（以下「増田所長」という。）以下、副本部長であるユニット所長、副所長２名、本部員である防災安全部長、技術総括部長、運転管理部長、保全部長、品質・安全部長、総務部長、広報部長等が着席した。

第二発電所対策本部は、12 個の機能班[282]により構成され、各機能班はメインテーブルの後方に設けられたブースに控え、メインテーブルと各機能班のブースとの間で口頭による情報伝達を可能とする体制が取られた（資料Ⅱ-5-11 参照）。また、本店対策本部は、テレビ会議システムを通じて、第二発電所対策本部内のメインテーブルで発話された内容を聞き取り、また、第二発電所対策本部に対して助言や質問をするなどして、第二発電所対策本部との間で情報共有を図ることが可能であった。

第二発電所対策本部は、テレビ放送により、福島県沿岸の津波警報、津波予想到達時刻及び予想高さ等の情報を把握し、各中央制御室にその情報を提供していた。

増田所長は、地震発生以降、福島第二原発へ津波が到達することを懸念し、免震重要棟３階のテラスから津波の到達状況を監視させるとともに、現場作業員の退避を指示した。また、運転管理部長は、プラント情報を迅速に把握するため、第二発電所対策本部発電班から情報収集要員[283]2 名を各中央制御室にそれぞれ派遣した。発電班は、各中央制御室に派遣した情報収集要員から定期的に各号機のプラントパラメータ等の報告を受け、それをグラフにまとめるなどして第二発電所対策本部全体で情報の共有を図っていた。

c　各中央制御室における動向

（a）総論

地震発生当時、福島第二原発では全号機が定格熱出力一定運転中であり、1 号機及び 2 号機の中央制御室（以下「1/2 号中央制御室」という。）、3 号機及

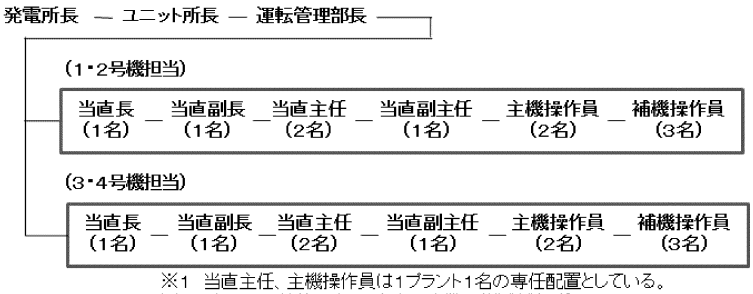
282　情報班、通報班、広報班、技術班、保安班、復旧班、発電班、資材班、厚生班、医療班、総務班及び警備誘導班の 12 班であり、班長は担当グループマネージャーである。ただし、広報班については本部員たる広報部長が、復旧班については本部員たる保全部長がそれぞれ班長を兼務する。

283　情報収集要員は、主に、中央制御室内でプラント情報の収集に当たるとともに、発電班への連絡を担当し、当直長のサポートを行っていた。

び4号機の中央制御室（以下「3/4号中央制御室」という。）では、当直[284]が原子炉施設の運転に従事していた（図Ⅱ-5-2参照）。

地震が発生してからも、それまで各中央制御室で当直業務に従事していた当直が中心となって、原子炉の運転操作等を行ったが、地震発生時に当直業務に従事していた当直班以外の当直も、随時、各中央制御室に応援に行き、あるいは免震重要棟で待機し、後日、交代で当直業務に当たるなどした。

図Ⅱ-5-2 福島第二原子力発電所における当直体制



東京電力「福島第二原子力発電所3号機 福島第二原子力発電所4号機 定期安全レビュー（第2回）報告書」を基に作成

福島第二原発では、このような場合のプラントの操作対応について、「福島第二原子力発電所原子力事業者防災業務計画」に従い、原則として、当直長が判断を行い、例外的に、他プラントとの連携が必要な操作を行う場合や、プラント挙動に対して実施する操作の影響が大きい場合には、当直長が第二発電所対策本部に助言又は指示を仰ぎ、第二発電所対策本部は当直長に助言又は指示を行うこととしていた。

また、当直は、助言又は指示を仰ぐ場合でなくとも、原子炉制御に必要な基本的情報について、その都度、当直長等から第二発電所対策本部発電班にPHSで報告することとしていた。

（b）1/2号中央制御室の動向

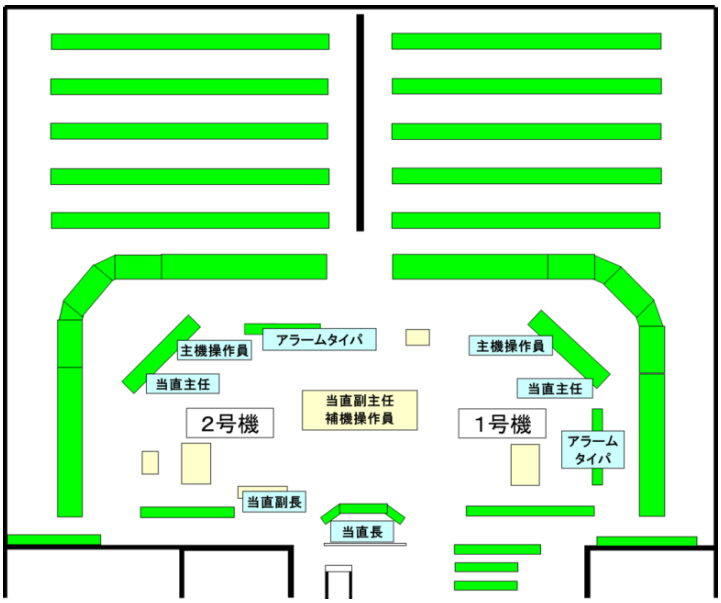
地震発生直後、1/2号中央制御室において、当直は、身体の安全を確保するとともに、原子炉の自動スクラムに備えて制御盤上方の警報窓を注視していた

284 当直は、当直長1人、当直副長1人、当直主任2人、当直副主任1人、主機操作員2人及び補機操作員3人の合計10人で一つの班を構成し、さらに5個班による交代制勤務を採ることにより24時間体制で原子炉施設の運転に従事している。

（図Ⅱ-5-3 参照）。

3 月 11 日 14 時 48 分頃、当直は、1 号機及び 2 号機共に全制御棒が挿入され、原子炉が自動スクラムしたことを中央制御室内の制御盤の表示により確認し、当直長が運転管理部長に PHS でこれを報告した。

図Ⅱ-5-3 1/2 号中央制御室のレイアウト



東京電力作成資料を基に作成

その後、当直は、当直長の指示を受け、原子炉の高温かつ高圧の蒸気を主蒸気配管からタービンバイパス弁を介して主復水器に送り、ここで凝縮させた水を給復水系で原子炉に戻すという方法により、原子炉圧力の制御を開始した[285]。

地震の揺れが収まった後、当直長は、作業のため R/B、T/B 等の現場に出ていた当直に PHS で連絡を取り、人員の確認をして中央制御室に戻るように指示した。

また、同日 14 時 48 分頃、新福島変電所の断路器の損傷により、富岡線 2 号線からの受電が停止となったが、富岡線 1 号線及び岩井戸線 2 号線の 2 回線からの受電が継続していた。

（c）3/4 号中央制御室の動向

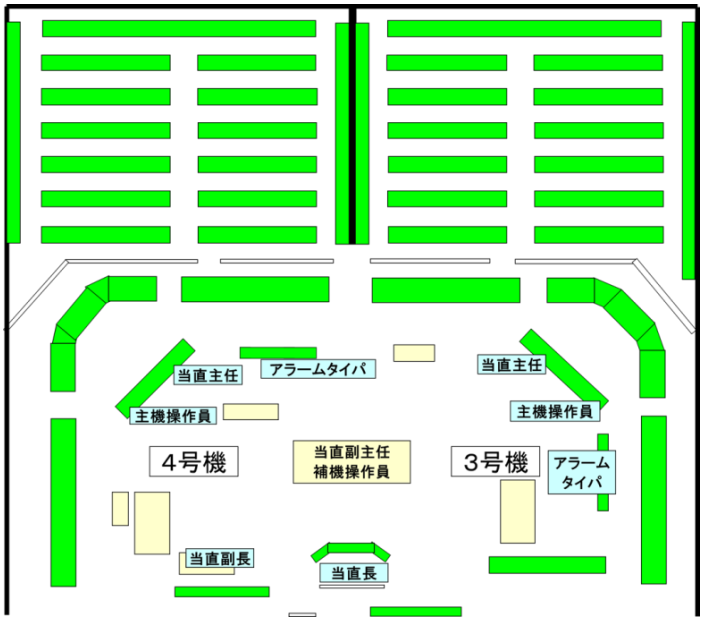
地震発生直後、3/4 号中央制御室において、当直は、身体の安全を確保するとともに、原子炉の自動スクラムに備えて制御盤上方の警報窓を注視していた

285 福島第二原発 1 号機から 4 号機では、全ての外部電源が失われた福島第一原発 1 号機から 3 号機と異なり、地震が発生した際に主蒸気隔離弁が閉とならなかったことから、原子炉圧力制御のため、主復水器を用いることが可能であった。

（図Ⅱ-5-4 参照）。

3 月 11 日 14 時 48 分頃、当直は、3 号機及び 4 号機共に全制御棒が挿入され、原子炉が自動スクラムしたことを制御盤の表示により確認し、当直長が運転管理部長に PHS でこれを報告した。

図Ⅱ-5-4 3/4 号中央制御室のレイアウト



東京電力作成資料を基に作成

その後、当直は、当直長の指示を受け、原子炉の高温かつ高圧の蒸気を主蒸気配管からタービンバイパス弁を介して主復水器に送り、ここで凝縮させた水を給復水系で原子炉に戻すという方法により、原子炉圧力の制御を開始した[286]。

地震の揺れが収まった後、当直長は、ページング等を用いて、建屋内でパトロール等を行っていた当直に対して、人員の確認をして中央制御室に戻るように指示した。

同日 14 時 48 分頃、3 号機及び 4 号機についても、1 号機及び 2 号機と同様に、新福島変電所の断路器の損傷により富岡線 2 号線からの受電が停止となったが、富岡線 1 号線及び岩井戸線 2 号線の 2 回線からの受電が継続していた。

（5）津波到達以降の 3 月 11 日の状況及びこれに対する対処（3 月 11 日 15 時 22 分頃以降）

a 第二発電所対策本部の動向

（a）緊急時対策室の停電及び復旧状況

286 前記脚注 285 参照。

3 月 11 日 15 時 22 分頃以降、断続的に福島第二原発に津波が到達した。

福島第二原発に到達した津波は、1 号機南側を東西に走る道路を集中的に遡上し、免震重要棟 1 階まで到達した。これにより、免震重要棟 1 階の電源室に設置された電源盤が機能を喪失し、緊急時対策室が停電となって室内の照明が消灯したほか、テレビ会議システムによる本店対策本部等との通信もできなくなる状態となった。

増田所長は、第二発電所対策本部復旧班に対して、緊急時対策室の電源を早期に復旧するよう指示した。第二発電所対策本部復旧班は、協力企業の協力を得て、事務本館地下 1 階に設置された電源盤から、緊急時対策室脇にある照明用の分電盤（100V 用）までケーブルを敷設し、同日 18 時から 19 時にかけての頃、緊急時対策室の電源を復旧した。これにより、テレビ会議システムによる本店対策本部との通信が回復した。

なお、停電中においても固定電話の使用は可能であったため、第二発電所対策本部は、テレビ会議システムが使用できない間、固定電話を使用して本店対策本部と連絡を取っていた。

（b）1 号機に係る原子力災害対策特別措置法第 10 条第 1 項の規定に基づく特定事象（原子炉冷却材漏えい）発生の通報

3 月 11 日 17 時 35 分頃、運転管理部長は、1/2 号中央制御室の当直長から、「1 号機に『D/W 圧力高』の警報が出ており、アラームタイパを確認すると、15 時 37 分に『主蒸気隔離弁（MSIV）原子炉水位低（L-2）』が記録されている」旨の報告を受けた。

運転管理部長は、原子炉水位計によれば、原子炉水位が L-2 まで低下している状況は確認されなかったものの[287]、「D/W 圧力高」信号に加えて、「MSIV 原

287　原子炉水位が L-2（1 号機においては、原子炉水位計（広帯域）で-966mm のレベルを指す。）に到達した場合、論理回路にその情報が伝達され、この論理回路に流れている電流が失われる。論理回路上の電流が失われることにより、電磁継電器（リレー）と呼ばれる電流制御装置に設けられた作動コイルが無励磁となり、コイル端子が計算機に MSIV 水位低（L-2）を打ち出す回路の端子に接着し、アラームタイパに「MSIV 原子炉水位低（L-2）」と記録される仕組みとなっている。

この論理回路については、プラントバイタル電源により動作するものであるが、津波により M/C（1C）が被水し、その下流のプラントバイタル電源 A 系が喪失した。本来は原子炉水位が L-2 に到達した場合に流れなくなるはずの電流が、津波による電源喪失を原因として流れなくなったことで、コイル端

子炉水位低（L-2）」信号が発信されていたことから、D/W 内で原子炉冷却材の漏えいが起きている可能性も否定できず、念のため、原子力災害対策特別措置法（以下「原災法」という。）第 10 条第 1 項の規定に基づく特定事象（原子炉冷却材漏えい）の通報を行っておいた方がよいと考え、その旨を増田所長に進言した。

これを受け、増田所長は、第二発電所対策本部通報班に対して、原災法第 10 条第 1 項に基づく通報を行うように指示し、同日 17 時 50 分頃、官庁等に対し、これを通報した。

その後、CAMS を確認しても放射線量が上昇している状況にはなかったことから、第二発電所対策本部は、同日 18 時 33 分頃までに、原子炉冷却材の漏えいが起きていないものと判断し、官庁等に対し、その旨通報した。

（ｃ）原災法第 10 条第 1 項の規定に基づく特定事象（除熱機能喪失）発生の通報（1 号機、2 号機及び 4 号機）

津波到達直後、第二発電所対策本部は、1/2 号中央制御室及び 3/4 号中央制御室の各当直長から、1 号機、2 号機及び 4 号機において津波の影響により RHR が起動不能である旨の報告を受け、1 号機、2 号機及び 4 号機の RHR の状況について検討を行った。このとき、Hx/B の被害状況について実際に現場確認を行ったわけではなかったものの、1 号機、2 号機及び 4 号機の非常用海水ポンプの制御盤上の状態表示灯が消えていたことや津波の規模等を検討した結果、増田所長は、直ちに RHR を復旧させることはできないと考え、この状況が原災法第 10 条第 1 項の規定に基づく特定事象（除熱機能喪失）に該当すると判断し、3 月 11 日 18 時 49 分頃、官庁等に対して、これを通報した。

（ｄ）建屋内の被害確認状況

津波到達後、増田所長は、R/B、T/B、Hx/B 等にある電源盤や各機器の被害状況を確認する必要性を認識していたものの、余震が頻発しており、津波が再

子が計算機に「MSIV 水位低（L-2）」信号を打ち出す回路の端子に接着したことから、実際には原子炉水位が L-2 には到達していないにもかかわらず、アラームタイパに「MSIV 原子炉水位低（L-2）」と記録されることとなったと考えられる（資料Ⅱ-5-12 参照）。

度到達するおそれがあったことから、すぐにはこれらの被害確認には向かわせなかった。

その後、増田所長は、津波が再度到達した場合に人命に及ぼすリスクを考えると、海側エリアに建つ Hx/B よりも、主要建屋設置エリアの R/B 及び T/B の方が安全であると考え、3 月 11 日 20 時頃、第二発電所対策本部復旧班に対し、まず R/B 及び T/B の被害状況を確認するように指示した。

これを受け、第二発電所対策本部復旧班電気機器グループは、協力企業からの応援を得て、R/B 内を確認する班、T/B 内を確認する班及び Hx/B 内を確認する班の 3 班を編成した。

同日 20 時過ぎ頃から、R/B 及び T/B 内を確認する班が、先行して建屋内の被害状況の確認に出発した。その結果、1 号機について、非常用 DG が設置された R/B 付属棟地下 2 階の部屋が水浸しとなっている状況や、R/B 付属棟地下 1 階に設置された M/C（1C）、P/C（1C-1）が水没しているといった状況が、徐々に判明してきた。

同日 22 時過ぎ頃、増田所長の指示により、Hx/B 内を確認する班は、Hx/B の被害状況の確認を実施した。その際、第二発電所対策本部は、Hx/B 内の確認中に津波が再度到達することを危惧していたため、第二発電所対策本部内のモニターで海の方向を監視するとともに、現場で確認を行う者と第二発電所対策本部復旧班員との間で PHS を通話状態に維持したまま、いつでも連絡が取れる態勢を整えていた。

このようにして被害状況の確認を進めた結果、各号機 Hx/B の地下 1 階部分が水没し、1 階部分についても P/C[288]を超える高さまで浸水した痕跡があることが判明した。他方で、3 号機 Hx/B 南側については、同じ 1 階部分であっても床面が少し濡れた程度であることが判明した。

こうした確認の結果について、確認に向かった班は、第二発電所対策本部に対し、PHS により、これらの確認結果を随時報告し、報告を受けた第二発電所対策本部復旧班は、これらの被害状況をホワイトボードに書き出すことにより、情報共有を図っていた。

---

288 P/C の高さは、約 2,300mm である。

b　津波到達直後の各中央制御室の動向

（a）1/2 号中央制御室の動向

1 号機は、津波の影響により、海側エリアに建つ Hx/B のほか、R/B 付属棟地下 2 階に設置されている非常用 DG[289]（1A、1B 及び 1H）、R/B 付属棟地下 1 階に設置されている非常用 M/C（1C 及び 1H）が被水するなどした。1 号機では、富岡線 1 号線及び岩井戸線 2 号線によって外部電源の供給は続いていたが、非常用 M/C（1C）が津波により被水したことから、3 月 11 日 15 時 37 分頃、A 系の交流電源が喪失した。

さらに、2 号機も、Hx/B が津波により浸水し、海水ポンプが被水したことから全ての非常用 DG（2A、2B 及び 2H）が起動できなくなった[290]。

1/2 号中央制御室では、制御盤上で警報が鳴り響き、RHRC ポンプ、RHRS ポンプ、EECW ポンプ等の作動状況を示す状態表示灯が次々に消灯していった。当直長は、こうした状況から、Hx/B が津波により浸水し、1 号機及び 2 号機共に RHR を起動することができない状況になったことを認識した。

同時に、当直は、津波の影響により、所内ボイラが被水して停止したことから、「事故時運転操作手順書（事象ベース）」（AOP）の規定に従い[291]、同日 15 時 34 分頃に 2 号機の MSIV を、同日 15 時 36 分頃に 1 号機の MSIV を、それぞれ手動で閉操作した。

当直長は、MSIV を閉操作したため、主復水器が使用できなくなり、かつ、RHR が起動できない状況にあるため、原災法第 10 条第 1 項の規定に基づく特定事象（除熱機能喪失）に該当すると判断し、その旨を 3/4 号中央制御室の当直長に確認するとともに、前記 a（c）のとおり、これを第二発電所対策本部に報告した。

その後、当直長は、東京電力本店の基幹系統給電指令所から、ホットラインを通じて、新福島変電所内の避雷器が損傷したため岩井戸線 2 号線による給電

289　1 号機の非常用 DG については、1A、1B 及び 1H が 3 月 11 日 15 時 34 分頃にそれぞれ自動起動したが、津波の影響により、非常用 DG 本体が被水し、直後に停止した。

290　2 号機の非常用 DG については、2H が 3 月 11 日 15 時 34 分頃に、2A 及び 2B が同日 15 時 41 分頃にそれぞれ自動起動したが、津波の影響により、直後に停止した。

291　AOP によれば、所内ボイラが使用できない場合は、MSIV を閉止することとされている。

を停止する旨の連絡を受けた。当直長は、その旨を 3/4 号中央制御室及び第二発電所対策本部発電班に連絡した。そして、同日 15 時 50 分頃、岩井戸線 2 号線の給電が停止した。以降、外部電源の供給は、富岡線 1 号線によるのみとなった。

（b）3/4 号中央制御室の動向

3 号機は、津波の影響により、海側エリアに建つ Hx/B の一部が浸水し、非常用海水ポンプが被水したことから、非常用 DG（3A）が起動できなくなった[292]。

さらに、4 号機も、Hx/B が津波により浸水し、非常用海水ポンプ又は電源盤が被水したことから、非常用 DG（4A 及び 4B）が起動できなくなった[293]。

3/4 号中央制御室では、制御盤上で警報が鳴り響き、RHRC ポンプ、RHRS ポンプ、EECW ポンプ等の作動状況を示す状態表示灯が次々と消灯していったことから、当直長は Hx/B が浸水したことを認識した。

当直長は、制御盤上で 3 号機及び 4 号機の非常用海水ポンプの作動状況を確認したところ、3 号機 RHR の B 系のポンプの状態表示灯だけが点灯していたため、同ポンプは被水を免れ、起動可能な状態にあると判断した。

当直長は、RHR を SHC モードにより作動させれば、原子炉を安定的に冷却し、冷温停止の状態にすることができると考えた[294]。もっとも、RHR を SHC モードで運転するには、原子炉圧力を約 0.76MPa gage 以下に保たなければならないため、SR 弁の開操作により原子炉を減圧する必要があった。他方で、SR 弁による減圧操作を繰り返した場合には、原子炉内の高温かつ高圧の蒸気が配管を通じて S/C に移行することとなるため、S/C 水温及び S/C 圧力が上昇していくことが明らかであった。そこで、当直長は、SR 弁による減圧操作と並行して S/C を冷却する必要があると考え、3 月 11 日 15 時 36 分頃、当直に

292　3 号機の非常用 DG については、3A、3B 及び 3H が 3 月 11 日 15 時 35 分頃にそれぞれ起動したが、津波の影響により、3A が直後に停止した。

293　4 号機の非常用 DG については、4A、4B 及び 4H が 3 月 11 日 15 時 34 分頃にそれぞれ起動したが、津波の影響により、4A 及び 4B が直後に停止した。

294　福島第二原発 3 号機ユニット操作手順書によれば、原子炉を冷温停止させるための手順として、RHR を SHC モードにより作動させることとしている。RHR の SHC モードは、炉心の崩壊熱及び圧力容器等の保有熱を最終的な熱の逃し場（海）に逃し、原子炉を冷却する。

指示して、RHR の B 系を S/C 冷却モードにより起動させた。

また、当直は、4 号機についても同様に、RHR を S/C 冷却モードで手動起動したが、その直後に停止し、再起動させられなかった。

また、当直は、津波の影響により、所内ボイラが停止したことから、AOP の規定に従い、同日 15 時 36 分頃に 4 号機の MSIV を、同日 15 時 37 分頃に 3 号機の MSIV を、それぞれ手動で閉操作した。

また、当直長は、第二発電所対策本部に対し、津波到達後に自動起動していた 3 号機及び 4 号機の非常用 DG（3B、3H 及び 4H）をどの時点で停止させればよいか確認した。第二発電所対策本部は、外部電源の供給が確保されていたため、当面の間、非常用 DG を用いる必要がないものの、一度起動した非常用 DG を停止すると、外部電源の供給が停止した場合に再起動できなくなることを懸念し、これらの非常用 DG を無負荷状態で作動させ続けるよう当直長に指示した。

その後、同日 15 時 50 分頃、3 号機及び 4 号機においても、1 号機及び 2 号機と同様に、岩井戸線 2 号線による給電が停止した。それ以降、外部電源の供給は、富岡線 1 号線のみによることとなった。

c　1/2 号機における原子炉注水の状況

（a）原子炉注水に関する当直の方針

当直は、前記 b（a）のとおり、1 号機及び 2 号機の MSIV を手動で閉操作し、原子炉の隔離操作を行った。1 号機及び 2 号機共に、津波により RHR を起動させることができない状況となったことから、RHR を復旧させるまでの間、原子炉への注水を維持し、燃料が露出しないようにする必要があった。そこで、当直は、「事故時運転操作手順書（徴候ベース）」（EOP）の規定に従い、1 号機につき 3 月 11 日 15 時 36 分頃に、2 号機につき同日 15 時 43 分頃に、それぞれ RCIC を手動により起動させた。

しかし、1 号機及び 2 号機では、原子炉への注水手段のうち高圧のものは RCIC しか残されておらず、不測の事態により RCIC が作動しなくなった場合にも間断なく原子炉注水を継続するためには、原子炉を減圧した上で、低圧注水手段により原子炉注水を続ける以外に選択肢がなかった。仮に、原子炉圧力

を高圧に維持したままの状態で、故障や自然災害その他の不測の事態によりRCIC が作動しなくなった場合、次なる低圧注水手段に移行するために減圧操作をする間は注水が途切れることとなるため、当直長は、RCIC が作動している間に SR 弁による減圧操作を実施し、次の低圧注水が可能となる原子炉圧力となるまで減圧しておく必要があると考えた。

そこで、当直長は、1 号機及び 2 号機共に、原子炉が高圧である間は RCIC[295]による注水を継続し、RCIC が作動している間に SR 弁による原子炉減圧操作を繰り返し、原子炉を減圧した上で、RCIC が自動停止する前に他の低圧注水手段に切り替え、間断なく原子炉注水を実施しながら、RHR の復旧を待つという方針で対応することとした。

このとき、当直長は、RCIC の次の注水手段として、1 号機及び 2 号機共に、アクシデントマネジメント策整備の一環として設けられた MUWC から RHR を介して原子炉に注水する手段を選択し[296] [297]、その旨を第二発電所対策本部発電班に連絡した。

（b）減圧操作及び S/C の監視状況

当直長は、SR 弁による減圧操作をするに当たり、「福島第二原子力発電所原子炉施設保安規定」（以下「保安規定」という。）第 37 条第 1 項、表 37-1 等[298]によれば、原子炉冷却材温度変化率は 55℃/h 以下と定められ、これを運転上の制限としているところ、この規定に従って操作を実施するように当直に対して指示した。

---

295 RCIC の運転許容範囲は、約 0.34～約 9.22MPa gage である。

296 復水移送ポンプの吐出圧力は約 1MPa gage であるが、配管との摩擦等により段々と圧力が弱まり、圧力容器に到達する頃には約 0.7MPa gage まで低下すると考えられる。

297 MUWC から RHR を介して原子炉へ注水するラインにつき、前記（2）b（d）ii 参照。なお、その他にも、原子炉水位を確保する手段として、消火系、制御棒駆動機構、SLC、給水系等が考えられるが、これらの各系統は、冷却水が喪失するなどして短時間のみの使用に限られていた。

298 1 号機の AOP によれば、MSIV 開操作が不可能な場合において、SR 弁等による原子炉減圧実施の際に操作員が行うべき手順・方法として、「原子炉冷却材温度変化率 55℃/h 以下」と枠囲みして明記されている。また、1 号機の EOP でも同様に、「原子炉の冷却速度 55℃/h は、保有水量を維持するためと RPV に過度な熱荷重を与えないため及び急激な減圧による放射能の追加放出を抑制するために要求するものである」として、SR 弁等による原子炉減圧の際に原子炉冷却材温度変化率 55℃/h 以下となることを要求している。

なお、2 号機、3 号機及び 4 号機の AOP 及び EOP にも、それぞれ同様の規定がある。

また、当直長は、1 号機及び 2 号機共に、RHR の機能が喪失している状況において、前記（ａ）記載の対処方針のとおり、SR 弁の開操作を繰り返した場合には、S/C 水温及び S/C 圧力が上昇することは避けられないと認識していた。当直長は、S/C 水温及び S/C 圧力が上昇すれば、いずれ S/C の圧力抑制機能が失われることになり、そうなれば、SR 弁を開いても十分に減圧できず、MUWC による原子炉注水に切り替えられなくなることを懸念した。そこで、当直は、S/C の圧力抑制機能が失われる前に、必要に応じて、SR 弁による原子炉減圧及び MUWC による原子炉注水への切替えを実施しなければならないと考え、S/C 水温計及び S/C 圧力計を継続的に監視し、S/C の状況把握に努めた。

さらに、第二発電所対策本部発電班員 2 名が、1/2 号中央制御室に情報収集要員として派遣されており、S/C 水温及び S/C 圧力を含むプラントパラメータを定期的に第二発電所対策本部発電班に報告していた。これにより、1 号機及び 2 号機の S/C 水温、S/C 圧力等のデータについては、第二発電所対策本部においても共有され、第二発電所対策本部及び当直の双方で監視する態勢が整えられていた。

（ｃ）RCIC の水源切替

2 号機について、当直が、津波到達後に MSIV を閉操作した後、SR 弁を開操作して原子炉減圧を繰り返していたため、S/C 水位は上昇傾向にあった。

そして、3 月 11 日 15 時 52 分頃、1/2 号中央制御室内において、2 号機の S/C 水位が+51mm となったことを知らせる「S/C 水位高」の信号が発信された[299]。当直は、「S/C 水位高」信号の発信に気付き、当直長に対して、EOP の規定に従い、RCIC の水源を CST から S/C に切り替える旨の報告をした。

当直長は、津波の影響により RHR が使用できず S/C の冷却ができない状況において、SR 弁の開閉を繰り返すだけでなく、S/C を水源として RCIC を作動させると、S/C 水温及び S/C 圧力をより一層上昇させ、圧力抑制機能が損なわれるおそれがあると考えた。

しかし、当直長は、EOP において、「S/C 水位高」信号が発信された場合、

299　2 号機は、S/C 水位が+5cm 上昇した場合に「S/C 水位高」の信号が発信される。

RCIC の水源を CST から S/C に切り替えることとされている以上、RHR が作動していなくとも RCIC の水源を切り替えるべきと考え、EOP の規定に従い、同日 19 時 44 分頃、2 号機の RCIC の水源を CST から S/C に切り替える操作を実施した。そして、当直は、S/C の圧力抑制機能が損なわれる前に、次の代替注水手段に移行できるよう、引き続き、S/C 水温及び S/C 圧力を監視して S/C の状況把握に努めた。

他方、当直は、2 号機と同様に、1 号機についても S/C 水位が上昇を続け、「S/C 水位高」信号が発信されることを予測し、S/C 水位を注視していた。そして、同日 21 時 50 分頃、当直は、S/C 水位が+70cm を超えた[300]ことを知らせる「S/C 水位高」の信号を確認したことから、当直長に対して、1 号機についても RCIC の水源を CST から S/C に切り替える旨の報告をした。

この報告を受けた当直長は、2 号機について RHR が使用できない状況においても EOP の規定に従って RCIC の水源を CST から S/C に切り替える操作を既に実施していたことから、1 号機についても同様に、同日 21 時 53 分から同日 21 時 56 分にかけての頃、RCIC の水源切替操作を実施した。そして、当直は、S/C の圧力抑制機能が損なわれる前に、次の代替注水手段に移行できるよう、引き続き、S/C 水温及び S/C 圧力を監視して S/C の状況把握に努めた。

（d）高圧注水から低圧注水への切替状況

ⅰ　1 号機の状況

福島第二原発では外部電源による電源供給が継続しているとはいえ、富岡線 1 号線の 1 回線のみであった。また、富岡線 1 号線から電源を供給している 1/2 号中央制御室の照明が瞬間的に停電になるなど、富岡線 1 号線からの電源供給についても不安定な状態であった。

当直長は、原子炉への注水手段を RCIC から MUWC に切り替えるに当たり、何らかの原因により MUWC による原子炉注水が実施できなくなり、あるいは実施までに時間を要するといった不測事態に陥ることを懸念し、これを回避するため、RCIC が作動している間に、MUWC による注水ラインを

300　1 号機は、S/C 水位が+70cm 上昇した場合に「S/C 水位高」の信号が発信される。

構成し、実際に注水が可能であることを確認しておくこととした。

通常であれば、MUWC から RHR を介して原子炉へ注水する場合、1/2 号中央制御室において、MUWC と RHR の A 系との間の接続配管上に設置された MUWC-RHR 接続配管弁[301]及び RHR の注入弁の遠隔手動開操作が可能である。しかし、1 号機では、津波の影響により、交流電源の A 系を喪失していたことから、1/2 号中央制御室において、MUWC-RHR 接続配管弁及び RHR の注入弁の双方を遠隔手動開操作できなかった。

そこで、当直長は、MUWC による原子炉注水を実施するに当たり、流量調整等のため、RHR の注入弁を 1/2 号中央制御室において遠隔操作する必要があると判断し、電源が喪失していなかった RHR の B 系を介して、MUWC による原子炉注水を実施することとした。

MUWC から RHR の B 系を介する原子炉注水ラインを構成するためには、二つある RHR 注入ライン除染ライン止め弁を手動で開操作する必要があったことから[302]、3 月 11 日 22 時 9 分頃、当直 2 名は、放射線管理員と共に、RHR 注入ライン除染ライン止め弁を開操作するため、R/B3 階に向かった。そして、同日 22 時 36 分頃、当直は、RHR 注入ライン除染ライン止め弁を手動で開とし、これを当直長に報告した。これを受け、同日 22 時 41 分頃、当直長は、RHR の B 系の注入弁の開閉動作確認を行い、弁動作が良好であることを確認した。

その後、当直長は、原子炉圧力が 1MPa gage を下回るようになったことから、確実に MUWC による原子炉注水が可能であることを確かめておく必要があると考え、当直に対し、その確認のために MUWC による原子炉注水を実施するよう指示した。そこで、当直は、同日 23 時 24 分頃[303]、同日 23 時 29 分頃[304]及び同日 23 時 42 分頃[305]の合計 3 回にわたり、RHR の B 系の

301　MUWC-RHR 接続配管弁は、前記（2）b（d）ii のとおり、アクシデントマネジメント策整備の一環として、元々設置されていた MUWC と RHR の A 系を接続する配管上の手動弁を電動化したものであり、1/2 号中央制御室において遠隔操作することが可能である。なお、この弁を手動で操作することも可能である。

302　これらの弁は、MUWC-RHR 接続配管弁と異なり、電動化されていなかったため、現場において手動で開ける必要があった。

303　この時点の原子炉圧力は、約 0.85MPa gage であった。

304　この時点の原子炉圧力は、約 0.80MPa gage であった。

注入弁を制御盤上で開操作し、MUWC による原子炉注水を試みた。しかし、これらの注水確認を実施した時点では、原子炉圧力が復水移送ポンプの吐出圧力を上回っていたことから、原子炉への注水はできなかった。

その後、当直は、同日 23 時 58 分頃、RHR の B 系の注入弁を再度開操作すると、原子炉水位計の指示値が上昇傾向を示したので、原子炉への注水が確認できた[306]。さらに、当直は、同月 12 日 1 時頃までの間に、同様の方法で、MUWC による注水確認を 2 回実施し、再度原子炉への注水が可能であることを確認した。

しかし、この頃、原子炉圧力計によれば、原子炉圧力は、約 0.65MPa gage を示しており、RCIC による注水が可能であったことから、当直長は、原子炉圧力が低下して RCIC が自動隔離するまでは RCIC による注水を続けることとした。

1 号機については、この頃、RHR による S/C 冷却ができない状況において、SR 弁の開操作を繰り返し、また、S/C を水源として RCIC を運転継続していたため、S/C 水温が上昇傾向にあった。EOP によれば、S/C 水温に応じて急速減圧操作をすべき原子炉圧力が定められ、原子炉圧力が当該圧力を超えた場合には、SR 弁を手動で開操作して急速減圧操作を実施することとされている。

同日 3 時 48 分頃、原子炉圧力が約 1MPa gage の状態で S/C 水温が約 96℃に達し、EOP が定める急速減圧操作の実施基準に該当したことから、当直は、EOP の規定に従い、SR 弁による急速減圧操作を実施することとした[307]。SR 弁による急速減圧操作をした場合、圧力容器内の冷却材が蒸気として S/C に大量に移行し、原子炉水位が急激に低下するため、そのような状況で MUWC による原子炉注水に移行できなくなれば炉心損傷に至ることが懸念された。そこで、当直は、確実に代替注水に移行するため、RCIC が作動している間に、MUWC による注水を開始し、注水がなされていることを確認した上で[308]、

305　この時点の原子炉圧力は、約 0.71MPa gage であった。

306　この時点の原子炉圧力は、約 0.65MPa gage であった。

307　急速減圧操作の結果、この時点の原子炉圧力は約 0.33MPa gage まで低下した。

308　EOP によれば、急速減圧操作を実施する際には、「低圧注水可能システム 1 系以上又は代替注水系が作動していることを確認する」ことと規定されている。

SR 弁による急速減圧操作を開始し、同日 4 時 56 分頃まで同操作を実施した。

急速減圧操作を実施している最中の同日 4 時 50 分頃、原子炉圧力が、RCIC が自動隔離される水準である 0.34MPa gage まで低下した。当直は、RCIC のタービン回転数が運転範囲の下限を逸脱すると考え、同日 4 時 58 分頃、RCIC の蒸気隔離弁を手動で閉操作した。

ii　2 号機の状況

2 号機は、1 号機と異なり、交流電源の A 系及び B 系共に使用できる状態であったが、当直長は、原子炉への注水手段を RCIC から MUWC に切り替えるに当たり、何らかの原因により MUWC による原子炉注水が実施できなくなるという不測事態を回避するため、RCIC が作動している間に MUWC による注水ラインを構成し、実際に注水が可能であることを確認しておくこととした。

そして、3 月 11 日 21 時 25 分頃、原子炉圧力が約 0.7MPa gage を下回り始めてきたことから、当直は、当直長の指示を受け、MUWC-RHR 接続配管弁及び原子炉に続く RHR の A 系の注入弁を制御盤上で開操作し、MUWC から RHR の A 系を介して原子炉に注水するラインを構成した。さらに、当直は、MUWC 及び RHR との接続配管に設けられた流量計や原子炉水位計の指示値から MUWC により原子炉へ注水できることを確認して、同日 21 時 26 分頃、RHR の A 系の注入弁を閉操作した。さらに、同日 21 時 31 分から同日 21 時 32 分にかけての頃、当直は、再度 RHR の A 系の注入弁を開操作し、同様の方法で MUWC により原子炉へ注水できることを確認した。

しかし、この頃、原子炉圧力計が約 0.7MPa gage を示しており、RCIC による注水が可能であったことから、当直長は、原子炉圧力が低下して RCIC が自動隔離するまでは RCIC による注水を継続することとした。

その後、SR 弁の開操作を繰り返して原子炉圧力を制御していたところ、原子炉圧力が約 0.36MPa gage まで低下し、RCIC が自動隔離する原子炉圧力（0.34MPa gage）に近づいたことから、当直は、RCIC がいまだ停止する前に、RHR 注入弁を制御盤上で操作し、同月 12 日 4 時 50 分頃、MUWC による注水を開始した。

同日 4 時 53 分頃、当直が RCIC のタービン回転数が運転範囲の下限に近づいてきたことから RCIC を手動停止しようとしたところ、原子炉圧力が約 0.34MPa gage まで低下したため RCIC が自動停止した。

d　3/4 号機における原子炉注水の状況

（a）原子炉注水に関する当直の方針

ⅰ　3 号機の方針

当直は、前記 b（b）のとおり、3 号機の MSIV を手動で閉操作し、原子炉の隔離操作を実施し、3 月 11 日 16 時 6 分頃、EOP の規定に従い、RCIC を手動起動した。

3 号機については、RHR の B 系を作動させることが可能であったことから[309]、当直長は、原子炉が高圧である間は RCIC による注水を継続し、RCIC が作動している間に SR 弁による減圧操作を繰り返して徐々に原子炉を減圧して、他号機と同様に、RCIC が自動停止する前に他の低圧注水手段に切り替えた上で、RHR を SHC モードにより作動させることとした。

このとき、当直長は、RCIC の次の注水手段として、1 号機及び 2 号機と同様、MUWC から RHR を介して原子炉に注水する手段を選択し[310]、その旨を第二発電所対策本部発電班に報告した。

なお、3 号機については、原子炉が高圧の状態でも注水できる HPCS が使用できる設備として残っていたが、当直長は、HPCS が RCIC に比べて流量が極めて多く、原子炉水位を安定的に推移させることが難しいと考え、HPCS による原子炉注水を選択しなかった。

ⅱ　4 号機の方針

当直は、前記 b（b）のとおり、4 号機の MSIV を手動で閉操作して、原子炉の隔離操作を実施し、3 月 11 日 15 時 54 分頃、EOP の規定に従い、RCIC

309　RHR を SHC モードにより作動させるためには、原子炉圧力を約 0.76MPa gage まで減圧する必要があった。

310　MUWC から RHR を介して原子炉へ注水するラインにつき、前記（2）b（d）ⅱ参照。原子炉水位を確保する手段として、消火系、制御棒駆動機構、SLC、給水系等が考えられたが、これらの各系統は、冷却水が喪失するなどして短時間のみの使用に限られていた。

を手動起動した。

4 号機については、同日 15 時 37 分頃、RHR の A 系及び B 系がいったん起動したものの、その直後、津波により RHRS ポンプ、RHRC ポンプ、EECW ポンプ等が被水したため停止した。

このような状況を踏まえ、当直長は、RHR を復旧させるまでの間、別の手段により原子炉への注水を維持し、燃料を露出させないようにしなければならないと考えた。

4 号機では、3 号機と同様、原子炉の注水手段のうち高圧のものとして、RCIC のほか、HPCS が使用できる設備として残っていた。しかし、当直長は、HPCS が RCIC に比べて流量が極めて多く、原子炉水位を安定的に推移させることが難しいと考え、RCIC の次なる代替注水手段として、HPCS ではなく、原子炉を減圧した上で、低圧注水手段を活用することとした。

当直長は、仮に、原子炉圧力を高圧に維持したままの状態で、大地震や津波その他の不測の事態により RCIC が作動しなくなった場合、次なる低圧注水手段に移行するために減圧操作をする間、原子炉への注水が途切れるので、RCIC が作動している間に SR 弁による減圧操作を実施し、次の低圧注水が可能となる原子炉圧力にまで減圧しておく必要があると判断した。

そこで、当直長は、原子炉が高圧である間、RCIC による注水を継続し、SR 弁による減圧操作を繰り返して徐々に原子炉を減圧した上で、RCIC が自動停止する前に他の低圧注水手段に切り替え、間断なく原子炉注水を実施しながら、RHR の復旧を待つという方針で対応することとした。

このとき、当直長は、RCIC の次なる代替注水手段として、3 号機と同様、MUWC から RHR を介して原子炉に注水する手段を選択し[311]、その旨を第二発電所対策本部発電班に報告した。

（b）減圧操作及び S/C の監視状況

当直長は、SR 弁による減圧操作を実施するに当たり、運転上の制限として

---

311 MUWC から RHR を介して原子炉へ注水するラインにつき、前記（2）b（d）ii 参照。原子炉水位を確保する手段として、消火系、制御棒駆動機構、SLC、給水系等が考えられたが、これらの各系統は、冷却水が喪失するなどして短時間のみの使用に限られていた。

保安規定等[312]で定められている原子炉冷却材温度変化率（55℃/h 以下）を遵守して、減圧操作を実施するよう当直に指示した。

また、当直長は、4 号機について、RHR の機能が喪失している状況において、前記（ａ）記載の対処方針のとおり、SR 弁の開操作を繰り返した場合には、S/C 水温及び S/C 圧力が上昇することは避けられないと認識していた。当直長は、S/C 水温及び S/C 圧力が上昇すれば、いずれ S/C の圧力抑制機能が失われることになり、そうなれば、SR 弁を開いても十分に減圧ができず、MUWC による原子炉注水に切り替えられなくなることを懸念した。そこで、当直は、S/C の圧力抑制機能が失われる前に、必要に応じて、SR 弁による原子炉減圧及び MUWC による原子炉注水への切替えを実施しなければならないと考え、S/C 水温計及び S/C 圧力計を継続的に監視し、S/C の状況把握に努めた。

さらに、第二発電所対策本部発電班員 2 名が、3/4 号中央制御室に情報収集要員として派遣されており、S/C 水温及び S/C 圧力を含むプラントパラメータを定期的に第二発電所対策本部発電班に報告していた。これにより、3 号機及び 4 号機の S/C 水温、S/C 圧力等のデータについては、第二発電所対策本部においても共有されていた。

（ｃ）RCIC の水源切替

4 号機は、津波到達後に MSIV を閉操作して以降、SR 弁の開操作による減圧を繰り返し、S/C 水位は上昇傾向にあった。

そして、3 月 11 日 15 時 51 分頃、3/4 号中央制御室内において、4 号機の S/C 水位が+51mm となったことを知らせる「S/C 水位高」の信号が発信された[313]。当直は、この「S/C 水位高」信号の発信に気付き、当直長に対して、EOP の規定に従い、RCIC の水源を CST から S/C に切り替える旨の報告をした。

当直長は、津波の影響により RHR が使用できず S/C の冷却ができない状況において、SR 弁の開閉を繰り返すだけではなく、S/C を水源として RCIC を作動させると、S/C 水温及び S/C 圧力がより一層上昇して S/C の圧力抑制機能が損なわれることを懸念した。

312　前記脚注 298 参照。

313　4 号機は、S/C 水位が+5cm 上昇した場合に「S/C 水位高」の信号が発信される。

しかし、当直長は、EOP において、「S/C 水位高」信号が発信された場合、RCIC の水源を CST から S/C に切り替えることとされている以上、RHR が作動していなくとも RCIC の水源を切り替えるべきと考え、EOP の規定に従い、同日 18 時 13 分頃、4 号機の RCIC の水源を CST から S/C に切り替える操作を実施した。

当直は、4 号機について、前記（b）のとおり、RHR の機能が喪失している状況において、SR 弁の開操作を繰り返していたことから、S/C 水温計及び S/C 圧力計を継続的に監視し、S/C の状況把握を行っていたが、さらに、RCIC の水源を S/C に切り替えることにより、S/C 水温及び S/C 圧力が上昇して S/C の圧力抑制機能が損なわれるおそれが高まるため、より一層 S/C の状況把握に努めた。

3 号機についても、同日 16 時 12 分頃、S/C 水位が+5.8cm となったことを知らせる「S/C 水位高」信号が発信された[314]。そして、この信号に気付いた当直は、当直長に対して、RCIC の水源を CST から S/C に切り替える旨の報告をした。3 号機では、同日 15 時 36 分頃以降、RHR の S/C 冷却モードにより、S/C の冷却が続けられていたため、当直長は、4 号機で抱いたような S/C 水温及び S/C 圧力上昇の懸念は抱かなかった。そして、当直は、同日 18 時 31 分頃、4 号機と同様に、EOP の規定に従い、3 号機の RCIC の水源を CST から S/C に切り替える操作を実施した。

その後、地震発生以降、福島第二原発における外部電源による電源供給が富岡線 1 号線のみの状態が続いており、また、富岡線 1 号線が供給する電源も不安定であったことから、当直長は、特に、非常用 DG（4A 及び 4B）が起動できなくなっていた 4 号機について SBO の懸念を強く持ち、仮に SBO になった場合にいかに対応するべきかを事前に検討しておくよう、当直に指示した。

この指示を受けた当直は、AOP のうち SBO の項目を参照するなどして、SBO になった場合の運転操作手順等を確認した。この AOP の確認作業中、当直は、S/C 水温が 60℃を超える場合には「S/P 水位高となっていても、RCIC の水源は S/P 側に切替えないこと」とする規定があることに気付いた。当直は、この

314　3 号機は、S/C 水位が+5cm 上昇した場合に「S/C 水位高」の信号が発信される。

ときまで、この規定の存在を知らなかったが、SBO の状況下においても直流電源で動作する RCIC の健全性を維持し、その運転を継続させるという趣旨に基づくものであると理解し[315]、S/C 水温が 60℃を超えた場合には RCIC の水源を CST にしなければならないと考えた。当直は、この規定を適用するかどうかについて検討した結果、当時の状況はいまだ SBO に至っていなかったものの、S/C 水温が約 70℃まで上昇していたため、この規定が RCIC の健全性を保つことを目的とする以上はこれに従うべきと考え、同日 23 時 19 分頃、RCIC の水源切替操作を実施し、RCIC の水源を S/C から CST に切り替えた。

なお、3 号機については、RHR の B 系を S/C 冷却モードにより作動させており、RCIC の運転を継続していた同日 16 時 6 分頃から同日 23 時 11 分頃までの間、S/C 水温が 60℃を超えなかったため[316]、当直は、RCIC の水源を S/C から CST に切り替えなかった。

（d）高圧注水から低圧注水への切替状況

ｉ　3 号機の状況

3 号機は、津波到達後も引き続き、富岡線 1 号線から外部電源の供給を受けていたほか、非常用 DG（3B 及び 3H）が起動していた。また、前記（a）ｉのとおり、RHR の B 系が津波による影響を受けずに S/C 冷却モードにより運転できる状態であった。

当直長は、当初からの方針のとおり、原子炉が高圧である間は RCIC で原子炉への注水を維持し、原子炉を減圧した後は MUWC から RHR を介して原子炉へ注水することとしていた。当直長は、原子炉への注水手段を RCIC から MUWC に切り替える際に、不測の事態により、原子炉への注水が途切れることを懸念し、RCIC が作動している間に MUWC による注水ラインを構成した上で、その注水状況について確認することとした。

3 月 11 日 22 時 53 分頃、当直長は、原子炉圧力が約 0.8MPa gage を下回ってきたことから、MUWC による注水確認を行うこととし、MUWC-RHR 接

315　AOP によれば、「RCIC の水源を S/P とするときの制限温度（RCIC 運転用の潤滑油冷却のための設計水温）は 60℃」と規定されている。

316　この間の S/C 水温の最高温度は、3 月 11 日 23 時頃に記録された約 54℃であった。

続配管弁及びRHRのA系の注入弁を制御盤上で開操作した。このとき、当直は、MUWC及びRHRとの接続配管に設けられた流量計や原子炉水位計の指示値からMUWCによる原子炉注水が可能であることを確認[317]し、いったんMUWCによる注水を停止した。

その後、3号機について、原子炉圧力が更に低下し、RCICのタービン回転数が運転範囲の下限に近づいたことから、当直は、同日23時11分頃、RCICを手動で停止し、同日23時15分頃、MUWCによる原子炉注水を開始した。

ii　4号機の状況

4号機は、津波到達後も引き続き、富岡線1号線から外部電源の供給を受けていたほか、津波到達後に非常用DG（4H）が起動していた。しかし、非常用DG（4H）はHPCS専用とされており、HPCS以外の系統に電源を融通するためには遮断器を投入するなどの作業が必要であった。

また、4号機は、1号機及び2号機と同様、津波の影響によってRHRが使えない状況であった。

当直長は、このような状況を踏まえ、当初からの方針のとおり、原子炉が高圧である間はRCICで原子炉へ注水を維持し、SR弁によって徐々に原子炉を減圧していき、RCICからMUWCに原子炉注水手段を切り替えることとしていた。当直長は、原子炉への注水手段をRCICからMUWCに切り替える際に、原子炉への注水が途切れることを懸念し、RCICが作動している間にMUWCによる注水ラインを構成した上で、その注水が可能であることを確認することとした。

当直長は、原子炉圧力が約0.8MPa gageを下回ってきたことから、MUWCからRHRのA系を介した原子炉注水が確実に行われることを確認するため、ラインを構成するように当直に指示した。そこで、当直は、3月11日23時23分頃にMUWC-RHR接続配管弁を、同日23時33分頃以降にRHRのA系の注入弁を、いずれも制御盤上で遠隔手動開操作し、MUWCとRHRとの接続配管に設けられた流量計や原子炉水位計の指示値によってMUWCに

317　この時点の原子炉圧力は、約0.75MPa gageであった。

よる注水状況を確認した。

その後も原子炉圧力は低下を続け、同月 12 日零時 16 分頃、原子炉圧力が約 0.37MPa gage となり、RCIC が自動停止したため、同時刻頃、当直は、MUWC による原子炉注水を開始した。

（6）3 月 12 日の状況及びこれに対する対処

a　RHR の復旧に向けた作業

（a）背景

福島第二原発では、津波到達後においても外部電源からの受電が継続しており、原子炉注水手段が確保できていたものの、原子炉を冷温停止の状態にするために必要な RHR は 3 号機の B 系を除いて起動できない状態であった。

福島第二原発では、前記（5）b（a）及び（b）のとおり、津波到達後に、所内ボイラが停止したことから MSIV を手動で閉操作した。この状況において、原子炉の崩壊熱は、高温の蒸気として SR 弁を通じて S/C に移行することとなるため、RHR の S/C 冷却モードにより、S/C を冷却する必要があった。

しかしながら、1 号機、2 号機及び 4 号機では RHR を起動させることができず、S/C を冷却することができない状態が続き、S/C 水温は上昇を続けていた[318]。

また、RHR は、S/C を冷却するために必要であるのみならず、原子炉を安定的に冷却して冷温停止の状態とするためにも必要な設備であった。

このため、増田所長は、1 号機、2 号機及び 4 号機の RHR について、A 系又は B 系のいずれか 1 系統を速やかに復旧するように指示した。この指示を受け、第二発電所対策本部復旧班は、3 月 11 日夕方頃から RHR 復旧に向けた検討を開始した。

（b）RHR 関連機器の被害確認

RHR を起動させるためには、RHRC ポンプ、RHRS ポンプ及び EECW ポンプをそれぞれ少なくとも一つ以上起動させる必要があった。

318　加えて、1 号機につき 3 月 11 日 21 時 53 分頃以降、2 号機につき同日 19 時 44 分頃以降、4 号機につき同日 18 時 13 分頃から同日 23 時 19 分頃までの間、RCIC の水源を S/C として作動させており、各号機で S/C 水温の上昇に拍車がかかっていた。

第二発電所対策本部復旧班では、これらの非常用海水ポンプの被害状況を確認するため、速やかにHx/Bの浸水状況を確認する必要があると考えていたが津波の襲来を懸念して、海側エリアへの立入りができず、立入り可能な場所から優先的に被害確認を実施したため、3月11日22時頃になってようやく、Hx/Bに行き、RHRの起動に必要な非常用海水ポンプの状況確認を開始した。そして、同月12日未明頃以降、第二発電所対策本部は、RHRCポンプ、RHRSポンプ及びEECWポンプのモーターについて絶縁抵抗測定を開始し、その測定結果を第二発電所対策本部内のホワイトボードに書き出すなどして、非常用海水ポンプの使用の可否を選別し、絶縁抵抗のないモーターについては真水で洗浄するとともに、洗浄作業と並行して代替のモーターを手配するという方針で作業を進めた。

そして、同日朝方頃までに各号機の詳細な被害状況が判明し、その被害状況を踏まえ、第二発電所対策本部復旧班は、1号機、2号機及び4号機のRHRについて、A系又はB系のどちらの系統を復旧するかの検討を行った[319]。

その結果、第二発電所対策本部復旧班は、1号機について、津波の影響により、A系の交流電源を喪失しており、RHRのA系を作動させることができなかったことから、B系の交流電源からの受電が維持されていたRHRのB系を復旧させることとした。そして、RHRのB系を復旧するためには、RHRCポンプ（1B及び1D）並びにEECWポンプ（1B）のモーターを交換する必要があった。

2号機については、RHRのA系を復旧させるためにはRHRSポンプ（2A及び2C）並びにEECWポンプ（2A）のモーターを交換する必要がある一方で、RHRのB系を復旧させるためにはモーターの交換は必要としなかったことから、復旧作業が容易なRHRのB系を復旧させることとした。

4号機については、RHRのA系を復旧させるためには、RHRCポンプ（4A及び4C）、RHRSポンプ（4A及び4C）並びにEECWポンプ（4A）のモーターを交換する必要があった一方で、RHRのB系を復旧させるためにはRHRCポンプ（4B及び4D）並びにRHRSポンプ（4B）のモーターを交換するのみで

319　3号機については、RHRのB系が作動していたため、復旧の優先順位は低かった。

足りたことから、RHR のＢ系を復旧させることとした。

また、RHR を復旧させるためには、各号機の Hx/B1 階に設置されている非常用海水ポンプに電源を供給するための P/C が、3 号機 RHR のＢ系を除いて全て被水により機能を喪失していたことから、仮設ケーブルをそれぞれのポンプまで敷設するなどして電源を融通する必要があった。

（ｃ）復旧に必要な資機材の手配状況

前記（ｂ）のとおり、各号機 RHR を復旧するためには一部の非常用海水ポンプについてモーターを交換するとともに、各非常用海水ポンプに供給する電源を復旧する必要があった。

そこで、第二発電所対策本部復旧班は、3 月 11 日 22 時頃以降、本店対策本部に対して、福島第二原発構内のいずれかの箇所から非常用海水ポンプへ電源を融通するためのケーブルの手配を依頼した。

また、同月 12 日午前中、第二発電所対策本部復旧班は、柏崎刈羽原発から支援の申し出を受け、1 号機の RHRC ポンプ（1B 及び 1D）のモーターの調達を依頼した。そして、同日 11 時 24 分頃、第二発電所対策本部復旧班は、柏崎刈羽原発から、1 号機 RHRC ポンプとして代用が可能なモーター2 台が協力企業の三重工場にあるとの連絡を受けたことから、これらのポンプをヘリコプターで移送するよう依頼した。

その後、第二発電所対策本部復旧班は、柏崎刈羽原発に対し、1 号機 EECW ポンプ（1B）のモーターや 4 号機 RHRC ポンプ（4B 及び 4D）復旧に必要なモーター2 台の手配を依頼した。

（ｄ）RHR の復旧に向けたがれき撤去作業

非常用海水ポンプに電源融通をするために仮設ケーブルを敷設するに当たっては、後記（ｅ）のとおり、RW/B から海側にアクセスする道路や Hx/B がある海側エリアにケーブルを敷設する必要があった。

しかし、これらのエリアは津波で流されたがれきや車両が散乱しており、まずはがれき撤去作業を行う必要があった。

そのため、第二発電所対策本部復旧班土木グループは、協力企業の協力を得

て、3 月 11 日 22 時頃からがれき撤去作業を実施した。その際、第二発電所対策本部復旧班土木グループは、協力企業が所有していた重機等を活用し、非常用海水ポンプのモーターやケーブルが到着する同月 13 日朝方までにはおおむね作業を終了した。

（ｅ）2 号機 RHRC ポンプへの電源融通

1 号機、2 号機及び 4 号機の非常用海水ポンプに電源を融通するに当たり、第二発電所対策本部復旧班は、構内のいずれかの電源盤から仮設ケーブルを敷設し、各非常用海水ポンプに直接接続するという方針で復旧作業を進めることとした。その際、第二発電所対策本部復旧班は、S/C 圧力の上昇傾向が最も大きかった 2 号機の RHR を優先して復旧させることとし、2 号機 RHRC ポンプ（2B）及び RHRS ポンプ（2B）への仮設ケーブルの敷設ルートの検討を行った。

このとき、第二発電所対策本部復旧班は、作業の容易性や作業時間を考慮して、1 号機 R/B 西側の RW/B1 階北側出入口に比較的近い箇所にある P/C（1WB-1）から 1 号機 R/B 南側を東西に走る広い道路を経由して、2 号機 Hx/B の RHRC ポンプ（2B）まで仮設ケーブルを敷設することとした。

3 月 12 日 5 時 4 分頃、自衛隊のヘリコプターにより、東京電力土浦資材センターから低圧ケーブルが到着した。

このとき届けられた低圧ケーブルは約 900m であり、ちょうど RW/B から 2 号機 Hx/B まで敷設できる程度の長さであったため、第二発電所対策本部復旧班は、これを用いて敷設作業を実施することとした[320]。そして、第二発電所対策本部復旧班は、協力企業の作業員約 30 名を含む約 40 名の態勢で敷設作業を行い、同日昼頃までに 2 号機 RHRC ポンプ（2B）に低圧ケーブルを直接接続し、敷設作業を完了した。

b　1 号機、2 号機及び 4 号機 S/C 水温の上昇

第二発電所対策本部は、前記（5）ｃ（b）及び（5）ｄ（b）のとおり、各

320　この頃、第二発電所対策本部復旧班土木グループは、海側エリア等のがれき撤去作業を実施していた。

中央制御室に派遣した情報収集要員からの報告等により、1 号機から 4 号機までのプラントパラメータを逐次把握していた。

1 号機、2 号機及び 4 号機については、RHR を起動させることができないため、S/C 水温が上昇の一途をたどっていた[321]。増田所長は、津波到達後に RHR が起動できないことが判明して以降、いずれ S/C 水温が 100℃を超えると認識していた。

そして、1 号機については 3 月 12 日 5 時頃、2 号機については同日 5 時 30 分頃、4 号機については同日 6 時過ぎ頃にそれぞれ S/C 水温が 100℃を超えた。

1 号機及び 2 号機の当直長は、津波到達以降、RHR が起動できない状況であるのに、SR 弁による原子炉減圧操作を繰り返し、更に水源を S/C として RCIC の運転を継続していたことから、いずれ S/C 水温が 100℃に到達するであろうと考えていた。1 号機及び 2 号機の当直長は、運転管理部長並びに 3 号機及び 4 号機の当直長に、1 号機及び 2 号機の S/C 水温がそれぞれ 100℃を超え、原災法第 15 条第 1 項の規定に基づく特定事象(圧力抑制機能喪失)に該当する旨を報告した。運転管理部長は、これをテレビ会議システムで発話し、本店対策本部及び第二発電所対策本部で情報を共有した。

さらに、増田所長は、1 号機について同日 5 時 22 分頃、2 号機について同日 5 時 32 分頃、それぞれ原災法第 15 条第 1 項の規定に基づく特定事象（圧力抑制機能喪失）が発生したと判断し、同日 5 時 47 分頃、これを官庁等に報告した。

また、4 号機についても、第二発電所対策本部は、同日 6 時 7 分頃、S/C 水温が 100℃に到達した旨の報告を受け、増田所長は、同時刻頃、4 号機でも原災法第 15 条第 1 項の規定に基づく特定事象（圧力抑制機能喪失）が発生したと判断し、同日 6 時 17 分頃、これを官庁等に報告した。

増田所長は、1 号機、2 号機及び 4 号機の S/C 水温が 100℃を超えたことをもって、すぐに S/C が破損するとは考えていなかったものの、S/C による圧力抑制機

---

321 1 号機の S/C 水温は、地震発生直前は約 18℃であったが、その後上昇を続け、3 月 11 日 18 時頃には約 50℃、同日 21 時頃には約 66℃、同月 12 日零時頃には約 84℃となった。
2 号機の S/C 水温は、地震発生直前は約 20℃であったが、その後上昇を続け、3 月 11 日 18 時頃には約 44℃、同日 21 時頃には約 64℃、同月 12 日零時頃には約 78℃となった。
4 号機の S/C 水温は、地震発生直前は約 18℃であったが、その後上昇を続け、3 月 11 日 18 時頃には約 42℃、同日 21 時頃には約 58℃、同月 12 日零時頃には約 75℃となった。

能が損なわれ、原子炉圧力が上昇した場合にSR弁による原子炉減圧ができなくなり、低圧注水手段が使えなくなることを懸念し、各号機のRHRが復旧するまでの間、S/C水温及びS/C圧力の上昇を抑制するための手段を講じなくてはならないと考えた。

こうした状況下において、1号機及び2号機の当直長からの発案により、S/Cを冷却するため、可燃性ガス濃度制御系の冷却器からS/Cにつながる排水ラインを介してS/Cに水を補給する操作を行うこととし、1号機については同日6時20分頃、2号機については同日6時30分頃、4号機については同日7時23分頃から開始した。しかし、この操作によるS/Cの冷却効果は、各号機共にほとんど認められなかった。

その後もS/C水温が上昇を続け、1号機及び2号機の当直長は、現場作業から戻ってきた当直から、1号機R/B地下1階南東付近において格納容器貫通部付近から振動音が聞こえたとの報告を受けた。この報告を受け、当直長は、格納容器内で原子炉冷却材の漏えいが生じたことも懸念したが、D/W圧力及びD/W温度が急激な上昇傾向を示していなかったこと、原子炉水位が維持されていたこと、付近の放射線線量が上昇していなかったことなどから、原子炉冷却材の漏えいは発生していないものと判断した。また、当直長は、この振動音の原因について、S/C水温の上昇に伴うD/W圧力及びD/W温度の上昇によるものと考えた。

そこで、当直長は、格納容器の冷却を急いで実施する必要性を感じ、D/Wスプレイ及びS/Cスプレイを行いたい旨、運転管理部長に連絡した。

運転管理部長は、当直長からの報告を受け、D/Wスプレイを速やかに実施する必要性を認識したが、それまでにD/Wスプレイを実施した経験がなく、D/W内の電気機器設備に影響しかねないとの懸念を持ったため、D/Wスプレイの実施について増田所長の判断を仰いだ。増田所長も、同様の懸念を持ったものの、EOP等の手順書にも実施手順の記載があることから、D/Wスプレイを実施したとしても電気機器設備に悪影響が出ることは考え難いと判断し、D/Wスプレイの実施を指示した。

これを受け、1号機及び2号機の当直長は、1号機について、同日7時10分頃からD/Wスプレイを、同日7時37分頃からS/Cスプレイをそれぞれ実施した。また、当直長は、2号機について、1号機のように振動音がしていたわけではな

かったものの、D/W 圧力及び D/W 温度が上昇していたことから、1 号機と同様に、格納容器を冷却する必要性が高いと判断し、同日 7 時 11 分頃から D/W スプレイを、同日 7 時 35 分頃から S/C スプレイをそれぞれ実施した[322]。

また、4 号機では、1 号機及び 2 号機と同様に、S/C 水温が上昇を続けていたことから、同日 7 時 35 分頃から S/C スプレイを実施した。また、4 号機の D/W 圧力及び D/W 温度も、1 号機及び 2 号機と同様に上昇傾向にあったものの、当直長は、S/C スプレイのみで D/W 温度及び D/W 圧力の上昇を抑制できると考え、D/W スプレイを実施しなかった。

c　格納容器ベントラインの構成

増田所長は、1 号機、2 号機及び 4 号機において、RHR が起動できない状況にあることから、S/C 圧力及び D/W 圧力が上昇していくことは明らかであり、RHR の復旧が遅れた場合には格納容器ベントを実施する必要性が生じ得ると考えていた。また、格納容器ベントの必要性について、運転管理部長や各当直長も、増田所長と同様の認識を持っていた。

本店対策本部においても、第二発電所対策本部と同様、RHR が起動できない以上は S/C 圧力及び D/W 圧力の上昇が続くことから、いずれ 1 号機、2 号機及び 4 号機について格納容器ベントを実施しなければならない可能性があると考えていた。

ところで、福島第一原発 1 号機において、3 月 12 日零時 6 分頃以降、D/W 圧力が上昇したため格納容器ベントの準備を進めていたものの、津波の影響により全ての交流電源及び直流電源を喪失していたことから、格納容器ベントのライン構成に必要な弁の開操作を手動で実施しなければならないなど、その準備に非常

322　1 号機において、3 月 12 日 6 時頃の時点で D/W 圧力が約 183kPa abs、S/C 圧力が約 181kPa abs、同日 7 時頃の時点で D/W 圧力が約 195kPa abs、S/C 圧力が約 190kPa abs、同日 8 時頃の時点で D/W 圧力が約 196kPa abs、S/C 圧力が約 187kPa abs であり、S/C スプレイ及び D/W スプレイの効果はみられた。

また、2 号機では、同日 6 時頃の時点で D/W 圧力が約 158kPa abs、S/C 圧力が約 158kPa abs、同日 7 時頃の時点で D/W 圧力が約 165kPa abs、S/C 圧力が約 166kPa abs、同日 8 時頃の時点で D/W 圧力が約 166kPa abs、S/C 圧力が約 165kPa abs であり、S/C スプレイ及び D/W スプレイの効果はみられた。

に手間取っていた[323]。そこで、本店対策本部は、福島第二原発において、富岡線1号線からの受電が維持されているうちに格納容器ベントの準備を完了させておいた方がよいと判断し、同日6時18分頃、これをテレビ会議システムにより発話した。

これを受け、第二発電所対策本部は、格納容器ベントラインの構成方法・手順の検討を開始した。増田所長は、RHRが起動できない状態であった1号機、2号機及び4号機のほか、RHRを作動させていた3号機についても、冷温停止に至るまでは不測の事態に備えるべきであると考え、1号機から4号機までの全号機でS/Cベントラインの構成を行うため、第二発電所対策本部発電班において基本的な手順の検討を行った。

第二発電所対策本部発電班は、福島第一原発と異なり、S/Cベントラインの構成については、各中央制御室において制御盤上の操作のみで実施できると考えていた[324]。そこで、第二発電所対策本部発電班は、AM設備SGTSバイパス配管止め弁[325]、格納容器SGTS側ベント弁[326]及びサプレッションチェンバN_2ベント弁[327]を各中央制御室において開操作し、S/Cベントラインを構成することとした（図Ⅱ-5-5参照）。ただし、直ちにこれらの弁を全て開けるのではなく、サプレッションチェンバN_2ベント弁の開操作を残した状態[328]でベントラインの構成準備を実施することとし、1号機から4号機までのD/W圧力の上昇傾向から判断して、1号機、2号機、4号機、3号機の順で作業を開始することとした。

---

323 福島第一原発1号機における格納容器ベント実施状況につき、中間報告Ⅳ3（5）参照。

324 後記のとおり、実際には、1号機については、電源喪失により、格納容器SGTSベント弁を中央制御室において開操作することができず、復旧作業を要した。

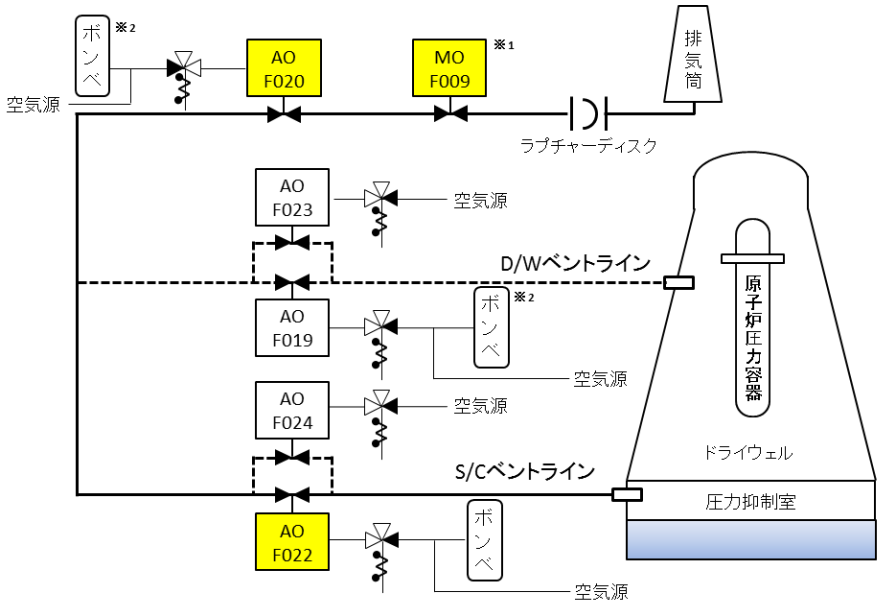
325 MO-F009弁（2号機及び4号機においてはMO-F041弁）のことをいう。この弁は、電動弁である。

326 AO-F020弁のことをいう。この弁は、空気作動弁である。

327 AO-F022弁のことをいう。この弁は、空気作動弁である。

328 第二発電所対策本部発電班は、D/W圧力がラプチャーディスクの破損に至る程度までには上昇していなかったことから、ラプチャーディスク破損予測時刻の約1時間前に格納容器ベントライン上の弁を全て開けることとしていた。

図Ⅱ-5-5 格納容器ベントラインの概要



※1：2号機及び4号機においては、MO-F041弁
※2：2号機及び4号機においては、AO-F019弁とAO-F020弁は2本のボンベを共用している。

東京電力作成資料を基に作成

同日 9 時 43 分頃、1 号機及び 2 号機の当直長は、運転管理部長の指示を受け、1/2 号中央制御室において、1 号機の S/C ベントラインを構成する作業を開始した。その後、同日 10 時 21 分頃、1 号機について、格納容器 SGTS 側ベント弁の駆動源である空気を送るための電磁弁が、電源喪失により開操作できない状況であることが判明した。そこで、当直長は、同日 10 時 32 分頃、S/C ベントラインの構成作業を中断し、第二発電所対策本部復旧班に対し、この電磁弁の電源復旧を依頼した。

第二発電所対策本部発電班は、1 号機について復旧作業を行う間、2 号機から 4 号機までの格納容器ベントラインの構成準備に順次取り掛かることとした。

これを受け、各当直長は、2 号機については同日 10 時 33 分頃から同日 10 時 58 分頃までに、3 号機については同日 12 時 8 分頃から同日 12 時 13 分頃までに、4 号機については同日 11 時 44 分頃から同日 11 時 52 分頃までに、それぞれサプレッションチェンバ N_2ベント弁の開操作を残した状態で S/C ベントラインの構成準備を完了させた（図Ⅱ-5-5 参照）。

他方で、1 号機について、第二発電所対策本部復旧班は、1/2 号中央制御室内に設置されている交流電源（100V）のコンセントから、制御盤裏側にある電磁弁の電子回路にケーブルを接続することにより、格納容器 SGTS 側ベント弁の駆動源である空気を送るための電磁弁の電源を復旧した。その後、当直は、S/C ベントラインの構成作業を再開し、同日 18 時 30 分頃、サプレッションチェンバ N_2ベント弁の開操作を残した状態で S/C ベントラインの構成準備が完了した。

d　3 号機における RHR の運転状況

3 号機においては、津波が到達した直後の 3 月 11 日 15 時 36 分頃以降、RHR の B 系を S/C 冷却モードにより作動させていた。

同月 12 日 1 時 23 分頃、原子炉圧力が約 0.2MPa gage となり、RHR を SHC モードで運転可能な程度まで十分に低下したことから、当直は、RHR のモードを切り替えるため、S/C 冷却モードにより作動させていた RHR を手動停止した。

しかし、当直は、RHR の運転モードを切り替えるに当たり、3/4 号中央制御室の制御盤上において、RHR の SHC モード配管上に設置されている D/W 内側及び外側の隔離弁の開操作を実施したが、これらの隔離弁を開けることができなかった。

3 号機については、同月 11 日 19 時 46 分頃、「D/W 圧力高」信号が発信されており、この信号が発信されると、インターロックにより、RHR の SHC モード配管上に設置されている D/W 内側及び外側の隔離弁を開操作することができない設計となっている。当初、当直は、RHR の B 系が S/C 冷却モードにより作動していたことから、D/W 圧力についてもそれほど上昇するとは考えておらず、「D/W 圧力高」の信号が発信されていることに気付いていなかった。

当直は、RHR を S/C 冷却モードから SHC モードに切り替えるに当たり、D/W 隔離弁を開操作することができなかったことから、「D/W 圧力高」の信号によるインターロックがかかっているのではないかと考え、3/4 号中央制御室内のアラームタイパを確認し、そこで「D/W 圧力高」信号が発信されていることを把握した。

第二発電所対策本部及び当直は、「D/W 圧力高」の信号が発信されていたことから、D/W 内において原子炉冷却材が漏えいしている可能性も考え、原子炉水位、

原子炉圧力、D/W 圧力、D/W 温度、S/C 水温、S/C 圧力等のパラメータを確認するなどし、原子炉冷却材漏えいの可能性を検討したが、そうした兆候は確認されなかったことから、「D/W 圧力高」信号によるインターロックを解除し、D/W 内側及び外側の隔離弁を開操作しても問題はないと判断した。

第二発電所対策本部及び当直がこうした検討を行っている間、S/C 冷却モードによる RHR の運転を停止していたことから、S/C 水温が上昇を続けていた。そこで、当直は、当面の間、RHR を SHC モードに切り替えることができないのであれば S/C 冷却モードにより S/C の冷却を続けた方がよいと判断し、同月 12 日 2 時 39 分頃、再度 RHR の B 系を S/C 冷却モードにより起動した。

そして、前記のとおり、D/W 内で原子炉冷却材の漏えい可能性がないと判断されたことから、当直は、再度 RHR の B 系を S/C 冷却モードから SHC モードに切り替えることとし、3/4 号中央制御室において、「D/W 圧力高」信号によるインターロックを解除する操作を実施した。

その後、当直は、同日 7 時 59 分頃、S/C 冷却モードにより作動させていた RHR の B 系を停止させた上で、同日 8 時 23 分から同日 8 時 43 分にかけての頃、3/4 号中央制御室において、弁の開閉操作を行い、SHC モードのラインを構成した。そして、同日 9 時 37 分頃、当直は RHR の B 系を SHC モードにより起動し、原子炉の冷却を開始した。

そして、同日 12 時 15 分頃、原子炉水温が 100℃を下回り、冷温停止に至った。

e　4 号機における HPCS の運転状況

4 号機については、3 月 12 日零時 16 分頃、RCIC が自動停止してから、CST を水源として MUWC による原子炉注水を行っていた。

4 号機 CST 水位は、地震発生前の時点で約 8.7m であったが、その後、MUWC により CST を水源として注水を続けていたことから、同日 12 時 30 分頃には約 4.2m まで低下していた。

福島第二原発では各号機ごとに CST が設けられているが、CST に水を補給する純水タンクは構内に二つしかなかった。3 号機及び 4 号機の当直長は、第二発電所対策本部から、純水タンクの水はプラント状況の厳しい 1 号機及び 2 号機の

CST に優先して補給を実施したいとの連絡を受けていた[329]。

こうした状況を踏まえ、当直長は、できるだけ CST の水を温存したいと考え、CST を水源とする MUWC による注水を停止し、その代替手段として S/C を水源とする HPCS によって原子炉注水を行うこととし、同日 10 時 53 分頃、これを第二発電所対策本部に連絡した。

当直は、HPCS による原子炉注水を実施するに当たり、S/C 水温が上昇していたことから、同日 11 時 17 分頃、HPCS を起動させ、S/C 内の水の撹拌を実施した。この時点における S/C 水温は、S/C 上部が約 103℃、S/C 下部が約 75℃であったところ、HPCS による撹拌の結果、S/C 全体の水温が約 96℃となった。

その後、当直は、同日 12 時 30 分頃、HPCS から原子炉へ注水するラインを構成するとともに、同日 12 時 32 分頃、MUWC による注水を停止した。以降、当直は、HPCS による原子炉注水を間欠的に実施し、原子炉水位を維持した。

（7）3 月 13 日以降の状況及びこれに対する対処

a　RHR の復旧状況

（a）資機材の到着状況

柏崎刈羽原発は、前記（6）a（c）のとおり、3 月 12 日 11 時 24 分頃、第二発電所対策本部復旧班から依頼を受け、1 号機 RHRC ポンプ（1B 及び 1D）並びに EECW ポンプ（1B）を復旧するために必要なモーターが、協力企業の三重工場にあることを把握し、その手配を開始した。これらのモーターは、協力企業の三重工場から自衛隊小牧基地に運ばれ、小牧基地から福島空港を経由して広野町役場まで自衛隊が輸送した。そして、これらのモーターは、広野町役場において、第二発電所対策本部復旧班及び協力企業社員に引き渡され、同月 13 日 6 時 33 分頃、福島第二原発に到着した。

また、第二発電所対策本部は、同月 12 日のうちに、4 号機の RHRC ポンプ（4B 及び 4D）を復旧するために必要なモーターについても、柏崎刈羽原発に

329　第二発電所対策本部は、1 号機、2 号機及び 4 号機について、各号機の S/C 圧力の上昇傾向から判断し、3 月 12 日の時点では、対処の優先順位を 2 号機、1 号機、4 号機としていた。その後、2 号機よりも 1 号機の S/C 圧力の上昇傾向が強くなったことから、同月 13 日の時点では、第二発電所対策本部は、優先順位を 1 号機、2 号機、4 号機と変更した。

手配を依頼し、同月 13 日朝方、福島第二原発に到着した。また、同じ頃、第二発電所対策本部が同月 11 日に本店対策本部に手配を依頼していたケーブルも福島第二原発に到着した。

（b）モーターの交換及びケーブル敷設の状況

各号機の RHR を復旧させるために必要な資機材が福島第二原発に到着した 3 月 13 日午前中までに、1 号機 R/B 南側を東西に走る道路や各号機の Hx/B が建つ海側エリアのがれき撤去作業はおおむね完了していた。

そこで、第二発電所対策本部復旧班は、同日午前中には RHR を復旧させるためのモーターの交換、RHRC ポンプ、RHRS ポンプ及び EECW ポンプへの仮設電源ケーブルの敷設作業を開始した。

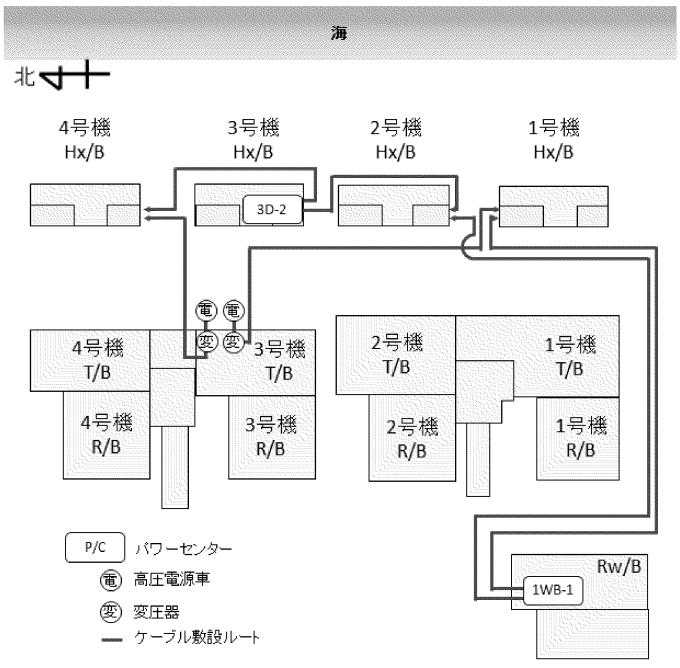
前記（a）のとおり、1 号機に関しては、RHRC（1B 及び 1D）並びに EECW（1B）を復旧させるためのモーター3 台が福島第二原発に届けられていた。

しかし、第二発電所対策本部復旧班は、RHR を起動させるためには少なくとも RHRC を 1 台起動させれば足りることから、まず RHRC（1D）についてのみモーターの交換を行うこととして、復旧作業を進めた。

また、4 号機については、RHRC（4B 及び 4D）を復旧させるためのモーター2 台が福島第二原発に届けられていた。第二発電所対策本部復旧班は、1 号機と同様の理由により、RHRC（4B）のみモーターの交換を行うこととして、復旧作業を進めた。

モーターの取り外しや据付けといった実際の作業は、協力企業社員が行い、第二発電所対策本部復旧班は立会いの

図Ⅱ-5-6 ケーブル敷設ルート（略図）



東京電力作成資料を基に作成

みを行った。

また、モーターを交換する作業と並行して、協力企業の協力の下、RW/B1階の P/C（1WB-1）、3 号機 T/B 東側に配置した高圧電源車、3 号機 Hx/B の P/C（3D-2）から 1 号機、2 号機及び 4 号機の RHRC ポンプ、RHRS ポンプ及び EECW ポンプへのケーブル敷設作業が進められた（図Ⅱ-5-6 参照）。

b　RHR 復旧から冷温停止までの状況

（a）1 号機

1 号機については、RHRS ポンプ（1B）が 3 月 13 日 20 時 17 分頃に、RHRC ポンプ（1D）が同日 21 時 3 分頃に、それぞれ起動した。1 号機の RHR を復旧させるためには、この時点で EECW ポンプ（1B）の復旧を待つのみとなった。

しかし、1 号機については、同月 12 日 5 時 47 分頃、S/C 水温が原災法第 15 条第 1 項の規定に基づく特定事象（圧力抑制機能喪失）が発生した旨を官庁等に報告して以降、S/C スプレイを実施していたものの、S/C 水温が上昇の一途をたどり、同月 13 日 21 時頃には約 122℃に達していた。

そこで、第二発電所対策本部は、一刻も早く RHR を起動させて S/C の冷却を実施するため、EECW ポンプ（1B）が復旧する前に、RHR の B 系を起動させることの可否について検討した。その結果、EECW ポンプが RHR ポンプのモーターの軸受部分を冷却する系統であり、RHR ポンプのモーターが摩擦等により温度が上昇してくるまでに限れば、EECW ポンプが復旧する前であっても RHR を起動させることが可能と判断した。

また、この時点では、EECW ポンプ（1B）の復旧の見通しも立っており、RHR ポンプの温度を監視し、警報が発生したらすぐに RHR ポンプを停止させることとして、同月 14 日 1 時 24 分頃、RHR の B 系を起動させ、S/C 冷却モードによる運転を開始した[330]（資料Ⅱ-5-13 参照）。

その後、1 号機については、RHR の B 系を S/C 冷却モードにより運転していたところ、当直は、同日 10 時 5 分頃、RHR による S/C 冷却を維持したまま、

330　EECW ポンプ（1B）については、3 月 14 日 1 時 44 分頃に復旧した。

同時に原子炉へ注水できるラインを構成することとした。

この方法は、S/C の水を RHR 熱交換器において冷却し、その水を再度 S/C に戻すという RHR の S/C 冷却モードのラインを一部変更したもので、S/C の水を RHR 熱交換器において冷却した後、その水を S/C に戻すとともに、RHR の低圧注水モードの配管を通じて原子炉にも注水し、原子炉を満水状態にした上で開状態を維持した SR 弁から S/C に水を循環させるというものであった（資料Ⅱ-5-13 参照）。

当直は、この方法によれば、S/C の冷却を維持しながら、同時に原子炉への注水も実施できることから、この運転方法を継続した。その後、当直は、S/C 水温が 100℃未満となったことを確認し、これを第二発電所対策本部に報告した。

これを受け、増田所長は、1 号機に関し、同日 10 時 15 分頃、原災法第 15 条第 1 項の規定に基づく特定事象（圧力抑制機能喪失）に該当しなくなったと判断し、同日 10 時 35 分頃、これを官庁等に報告した。

1 号機については、その後も同様の方法により、原子炉への注水及び S/C の冷却を続け、同日 13 時 40 分頃、原子炉水温が 100℃未満となった。その後、第二発電所対策本部は、原子炉水温が安定的に低下傾向を示し、再度 100℃を超えないことを確認した上で、同日 17 時頃、冷温停止に至ったとの判断をした。

（b）2 号機

2 号機については、前記 a （b）のとおり、RW/B1 階の P/C（1WB-1）、3 号機 Hx/B の P/C（3D-2）から 2 号機の RHRC ポンプ、RHRS ポンプ及び EECW ポンプへのケーブル敷設作業を実施して電源を復旧し、3 月 14 日 3 時 20 分頃に EECW ポンプ（2B）が、同日 3 時 51 分頃に RHRS ポンプ（2B）が、同日 5 時 52 分頃に RHRC ポンプ（2B）が、それぞれ起動した。

これを受け、当直は、同日 7 時 13 分頃、RHR の B 系を起動し、S/C 冷却モードにより運転を開始した（資料Ⅱ-5-13 参照）。

その後、当直は、同日 10 時 48 分頃、RHR のラインを S/C の冷却を維持しながら同時に原子炉への注水も行うため、1 号機と同様の方法に切り替えた（資

料Ⅱ-5-13 参照)。

そして、同日 14 時 10 分頃、S/C 水温が 100℃未満となったことから、増田所長は、2 号機に関し、同日 15 時 52 分頃、原災法第 15 条第 1 項の規定に基づく特定事象（圧力抑制機能喪失）に該当しなくなったと判断し、同日 16 時 15 分頃、これを官庁等に報告した。

2 号機については、S/C 水温が 100℃未満となった以降も同様の方法により、原子炉への注水及び S/C の冷却を続け、同日 14 時 20 分頃、原子炉水温が 100℃未満となった。その後、第二発電所対策本部は、原子炉水温が安定的に低下傾向を示し、再度 100℃を超えないことを確認した上で、同日 18 時頃、冷温停止に至ったとの判断をした。

（c）4 号機

4 号機については、3 月 14 日 11 時頃に EECW ポンプ（4B）が、同日 13 時 7 分頃に RHRS ポンプ（4B）が、同日 14 時 56 分頃に RHRC ポンプ（4B）が、それぞれ起動した。

これを受け、当直は、同日 15 時 42 分頃、RHR の B 系を起動し、S/C 冷却モードにより運転を開始した（資料Ⅱ-5-13 参照)。

その後、当直は、第二発電所対策本部からの助言を受け、同日 21 時 43 分頃、RHR のラインを S/C の冷却を維持しながら、同時に原子炉への注水も行うため、1 号機と同様の方法に切り替えた（資料Ⅱ-5-13 参照)。

その後、4 号機については、S/C 水温が 100℃未満となったことから、増田所長は、同月 15 日 7 時 15 分頃、原災法第 15 条第 1 項の規定に基づく特定事象（圧力抑制機能喪失）に該当しなくなったと判断し、同日 7 時 35 分頃、これを官庁等に報告した。

また、4 号機については、同日 3 時 50 分頃、原子炉水温が 100℃未満となっており、原子炉水温も安定的に低下傾向を示していたことから、第二発電所対策本部は、同日 7 時 15 分頃、併せて冷温停止に至ったと判断した。

（8）福島第一原発及び福島第二原発における事故対処の状況と比較

前記（1）から（7）までの項において、福島第二原発における地震発生から各

号機が冷温停止に至るまでの事故対処の概要について述べた。

東北地方太平洋沖地震又は同地震に伴う津波による福島第二原発の被害状況は、地震発生後も外部電源の供給が維持され、津波到達後も原子炉の状況を把握するための各種監視計器の機能が維持されるなど、福島第一原発の被害状況と大きく異なる。

しかし、両発電所共に、原子炉を安全かつ速やかに冷温停止とするという目的は共通しており、これに向けた事故対処につき、福島第一原発及び福島第二原発を比較することは重要である。この観点から、中間報告Ⅳ章をも踏まえつつ、後記二つの点について検討する。

a　高圧注水から低圧注水への切替状況について（福島第一原発3号機における事故対処との比較）

（a）福島第一原発3号機における事故対処

① 福島第一原発3号機においては、3月12日12時35分頃以降、HPCIにより、原子炉への注水を維持していた。3号機原子炉は、HPCIの作動によって減圧が顕著となり、同日19時頃以降、3号機の原子炉圧力は、原子炉圧力計によれば、0.8MPa gageから1.0MPa gageまでの数値を示すようになった。

HPCIは、本来、原子炉圧力が1.03MPa gageから7.75MPa gage程度の高圧状態にある場合に、短時間で大量に原子炉注水をするために用いることが予定された注水設備であった。

しかし、実際には、原子炉圧力が1.0MPa gageを下回る状況下において、当直は、流量調整をしながら、手順で定められた運転許容範囲を下回る回転数[331]でHPCIを長時間作動させ続けていた。さらに、同日20時36分頃以降、原子炉水位計が計測不能に陥り、また、次第に、HPCIの吐出圧力が低下傾向を示し、原子炉圧力と拮抗するようになっていった。そのため、当直は、原子炉水位が不明な中で、HPCIによる注水が十分になされているのか判然とせず、かつ、通常と異なる運転方法であったため、HPCIの設備が壊れる

331　福島第一原発3号機のEOPによれば、HPCIの許容連続運転範囲として、タービン回転速度を2,060rpm以下に絞り込まないこととされている。

懸念を抱き、ディーゼル駆動消火ポンプ（D/DFP）による原子炉注水に切り替えようと考え、同月 13 日 2 時 42 分頃、HPCI を手動で停止した。

② 他方で、当直は、D/DFP による注水ラインを構成するため、HPCI を手動停止する前に 3 号機 R/B 内に立ち入った。しかし、この頃、現場に向かった当直と 3/4 号中央制御室との連絡手段が確保されておらず、現場における D/DFP による注水ライン構成及び 3/4 号中央制御室内での HPCI の手動停止操作の前後関係は不明であるが、少なくとも、3/4 号中央制御室にいた当直は、HPCI を手動停止する前に、D/DFP による原子炉注水ライン構成の完了を確認していなかった[332]。

③ その後、当直は、SR 弁による減圧操作を実施するため、3 月 13 日 2 時 45 分頃及び同日 2 時 55 分頃、3/4 号中央制御室において、制御盤上の遠隔操作により SR 弁の開操作を実施した。しかし、この操作により SR 弁が開くことはなく、当直は、SR 弁の手動開操作による減圧に失敗した。

さらに、当直は、D/DFP による注水ができない状態が続いたことから、HPCI の再起動を試みたものの、これを再起動できなかった。

④ 福島第一原発の緊急時対策本部（以下「第一発電所対策本部」という。）及び当直は、その後も SR 弁による原子炉減圧に手間取り、結果として、当直が HPCI を手動停止した 3 月 13 日 2 時 42 分頃から消防車による原子炉注水が開始される同日 9 時 25 分頃[333]までの間、3 号機の原子炉注水は全く実施されないという事態となった。

---

332 当直員引継日誌によれば、3 月 13 日 3 時 5 分の欄に「D/DFP ポンプ炉注入 MO-10-27B 15%開 7%で流れる音がしたみたい」と、R/B 内に立ち入って D/DFP による原子炉注水のラインを構成した当直から報告された内容が記載されている。当直は、HPCI を手動停止する前、D/DFP の運転確認及び原子炉への注水ラインを構成するため、R/B 内に立ち入ったが、この記載からすれば、中央制御室において、D/DFP による原子炉注水ラインの構成が完了したことを確認したのは、同日 3 時 5 分頃以降のことであると認められる。

また、当委員会において実施したヒアリングにおいても、福島第一原発 3 号機の当直は、HPCI を手動停止した時点で D/DFP による原子炉注水ラインの構成が完了したか否かの確認を行っていなかった旨供述しており、HPCI を手動停止した当直が、この時点で D/DFP による原子炉注水ラインの構成完了を確認していなかったのは明らかである。

333 もっとも、福島第一原発 3 号機のプラント関連パラメータによれば、原子炉圧力が 3 月 13 日 9 時 10 分頃に 0.460MPa gage まで低下しており、この頃には消防車による代替注水の準備が整っていたと考えられるから、この時点で代替注水が開始された可能性がある（資料Ⅱ-1-1 の第 4,1,(3)参照）。

（b）福島第二原発における事故対処

① 1号機について、当直は、3月11日15時36分頃以降、RCICによって原子炉への注水を続けていた。その後、前記（5）c（d）のとおり、当直長は、原子炉への注水手段をRCICからMUWCに切り替えるに当たり、RCICが停止した後、何らかの原因によりMUWCによる原子炉注水が実施できなくなるという不測事態を回避するため、RCICが起動している間にMUWCによる注水ラインを構成し、実際に注水が可能であることを確認しておくこととし、MUWCからRHRを介する原子炉注水ラインを構成した上で、同日23時58分頃以降3回にわたり、MUWCによる原子炉注水の確認を実施した。

その後、当直は、原子炉圧力及びS/C水温がEOPに定める急速減圧操作の実施基準に該当したことから、同月12日3時48分頃、MUWCによる原子炉注水を開始したことを確認した上で、急速減圧操作を実施した。その後、当直は、同日4時58分頃、原子炉圧力が低下して、RCICのタービン回転数が運転範囲の下限を逸脱すると考え、RCICの蒸気隔離弁を手動で閉操作した。

② 2号機について、当直は、3月11日15時43分頃以降、RCICによって原子炉への注水を続けていた。その後、当直は、1号機と同様、RCICが起動している間にMUWCによる原子炉注水が可能であることを確認するため、MUWCからRHRを介する原子炉注水ラインを構成し、同日21時26分頃以降2回にわたり、MUWCによる原子炉注水の確認を実施した。その後、当直は、原子炉圧力が低下してRCICが自動隔離される圧力に近づいたことから、同月12日4時50分頃、MUWCによる原子炉注水を開始した。その後、RCICは、同日4時53分頃、原子炉圧力が低下したことにより自動停止した。

③ 3号機について、当直は、3月11日16時6分頃以降、RCICによって原子炉への注水を続けていた。その後、前記（5）d（d）のとおり、当直は、RCICが起動している間にMUWCによる原子炉注水が可能であることを確認するため、MUWCからRHRを介する原子炉注水ラインを構成し、同日22時53分頃、MUWCによる原子炉注水の確認を実施した。その後、当直

は、同日 23 時 11 分頃、原子炉圧力が低下を続け、RCIC のタービン回転数が運転範囲の下限に近づいたことから、RCIC を手動で停止し、同日 23 時 15 分頃、MUWC による注水を開始した。

④ 4 号機について、当直は、3 月 11 日 15 時 54 分頃以降、RCIC によって原子炉への注水を続けていた。その後、当直は、3 号機と同様、RCIC が起動している間に MUWC による原子炉注水が可能であることを確認するため、MUWC から RHR を介する原子炉注水ラインを構成し、同日 23 時 33 分頃、MUWC による原子炉注水の確認を実施した。その後、原子炉圧力は低下を続けており、同月 12 日零時 16 分頃、RCIC が自動停止した。そのため、当直は、同時刻頃、MUWC による注水を開始した。

（c）問題点の指摘

① 一般に、運転中の原子炉を停止した直後の崩壊熱は非常に大きく、原子炉への注水が途切れることになれば、原子炉水位が低下して燃料が露出し、炉心の損傷に至るおそれが大きい。すなわち、炉心損傷を回避し、かつ、原子炉を安定的に冷却するためには、燃料を露出させないよう原子炉への注水を間断なく実施する必要がある。

これは、原子炉注水手段を切り替える場合であっても同様であり、原子炉注水手段を切り替えるに当たっては、その切替えを速やかに実施するとともに、不測の事態により原子炉への注水が途切れることがないよう、細心の注意をもって実施しなくてはならない。

したがって、高圧注水手段から低圧注水手段に切り替えるに当たり、東京電力が作成した運転操作手順書[334]や福島第二原発における事故対処から明らかなとおり、高圧注水手段が機能している間に、SR 弁による原子炉減圧操作を行い、必要に応じて急速減圧操作を実施して、速やかに低圧注水手段

---

334 福島第一原発 3 号機の EOP によれば、「減圧冷却」の項目において、主復水器が使用不能の場合、SR 弁を用いて減圧することとされており、その際、原子炉水位を RCIC、HPCI 等の原子炉注水手段により TAF から L-8 までに維持することを要求している。

なお、S/C 水温に応じて、急速減圧操作をすべき原子炉圧力が定められており、原子炉圧力が当該圧力を超えた場合には、SR 弁を手動で開操作することにより急速減圧操作を実施することとされており、原子炉及び S/C の状況によっては、低圧注水手段又は代替注水手段を確保した上で、急速減圧操作を実施することを要求している。

に移行する必要がある。そして、このような手順を確実に実施するには、高圧注水手段が機能している間に、プラントの具体的な状況に即して、低圧注水手段に切り替えるために必要な措置を確実に講じておかなければならない。

② 福島第二原発では、津波到達後、各号機でRCICにより原子炉注水を行っており、次なる代替注水手段はMUWCによるRHRを介した原子炉注水であった。

MUWCによる原子炉注水を実施するためには、原子炉注水ラインを構成するほか、SR弁による原子炉減圧操作が必要であった。

このような状況を踏まえると、福島第二原発において、間断なく原子炉注水を実施するためには、RCIC作動中に、余裕を持って、代替注水ラインを構成し、原子炉を減圧すればいつでも確実に注水が可能であることを確認した上で、必要に応じ、SR弁による原子炉減圧操作を実施して、代替注水手段に移行する必要があった。

これに照らして、まず、福島第二原発1号機及び2号機における事故対処をみると、RCICからMUWCによるRHRを介した原子炉注水へと移行する際、各号機でRCICによる原子炉注水が継続されている間に、MUWCによる原子炉注水ラインを構成し、SR弁による減圧操作を実施した上で、MUWCによる注水が可能か否かの確認を実施している[335]。さらに、福島第二原発1号機及び2号機においては、原子炉注水手段をRCICからMUWCに切り替えるに当たり、RCICが停止する前にMUWCによる注水を開始しており、注水手段が途切れることはなかった[336]。

他方で、福島第二原発3号機及び4号機における事故対処をみると、原子

---

335 福島第二原発では、津波到達以降、RCICによる原子炉注水を継続しているところ、RCICの運転中にMUWCによる原子炉注水へ移行するために必要なSR弁による減圧操作とMUWCによる原子炉注水のライン構成作業を並行して実施している。しかし、慎重を期すという観点からすれば、代替注水手段の準備が完了したことを確認した上で、SR弁による減圧操作を開始するという方法を採るべきであったと考えられる。実際に、柏崎刈羽原発は、今回の事故を受け、「津波アクシデントマネジメントの手引き」を策定し、津波による海水系機能喪失及びSBOの状態における緊急対応措置を定めているところ、本手引き中では、代替注水手段の準備完了を確認した上でSR弁による減圧操作を実施することとしている。

336 この点、当委員会において実施したヒアリングにおいて、福島第二原発の当直は、原子炉の運転操作に当たって最も重要なことは原子炉への注水を維持することであって、常に原子炉注水手段のバックアップを準備しておくことは当直として当然である旨供述している。

炉注水手段を切り替えるに当たり、RCIC が停止した後に MUWC による注水を開始しており、わずかな間ではあるものの原子炉への注水手段が途切れる時間があった。もっとも、福島第二原発 3 号機及び 4 号機においても、1 号機及び 2 号機と同様に、RCIC による原子炉注水が継続されている間に、MUWC による原子炉注水ラインを構成し、SR 弁による減圧操作を実施した上で、MUWC による注水を開始する数十分前にその注水が可能か否かの確認を実施していた。

③　これに対し、福島第一原発 3 号機につき、間断なく原子炉注水を行うために必要な措置を検討する。

ⅰ　福島第一原発 3 号機では、前記（ａ）のとおり、3 月 12 日 12 時 35 分頃、HPCI が自動起動し、流量制御しながら運転していたが、福島第二原発における RCIC が正常運転であったのと異なり、同日 19 時頃以降、原子炉圧力が 1.0MPa gage を下回る状況下において、手順で定められた運転許容範囲を下回る回転数で HPCI を作動させていた。

また、同日夜、プラント制御に必要な機器のバッテリーが次々と枯渇していき、長時間運転していた HPCI も、電源の枯渇により停止する可能性があったほか、原因不明のまま作動停止するといった不測の事態が生じるおそれも否定できなかった。現に、同じ福島第一原発 3 号機の RCIC は、同日 11 時 36 分頃に原因不明のまま作動停止していた。

さらに、同日 20 時 36 分頃以降、電源枯渇により原子炉水位計が計測不能に陥った上、HPCI の吐出圧力が低下傾向を示し、原子炉圧力と拮抗するようになっていた。そのため、HPCI による原子炉注水がなされているか判然としない状況となった。

そして、第一発電所対策本部及び当直は、HPCI の運転状況に不安を抱き、また、HPCI 設備の破損を懸念し、同日夜から、HPCI の次なる代替注水手段について協議を行っていた。HPCI 設備が破損した場合、放射性物質が漏えいし、その後の事故対処の障害となるおそれもあった。

ⅱ　福島第一原発 3 号機において、当時考えていた次なる代替注水手段、すなわち D/DFP による原子炉注水を実施するためには、通常時と異なり、照明もない R/B 内において、RHR 注入弁を開するなどの操作が必要であっ

た。

このような注水ライン構成作業は、RHR 注入弁を開操作できない、そもそも操作すべき弁に近づけないなど、不測の事態が生じて作業に時間を要するおそれがあった上、現場と中央制御室との間の通信手段も確保できなかったため、仮にそのような不測の事態が生じても、中央制御室において即時に把握できない状況にあった。

現に、同日日中、福島第一原発 1 号機において、原子炉注水に必要な弁や格納容器ベントに必要な弁の開操作が極めて困難な状況に陥って、相当な時間を要しており、第一発電所対策本部も中央制御室も、現場作業の進捗状況を把握することに困難を来していた。

iii　福島第一原発 3 号機において、D/DFP による原子炉注水を実施するためには、D/DFP の吐出圧力が低く[337]、圧力損失も考慮に入れれば、SR 弁による原子炉減圧操作を要する可能性が高かった。

しかし、福島第一原発 3 号機では、津波到達以降、様々な負荷を落としながらも、RCIC や HPCI を長時間にわたって継続的に運転しており、これらと電源を共通にする SR 弁開操作用の電源が枯渇するリスク[338]が考えられたほか、SR 弁の開操作に必要な駆動用窒素圧力が不足するリスクも

337　福島第一原発 3 号機の当直引継日誌によれば、3 月 12 日 14 時の欄に「D/DFP ポンプ　吸込圧：0.02MPa　吐出圧：0.35MPa」、同月 13 日 1 時 45 分の欄に「D/DFP ポンプ軽油補給　70↑110L　吸い込み圧：0MPa　吐出：0.42MPa」と記載されている。

338　3 月 12 日 20 時 36 分頃以降、電源喪失により原子炉水位計が計測不能に陥っていたが、このことと SR 弁開操作の実施可能性との関係について検討する。

3 号機について、原子炉水位計が計測できない状況は、当直が HPCI を手動停止して、同月 13 日 2 時 45 分頃及び同日 2 時 55 分頃に SR 弁の開操作を行った際も続いており、当直は、原子炉水位計が計測不能の状況下で SR 弁による減圧操作を試みていたことは明らかである。加えて、今回の事故対処については、SR 弁による原子炉減圧操作を実施する際には、原子炉圧力を読み上げ、これを目安として対処に当たっていたが、原子炉水位を判断の基準としていたことはなかった。また、福島第一原発 3 号機の EOP は、「水位不明」の項目において、原子炉水位が不明の状況に陥った場合の注水確保のための運転操作として、「低圧注水可能系統を起動し、少なくても 1 台以上作動した場合は、不測事態『急速減圧』へ移行する」、「低圧注水可能系統が作動しない場合は更に、代替注水系を起動させ、代替注水系が作動した場合は、不測事態『急速減圧』へ移行する」と規定し、原子炉水位が不明である場合には、原子炉注水手段の確保のため、低圧注水手段又は代替注水手段を 1 系統以上起動させた上で、急速減圧操作を実施することを要求している。

したがって、原子炉水位計が計測不能であるからといって、SR 弁による原子炉減圧操作の実施が遅れ、さらには D/DFP による原子炉注水手段への切替えが遅れたことを正当化する理由にはならない。

考えられた。

ⅳ　このような状況を踏まえると、間断なく原子炉注水を実施するためには、HPCI 作動中に、3 月 12 日夜、HPCI の継続運転に懸念を抱き始めた時点で、余裕を持って、代替注水ラインを構成し、原子炉を減圧すればいつでも確実に注水が可能であることを確認した上で、必要に応じ、SR 弁による原子炉減圧操作を実施して、代替注水手段に移行すべきであった。

④　しかしながら、福島第一原発 3 号機では、前記③で述べた、間断なく原子炉注水を実施するために必要な措置を行っていなかった。

ⅰ　第一発電所対策本部及び当直は、3 月 12 日夜の段階で、HPCI の注水機能に疑問を抱いたり、設備破損のおそれを懸念していたりしていたのに、この段階では、HPCI の次なる代替注水手段、すなわち、D/DFP による原子炉注水ラインを構成しようとしなかった。

これに対し、福島第二原発では、RCIC が正常に作動し、福島第一原発 3 号機の HPCI に関して抱かれたような懸念がなかったにもかかわらず、RCIC が作動している間に、次なる代替注水手段として、MUWC による原子炉注水のライン構成を実施していた。

なお、D/DFP による原子炉注水ラインの構成作業は、3 号機当直のみでなし得る作業であり、同日夜、仮に第一発電所対策本部が 1 号機及び 2 号機における事故対処に追われていたとしても、D/DFP による原子炉注水ラインを構成しなかった理由にはならない。

ⅱ　福島第一原発 3 号機の当直は、HPCI を手動停止する際も、D/DFP による原子炉注水ラインの構成が完了したか否かの確認をしないまま、HPCI を手動停止した。

前記③ⅱ及びⅲに記載した福島第一原発 3 号機の状況に照らせば、今回のような極めて過酷な事故に対処する上で、D/DFP の原子炉注水ラインの構成作業を 3 月 13 日 2 時頃から開始していたからといって、不測の事態が起こり得ることを考慮せず、安易に、D/DFP の原子炉注水ラインの構成が完了しているだろうと期待することは、決してあってはならない。

ⅲ　福島第一原発 3 号機において、当直が SR 弁による原子炉減圧操作を試みたのは、HPCI 停止後であり、D/DFP による原子炉注水ラインの構成が

完了したか否かの確認もなされていなかった。

HPCI 作動中に、制御盤上の SR 弁の状態表示灯が点灯していたとしても、前記③iiiのとおり、その表示のみからは駆動用窒素圧力が足りているか否かまでは判断できず、不測の事態によって SR 弁が開かない可能性を否定できないから、制御盤上の状態表示灯が点灯していることをもって常に SR 弁を開けられるとは限らない。今回のような過酷事故への対処に当たっては、SR 弁が開かない事態があり得ることも想定し、HPCI が作動している間に SR 弁の開操作を実施し、仮に開状態とならない場合には、HPCI 作動中に原因を究明して復旧をする必要があり、それだけの時間的余裕をもって SR 弁による原子炉減圧操作を実施すべきであったと考えられる。

⑤ 前記③ivのとおり、福島第一原発 3 号機では、間断なく原子炉注水を実施するためには、HPCI 作動中に、HPCI の継続運転に懸念を抱き始めた時点で、余裕を持って、D/DFP による原子炉注水ラインの構成をし、原子炉を減圧すればいつでも確実に注水が可能であることを確認した上で、SR 弁による原子炉減圧操作を実施する必要があった。

しかし、前記（a）のとおり、第一発電所対策本部及び当直は、D/DFP による原子炉注水ラインの構成開始が遅れたばかりか、その注水ラインが構成されていない可能性があるにもかかわらず、そのリスクを適切に評価することなく HPCI を手動停止させ、その後に初めて SR 弁の開操作を実施したものであり、間断なく原子炉への注水を実施するための必要な措置が取られていたとは認められない。

b S/C 水温及び S/C 圧力の監視並びにその後の対応（福島第一原発 2 号機における事故対処との比較）

（a）福島第一原発 2 号機における事故対処

① 福島第一原発 2 号機では、津波到達後も RCIC が作動していたものの、直流電源を喪失していたことから RCIC を制御することは不可能な状態であり、いつ RCIC が停止するかも分からない状況にあった。

当直は、3 月 12 日 4 時頃、RCIC の水源となっていた CST の水位低下を

認め、その水位を確保するとともに、S/C の水位上昇を抑制するために、同日 4 時 20 分から同日 5 時にかけての頃、RCIC の水源を CST から S/C に切り替えた。これにより、福島第一原発 2 号機では、RHR が機能していないにもかかわらず、S/C を水源として RCIC が作動し続けることになり、いずれ圧力容器と S/C との間を循環する水又は蒸気の温度が上昇し、S/C 水温及び S/C 圧力が上昇することとなった。

② しかし、福島第一原発 2 号機において、津波到達後、3 月 14 日 4 時 30 分頃までの間、S/C 水温や S/C 圧力の計測が全くなされなかった。そして、S/C 圧力については、同日 4 時 30 分頃に計測を開始し、その時点で S/C 圧力計によれば 0.467MPa abs を示し、その後も上昇傾向にあり、同日 12 時 30 分頃の時点で 0.486MPa abs を示していた。また、S/C 水温については、同日 7 時頃に計測を開始し、その時点で S/C 水温計によれば 146℃を示し、その後も上昇傾向にあり、同日 12 時 30 分頃の時点で 149.3℃を示していた。

福島第一原発 2 号機において、RCIC が作動しなくなった場合に採り得る代替注水手段としては、消防車を用いた消火系（FP 系）しか残されていなかった。消防車を用いた FP 系による原子炉注水を実施するに当たっては、SR 弁による原子炉減圧操作が不可欠であったが、当直は、S/C が高温かつ高圧の状況にあることを把握してからも SR 弁による原子炉減圧操作を行わなかった。

③ 3 月 14 日 12 時頃以降、原子炉水位計によれば、原子炉水位の低下が顕著となり、同日 13 時 25 分頃、第一発電所対策本部は、RCIC が停止したと判断した。

④ 3 月 14 日 14 時 43 分頃、第一発電所対策本部は、消防車を用いた FP 系による原子炉注水ラインを構成し、その後、余震が続いて避難のために作業が中断したが、同日 16 時 30 分頃になって、消防車を起動させ、原子炉を減圧すればいつでも海水注入可能な状態とした。

そして、同日 16 時 34 分頃、第一発電所対策本部復旧班は、中央制御室において、バッテリーを制御盤裏につなぎ込み、SR 弁の電磁弁を強制励磁して、SR 弁による原子炉減圧操作を開始したが、原子炉減圧に手間取り、結果として、原子炉圧力計が 0.630MPa gage を示した同日 19 時 3 分頃になっ

て、ようやく消防車を用いたFP系による原子炉注水が可能となる程度まで減圧することができた。

しかし、福島第一原発2号機への注水のために用いていた消防車が燃料切れのため作動停止していることが確認され、消防車に燃料を補給した上で、同日19時57分頃になってようやく原子炉への注水が開始された。

（b）福島第二原発における事故対処

① 福島第二原発では、3号機RHRのB系を除き、津波の影響によりRHRを起動させることができなかった。当直長は、RCIC作動中からSR弁による原子炉減圧操作を実施しており、高温かつ高圧の蒸気がS/Cに移行するため、RHRによるS/Cの冷却ができない状況下ではS/C水温及びS/C圧力が上昇することを予測し、S/C水温計及びS/C圧力計を継続的に監視し、S/Cの状況把握を行っていた。

② また、福島第二原発1号機から4号機までの全号機において、「S/C水位高」信号が発せられたことから、当直長は、RCICの水源をCSTからS/Cにそれぞれ切り替えた。当直長は、3号機RHRのB系を除き、津波の影響によりRHRを起動させることができない状況下において、水源をS/CとしてRCICの運転を続ければ、いずれ圧力容器とS/Cとの間を循環する水又は蒸気の温度が上がり、それに伴ってS/C水温及びS/C圧力が上昇すれば、S/Cの圧力抑制機能が損なわれて、SR弁による減圧操作ができず、RCICが停止した後に代替注水手段に切り替えることができなくなるおそれがあると考え、より一層S/Cの状況把握に努めていた。

③ 実際に、福島第二原発では、前記（5）c（b）及び（c）並びに（5）d（b）及び（c）のとおり、当直は、当直長の指示に従い、継続的にS/C水温及びS/C圧力の監視を行っていた。また、こうしたプラントパラメータは、当直長や第二発電所対策本部発電班から各中央制御室に派遣された情報収集要員等により、第二発電所対策本部にも逐次連絡されており、第二発電所対策本部内でも情報共有されていた。

1号機では、当直がS/C水温及びS/C圧力の監視を継続的に行っていた結果、当直は、3月12日3時48分頃、原子炉圧力が約1MPa gageの状態で

S/C 水温が約 96℃に達し、EOP に定める急速減圧操作の実施基準に該当したことを把握したことから、EOP の規定に従い、MUWC による原子炉注水の準備を整えた上で、同日 4 時 56 分頃まで急速減圧操作を実施した。

他方で、2 号機から 4 号機では、原子炉及び S/C の状況から急速減圧操作を要する状況とはならなかったものの、RCIC が作動している間に、SR 弁による原子炉減圧操作と並行して MUWC による原子炉注水の準備を整え、原子炉圧力が低下した段階で、原子炉注水手段を RCIC から MUWC に切り替えている。

④ また、当直は、RCIC から MUWC による原子炉注水に切り替えた後も、原子炉圧力が上昇する事態になれば、SR 弁による減圧操作が必要となることを認識しており、その場合、S/C の圧力抑制機能が損なわれれば、SR 弁による減圧操作ができず、原子炉注水が不能となるおそれは同じであることから、原子炉注水手段を MUWC に切り替えた後であっても S/C 水温及び S/C 圧力を継続的に監視する必要性は高いと考え、その後も S/C 水温及び S/C 圧力の監視を続けていた。

（ｃ）問題点の指摘

① 炉心損傷を回避し、かつ、原子炉を安定的に冷却するためには、燃料を露出させないよう原子炉への注水を間断なく実施する必要があることは、前記ａ（ｃ）で既に述べたとおりである。そのためには、高圧注水手段が機能している間に、プラントの具体的な状況に即して、低圧注水手段に切り替えるために必要な措置を確実に講じておかなければならない。

② 福島第二原発では、前記（ｂ）のとおり、津波到達後、3 号機を除き、RHR が起動できなかった。

また、福島第二原発では、1 号機から 4 号機までの全号機で RCIC により原子炉注水を行っており、「S/C 水位高」の信号が発信されて以降、RCIC の水源を S/C に切り替えていた[339]。

---

339 福島第二原発では、前記（５）ｃ（ｃ）及び（５）ｄ（ｃ）のとおり、1 号機から 4 号機の全号機で RCIC の水源を CST から S/C に切り替えている。その後、4 号機のみ RCIC の水源を S/C から CST に戻す操作を行っている。また、福島第一原発 2 号機では RCIC の水源を CST から S/C に切り替え

さらに、福島第二原発では、RCIC の次なる代替注水手段として、MUWC による RHR を介した原子炉注水を実施することとしていたため、SR 弁による原子炉減圧操作が繰り返し行われていた。

こうした状況下においては、S/C 水温及び S/C 圧力が上昇し、S/C の圧力抑制機能が損なわれ、SR 弁を開操作しても減圧しきれず、MUWC による原子炉注水が不能となるおそれがあったことから、S/C の状況を継続的に監視し、S/C の圧力抑制機能が失われる前に、SR 弁による原子炉減圧操作を実施して、MUWC による原子炉注水に移行することが必要であった。

そのため、各当直長は、RCIC 作動中、S/C 水温計及び S/C 圧力計を継続的に監視し、S/C の状況把握に努め、S/C の圧力抑制機能が失われる前に、段階的に SR 弁による原子炉減圧操作を実施し、MUWC が実際に機能するか否かを確認の上で、RCIC から MUWC による原子炉注水に切り替えた。

したがって、福島第二原発では、S/C の状況を把握した上で、SR 弁による原子炉減圧操作を行い、RCIC 作動中に、次なる代替注水手段としての MUWC が実際に機能するか否かを確認の上で原子炉注水手段の切替えが実施されており、基本的には、原子炉への注水を間断なく実施するという観点

た一方で、福島第一原発 3 号機では RCIC の水源を CST から S/C に切り替えることはせずに CST のままとしていた。このように、RCIC の水源切替操作に関し、福島第一原発及び福島第二原発を通じ、号機によって RCIC の水源切替えに関する運転操作に違いが生じている。

EOP によれば、「S/C 水位高」信号が発信された場合、RCIC の水源を CST から S/C に切り替えることとされている一方で、AOP によれば、「S/P 水位高となっていても、RCIC の水源は S/P 側に切替えないこと」とされており、これらの運転操作手順書上、なすべき運転操作が一義的に明らかになっていない。この点に関し、RHR が起動できない状況下において、RCIC の水源を CST とすべきだったか、又は S/C とすべきだったかについて、当委員会がヒアリングを実施したところ、第二発電所対策本部及び当直のみならず、AOP、EOP 等の運転操作手順書を所管する本店担当者ですら、明確に答えられなかった。

このように異なる運転操作手順書間で矛盾する記述がなされ、その運転操作の是非の判断を事故対処に当たっている当直長に委ねるのは、事故対処に混乱を来すことになりかねず、運転操作手順書の不備が事故対処に重大な悪影響を及ぼすことは明らかである。場合によっては、過酷な状況に置かれた当直長が不十分な情報に基づき、誤った判断を下せば、重大な結果を引き起こす危険性も十分に考えられる。実際に、RCIC の水源切替操作に関し、AOP と EOP で異なる運転操作が規定されており、結果として、号機によって異なる運転操作が実施されている。

これを踏まえ、東京電力は、今一度運転操作手順書を見直し、客観的かつ具体的なデータ等に基づき、それぞれの具体的状況に即した適切な運転操作を検討し、最も過酷な状況に置かれる者からしても運転操作が一義的に明らかになるようにすべきであり、こうした不備がそのまま放置されてはならない。

から必要な措置が取られていたと言える[340]。

③　これに対し、福島第一原発2号機における事故対処について述べる。

福島第一原発2号機では、福島第二原発1号機、2号機及び4号機と同様、津波の影響によりRHRを作動させることができなかった。

また、津波到達以降もRCICが作動していたものの、福島第二原発各号機で作動していたRCICと異なり、直流電源を喪失していたためRCICを制御できず、いつRCICが停止するかも分からない状況にあり、いったん停止すれば、再起動させることができない状況にあった。さらに、3月12日4時20分から同日5時にかけての頃、RCICの水源をS/Cに切り替えており、S/C水温及びS/C圧力が上昇する状況にあった。

こうした状況下において、福島第一原発2号機では、RCICが作動しなくなった場合に採り得る代替注水手段としては、消防車を用いたFP系しか残されておらず、そのためにはSR弁による減圧が必要であった。しかし、S/Cを水源としてRCICが作動し続ければ、福島第二原発と同様にRHRによる冷却ができなかったため、S/C水温及びS/C圧力が上昇し、S/Cの圧力抑制機能が損なわれ、SR弁によって十分減圧できず、消防車によるFP系注水が不能となるおそれがあった。

加えて、福島第二原発と異なり、RCICを制御できず、いつ作動停止に陥るかも分からなかったことから、RCIC作動中に、次なる代替注水手段として、消防車を用いたFP系注水をいつでも利用可能な状況にしておく必要性は、福島第二原発以上に高かった。

そうであれば、福島第一原発2号機において、間断なく原子炉注水を行うためには、RCICが作動している間に、S/C水温及びS/C圧力を十分監視し、S/Cの圧力抑制機能が損なわれる前に、SR弁の開操作により低圧注水が可能な程度にまで原子炉を減圧して、消防車を用いたFP系注水に移行することが必要であった。

④　しかしながら、福島第一原発2号機では、RCIC作動中にS/Cに水源を切り替えてから約48時間が経過した3月14日4時30分頃までの間、S/C水

340　前記脚注336参照。

温もS/C圧力も全く監視していなかった。

さらに、S/Cの監視を開始してからも、S/Cの圧力抑制機能が大きく損なわれ、EOP上もSR弁による急速減圧が求められるS/C水温となっていることを把握していたにもかかわらず[341]、RCICが制御不能のまま作動していることを過大評価して、急速減圧操作及び代替注水手段への移行を実施しなかった。

その結果、福島第一原発2号機については、RCIC停止後、S/Cの圧力抑制機能が大きく損なわれた状況下において、原子炉減圧操作に手間取り、消防車によるFP系を用いた代替注水開始まで時間を要したばかりか、その後も十分な減圧状態を維持できず、断続的かつ不十分な代替注水しかなし得なかった。

これは、第一発電所対策本部及び当直が、いつ停止するかも分からないRCICが動いていることに過度に気を許し、2号機の状況を実際よりも楽観視していたため、S/C水温及びS/C圧力を継続的に監視した上で、S/Cの圧力抑制機能を適切に評価する必要性についての意識が希薄であったことに起因するものと考えられる。

他方で、福島第二原発各号機では、RCIC作動中、S/C水温及びS/C圧力を継続的に監視してS/Cの状況把握に努めており、S/Cの圧力抑制機能が失われる前に、段階的にSR弁による原子炉減圧操作を実施した上で、RCICからMUWCによる原子炉注水に切り替えていた。

⑤　以上のとおり、福島第二原発では、津波到達後も外部電源からの給電が継続していたことによる余裕があったのに対し、福島第一原発2号機では全電源喪失の状況下で事故対処に当たらなければならなかったという違いは大きかったにせよ、福島第一原発2号機における事故対処は、福島第二原発におけるそれと比べて、具体的なプラントの状況を踏まえた上で、事態の進展

341　福島第一原発2号機で、S/C水温の計測を開始した3月14日7時頃、プラントパラメータによれば、原子炉圧力は5.333MPa gageであり、S/C水温は146℃であった。福島第一原発2号機のEOPは、原子炉圧力が5.333MPa gageである場合、S/C水温が約78℃以上まで上昇すれば、低圧注水系又は代替注水系を確保した上で、SR弁による急速減圧操作を実施することを要求しており、この時点で、福島第一原発2号機は、原子炉圧力とS/C水温の値からして急速減圧操作を実施して、代替注水手段としての消防車を用いたFP系による原子炉注水に移行しなければならない状況にあったことは明らかであった。

を的確に予測し、事前に必要な対応を取るというものにはなっておらず、間断なく原子炉への注水を実施するための必要な措置が取られていたとは認められない。

Ⅲ　災害発生後の組織的対応状況

1　原災法、防災基本計画等に定められた災害対応

中間報告Ⅲ１のとおり。

2　事故発生後の国の対応

（1）国の対応の概観（官邸５階等における対応を含む。）[1]

3 月 11 日 14 時 46 分の地震発生直後、経済産業省は、震災に関する災害対策本部を設置し、被災地に所在する原子力発電所の原子炉の状況等に関する情報収集を開始した。他方、官邸においては、同日 14 時 50 分頃、伊藤哲朗内閣危機管理監（以下「伊藤危機管理監」という。）が、地震対応に関する官邸対策室を設置するとともに、関係各省の担当局長等からなる緊急参集チームのメンバーを、官邸地下にある官邸危機管理センターに招集した。

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（以下「福島第一原発」という。）の吉田昌郎所長（以下「吉田所長」という。）は、同日 15 時 42 分頃、福島第一原発が津波到達後に全交流電源喪失の状態となったことから、原子力災害対策特別措置法（以下「原災法」という。）第 10 条第 1 項の特定事象（同法施行規則第 9 条第 1 号イ(6)の「原子炉の運転中にすべての交流電源からの電気の供給が停止し、かつ、その状態が五分以上継続すること」）に該当すると判断し、東京電力本店を介して、原子力安全・保安院（以下「保安院」という。）等に対し、原災法第 10 条に基づく通報（以下「10 条通報」という。）を行った。

これを受け、保安院は、官邸等に対してその旨の連絡を行い、また、経済産業省は、同省原子力災害警戒本部及び同省原子力災害現地警戒本部を、同省内の緊急時対応センター（ERC）及び大熊町所在の緊急事態応急対策拠点施設（以下「オフサイトセンター」という。）にそれぞれ設置した（中間報告Ⅲ２（２）参照）。

保安院から前記連絡を受けた官邸においては、伊藤危機管理監が、同日 16 時 36 分頃、当該事故に関する官邸対策室を設置した。なお、緊急参集チームについては、既に招集されていた地震対応に関する緊急参集チームを拡大し、原子力災害と併せ

---

[1] 事故発生後の国の対応の概観については中間報告Ⅲ２（１）で、官邸５階の状況については中間報告Ⅲ２（４）で、それぞれ取り上げたが、その後の調査・検証によって明らかになった事実も踏まえ、改めて本項で記述するものである。

て、引き続き対応に当たることとした（中間報告Ⅲ２（３）参照）。

他方、原子力安全委員会（以下「安全委員会」という。）は、同日 15 時 59 分頃、保安院から、東京電力からの 10 条通報があった旨の連絡を受け、同日 16 時、臨時会合を開催し、緊急技術助言組織を立ち上げた（中間報告Ⅲ２（５）参照）。

また、同日 17 時頃、菅直人内閣総理大臣（以下「菅総理」という。）は、緊急参集チーム要員として官邸にいた寺坂信昭原子力安全・保安院長（以下「寺坂保安院長」という。）を官邸 5 階の総理執務室に呼び、福島第一原発の状況に関する説明を求めた。この時、寺坂保安院長は、福島第一原発の状況について、非常用ディーゼル発電機が津波で使用できなくなったこと等の断片的な情報は得ていたものの、福島第一原発の設計及び現状の詳細について十分把握しておらず、例えば、菅総理から、福島第一原発の非常用ディーゼル発電機の設置場所を尋ねられたのに対し、即座に明確な回答ができなかった。

前記の寺坂保安院長とのやり取りの途中、菅総理は、東京電力に対しても説明者を派遣するよう要請し、東京電力は、武黒一郎東京電力フェロー（以下「武黒フェロー」という。）、同社担当部長並びに技術系及び事務系の職員各１名の合計４名を官邸に派遣して、菅総理に状況説明をさせることにした。しかしながら、武黒フェローらの東京電力幹部も、福島第一原発の詳細な情報を入手しておらず、①事態が悪化すれば水位が低下して比較的短時間で燃料損傷に至ること、②1 号機から 3 号機の炉心冷却装置である非常用復水器（IC）や原子炉隔離時冷却系（RCIC）の運転制御に必要なバッテリーの持続時間は８時間程度であること、③その間に電源を確保して、原子炉に継続的に注水する必要があること等の一般的な説明のほか、東京電力では電源車を手配中であること等、同社の当時における対応状況を簡単に説明しただけであった[2]。

他方、東京電力は、福島第一原発 1、2 号機に関して、非常用炉心冷却装置による注水ができなくなっている可能性があることから、同日 16 時 36 分頃、安全性を重視して、原災法第 15 条第１項の特定事象（同法施行規則第 21 条第１号ロの「原子炉・・・の運転中に・・・沸騰水型軽水炉等において当該原子炉へのすべての給水機能が喪失した場合・・・において、すべての非常用炉心冷却装置による当該原

2　菅総理への説明後、前記の東京電力幹部らは、官邸を出たが、同日 19 時頃に再度官邸に呼ばれ、参集した。

子炉への注水ができないこと」）が発生したと判断し、同日 16 時 45 分頃、保安院に対し、その旨報告した。

これを受け、保安院は、技術的な確認を行い、原災法第 15 条第 1 項に規定する原子力緊急事態（以下「15 条事態」という。）に該当すると判断し、同日 17 時 35 分頃、平岡英治原子力安全・保安院次長（以下「平岡保安院次長」という。）らは、原災法第 15 条第 2 項に基づく原子力緊急事態宣言を発出することにつき、海江田万里経済産業大臣（以下「海江田経産大臣」という。）の了承を得た。

この時、平岡保安院次長らは、海江田経産大臣に対し、福島第一原発において 15 条事態が発生したと認められる旨報告するとともに、①経済産業大臣は、原子力緊急事態が発生したと認めるときは、直ちに、内閣総理大臣に報告等を行う、②内閣総理大臣は、前記①の報告等があったときは、直ちに、原子力緊急事態宣言をする、③内閣総理大臣は、原子力緊急事態宣言をした場合、原災法に基づき原子力災害対策本部（以下「原災本部」という。）を設置する、などの原災法上の手続等に関する説明を行い、海江田経産大臣は、即座にこれを了承した。

これを受け、同日 17 時 42 分頃、海江田経産大臣は、緊急参集チーム要員として既に官邸に詰めていた寺坂保安院長らと共に、官邸 5 階の総理執務室において、菅総理に対し、15 条事態の発生について報告するとともに、原子力緊急事態宣言の発出について了承を求めた。

これに対し、菅総理は、爆発や燃料溶融の可能性を含めた福島第一原発の事故の状況及び今後の見通し並びに同原発の各号機の出力といった技術的な事項等について質問し、海江田経産大臣に同行した保安院職員が中心となってこれに回答したものの、多くの質問に対し、明確な回答をすることができなかった。また、菅総理は、原災法及び関連法規の規定等についても質問したが、その場に同席した者は、関連法規の詳細についての資料を持ち合わせておらず、この点についても、菅総理に対し、即座に明確な回答をすることができなかった。これらのやり取りの途中、菅総理は、同日 18 時 12 分頃から開催された与野党党首会談に出席する予定であったことから、上申手続は一旦中断した。

前記与野党党首会談終了（同日 18 時 17 分頃）後、遅くとも 18 時 30 分頃までに、菅総理は、原子力緊急事態宣言の発出を了承し、同日 19 時 3 分、政府は、同宣言を発出するとともに、原災本部、原子力災害現地対策本部（以下「現地対策本部」

という。）等を設置した。また、その後の同日 19 時 45 分頃、枝野幸男内閣官房長官（以下「枝野官房長官」という。）は、記者会見において、原子力緊急事態宣言の発出及び原災本部の設置を発表した。

原子力緊急事態宣言発出後に開催された第１回原災本部会合及び同会合に引き続いて行われた緊急災害対策本部会合終了後、菅総理は、官邸５階の総理執務室において、海江田経産大臣、福山哲郎内閣官房副長官（以下「福山官房副長官」という。）、細野豪志内閣総理大臣補佐官（以下「細野補佐官」という。）、寺田学内閣総理大臣補佐官（以下「寺田補佐官」という。）らと事故対応等について協議していたが、同日 20 時 30 分頃、地震・津波災害及び原発事故対応について並行して指揮をとるため、官邸地下の官邸危機管理センターに降りた。この時、官邸危機管理センターにおいては、前記のとおり、伊藤危機管理監を中心に、関係省庁の職員が地震・津波災害及び原発事故対応に当たっており、菅総理は、これらの職員に対し、①相互の連絡を確実に行うこと、②コミュニケーションを十分に図ること等の指示を口頭で行った。その後、菅総理は、大勢の各省関係者で騒然とする官邸危機管理センターの会議室で事故対応に当たるのは適当ではないと考え、同センター中２階の一室（以下「官邸地下中２階」という。）に入った[3]。

以後、官邸地下中２階においては、多少の出入りはあったものの、菅総理のほか、枝野官房長官、海江田経産大臣、福山官房副長官、細野補佐官らが参集し、班目春樹原子力安全委員会委員長（以下「班目委員長」という。）、平岡保安院次長、武黒フェローらの関係者も集められ、事故対応に関する協議が行われた。

官邸地下中２階に参集したメンバーは、官邸危機管理センターに集約された情報や、その場に参集していた武黒フェローら東京電力社員が電話で収集するなどした情報等を基に、班目委員長らの助言を仰ぎつつ、避難区域等の設定、福島第一原発内における具体的な措置（ベント、原子炉への注水等）、それらに必要な資機材調達等の後方支援等について協議した。ただ、東京電力自体が事故状況に関する情報を十分に把握できておらず、通信手段にも制約があったことから、収集された情報は十分なものではなかった。また、同日深夜以降、菅総理は、主に官邸５階の総理執

[3] 中間報告Ⅲ２（１）及び（４）においては、枝野官房長官の記者会見以後、菅総理らは、総理執務室のある官邸５階において事故対応に当たった旨記載したが、その後の調査により、前記記者会見以後、３月 12 日夕方頃までは、主に官邸地下中２階で事故対応に当たり、その後、官邸５階に移動したことが判明した。

務室において執務するようになったが[4]、菅総理を除く前記メンバーの多くは、官邸地下中2階にとどまり、必要に応じ、官邸5階に赴いて菅総理に報告したり、総理執務室で事故対応について協議するなどした[5]。

その後の3月12日2時頃、菅総理は、原発事故対応に当たるべき現地対策本部が十分に機能しておらず（中間報告Ⅲ５（１）参照）、結果として官邸が種々の意思決定を行わなければならない状況にあるにもかかわらず、福島第一原発の状況が十分に把握できないことから、福島第一原発における現場対応の責任者（吉田所長）から福島第一原発の状況等を直接確認するとともに、併せて、被災地の地震・津波による被害状況をも確認する必要があると考え、総理大臣秘書官に対し、福島第一原発等の現地視察の準備を進めるよう指示した。この現地視察の実施は、菅総理が官邸を出発する直前の同日6時頃に最終決定された。菅総理は、他の閣僚等に比べ原子力分野の技術的事項に関する土地鑑があると考えていたことから、他の閣僚等を派遣することは考えず、菅総理自らが現地を視察することとした[6]。

菅総理は、寺田補佐官、班目委員長らと共に、同日6時15分頃に官邸を発ち、同日7時11分頃、福島第一原発内の免震重要棟において、吉田所長と面会した（菅総理の福島第一原発視察の詳細については、中間報告Ⅳ３（４）ｃ参照）[7]。また、オフサイトセンターからも、現地対策本部長として事故対応に当たっていた池田元久経済産業副大臣（以下「池田現地対策本部長」という。）や武藤栄東京電力副社長（以下「武藤副社長」という。）らが、福島第一原発において合流し、菅総理に同行した。

官邸地下の官邸危機管理センターにおいては、携帯電話が使用できないようになっていた（中間報告Ⅲ２（３）参照）ことに加え、菅総理への報告等を行うに際

---

4 菅総理は、3月12日零時10分頃から約10分間、バラック・オバマ米国大統領との間で、電話会談を行った。

5 例えば、3月12日15時36分の福島第一原発1号機原子炉建屋爆発後、官邸地下中2階にいたメンバーは、福島第一原発から白煙が上がっている旨の報告を受け、官邸5階の総理執務室に参集し、情報収集等に当たった。

6 この視察について、枝野官房長官は、菅総理に対し、「政治的批判を受ける可能性がある」旨指摘した。これに対し、菅総理は、「情報がなかなか官邸に入っていない状況では、誰かが現地を視察する必要がある」旨答えた。

7 菅総理は、福島第一原発視察中の3月12日7時45分、東京電力福島第二原子力発電所に関する原子力緊急事態宣言を発出するとともに、同原発事故に係る原災本部を設置した（後記Ⅳ３（１）ｂ参照）。

して官邸5階への移動に時間を要したことなどから、同日夕方以降、官邸地下中2階に詰めていたメンバーは、官邸5階の総理執務室に隣接する一室（以下「総理応接室」という。）に移動し、避難範囲の変更やプラント対応等について協議するようになった。

この官邸5階における協議には、同月13日頃までに、久木田豊原子力安全委員会委員長代理（以下「久木田委員長代理」という。）、根井寿規原子力安全・保安院審議官（原子力安全・核燃料サイクル担当）（以下「根井保安院審議官」という。）、プラントメーカーの技術者、独立行政法人原子力安全基盤機構（JNES）職員も参加した。さらに、同日午後、事故発生後に急きょ保安院付に併任された安井正也資源エネルギー庁省エネルギー・新エネルギー部長（以下「安井保安院付」という。）が、平岡保安院次長や根井保安院審議官らの保安院幹部職員と交代して、この協議に加わるようになった[8]。

これらのメンバーによる総理応接室での協議に菅総理が加わることは少なかったが、プラントの挙動に大きな変化が見られたときなどには、海江田経産大臣、班目委員長らが、菅総理に対し、プラントの状況や意見交換の結果等を報告した。

官邸地下中2階や官邸5階には、官邸地下の官邸危機管理センターで収集した福島第一原発の各号機のプラント情報が届けられていたが、このほか、必要に応じ、東京電力の武黒フェローらが、同社本店や吉田所長に電話をかけ、さらには、細野補佐官が直接吉田所長に電話をかけることにより、同様の情報を直接に収集した。また、菅総理や枝野官房長官らも、吉田所長に直接電話をかけ、プラント状況を確認したり、意見を求めたりした。

前記の官邸地下中2階や官邸5階での協議においては、単にプラントの状況に関して収集した情報を報告・説明するだけではなく、入手した情報を踏まえ、事態がどのように進展する可能性があるのか、それに対しいかなる対応をなすべきか、といった点についても議論され、その結果を踏まえ、主に東京電力の武黒フェローや同社担当部長が、同社本店や吉田所長に電話をかけ、最善と考えられる作業手順等

---

8 経済産業省は、3月12日頃から、安井保安院付を事故対応に当たらせることを検討していたが、翌13日朝、総理大臣秘書官から松永和夫経済産業事務次官に対し、「菅総理等に対して状況を的確に説明できる職員を官邸に派遣してほしい」旨の連絡があったことを受け、安井保安院付の官邸への派遣を決定した。なお、安井保安院付が官邸に派遣される以前、海江田経産大臣も、大臣秘書官を通じて、経済産業省に対し、前記総理大臣秘書官と同趣旨の要請を行った。

（原子炉への注水に海水を用いるか否か、何号機に優先的に注水すべきかなど）を助言した場合もあった。

ほとんどの場合、既に吉田所長がこれらの助言内容と同旨の判断をし、その判断に基づき、現に具体的措置を講じ、又は講じようとしていたため、これらの助言が、現場における具体的措置に関する決定に影響を及ぼすことは少なかった。しかし、幾つかの場面では、東京電力本店や吉田所長が必要と考えていた措置が官邸からの助言に沿わないことがあり、その場合には、東京電力本店や吉田所長は、官邸からの助言を官邸からの指示と重く受け止めるなどして、現場における具体的措置に関する決定に影響を及ぼすこともあった（1 号機原子炉への海水注入に関し中間報告Ⅳ４（１）ｃを、2 号機原子炉の減圧・注水等に関し中間報告Ⅳ５（１）ｄを、3 号機原子炉への淡水注入に関し中間報告Ⅳ４（２）ｄを各参照）。

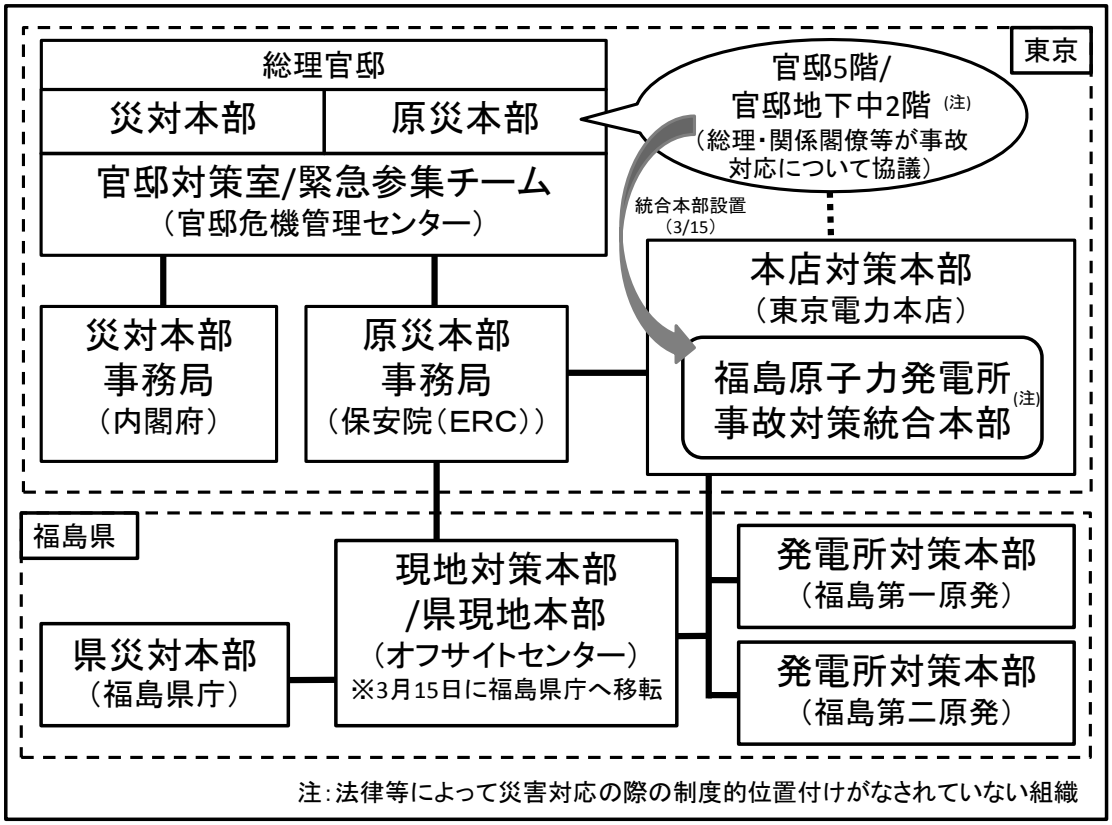
前記の官邸地下中 2 階や官邸 5 階での協議は、その性質上、福島第一原発のプラントの状況や作業状況等に関する情報が不可欠であり、この会合に参加していた武黒フェローらの東京電力幹部は、こうした情報を収集・把握することが自らに期待されているものと感じていた。しかし、もともと、東京電力は、原子力災害への対応の際、国との関係では、保安院へ報告することは予定していたが、官邸に直接報告したり、官邸に連絡要員を派遣したりすることは予定していなかった。また、東京電力は、地震・津波発生後、官邸からの要請を受け、武黒フェローらを官邸に派遣したものの、その時点では、福島第一原発のプラント状況等に関する説明のための一時的なものと認識しており、その後も引き続き官邸にとどまり、継続的に官邸との連絡役を果たすことになるとは考えていなかった。

このように、官邸と東京電力本店との間の情報伝達態勢は、両者の十分な役割の相互理解の下で出来上がったものではなくいわば成り行きで出来たものであり、連絡役を担うこととなった武黒フェローらの東京電力幹部は、福島第一原発のプラント状況等に関する必要な情報を、とりあえずは手持ちの携帯電話等で入手するほかなく、入手できる情報は限られていた。他方、事故の初期段階において、官邸地下中 2 階や官邸 5 階における協議に参加していたメンバーは、福島第一原発のプラント状況等に関する情報を十分には得られていないと感じていた。例えば、前記メンバーが 3 月 12 日 15 時 36 分に発生した 1 号機原子炉建屋の爆発を知ったのは、テレビ報道を通じてであり、この爆発についてのその後の情報も円滑に収集できな

かった。そこで、武黒フェローは、同日夜に東京電力本店に戻った際、同社本店と官邸との間の情報伝達方法を改善する必要があるとの提案を行い、同社本店は、翌13日午前、連絡要員として同社社員3名を官邸に派遣するとともに、専用のFAXやパソコンを持ち込んで設置し、それ以降、東京電力本店から官邸への情報提供が改善された。

官邸5階での協議に参加していた保安院や東京電力関係者らは、同月14日朝までは、官邸5階の総理大臣秘書官室脇の小部屋で待機しつつ、一、二時間おきに開催される協議の都度、総理応接室に参集していたが、同日朝、官邸2階の一室が待機部屋として用意された。この部屋には、電話が設置され、さらに、東京電力本店が用意したFAXも設置されるなどしたため、以後、同部屋が東京電力と官邸との間の連絡中継点として機能するようになった。

図Ⅲ-1 福島第一・第二原発における事故対応等に関する組織概略図(3月15日以前)



（2）保安院の対応

中間報告Ⅲ２（２）のとおり。

（3）官邸危機管理センター（緊急参集チーム）の対応

中間報告Ⅲ２（３）のとおり。

（4）安全委員会の対応

a　安全委員会の対応の概観

中間報告Ⅲ２（５）のとおり。

b　安全委員会事務局の態勢強化

中間報告Ⅲ２（５）のとおり、安全委員会は、3 月 11 日の地震発生以降、緊急技術助言組織会合を継続的に開催して関係機関に対して種々の助言を行うとともに、班目委員長や久木田委員長代理らを官邸に派遣するなどして、事故対応に当たった[9]。

他方、菅総理や枝野官房長官は、同月 15 日頃までに、安全委員会事務局の態勢強化を図る必要があるとの認識を持つに至り、枝野官房長官等の意向を受けた官房長官秘書官を中心に、安全委員会事務局の態勢強化に関する検討を開始した。

その後、同月 20 日頃までに、前記官房長官秘書官は、保安院長及び安全委員会事務局長の経験のある東海大学国際教育センターの広瀬研吉教授（以下「広瀬参与」という。）[10]に内閣府参与への就任を打診し、関係機関等と調整の上、菅総理や枝野官房長官の了承を得た。

そして、同月 28 日、政府は、広瀬参与を内閣府参与に任命するとともに（広瀬参与の活動については、中間報告Ⅲ２（６）参照）、広瀬参与の任命と前後して、加藤重治文部科学省大臣官房審議官を安全委員会事務局（兼任）に、吉田敏雄財団法人放射線影響協会常務理事ら 4 名を安全委員会事務局技術参与に、それぞれ任命し、安全委員会事務局の態勢の強化を図った。

9　班目委員長らが官邸において行った助言のうち、原災法第 20 条第 6 項の規定に定められた事項に関するものについては、事後的に安全委員会の承認を得ていた（中間報告Ⅲ２（５）参照）。

10　広瀬参与は、これに先立つ 3 月 13 日頃から、松永和夫経済産業事務次官の依頼を受け、経済産業省内において、原発事故対応に関して助言等を行っていた。

（5）他の政府関係機関等の対応

a　他の政府関係機関等の活動の概観

中間報告Ⅲ２（６）のとおり。なお、菅総理は、福島第一原発事故への対応について、発災直後から、関係省庁等の職員による時宜を得た情報提供や十分納得のいく説明がなされていないと感じていたことから[11]、事故対応に関する助言を得るため、中間報告Ⅲ２（６）に記した小佐古敏荘東京大学大学院教授のほか、5名の内閣官房参与を任命した[12]。

b　福島第一原発における放水等の実施に係る指揮系統の整理

中間報告Ⅳ６（１）のとおり、3月17日以降、自衛隊、警視庁、東京消防庁等は、福島第一原発の使用済燃料プール（SFP）への放水・散水を開始した。これを受け、自衛隊は、翌18日、統合幕僚長指令により、常磐自動車道四倉パーキングエリアに「現地調整所」を設置し[13]、陸上自衛隊中央即応集団副司令官を所長として、自衛隊各部隊の調整を行うこととした。しかし、その後、放水・散水の実施に当たる前記各機関相互の指揮・命令系統の不明確さを原因とする混乱が生じたことから、同月20日、原災本部長である菅総理は、警察庁、消防庁、防衛省、福島県及び東京電力に対し、①福島第一原発への放水等の作業等に関する現場における具体的な実施要領については、現地調整所において、自衛隊が中心となり、関係行政機関及び東京電力の間で調整の上、決定する、②当該要領に従った作業の実施については、現地に派遣されている自衛隊が現地調整所において一元的に管理する、との指示を行った。

11　例えば、菅総理を含む関係閣僚らは、3月11日夕刻に総理執務室で行われた原子力緊急事態宣言発出に係る保安院職員等とのやり取り（前記（１）参照）、同月12日夕刻に総理執務室で行われた福島第一原発１号機原子炉への海水注入に関する議論（後記Ⅳ３（１）ａ参照）等における関係省庁等の職員の説明について、前提となる技術的知識を十分持ち合わせていない、前提情報を十分把握していない、説明をせずに沈黙している、説明が曖昧で分かりにくいなどと感じて、強い不満を持っていた。

12　菅総理は、3月20日、日比野靖北陸先端科学技術大学院大学理事・副学長及び山口昇防衛大学校安全保障・危機管理教育センター長を、同月22日、有富正憲東京工業大学原子炉工学研究所長・教授及び齊藤正樹東京工業大学原子炉工学研究所教授を、同月29日、田坂広志多摩大学大学院教授を、いずれも内閣官房参与に任命した。

13　現地調整所は、所長である中央即応集団副司令官の判断で、同日中にＪヴィレッジに移動した。

c　原子力被災者生活支援チームの設置

中間報告Ⅲ２（６）のとおり、3 月 29 日、政府は、海江田経産大臣をチーム長とする原子力被災者生活支援チームを設置した。同チームは、福島第一原発及び東京電力福島第二原子力発電所（以下「福島第二原発」という。）の事故による原子力災害被災者（以下「原子力被災者」という。）の避難・受入先の確保（除染体制の確保を含む）、被災地周辺地域・避難所への物資の輸送及び補給、原子力被災者への被ばくに係る医療等の確保、環境モニタリングと情報提供等の諸課題について、関係行政機関、地方自治体、東京電力等の関係団体との調整を行い、総合的かつ迅速に取り組むことを主な任務とし、原災本部の下に設置されたもので、福山官房副長官及び平野達男内閣府副大臣がチーム長代理に、松下忠洋経済産業副大臣が事務局長にそれぞれ就任した[14]。

同チームは、原子力被災者への対応に関するロードマップの策定及び進捗管理、警戒区域への一時立入りの実施、計画的避難区域における避難の実施、福島県における健康管理調査等に関する活動等を行った。

d　震災及び原子力発電所事故対応に関する組織の整理

中間報告Ⅲ２（６）のとおり。なお、この整理は、枝野官房長官の指示に基づき、震災及び原子力発電所事故対応に関する組織間の権限関係を整理することにより、指揮命令系統を明確化するとともに、各組織の意思決定に必要な要員を少人数に絞ることにより、責任の所在を明確化することを目的として行われたものである。

（６）福島第一原子力保安検査官の活動の態様

中間報告Ⅲ２（７）のとおり。

３　事故発生後の福島県の対応

中間報告Ⅲ３のとおり。

14　関係省庁副大臣等が副チーム長とされた。

4　事故発生後の東京電力の対応

（1）地震発生直後の東京電力本店及び福島第一原発の対応[15]

中間報告Ⅲ４（１）のとおり。

（2）福島原子力発電所事故対策統合本部の設置

a　福島原子力発電所事故対策統合本部の設置経緯[16]

3 月 14 日夜、吉田所長は、2 号機の圧力容器や格納容器の破壊等により、多数の東京電力社員や関連企業の社員に危害が生じることが懸念される事態に至っていたことから、福島第一原発には、各号機のプラント制御に必要な人員のみを残し、その余の者を福島第一原発の敷地外に退避させるべきであると考え[17]、東京電力本店に設置された緊急時対策本部と相談し、その認識を共有した。

他方、清水正孝東京電力社長（以下「清水社長」という。）は、同日夜、吉田所長が、前記のとおり、状況次第では必要人員を残して退避することも視野に入れて現場対応に当たっていることを武藤副社長から聞かされ、同日夜から 15 日未明にかけて、順次、寺坂保安院長、海江田経産大臣、枝野官房長官に電話をかけ、「2 号機が厳しい状況であり、今後、ますます事態が厳しくなる場合には、退避も考えている」旨報告し、その了承を求めた。この時、清水社長は、「プラント

15　3 月 11 日の地震発生当時、東京電力本店の緊急時対策本部長（中間報告Ⅲ１（５）参照）の任に当たることとされていた清水正孝社長（以下「清水社長」という。）は、出張のため近畿圏にいた。東京電力の「福島第一原子力発電所原子力事業者防災業務計画」は、社長が不在の場合、副社長又は常務取締役の中から本店対策本部長を選任することとしており、地震発生直後に武藤副社長（原子力・立地本部長）が現地に向かったこともあり（中間報告Ⅲ５（１）ａ参照）、東京電力本店においては、清水社長が本店に戻るまでの間、小森明生同社常務取締役（原子力・立地本部副本部長）が、本店の緊急時対策本部長として、清水社長とも連絡を取りながら、事故対応に当たった。

清水社長は、地震の影響で交通手段が限られていたことなどから、東京電力本店と連絡を取りながら帰京手段を模索したが、結局、同社本店に到着したのは 3 月 12 日 9 時頃となった。この過程で、清水社長は、東京電力本店と官邸等との調整を経て、同月 11 日 23 時 30 分頃、自衛隊の協力を得て名古屋空港に隣接する航空自衛隊小牧基地からその輸送機で東京に戻ろうとしたが、北澤俊美防衛大臣が自衛隊機は可能な限り震災対応に用いるべきとの考えであったことなどから、清水社長は別の交通手段を探すこととなったという場面があった。

また、勝俣恒久東京電力会長は、3 月 11 日の地震発生当時、出張のため日本国外にいたが、地震の影響ですぐには帰国できず、東京電力本店に到着したのは、翌 12 日の 16 時頃であった。

16　福島原子力発電所事故対策統合本部の設置経緯については、中間報告Ⅲ４（２）ａで取り上げたが、その後の調査・検証によって明らかになった事実も踏まえ、改めて本項で記述するものである。

17　この点について、吉田所長は、当委員会によるヒアリングにおいて、「状況次第では、事務系職員、協力企業社員等は一時的に退避させるものの、復旧班、発電班、自衛消防隊等の人員は残すことを考えていた」旨述べている。

制御に必要な人員を残す」旨を明示しなかった。

清水社長からの電話を受け、東京電力が福島第一原発から全員撤退することを考えているものと理解した枝野官房長官、海江田経産大臣らは、協議の上、この全員撤退の申入れを受け入れた場合、福島第一原発周辺のみならず、より広い範囲の国民の生命・財産を脅かす事態に至ることから、同月 15 日未明、その場にいた福山官房副長官、細野補佐官及び寺田補佐官に加え、班目委員長、伊藤危機管理監、安井保安院付らを官邸 5 階の総理応接室に集め、「清水社長から、福島第一原発がプラント制御を放棄して全員撤退したいという申入れの電話があった」旨の説明を行うとともに、今後の対応について協議した。その結果、この協議においては、「プラント対応について、まだやるべきことはある」との見解で一致した。

この協議は、同月 14 日深夜から翌 15 日 3 時頃にかけて行われたが、その頃の福島第一原発 2 号機の状況は、同日 1 時台から、原子炉圧力が継続的に注水可能な 0.6MPa gage 台を推移するようになり、依然として危険ではあるものの、注水の可能性が全くないという状態ではなく、更に安定的注水が可能と考えられていた 0.6MPa gage 以下に減圧するため主蒸気逃し安全弁（SR 弁）の開操作が試みられていた。しかし、官邸 5 階にいたメンバーは、このような 2 号機の状況や対処状況を十分把握しないまま前記協議を行っていた。

枝野官房長官らは、原子炉の状態が依然として極めて危険な状態にあるとの認識の下、引き続き事故対処に当たる必要があるものの、清水社長の前記申入れを拒否することは福島第一原発の作業員を死の危険にさらすことを求めるという重い問題であり、最終判断者である菅総理の判断を仰ぐ必要があると考え、同日 3 時頃、総理執務室において、菅総理に報告した。これに対し、菅総理は、東京電力が福島第一原発から全員撤退した場合、福島第一原発の各原子炉等のみならず、福島第二原発のそれも制御不能となり、その結果、大量の放射性物質が大気中に放出される事態に至る可能性があると考え、即座に、「撤退は認められない」旨述べた。

菅総理ら総理執務室にいたメンバーは、総理応接室に移動し、ここには、松本龍内閣府特命担当大臣（防災担当）、藤井裕久内閣官房副長官らも加わって、改めて協議を行い、全面撤退は認められないことを確認した。これを受け、菅総理は、

東京電力の意思を確認するため、清水社長を官邸に呼ぶよう指示した。また、菅総理は、この時の撤退（退避）申入れを契機として、東京電力の事故対応についての考え方に強い不信感を抱いたが、それ以前においても、東京電力から事故に関する十分な情報提供が受けられておらず、また、東京電力との間で十分な意思疎通ができていなかったことから、適切に事故対応に当たるには、東京電力本店に統合本部（後に設置された福島原子力発電所事故対策統合本部。以下「統合本部」という。）を設置し、そこに詰めて、情報収集に努めるとともに、東京電力と直接意思疎通を図ることが必須であると考え、この協議の同席者に対し、その旨述べた[18]。

その後、菅総理は、同日 4 時頃、前記メンバーが同席する中で、官邸に到着した清水社長に対し、東京電力は福島第一原発から撤退するつもりであるのか尋ねた。清水社長は、「撤退」という言葉を聞き、菅総理が、発電所から全員が完全に引き上げてプラント制御も放棄するのかという意味で尋ねているものと理解し、「そんなことは考えていません。」と明確に否定した。さらに、菅総理は、前記のとおり、政府と東京電力との間の情報共有の迅速化や意思疎通を図る一方法として、東京電力本店内に政府と東京電力が一体となった統合本部を設置して福島第一原発の事故の収束に向けた対応を進めていきたい旨の提案を行い、清水社長は、これを了承した。

同日 5 時 30 分頃、菅総理らは、東京電力本店 2 階の本店緊急時対策本部を訪れ、同本部にいた勝俣恒久東京電力会長、清水社長、武藤副社長その他の東京電力役員及び社員らに対し、自らを本部長とし、海江田経産大臣と清水社長を副本部長とする、統合本部の立ち上げを宣言するとともに、「日本が潰れるかもしれない時に撤退などあり得ない。命がけで事故対処に当たられたい。撤退すれば、東京電力は必ず潰れる」旨強い口調で述べた。

18　菅総理らは、清水社長が官邸に到着するまでの間、統合本部設置の法的根拠について検討し、原災法第 20 条第 3 項（「原子力災害対策本部長は・・・緊急事態応急対策を的確かつ迅速に実施するため特に必要があると認めるときは・・・原子力事業者に対し、必要な指示をすることができる」旨の規定）に基づき、原災本部長である内閣総理大臣が、原子力事業者である東京電力に対し、その本店内に統合本部を設置するよう指示することも可能であるとの整理を行った。

もっとも、その後、清水社長が菅総理からの統合本部設置の提案を受け入れ、その設置に至っていることなどからすると、統合本部は、法令に基づいて設置されたものというよりは、政府と東京電力との合意の下に設置されたものであると認められる。

【全員撤退か一部退避かについての当委員会の認定について】

いわゆる東京電力の撤退問題は、原子力発電を担う事業者としての在り方にも関わる重要な問題であることから、当委員会は、東京電力のテレビ会議の録画内容を子細に分析するとともに、この経緯に関わった関係者から幅広くヒアリングを行い、事実関係の確認に努めた。その結果、前記のとおり、吉田所長を始め、福島第一原発や東京電力本店で事故対処に当たっていた関係者が、3月14日夜から翌15日にかけて検討・準備していたのは、2号機のプラントの状況如何により、各プラントの制御に必要な人員のみを残し、その余の者を福島第一原発の敷地外に退避させることであったと認められた（なお、中間報告Ⅳ５（１）ｄ参照）。これら関係者が、いずれもそのように供述しているだけでなく、テレビ会議においては、3月14日夜から翌15日3時頃までの間、同日以降も福島第一原発において事故対応を継続することを前提とする発言、例えば、福島第一原発への電気系統の専門家等の派遣要請、官邸への消防車の手配の要請、16日以降に外部電源復旧のための接続作業が可能となる見込み等に関する発言が繰り返されていること[19]からも、全員の撤退を考えていたと認めることはできないと判断された。

他方、清水社長は、3月14日夜、寺坂保安院長、海江田経産大臣及び枝野官房長官に対して電話をかけ、福島第一原発からの退避（撤退）について説明しているところ、海江田経産大臣及び枝野官房長官は、全員が退避（撤退）するという趣旨に受け取っており、その後、官邸においては、東京電力が福島第一原発からの全員撤退を考えていることを前提として、これに対する対応が協議されていることから、清水社長や東京電力の一部関係者においては全面撤退をも考えていたのではないか、清水社長は海江田経産大臣らに対してどのように説明したのか、清水社長と官邸側との間に認識の違いが生じたとすれば、なぜ生じたのかなどについて、更に検討する必要があると考えられる。

そこで、まず、客観的な証拠といえるテレビ会議の録画内容を確認したところ、福島第一原発からの撤退や退避に関係する発言としては

19　例えば、3月14日18時50分頃の「今、外部電源を復旧することで、工務が一所懸命やってくれていて、途中の鉄塔の所の夜ノ森線と大熊線のつなぎ込みは、もうできるんだってさ・・・ともかくさ、電気が来るところまで頑張れよ。今日の夜中でもできたら随分違うよ。」（武藤副社長の発言）、同日23時8分頃の「消防車なんですが、ちょっとですね、吉田さんが首相官邸と話している中で、米軍から消防車を1台借りることになりました。」（福島第一原発従業員の発言）、同日23時23分頃の「明日以降は発電所に電気が来ると思う。世界が変わると思うので・・・。」（武藤副社長の発言）、15日3時頃の「15日夜には工務・配電の応援で600kVの引き下ろしの作業に着手でき、16日には負荷への接続ができそう。」（福島第一原発従業員の発言）等がある。

① 当時、オフサイトセンターにいた小森明生常務取締役が、3月14日19時28分頃、「中操に居続けることができるかどうか、どこかで判断しないとすごいことになる。退避基準の検討を進めてください。」と述べ、中央制御室（中操）の作業員が同室から退避する場合もあり得ることを前提として、その退避の基準づくりについて言及していること

② 当時、東京電力本店にいた東京電力の高橋明男フェロー（以下「高橋フェロー」という。）が、同日19時55分頃、同所にいた武藤副社長に対し、「武藤さん、これ、全員のサイトからの避難ってのは何時頃になるんですかね。」と話をし、また、同日20時16分頃、会議参加者に対し、「今ね、1Fからですね、いる人たちみんな2Fのビジターホールに避難するんですよね。」と発言していること

③ 高橋フェローの前記発言の少し後である同日20時20分頃、清水社長が、「現時点でまだ最終避難を決定しているわけではないということをまず確認してください。」と発言していること

が確認できる。このうち、①については、全員撤退を前提としたものか一部撤退を前提としたものかは、発言自体からは判断できないものの、②については、「全員の･･･避難」「みんな･･･避難」と述べている点で、また、③については、「最終避難」と述べている点で、福島第一原発から全員が撤退するという趣旨で発言されたのではないかとも受け取れ、清水社長や東京電力の一部関係者において全員撤退を考えていたのではないかとも考えられる。

しかし、その反面、前記のとおり、清水社長から3月14日夜に電話を受けた寺坂保安院長は、一部作業員の退避の趣旨と受け止めており、その後の官邸での議論においても、そのような理解に基づいて発言したと述べていることからすると、清水社長は、寺坂保安院長に対しては、一部の作業員を退避させたい旨を説明したと認められ、そうすると、清水社長が海江田経産大臣や枝野官房長官に対して異なる趣旨の説明をする必要はないことから、清水社長の意図としては、一部退避の趣旨での説明をしたつもりであったと考えざるを得ないという問題がある。

また、海江田経産大臣は、当委員会のヒアリングにおいて、「清水社長は、作業員を福島第一原発から退避させたいと話していた。その際、清水社長は、『撤退』ではなく『退避』という言葉を使っていた」旨述べており、この点は清水社長の供述とも一致することから、「退避」という言葉での説明がなされたと認められるところ、一般に「退避」という言葉は一時的な避難としての意味で使われるので、仮に清水社長が全員撤退してプラントの放棄を考えていたとすれば、「退避」という言葉を使うことには不自然さが残ると言わざるを得ないという問

題もある。

このように、清水社長が考えていたのは一部退避であったことをうかがわせる根拠も存在する上、全員撤退を考えていたのではないかと疑う根拠となり得る前記②及び③について更に検討すると、前記②について、高橋フェローは、当委員会のヒアリングにおいて、「この時期は、まだまだやれることがあったので、所長を含めプラント対応していた者まで現場を離れるということは全く念頭になかった。『全員』又は『みんな』と発言しているのは、プラント対応に当たっている者以外の避難予定者について述べたものである」旨述べており、前記のとおり翌日以降も事故対処を継続することを前提とした発言が繰り返されていた状況等を考えると、あながち不自然とまでは言い難い。また、前記③については、「最終」の意味が一義的に明らかとは言い難い上、清水社長自身も、当委員会のヒアリングにおいて、「当時、全員撤退という考えは全くなかった。この『最終』という発言も言葉足らずではあるが、『全員』という意味ではもちろんなく、最終的な決定には至っていないということを言おうとしてこの表現になった」旨述べており、この「最終避難」という発話のみを捉えて全員撤退の趣旨と断定することは困難と考えられる。

このほか、全員撤退でなければわざわざ社長自ら電話してくる必要性がなく、清水社長が海江田経産大臣や枝野官房長官に電話してきたこと自体から、全員撤退の趣旨であったと考えられるのではないかとの指摘も考えられる。実際に、複数の官邸関係者は、当委員会のヒアリングにおいて、一部作業員の退避ならわざわざ社長自ら連絡してくるはずはないので一部退避ではあり得ないと述べている。これは傾聴すべき指摘ではあるが、他方、後記Ⅳ８（４）のとおり、清水社長は、3 月 12 日から 13 日にかけて、菅総理及び枝野官房長官から、東京電力が福島第一原発に関する情報を迅速に官邸に入れていなかったことについて厳しく注意されていることから、一部退避にすぎないとしても、その判断が社会一般に与える印象・影響は小さくないことなども考慮した上、清水社長自ら主務大臣である海江田経産大臣らに直接連絡をしたとしても不自然とは言えないように思われる。

このように様々な観点から検討した結果、清水社長や東京電力の一部関係者において全面撤退をも考えていたのではないか、という疑問に関しては、そのように疑わせるものはあるものの、当委員会として、そのように断定することはできず、一部退避を考えていた可能性を否定することはできないとの結論に至った。したがって、清水社長の説明の仕方が原因で清水社長と海江田経産大臣及び枝野官房長官との間に認識の齟齬が生まれた可能性も否定できないと思われるが、具体的にどのような説明をしたのか、また、なぜ認識の違いが生じた

のかについては、十分解明するに至らなかった。

b　福島原子力発電所事故対策統合本部の活動

中間報告Ⅲ４（２）ｂのとおり。

５　事故発生後のオフサイトセンターの対応

（１）地震発生直後のオフサイトセンターの状況

中間報告Ⅲ５（１）のとおり。

（２）オフサイトセンターにおける活動の態様

中間報告Ⅲ５（２）のとおり。

（３）オフサイトセンター（現地対策本部）の福島県庁への移転[20]

オフサイトセンターにおいては、一部の参集要員により事故対応が行われていたが、避難範囲の拡大等に伴い物流が止まり、3 月 13 日頃から、避難区域内にあったオフサイトセンターにおいても、食糧、水、燃料等が不足し始めた。また、福島第一原発の事態の進展を受け、オフサイトセンター周辺及び内部の放射線量も上昇し始めた。すなわち、同月 12 日 15 時 36 分の 1 号機原子炉建屋の爆発直後、オフサイトセンター周辺の線量が一時的に上昇したほか、同月 14 日 11 時 1 分の 3 号機原子炉建屋の爆発後は、放射性物質を遮断する空気浄化フィルターが設置されていないオフサイトセンター内の線量も上昇した[21]。

こうした事態を受け、現地対策本部は、ERC に置かれた原災本部事務局と協議し

20　オフサイトセンター（現地対策本部）の福島県庁への移転については、中間報告Ⅲ５（３）で取り上げたが、その後の調査・検証によって明らかになった事実も踏まえ、改めて本項で記述するものである。

21　オフサイトセンター周辺及び内部の放射線量については、中間報告Ⅲ５（３）脚注 33 前段において、「関係者へのヒアリングにおいて、3 月 14 日 11 時 1 分に発生した 3 号機原子炉建屋の爆発後には、屋外で 800μSv/h、屋内で数十～100μSv/h まで上昇し、翌 15 日の 9 時頃には、屋外で 2,000μSv/h 以上、屋内では 100～200μSv/h まで上昇した、との供述を得ている。」と記載したが、その後の調査により、同所の放射線量は、客観的には、3 月 14 日夜頃から上昇し始め、同日 22 時過ぎには、屋外で約 775μSv/h、屋内で約 13μSv/h、翌 15 日 10 時過ぎには、屋外で約 1,870μSv/h、屋内で約 15μSv/h がそれぞれ測定されたことが判明した。

なお、オフサイトセンターの空気浄化フィルターが設置されていなかった経緯については、中間報告Ⅲ５（３）脚注 33 後段参照。

つつ、オフサイトセンター（現地対策本部）の移転の検討を開始し[22]、同日夜、池田現地対策本部長は、オフサイトセンター職員に対し、移転の準備を進めるよう指示するとともに、同日 22 時頃、福島県庁への移転に備え、福島県庁に先遣隊を派遣した。

その頃、池田現地対策本部長らの同本部幹部は、現地対策本部の移転について、海江田経産大臣の許可を得ようとした[23]。これに対し、海江田経産大臣は、避難区域内の住民の避難が完了するまでは現地対策本部の移転は認められないと考え、即座には了承しなかった。

しかし、翌 15 日 6 時頃に発生した福島第一原発 4 号機方向からの衝撃音の発生等を受け、同日朝、海江田経産大臣は、現地対策本部の移転を了承し、松永和夫経済産業事務次官を介し、池田現地対策本部長にその旨を伝えた。また、その後の同日 9 時頃、海江田経産大臣は、池田現地対策本部長に対し、電話で移転を認める旨伝えた。

他方、現地対策本部は、海江田経産大臣から移転に係る了承を得た以降も、オフサイトセンターと同じく大熊町内にある双葉病院に患者が残っていたことから、現地対策本部住民安全班職員数名を同病院に派遣するなどして対応に当たった。しかしながら、現地対策本部は、同日 11 時頃、福島県庁への移転を開始し、同病院に派遣されていた住民安全班職員も、自衛隊による患者の搬送活動終了前の同日 11 時 30 分頃に同病院を去った（後記Ⅳ３（２）ｂ（ｄ）参照）。こうして、現地対策本部の移転は、同日中に完了した。

（４）原災本部長権限の現地対策本部長への一部委任[24]

原災法第 20 条第 8 項は、緊急事態応急対策を的確かつ迅速に実施するため、原

22　原災法施行規則第 16 条第 12 号に基づき、福島県のオフサイトセンターの代替施設として南相馬合同庁舎が指定されていたが、当該庁舎は、既に地震及び津波による災害対応に用いられており、十分な活動スペースが確保できないことが判明した。現地対策本部内では、それでも移転すべきであるとの意見もあったが、南相馬市の放射線量率も上昇しつつあるとの理由から、最終的に南相馬合同庁舎への移転を断念した。

23　例えば、松永和夫経済産業事務次官及び寺坂保安院長は、現地対策本部の意向を受け、3 月 14 日深夜から 15 日未明にかけて、官邸にいた海江田経産大臣に対し、現地対策本部の移転について了承を得ようとした。

24　原災本部長権限の現地対策本部長への一部委任については、中間報告Ⅲ５（４）で取り上げたが、その後の調査・検証によって明らかになった事実も踏まえ、改めて本項で記述するものである。

災本部長がその権限の一部を現地対策本部長に委任することができる旨規定しており、政府の原子力災害対策マニュアル（以下「原災マニュアル」という。）においては、安全規制担当省庁（福島第一原発のような実用炉における事故の場合は保安院）が、権限の委任について原災本部長の決裁を受け、委任が行われた旨を告示することとされている。また、国が毎年実施する原子力総合防災訓練のシナリオにも、原災本部長の権限の一部を現地対策本部長に委任する手続が記されている。原災法上、権限の委任がない場合、現地対策本部長が行うことができる事項は、現地対策本部の事務を掌理すること（同法第 17 条第 12 項）等に限られ、特に、同法に基づく地方公共団体等に対する指示等を行うことはできない。

3 月 11 日、保安院は、福島第一原発において 15 条事態が発生したことを受け、原子力緊急事態宣言の公示案等と併せて、原災本部長権限の現地対策本部長への一部委任に関する告示案を作成していた。前記Ⅲ２（１）のとおり、同日 17 時 42 分頃、海江田経産大臣は、官邸 5 階の総理執務室において、15 条事態の発生につき菅総理に報告するとともに、原子力緊急事態宣言の発出について菅総理の了承を求めたが、その際、海江田経産大臣に同行した保安院職員は、原災本部長権限の現地対策本部長への一部委任に関する前記告示案を持参していたものの、これについて菅総理の了承を求めることはしなかった。

他方、保安院は、前記告示案を、内閣官房及び内閣府に共有してほしい旨を記載して、内閣情報集約センターに電子メールで送付した。

その後、同日 19 時過ぎから開催された第 1 回原災本部会合においては、委任手続に関する言及はなく、その後も権限の委任に関する告示は行われなかった。

オフサイトセンターに置かれた現地対策本部は、権限の委任の有無により現地対策本部が地方公共団体に対して行うことができる措置の範囲等が異なることから、ERC に詰めていた保安院職員に対し、複数回にわたり政府内部での委任手続の進捗状況を確認したが、明確な回答を得られなかった。そこで、現地対策本部は、ERC に置かれた原災本部事務局とも相談の上、必要な措置を漏れなく迅速に行うため、権限の委任手続が終了しているものとして、避難措置の実施等に関して種々の決定を行い、かつ、実施した。

なお、前記のとおり、原災マニュアルにおいては、原災本部長権限の委任については、安全規制担当省庁（実用炉における事故の場合は保安院）が原災本部長（内

閣総理大臣）の決裁を受けた上、委任がなされた旨を告示することとされているが、保安院は、同月 12 日以降、前記のとおり現地対策本部から複数回にわたりこの委任手続の進捗状況の確認を受け、委任手続が終了していないことを知り得たにもかかわらず、主体的に動いて委任手続を完了させることをしなかった。また、前記電子メールを受け取った内閣官房及び内閣府の職員も、保安院職員に対して、原災マニュアルの規定に従って手続を進めるよう指摘しなかった。

This page intentionally left blank.

Ⅳ　福島第一原子力発電所における事故に対し主として発電所外でなされた事故対処

1　環境放射線モニタリングに関する状況

（1）事故発生以前の環境放射線モニタリングの態勢及び事故直後の状況

a　事故発生前の国、地方公共団体及び事業者間の役割分担等

中間報告Ⅴ１（１）ａのとおり。

b　事故発生後の初期の福島第一原発敷地外でのモニタリング

（a）事故発生後の初期の陸域モニタリング

中間報告Ⅴ１（１）ｂのとおり[1]。

（b）航空機モニタリングの開始経緯

3 月 12 日頃から、文部科学省は、航空機モニタリング実施の検討を開始し（中間報告Ⅴ１（２）ｂ参照）、財団法人原子力安全技術センター（以下「原子力安全技術センター」という。）の職員が自衛隊のヘリコプターに搭乗してモニタリングを行うことについて、防衛省や原子力安全・保安院（以下「保安院」という。）と調整して実施することとした。

これを受け、防衛省は、自衛隊のヘリコプター1 機を青森県上北郡六ケ所村の運動公園[2]に派遣し、このヘリコプターは、同日 13 時頃、同公園に到着した。しかし、同公園にはモニタリング要員が到着していなかったため、前記ヘリコプターは、同日 13 時 10 分頃、同公園を離れた[3]。他方、原子力安全技術センター職員は、同日 14 時 30 分までに同公園に到着し、待機していたものの、自衛隊のヘリコプターは既に離陸しており、両者は合流できなかった[4]。

1　なお、その後の調査により、福島県が 3 月 12 日早朝から実施したモニタリングカーによるモニタリングは、同県職員のほか、福島県原子力センターに派遣され同日早朝に到着した独立行政法人日本原子力研究開発機構原子力緊急時支援・研修センターの職員等が加わって行われたことが判明した。

2　この運動公園を待ち合わせ場所とすることは、3 月 12 日午前、原子力安全技術センターからの要請に基づき決められたものである。

3　この時、自衛隊員は、携行した無線が使用できなかったことから、本部等に対し照会、報告等を行うことができなかった。

4　この点について、当委員会が行ったヒアリングにおいて、文部科学省は、「3 月 12 日 14 時 30 分に前記運動公園で待ち合わせたい旨伝えた」と述べているが、他方で、実際に前記運動公園に派遣された自衛隊員は、「準備でき次第前記運動公園に向かうよう指示を受けた」旨述べている。この連絡が保安院を経由してなされたかは判然とせず、文部科学省と防衛省との間で直接連絡がなされた可能性も否

その後も、文部科学省は、航空機モニタリング実施を引き続き検討し、防衛省等と調整を行ったが、3 月 14 日に発生した東京電力株式会社（以下「東京電力」という。）福島第一原子力発電所（以下「福島第一原発」という。）3 号機原子炉建屋の爆発等の影響のため、自衛隊航空機によるモニタリングは実施できなかった。結局、文部科学省は、同月 25 日、独立行政法人宇宙航空研究開発機構（JAXA）の協力を得て、初めて福島第一原発から 30km 以遠の上空の空間線量率の測定を実施するに至った（中間報告Ｖ１（２）ｂ参照)。

ｃ　事故発生後の福島第一原発敷地内におけるモニタリング

中間報告Ｖ１（１）ｃのとおり。

（２）モニタリングに関する役割分担の整理とその後の拡充の状況

ａ　福島第一原発から 20km 以遠の陸域モニタリングに関する政府内部の役割分担の整理[5]

中間報告Ｖ１（１）ｂのとおり、地震・津波の影響等により、国の原子力災害現地対策本部（以下「現地対策本部」という。）が置かれた緊急事態応急対策拠点施設（以下「オフサイトセンター」という。）を拠点とする福島県等によるモニタリングが十分に実施できていなかったことから、政府内部においては、3 月 13 日頃から、細野豪志内閣総理大臣補佐官（以下「細野補佐官」という。）らが、文部科学省幹部に対し、国が主体となってより積極的にモニタリングを実施するようにとの働きかけを複数回にわたって行った。

このような中、同月 15 日夜、文部科学省がモニタリングカーによる空間線量率測定を実施した福島県双葉郡浪江町[6]において、330μSv/h の高い放射線量率が

定できない。いずれにしても、こうした行き違いが生じた背景の一つには、関係者間で、待ち合わせ時刻等について十分な調整が行われなかったことがあると考えられるが、具体的にどのような経緯でこうした行き違いが生じたかについては、必ずしも明らかにならなかった。

5　福島第一原発から 20km 以遠の陸域モニタリングに関する政府内部の役割分担の整理については、中間報告Ｖ１（２）ａで取り上げたが、その後の調査・検証によって明らかになった事実も踏まえ、改めて本項で記述するものである。

6　この線量が測定された地点について、中間報告では「福島県双葉郡浪江町昼曽根」としたが、その後、文部科学省から当委員会に対し、前記の放射線量が測定された地点について、3 月 16 日に同省が行った報道発表及び同省が当委員会に提出した関連資料に誤りがあった旨の説明があり、当委員会で事実関係を確認した結果、前記地点は、浪江町川房であることが判明した。なお、文部科学省は、平成 24

測定された。文部科学省は、こうしたデータを公表する際には、当然に、その線量についての危険性や避難等の要否といった評価についての説明も求められることになるが、同省は福島第一原発のプラント等に関するデータを保有していないため、同省がこのモニタリングデータ評価を行うことは困難であった。

そこで、鈴木寛文部科学副大臣（以下「鈴木文科副大臣」という。）は、同月15日夜から16日早朝にかけての間、福山哲郎内閣官房副長官（以下「福山官房副長官」という。）と相談し、枝野幸男内閣官房長官（以下「枝野官房長官」という。）主宰によるモニタリングの役割分担に関する会議の開催を求めた。

他方、枝野官房長官も、かねてから、モニタリングが十分に行われていないのみならず、文部科学省、警察、自衛隊、電力会社等の各機関が行ったモニタリングの結果が十分集約・共有されていないとの認識を持っていた。

このような経緯から、同月16日8時頃、急きょ、官邸地下の官邸危機管理センターの一室において、枝野官房長官、伊藤哲朗内閣危機管理監（以下「伊藤危機管理監」という。）、文部科学省、保安院、原子力安全委員会（以下「安全委員会」という。）の関係者らが集まり[7]、枝野官房長官から、モニタリングの役割分担に関して、福島第一原発から20km以遠の陸域において各機関が実施しているモニタリングのデータの取りまとめ及び公表は文部科学省が、そのデータの評価は安全委員会が､安全委員会が行った評価に基づく対応は原子力災害対策本部(以下「原災本部」という。）がそれぞれ行うようにとの指示がなされた。なお、この指示により安全委員会が行うこととなった「データの評価」に、緊急時迅速放射能影響予測ネットワークシステム（SPEEDI）による予測が含まれるか否かについては、この席上、誰からも言及がなかった。

この役割分担に関する指示を受け、3月16日以降、福島県庁に所在する国の現地対策本部は、現地対策本部が取りまとめたモニタリングデータを、経済産業省緊急時対応センター（ERC）及び文部科学省非常災害対策センター（EOC）の両方に送付することとし、文部科学省は、そのデータを取りまとめた上、評価を行う安全委員会に送付するとともに、同日から、取りまとめたデータの公表を開始

年2月10日、前記の3月16日の報道発表の訂正を公表した。

7 文部科学省からは、鈴木文科副大臣のほか、田中敏文部科学省大臣官房政策評価審議官が、安全委員会からは久住静代原子力安全委員会委員が、保安院からは福島章原子力安全・保安院付がそれぞれ出席した。

した。

また、安全委員会は、同委員会が行ったモニタリングデータの評価結果を、ERC、EOC 及び官邸に送付するなどして関係省庁等と共有した。ただし、同委員会は、枝野官房長官がモニタリング結果の評価の一部について継続的に記者会見を行っていたことから、3 月 16 日の役割分担が行われた当初は、同委員会から評価結果を公表することはしていなかったが、その後、文部科学省からの働きかけや、報道関係者等から安全委員会の活動状況が外部から分かりにくいとの指摘等を受け、同月 25 日から、評価結果の公表を開始した。

b　3 月 15 日以降に行われた福島第一原発から 20km 以遠のモニタリング

中間報告Ⅴ１（２）ｂのとおり。

なお、アメリカ合衆国（以下「米国」という。）エネルギー省（DOE）は、在日米軍機を用い、独自に福島第一原発周辺の航空機モニタリングを実施しており（中間報告Ⅴ１（２）ｂ参照）、3 月 17 日から同月 20 日にかけて実施したモニタリング結果（福島第一原発周辺の放射線量分布状況を示す地図資料）が、その頃、外務省経由で、保安院[8]及び文部科学省に送付された。

文部科学省は、同月 20 日、外務省から前記資料を受け取り、前記資料に示された放射線量の分布傾向が、事故発生後から文部科学省や福島県等が実施していたモニタリングカーによるモニタリング結果と一致していることを確認した。また、同省は、翌 21 日、DOE 職員と協議を行い、その後の航空機モニタリング共同実施に向けた調整を開始した。さらに、同省は、前記資料がモニタリングデータの評価作業を担当していた安全委員会（前記ａ参照）に送付されていなかったことから、同日、外務省に対し、安全委員会に対しても前記資料を送付するよう依頼した[9]。なお、前記資料は、米国から入手したものである上、同国から対外非公表扱いと伝えられていたことなどから、文部科学省は、同日、前記協議終了後、

8　保安院においては、同月 18 日及び 20 日、同院企画調整課国際室が外務省から前記資料を受け取り、これが原災本部事務局（ERC）でモニタリングを担当する放射線班に共有された可能性が高いが、住民安全班を含む他の機能班や保安院幹部への共有状況については、関係者の記憶も曖昧であり、判然としなかった。

9　その後、外務省は、保安院及び文部科学省に加え、内閣官房、厚生労働省、安全委員会にも、前記資料を送付し、関係機関への共有を図った。

外務省を介して米国に対し、前記資料の公表を依頼し、米国（DOE）は、同月22日頃、これを公表した[10]。

c　福島第一原発周辺におけるモニタリング

中間報告Ⅴ１（２）ｃのとおり。

d　モニタリング調整会議

中間報告Ⅴ１（２）ｄのとおり。

２　SPEEDI情報の活用及び公表に関する状況

（１）SPEEDIシステムの概要等

中間報告Ⅴ２（１）のとおり。

なお、福島第一原発においては、3月11日の地震によって発生した外部電源喪失により、原子炉内の情報（放出源情報等）を集約する東京電力の緊急時対応情報表示システム（SPDS）から、放出源情報をSPEEDIに伝送するシステムである緊急時対策支援システム（ERSS）へのデータ伝送ができなくなったが（中間報告Ⅴ２（１）参照）、これは、SPDSからERSSにデータを伝送する際の中継機器の一つであるメディアコンバータ（MC）が、非常用発電機が備え付けられていない福島第一原発研修棟に設置されていた上[11]、停電時に一時的に電源を供給するための

10　なお、文部科学省は、同月24日、外務省を介して米国に対し、前記資料が掲載されたDOEホームページのURLを文部科学省のホームページに掲載することの可否について照会した上、同月30日、同URLを同省のホームページに掲載した。

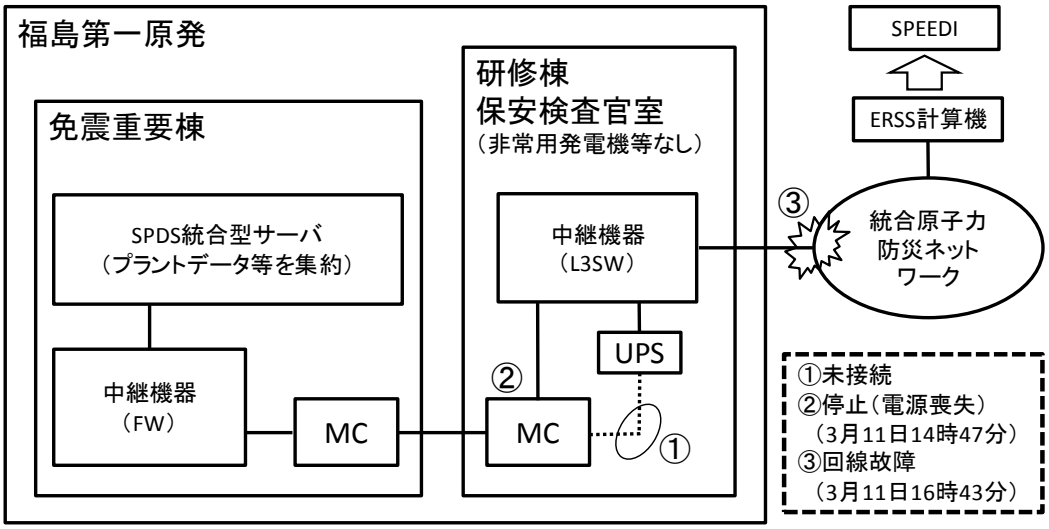
11　福島第一原発研修棟保安検査官室に設置されたMCは、通常、1号機で発電した電気を受電しているほか（1号機非常用ディーゼル発電機で発電した電気は受電できない）、1号機が停止している場合には、バックアップ電源である大熊線1号線（以下「大熊線1L」という。）又は東北電力株式会社東電原子力線（以下「東電原子力線」という。）から受電することとなっていたが、今回の地震により、1号機がスクラムして同号機からの送電が停止したほか、バックアップ電源である大熊線1L及び東電原子力線も使用不可能となった。なお、免震重要棟に設置された別のMCは、同棟専用の非常用ガスタービン発電機による電源供給が可能であったことなどから、電源喪失に至らなかった。

MCが福島第一原発研修棟内に設置された経緯は以下のとおりである。従来、東京電力の各発電所のSPDSデータは本店を経由してERSSへ伝送されていたが、平成19年7月に発生した新潟県中越沖地震の際の東京電力柏崎刈羽原子力発電所での火災事故を受け、東京電力は、本店の設備が故障した場合に全発電所からのSPDSデータがERSSに伝送できなくなる事態を避けるため、ERSS計算機にデータを伝送する国の回線（統合原子力防災ネットワーク）に、SPDSデータを各発電所から直接伝送するシステムに変更した。福島第一原発においても、SPDSデータを前記回線に直接伝送するシ

無停電電源装置（UPS）にも接続されていなかったことから[12]、外部電源喪失に伴って停止したためと考えられる（図Ⅳ-1①及び②参照）。

ただし、後者の UPS は、一時的に電源を供給するための装置にすぎず、その設計上、UPS に内蔵されたバッテリーは最短で約 2 時間後には枯渇するので、仮に MC と UPS が接続されていたとしても、研修棟に非常用発電機が備え付けられていなかった以上、いずれは ERSS へのデータ伝送はできなくなったと考えられる。また、中間報告Ｖ２（１）のとおり、3 月 11 日 16 時 43 分、福島第一原発からオフサイトセンターを経由して ERSS 計算機にデータを伝送する国の回線（統合原子力防災ネットワーク）が使用できなくなったため（図Ⅳ-1③参照）、研修棟に非常用発電機が備え付けられていたとしても、ERSS へのデータ伝送はできなくなったと考えられる。

図Ⅳ-1 SPDS データの ERSS 回線への伝送状況



ステムに変更したが、MC は、外部電源が喪失した場合であっても、無停電電源装置（UPS）に接続されていれば、UPS からの給電により一時的に稼働できることから、東京電力は、保安院及び独立行政法人原子力安全基盤機構（JNES）とも協議の上、前記回線が引き込まれている福島第一原発研修棟保安検査官室内に MC を設置することとした。

[12] MC と UPS が接続されていなかった経緯は、以下のとおりである。平成 22 年 11 月、東京電力が福島第一原発研修棟保安検査官室に MC を設置するに当たり、同室内の MC の設置場所等を誤ったことから、設置工事当日、MC と UPS を接続する電源ケーブルに不足が生じ、東京電力は、MC と UPS を接続することができなかった。さらに、同社は、その後も 3 月 11 日の地震当日まで追加工事を行わず、MC と UPS を接続しないまま放置した。また、JNES は、前記設置工事直後からこうした状況を把握していたが、追加工事が実施されたかについて確認等を行わなかった。

（2）3月15日以前のSPEEDIの活用・公表の状況

中間報告Ｖ２（２）のとおり。

（3）SPEEDI計算結果と福島第一原発事故に関する避難措置との関係

中間報告Ｖ２（２）aのとおり、SPEEDIを管理する原子力安全技術センターは、文部科学省の指示に基づき、3月11日の事故発生以降、福島第一原発から1Bq/hの放射性物質の放出（単位量放出）があったと仮定した場合の、1時間ごとの放射性物質の拡散予測を行う計算（定時計算）を行い、計算結果を関係機関に送付した。この計算結果は、放射性物質の拡散方向や相対的分布量を予測するものであることから、避難の方向等を判断するためには有用なものであったが、これを受け取った各機関のいずれも、具体的な避難措置の検討には活用せず、また、それを公表するという発想もなかった。

本項においては、福島第一原発における事故に関して政府が3月11日から同月15日にかけて行った避難等の指示と、単位量放出を仮定したSPEEDI定時計算結果[13]との関係を示すこととする。

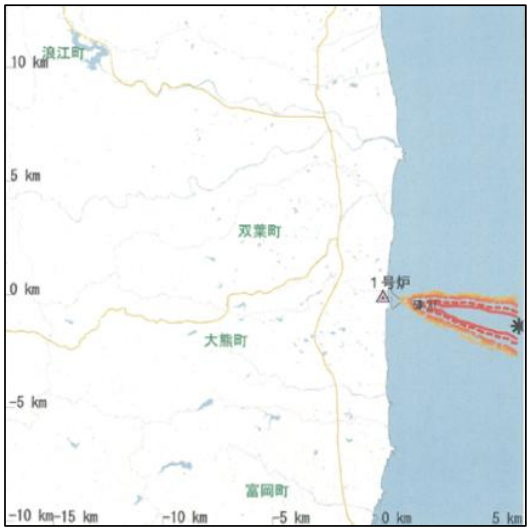
13　文部科学省ホームページに掲載されている単位量放出を仮定した定時計算の配信図形には、風速場（地上高）、大気中濃度（ヨウ素）及び空気吸収線量率に関するものがあるが、本項においては、大気中濃度（ヨウ素）に関する配信図形を用いた。また、前記ホームページにおいては、1時間ごとの計算結果が掲載されているが、本項においては、拡散傾向に大きな変動がない限り、原則として2時間ごとの配信図形を掲載することとした。

a　半径 3km 圏外への避難指示（3 月 11 日 21 時 23 分）と SPEEDI との関係

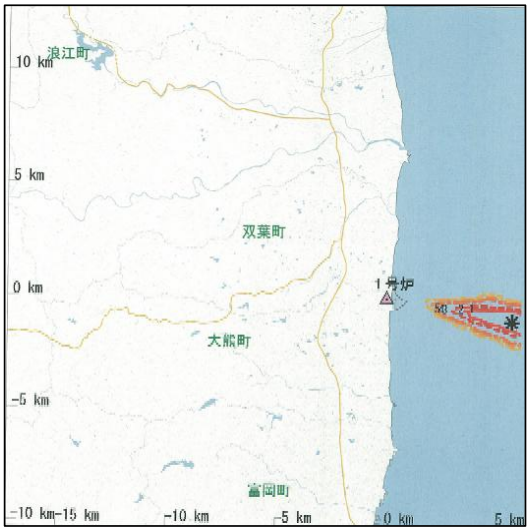
3 月 11 日 21 時 23 分、政府は、福島第一原発から半径 3km 圏内の居住者等に対する避難指示及び 3～10km 圏内の居住者等に対する屋内退避指示を行った。同日 21 時以降の単位量放出を仮定した SPEEDI 定時計算結果（図Ⅳ-2 参照）によると、同日 21 時以降、避難範囲が福島第一原発から 10km 圏内に拡大された翌 12 日 5 時まで、福島第一原発から放出された放射性物質は、一貫して海側（東方向から南東方向）に向かって拡散すると予測されている。

図Ⅳ-2　3 月 11 日 21 時から翌 12 日 4 時までの定時計算結果（抜粋）

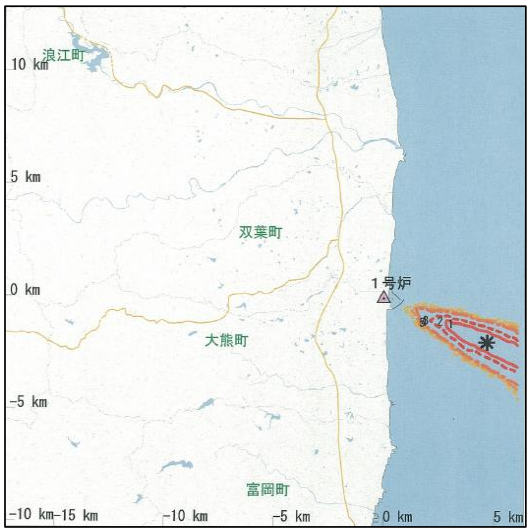
３月11日21時定時計算結果
（同日21～22時の拡散予測）



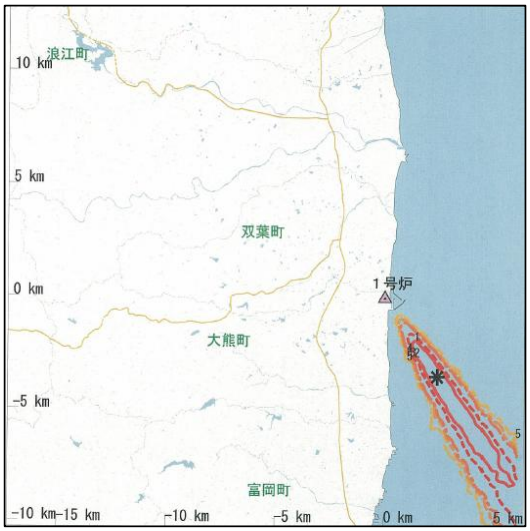
３月12日０時定時計算結果
（同日０～１時の拡散予測）



３月12日２時定時計算結果
（同日２～３時の拡散予測）



３月12日４時定時計算結果
（同日４～５時の拡散予測）

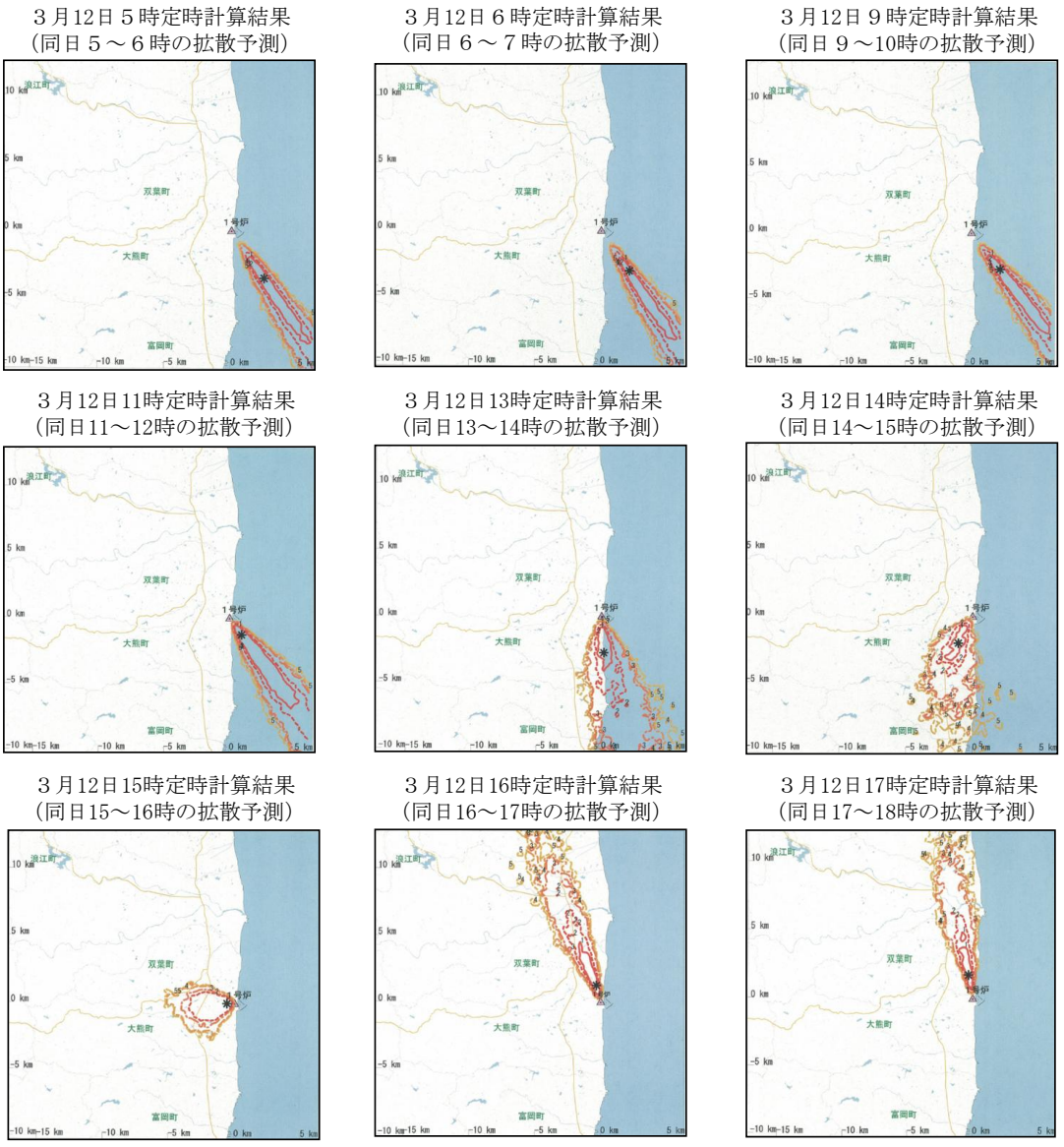


文部科学省HP掲載資料を基に作成

b　半径 10km 圏外への避難指示（3 月 12 日 5 時 44 分）と SPEEDI との関係

3 月 12 日 5 時 44 分、政府は、福島第一原発から半径 10km 圏内の居住者等に対する避難指示を行った。同日 5 時以降の単位量放出を仮定した SPEEDI 定時計算結果（図Ⅳ-3 参照）によると、福島第一原発から放出された放射性物質は、同日 5 時から 12 時まで、一貫して海側（南東方向）に拡散すると予測されている。その後、同日 13 時から 15 時までは南方向に、15 時から 16 時までは西方向に、16 時から 18 時までは北西方向から北方向にそれぞれ拡散すると予測されている。

図Ⅳ-3　3 月 12 日 5 時から 17 時までの定時計算結果（抜粋）

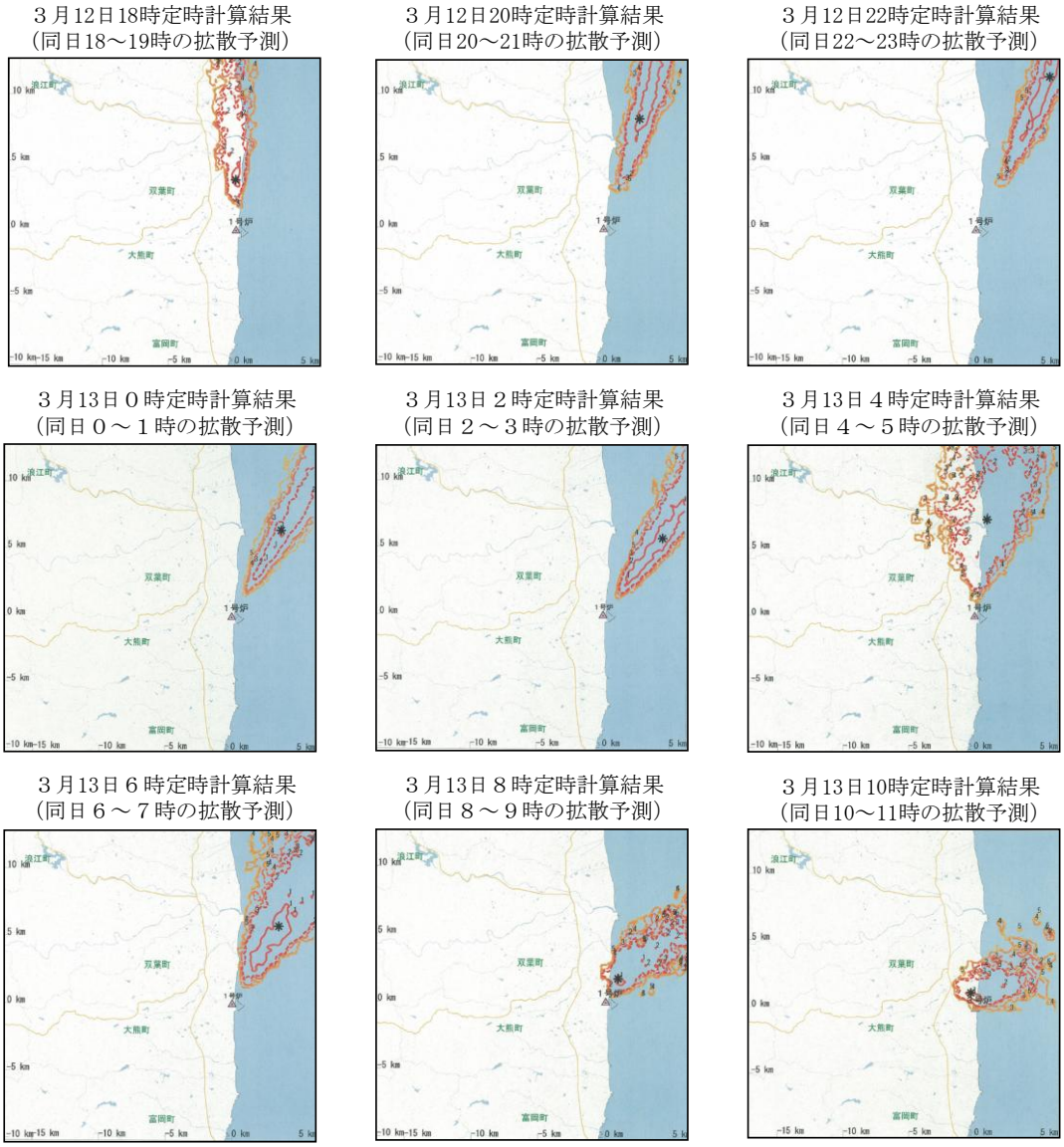


文部科学省HP掲載資料を基に作成

c　半径 20km 圏外への避難指示（3 月 12 日 18 時 25 分）と SPEEDI との関係

3 月 12 日 18 時 25 分、政府は、福島第一原発から半径 20km 圏内の居住者等に対する避難指示を行った。同日 18 時以降の単位量放出を仮定した SPEEDI 定時計算結果（図Ⅳ-4 参照）によると、福島第一原発から放出された放射性物質は、同日 18 時から 19 時まで、北方向に拡散すると予測されているが、同日 20 時から翌 13 日 10 時までは、13 日 4 時から 5 時まで（北方向）を除いて、一貫して海側（北東方向）に拡散すると予測されている。

図Ⅳ-4　3 月 12 日 18 時から翌 13 日 10 時までの定時計算結果（抜粋）



文部科学省HP掲載資料を基に作成

d　半径 20～30km 圏内の屋内退避指示（3 月 15 日 11 時）と SPEEDI との関係

3 月 15 日 11 時、政府は、福島第一原発から半径 20～30km 圏内の居住者等に対する屋内退避指示を行った。同日 11 時以降の単位量放出を仮定した SPEEDI 定時計算結果（図Ⅳ-5 参照）によると、福島第一原発から放出された放射性物質は、同日 11 時から 12 時までは南西方向に拡散するものの、同日 13 時から翌 16 日 2 時までは西方向から北西方向に拡散すると予測されている。さらに、16 日 3 時以降は、南方向から南東方向に拡散すると予測されている。

前記屋内退避指示に先立つ 3 月 15 日 9 時、福島第一原発正門付近において、1 万 1,930μSv/h という高い線量が測定された（図Ⅳ-6 参照）[14]。この線量が測定された時刻頃の単位量放出を仮定した SPEEDI 定時計算結果によると、福島第一原発から放出された放射性物質は、同日 9 時から 10 時まで、南西方向に拡散すると予測されている。また、同日 23 時台には、同じく福島第一原発正門付近において再び約 7,000～8,000μSv/h という高い線量が測定された。これらの線量が測定された同日 23 時以降の単位量放出を仮定した SPEEDI 定時計算結果（図Ⅳ-5 参照）によると、福島第一原発から放出された放射性物質は、同日 23 時から翌 16 日 2 時まで、北西方向に拡散すると予測されている[15]。

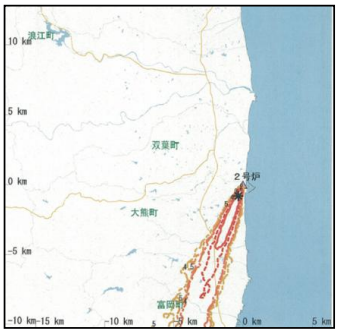
なお、この 3 月 15 日の指示は屋内退避であったが、南相馬市は、同日以降、希望者に対して市外への避難誘導を実施し、多くの住民は飯舘・川俣方面に避難した。また、浪江町は、同日朝方、既に、町長の判断で二本松市へ避難することを決めており、住民に伝達した上で避難を実施した（南相馬市及び浪江町における避難状況については、それぞれ中間報告Ⅴ３（３）ｆ及びｃ参照）。これらの自治体の住民のうち、同日夕刻（15 時頃）以降に避難を開始した者は、放射性物質が飛散した方向と避難経路が重なった可能性がある。

14　その前後の同日 8 時 31 分には 8,217μSv/h、10 時 15 分には 8,837μSv/h の線量がそれぞれ測定された。

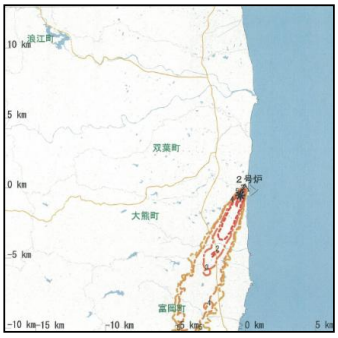
15　福島第一原発正門付近においては、3 月 16 日にも高い線量が測定されており、例えば、同日 12 時 30 分は 1 万 850μSv/h、12 時 40 分は 8,234μSv/h となっている。これらの線量が測定された同日 12 時以降の単位量放出を仮定した SPEEDI 定時計算結果によると、福島第一原発から放出された放射性物質は、同日 12 時から 14 時まで南西方向から南方向の陸域に拡散し、それ以降は海側（南東方向）に拡散すると予測されている。

図Ⅳ-5　3 月 15 日 9 時から翌 16 日 7 時までの定時計算結果（抜粋）

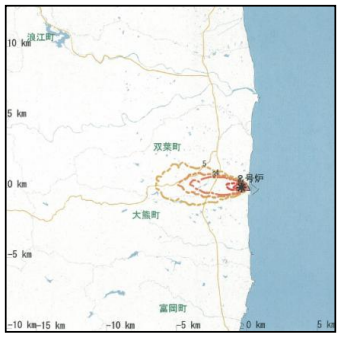
３月15日９時定時計算結果
（同日９～10時の拡散予測）



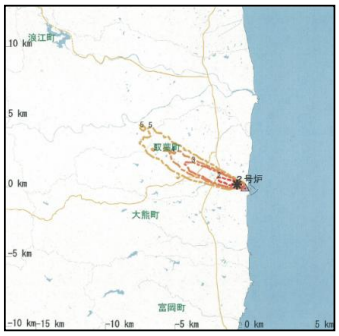
３月15日11時定時計算結果
（同日11～12時の拡散予測）



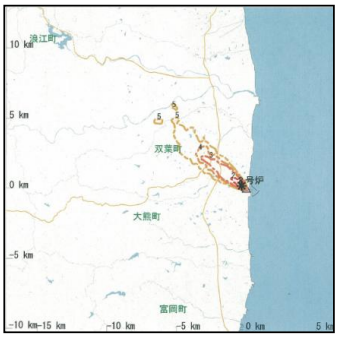
３月15日13時定時計算結果
（同日13～14時の拡散予測）



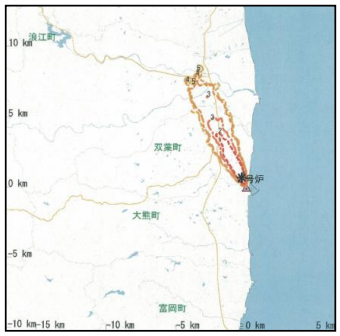
３月15日15時定時計算結果
（同日15～16時の拡散予測）



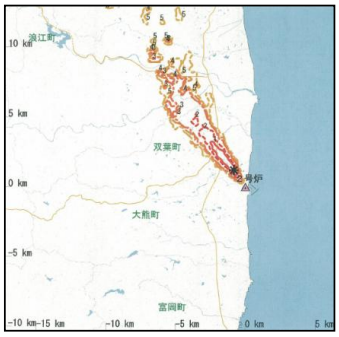
３月15日17時定時計算結果
（同日17～18時の拡散予測）



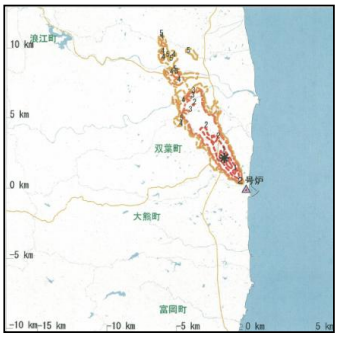
３月15日19時定時計算結果
（同日19～20時の拡散予測）



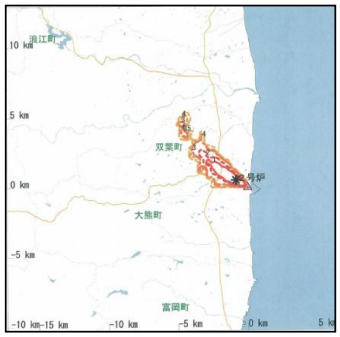
３月15日21時定時計算結果
（同日21～22時の拡散予測）



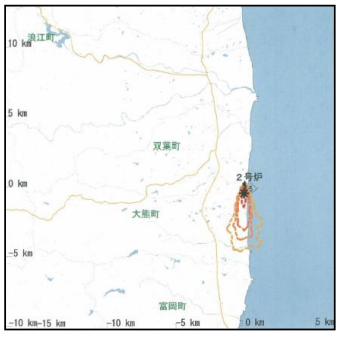
３月15日23時定時計算結果
（同日23時～翌16日０時の拡散予測）



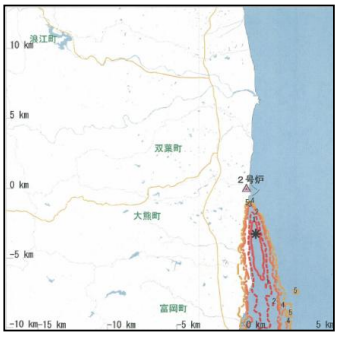
３月16日１時定時計算結果
（同日１～２時の拡散予測）



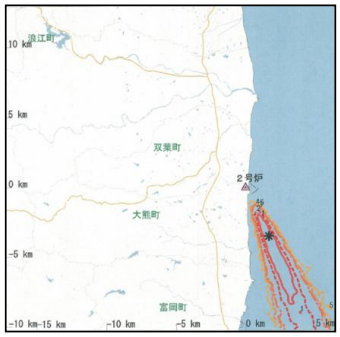
３月16日３時定時計算結果
（同日３～４時の拡散予測）



３月16日５時定時計算結果
（同日５～６時の拡散予測）

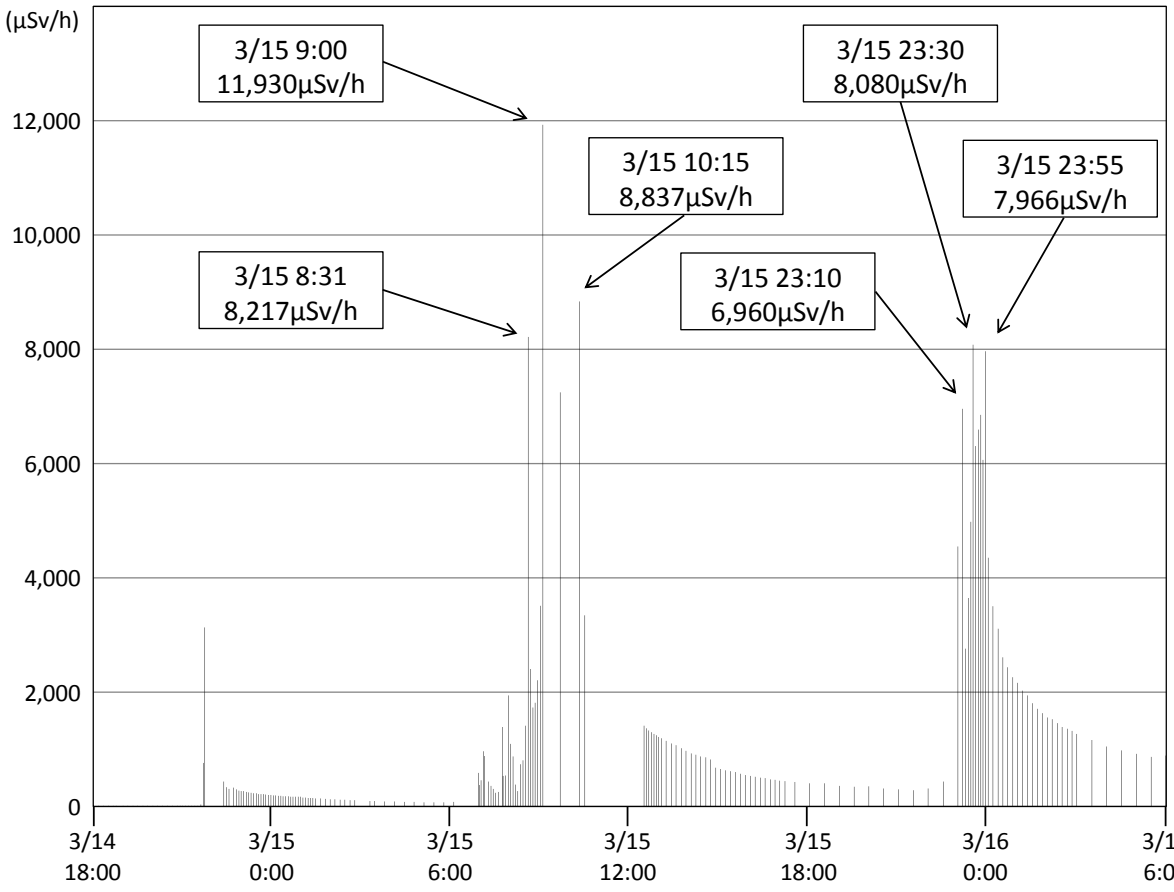


３月16日７時定時計算結果
（同日７～８時の拡散予測）



文部科学省HP掲載資料を基に作成

図Ⅳ-6 福島第一原発正門付近で測定された放射線量の推移



東京電力HP掲載資料を基に作成

（4）3月16日以降のSPEEDIの活用・公表

a 3月16日以降のSPEEDIの運用に関する政府内部での役割分担[16]

中間報告Ⅴ2（3）aのとおり、文部科学省においては、3月15日に行われた同省の記者会見で報道関係者からSPEEDI計算結果の公表を求められたことを受け、まず、同省政務三役に対して、全量一回放出（炉内に存在する全ての放射性物質（ヨウ素10^{18}Bq、希ガス10^{19}Bq）が一度に放出されること）等を仮定したSPEEDI及びより広範囲をカバーする世界版SPEEDI（WSPEEDI）の計算結果を用いて、SPEEDIに関する説明が行われた。当該計算結果は、全量一回放

16 3月16日以降のSPEEDIの運用に関する政府内部の役割分担の整理については、中間報告Ⅴ2（3）aで取り上げたが、その後の調査・検証によって明らかになった事実も踏まえ、改めて本項で記述するものである。

出という実際には生じていない仮定に基づいたシミュレーションによるものであったが、震災により大きな被害が生じている東北地方に高い放射性雲が流れるという結果となっており、その公表に当たっては、計算過程等を丁寧に説明することが不可欠なものであった[17]。ただし、この場において、その公表の要否について具体的な決定はなされなかった。

翌16日、文部科学省政務三役が出席した同省幹部会議[18]の席上、鈴木文科副大臣から、同日午前の官邸における各省庁のモニタリングの役割分担に関する枝野官房長官指示（前記１（２）a参照）によれば、同省はモニタリングデータの評価は行わないことになったのであるから、今後、SPEEDIはモニタリングデータの評価を行うこととなった安全委員会において運用・公表すべきであるとの説明がなされ、これに出席者が合意した。

なお、前記の枝野官房長官指示は、モニタリングデータの評価は安全委員会が行うとの内容であったが、この指示において、SPEEDIによる予測が「評価」に含まれるとは明示されておらず、また、そもそも、この指示がなされた席上、SPEEDIについて言及した者もいなかった（前記１（２）a参照）。

同日、文部科学省は、安全委員会に対し、SPEEDIの運用主体の変更に関する同省内の前記合意結果を口頭で伝えるとともに、EOCに詰めていた原子力安全技術センターのオペレーター2名全員を、安全委員会事務局に派遣した。

このことについて、安全委員会は、SPEEDIが安全委員会に移管されたとは理解しなかったが、以後は文部科学省に計算依頼を行わなくとも、SPEEDIを用いた計算を行うことができるようになったとの理解の下、前記オペレーターを受け入れるなどした上、同システムの運用を開始した。

17　中間報告Ｖ２（３）aでは、この説明の場において、出席者から「公表すると無用の混乱を招くおそれがある」との意見が出された旨記載した。これは、この説明の場に同席した者の供述に基づいて認定したものであるが、中間報告後の当委員会によるヒアリングにおいて、他の同席者から前記発言を否定する供述もあったことから、前記発言があったか否か不明であるため、削除することとした。

18　この会議については、中間報告Ｖ２（３）aにおいて、「文部科学省政務三役会議」と記したが、文部科学省は、同省政務三役が事実上出席した協議にすぎず、いわゆる文部科学省政務三役会議ではないと述べている。

b　SPEEDIによる放出源情報の逆推定及び計算結果の公表

（a）SPEEDIによる逆推定の開始経緯及び計算結果の公表

中間報告Ｖ２（３）ｂのとおり。

（b）SPEEDIによる放出源情報の逆推定及び小児甲状腺被ばく調査の実施

中間報告Ｖ２（３）ｂ及びＶ３（２）ａのとおり、安全委員会は、3月17日頃から、SPEEDIによる放出源情報の逆推定を試みており、同月23日、限られた数点のモニタリング結果を基に、SPEEDIによる小児甲状腺等価線量を試算した結果、福島第一原発から避難範囲を越えて北西方向及び南方向に高い線量の地域があることが推定された。安全委員会は、この結果を重大なものと受け止め、官邸に報告したが、小佐古敏荘内閣官房参与、酒井一夫独立行政法人放射線医学総合研究所放射線防護研究センター長らの専門家も加わり、菅直人内閣総理大臣（以下「菅総理」という。）の下で議論した結果、この線量は、24時間屋外に居続けた場合の評価であり、過大評価であることなどから、直ちに避難範囲を拡大せず、まず、小児甲状腺被ばく調査を行い実測値で確認することとされた。

そこで、安全委員会は、3月25日、原災本部に対し、屋内退避区域及びSPEEDIで甲状腺の等価線量が高いと評価された地域の1歳から15歳児を対象に甲状腺被ばく調査を行うよう依頼し、現地対策本部は、同月26日及び27日にいわき市、同月28日から30日まで川俣町、同月30日に飯舘村で、それぞれ甲状腺被ばく調査を実施した。調査の結果、安全委員会から示されたスクリーニングレベル（0.2μSv/h）[19]を超えた者はいなかった。

c　SPEEDI計算結果の公表[20]

中間報告Ｖ２（３）ｃのとおり、SPEEDIによる計算結果については、3月23日の公表以前から、その公表につき関心が高まっていた。

政府が保有するSPEEDI試算結果の公表については、3月下旬頃から検討が開

19　この値は、「原子力施設等の防災対策について」が安定ヨウ素剤服用の指標として提案している小児甲状腺等価線量100mSvに相当する。

20　SPEEDI計算結果の公表については、中間報告Ｖ２（３）ｃで取り上げたが、その後の調査・検証によって明らかになった事実も踏まえ、改めて本項で記述するものである。

始され、文部科学省、保安院及び安全委員会は、福山官房副長官、伊藤危機管理監らと、SPEEDI 試算結果の公表及び行政機関の保有する情報の公開に関する法律に基づき SPEEDI 試算結果について情報公開請求があった場合の対処方針につき協議した。

その協議の過程において、4 月中旬頃までに、①放射性物質の単位量放出（1Bq/h）を仮定した定時計算の結果については公開、②モニタリング結果を用いて放出源情報を逆推定し、その推定値を基に SPEEDI により積算線量等の値を計算した結果については、安全委員会が公表し得る程度に精度の高い計算結果が得られたと判断した時点で公表、③文部科学省、保安院、安全委員会等が様々な仮定を置いて行った計算については、実際の数値に基づくものではなく、混乱を招くおそれがあるので非公開とする、といった方針が固まりつつあったが、②を除いて（中間報告Ⅴ２（３）ｂ参照）、4 月下旬まで、SPEEDI 試算結果は公表されないままであった。

他方、4 月 5 日、枝野官房長官の指示により、気象庁が実施した総量 1Bq の放射性物質の放出を仮定した拡散予測結果[21]が公表されたことや、4 月下旬に、一部報道機関が、政府は SPEEDI による計算結果を公表していないと報じたことなどを受け、文部科学省、保安院及び安全委員会は、再度検討を行い、4 月 25 日、枝野官房長官に対し、SPEEDI 試算結果の一部を公表する前記①から③の方針について了解を求めたが、枝野官房長官は、その方針を更に進めて、全ての SPEEDI 試算結果を公表するよう指示した。

これを受け、細野補佐官は、同日行われた政府・東京電力合同記者会見（以下「統合本部合同記者会見」という。）において、SPEEDI 試算結果の公表を発表し、以後、文部科学省、保安院及び安全委員会は、5 月 3 日までに、それぞれのホームページにおいて、各機関が行った SPEEDI 試算結果を公表した。

3　住民の避難

（1）事故初期における避難措置の決定、指示・伝達及び実施[22]

21　気象庁は、3 月 11 日の事故発生以降、国際原子力機関（IAEA）からの要請に基づき、総量 1Bq のヨウ素 131 の放出を仮定して、放出後 3 日間の拡散予測を行い、予測結果を IAEA に提出していた。

22　事故初期における避難措置の決定、指示・伝達及び実施については、中間報告Ⅴ３（１）で取り上

a　福島第一原発事故に関する避難措置

福島第一原発における全交流電源喪失及び非常用炉心冷却装置注水不能といった事態を受け、3月11日19時3分、菅総理は、原子力緊急事態宣言を発し、原災本部を官邸に設置した（前記Ⅲ２（１）参照）。

福島県災害対策本部（以下「県災対本部」という。）は、福島第一原発における原子力緊急事態宣言を受け、通常の原子力防災訓練で行うこととなっている原発から半径2km圏内に避難指示を発出することを検討し、同日20時50分、佐藤雄平福島県知事は、大熊町及び双葉町に対し、福島第一原発から半径2km圏内の居住者等に対する避難指示を要請した。

この要請は、法令に基づくものではなく、あくまでも事実上の措置として行われたものであったが、この要請を受け、大熊町及び双葉町は、防災行政無線、広報車等を用いて対象区域の住民に対して避難を指示するとともに、消防団による戸別訪問を実施してその周知を図った。

一方、原子力緊急事態宣言に係る枝野官房長官の記者会見終了後、班目春樹原子力安全委員会委員長（以下「班目委員長」という。）、平岡英治原子力安全・保安院次長（以下「平岡保安院次長」という。）及び東京電力幹部が官邸地下の官邸危機管理センター内にある中2階の小部屋（以下「官邸地下中2階」という。）に集められ、菅総理、海江田万里経済産業大臣（以下「海江田経産大臣」という。）、福山官房副長官、細野補佐官らから、原子炉の状況や避難範囲等についての意見等を求められた[23]。

その場において、最悪の場合には炉心損傷もあり得ること、それを避けるためにはベントを行う必要があること、避難範囲については、安全委員会が定めた「原子力施設等の防災対策について」において、防災対策を重点的に充実すべき地域の範囲（EPZ）が半径10kmとなっているところ、国際原子力機関（IAEA）文書で示された予防的措置範囲（PAZ）は半径3kmとなっており、ベントを実施

げたが、そのうちａ、ｂについては、その後の調査・検証によって明らかになった事実を踏まえ、改めて本項で記述するものである。

23　政府の原子力災害対策マニュアル上、現地対策本部等で組織される原子力災害合同対策協議会で避難指示案を検討することが困難な場合には、商業用原子炉の場合、経済産業省において避難指示案を検討し、経済産業大臣が、内閣危機管理監、保安院次長及び防災担当大臣立会いの下に、当該避難指示案を原災本部長に提示し、原災本部長が避難を指示することとされているが、今回の事故では、そのような手順によらずに避難指示の判断がなされた。

することを前提としても半径 3km を避難範囲とすれば十分であること、最初から避難範囲を広く取ると渋滞が発生し、取り急ぎ避難すべき半径 3km 圏内の住民が避難できなくなるなどの意見が述べられた。また、平岡保安院次長は、通常の避難訓練においてもベントを行うような事態を想定しているが、避難範囲は半径 3km で行われていることを説明した。これらの意見・説明を踏まえ、福島第一原発から半径 3km 圏外への避難及び 3～10km 圏内における屋内退避の指示が決定された。

官邸地下中 2 階での協議結果を受け、原災本部は、同日 21 時 23 分、福島県知事及び関係自治体に対し、福島第一原発から半径 3km 圏内の居住者等に対して避難のための立ち退きを行うこと及び福島第一原発から半径 10km 圏内の居住者等に対して屋内退避することを指示し、同日 21 時 52 分、枝野官房長官は、同指示内容について記者会見を行った。

その後、1 号機における原子炉格納容器圧力の異常上昇、1 号機及び 2 号機におけるベントが実施できていないことが判明したため、12 日 5 時半頃、官邸地下中 2 階において、平岡保安院次長、班目委員長らが同席する中、菅総理、枝野官房長官以下関係閣僚らにより、避難範囲に関する再検討が行われ、その場において、管理された状況下でベントを実施するのであれば避難範囲を拡大する必要はないが、いまだベントが実施できていないこと、その場合でも EPZ の半径 10km に避難範囲を拡大すれば相当な事態にも対応できるとの意見が出されたことを踏まえ、避難範囲を半径 10km に拡大することが決められた。そして、原災本部は、同日 5 時 44 分、福島県知事及び関係自治体に対し、福島第一原発から半径 10km 圏内の居住者等に対して避難のための立ち退きを行うことを指示し、同日 9 時 35 分、枝野官房長官は、同指示内容について記者会見で発表した。他方、菅総理は、この拡大の方針が決められた後の同日 6 時 15 分頃、ヘリコプターで福島第一原発に向けて出発した。

同月 12 日は、引き続き 1 号機のベントが試みられていたところ、同日 15 時 36 分、1 号機の原子炉建屋で爆発が発生した。当時、1 号機の原子炉を冷却するための淡水が枯渇していたにもかかわらず、1 号機への海水注入が行われていなかったことから、同日 17 時 55 分、海江田経産大臣は、東京電力に対し、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 64 条第 3 項に基づく措置命

令として1号機への海水注入を命じ、その後、海江田経産大臣、細野補佐官、班目委員長、平岡保安院次長、武黒一郎東京電力フェローらは、官邸5階の総理執務室において、菅総理にその旨報告した。

これに対し、菅総理は、炉内に海水を注入した場合の再臨界の可能性を問うたが、その場に同席した班目委員長は、再臨界の可能性を否定せず[24,25]、菅総理は、これを海水注入による再臨界の可能性があるとの発言と受けとめた。その後、関係閣僚らは、海水注入の是非を再検討したが[26]、その際、避難範囲の拡大についても検討し、前記のとおり、15時36分に1号機原子炉建屋が爆発していること、この爆発がいかなる爆発であったのかがまだ明らかではないことなどから、避難指示の範囲を半径20kmに拡大することを決めた[27]。そこで、原災本部は、同日18時25分、福島県知事及び関係自治体に対し、福島第一原発から半径20km圏内の居住者等に対して避難のための立ち退きを行うことを指示した。

同日20時32分、菅総理は、国民へのメッセージを発表し、その中で、避難範囲の拡大について説明するとともに、枝野官房長官も、同日20時50分、1号機原子炉建屋の爆発の事実を告げた上で、中の原子炉格納容器が爆発したものではなく、放射性物質が大量に漏れ出すものではない旨の説明及び避難範囲を拡大したことに関する説明を行った。

その後も、3月14日11時1分の3号機原子炉建屋の爆発、翌15日6時頃の4号機方向からの衝撃音の発生、同日8時11分頃における4号機原子炉建屋5階屋根付近の損傷確認、同日9時38分の同原子炉建屋3階北西付近での火災発生といった事態が連続的に発生したため、同日午前、枝野官房長官ら関係閣僚らは、官邸5階において避難範囲の拡大について検討した。この中で、避難指示の範囲を福島第一原発から半径30kmに拡大することも議論されたが、半径30kmに拡大すると、新たに約15万人が避難対象者となり、避難に数日を要すること、

---

24 中間報告Ⅳ4（1）cでは、班目委員長の供述等に基づき、班目委員長は、「再臨界の可能性については、それほど考慮に入れる必要がない」旨答えたと記載していたが、その後、班目委員長以外のその場に同席した者に対するヒアリングを実施したところ、その同席者らは、一致して、「班目委員長が再臨界の可能性を否定しなかった」旨供述したことから、このように認定した。

25 平岡保安院次長を始めとする同席者も、班目委員長の発言に対し、何らの意見も述べなかった。

26 その経緯は、中間報告Ⅳ4（1）cのとおり。

27 この検討に加わった者の中には、「再臨界の可能性が否定できないことから、避難範囲の拡大が検討されることとなった」旨述べる者もいる。

避難中に大量の放射性物質の放出が起こった場合、避難中の者が被ばくのリスクを負うことなどが考慮され、いつ放射性物質の大量放出という事態が発生するか分からない緊迫した状況下では、屋内退避の方が有効であるとの結論に達し、原災本部は、同日 11 時、福島県知事及び関係自治体に対し、福島第一原発から半径20km以上30km圏内の居住者等に対して屋内への退避を行うことを指示[28]し、その直後、総理大臣会見及び官房長官会見において、その内容が発表された。

b　福島第二原発事故に関する避難措置

東京電力福島第二原子力発電所（以下「福島第二原発」という。）からは、3月 11 日 18 時 33 分、1 号機、2 号機及び 4 号機で原子炉除熱機能が喪失したとして、その旨の原子力災害対策特別措置法（以下「原災法」という。）第 10 条第 1 項に基づく通報がなされるなどした。さらに、翌 12 日 5 時 22 分に 1 号機において、同日 5 時 32 分に 2 号機において、同日 6 時 7 分に 4 号機において、圧力抑制機能が喪失する事態が発生し、その旨の原災法第 15 条第 1 項の特定事象の発生による報告がなされた。

これを受け、経済産業省は、原子力緊急事態が発生したものと判断し、福島第一原発にいた菅総理に対して報告を行い、その了承を得た上で、同日 7 時 45 分、福島第二原発に関する原子力緊急事態宣言を発出するとともに、原災本部を設置した。この原災本部は、前日に設置済みの福島第一原発に係る原災本部に統合される形で設置された。

原子力緊急事態宣言の発出と同時に、経済産業省は、内閣総理大臣名で福島第二原発から半径 3km 圏内の居住者等に対して避難のための立ち退きを行うこと及び福島第二原発から半径 10km 圏内に対して屋内退避することを指示した。

同日 15 時 36 分の福島第一原発 1 号機における爆発を受け、官邸では、事態の把握と対処方法について、関係閣僚等による検討が行われ、その段階では、福島第二原発の各号機（1、2 及び 4 号機）[29]のパラメータがそれ以前に比して特段異

28　この前日、班目委員長、久木田豊原子力安全委員会委員長代理及び独立行政法人日本原子力研究開発機構（JAEA）職員は、官邸において、菅総理、枝野官房長官らに対し、既に避難指示が出ている福島第一原発から半径 20km を超える範囲に対しては、避難区域を拡大するのではなく、30km までの屋内退避とすべきである旨の進言をしている。

29　3 号機は、12 日 12 時 15 分頃、冷温停止した。

常な数値に上昇したといった事情が見られたわけではなかったものの、前記爆発による福島第二原発近傍への影響及び福島第二原発について同様の事象が発生する可能性が考慮され、万が一の事態に備え避難範囲を拡大することが決められ、原災本部は、同日 17 時 39 分、福島県知事及び関係自治体に対し、福島第二原発から半径 10km 圏内の居住者等に対して避難のための立ち退きを行うことを指示した。

なお、4 月 21 日、原災本部は、福島第二原発において今後重大な事故が発生する蓋然性は相当程度低下していること、万が一重大な事故が発生した場合にも、事象の進展は緩慢であり、周辺への影響も限定的であることから、福島第二原発に関する避難範囲を半径 8km 圏内に縮小する指示を発出した[30]。

c　避難指示の伝達状況

中間報告Ｖ３（１）ｃのとおり。

d　避難用バスの調整状況

中間報告Ｖ３（１）ｄのとおり。

（２）福島第一原発から半径 20km 圏内の病院等における避難状況

a　病院からの避難実施概況

（ａ）双葉厚生病院（双葉町所在）

3 月 12 日夕方頃から翌 13 日夕方頃までの間、陸上自衛隊第１ヘリコプター団及び第 12 ヘリコプター隊が、双葉小学校及び双葉高等学校グラウンドから患者の搬送活動を実施した。双葉高等学校グラウンドまでの搬送は、福島県警察管区機動隊によっても行われた。

（ｂ）双葉病院（大熊町所在）

後記ｂのとおり。

30　この指示により、福島第二原発についての避難区域は、全て福島第一原発についての避難区域に含まれることとなった。

（ｃ）県立大野病院（大熊町所在）

双葉厚生病院との合併を控え入院患者数を減らしていたことなどから、3 月 12 日中に独自に避難を終えた。

（ｄ）今村病院（富岡町所在）

3 月 15 日 13 時 20 分頃から翌 16 日 3 時 35 分頃までの間、6 回にわたり、陸上自衛隊第 12 ヘリコプター隊が患者 49 名を富岡第一中学校グラウンドから郡山高等学校グラウンドまで搬送した。福島県警察双葉警察署（以下「双葉署」という。）が前記搬送作業を支援した。

（ｅ）浪江西病院（浪江町所在）

3 月 12 日、双葉地方広域市長村圏組合消防本部が患者の搬送活動を行ったほか、同月 14 日から 15 日にかけて、福島県警察機動隊、同管区機動隊及び双葉署が、大型輸送車で、患者 23 名を福島県立医科大学附属病院へ搬送した。

（ｆ）南相馬市立小高病院（南相馬市所在）

3 月 13 日、福島県警察管区機動隊が、大型輸送車で、患者 103 名を南相馬市立総合病院まで搬送した。また、同日、相馬地方広域市長村圏組合消防本部が、患者 20 名を転院場所へ搬送した。

（ｇ）小高赤坂病院（南相馬市所在）

3 月 14 日から翌 15 日にかけて、福島県警察機動隊、同管区機動隊、福島県警察南相馬警察署及び派遣部隊が、大型輸送車で、患者 66 名をいわき光洋高等学校（以下「いわき光洋高校」という。）まで搬送した。

ｂ　双葉病院等における避難状況

（ａ）3 月 12 日から 14 日の救出まで

3 月 12 日早朝の福島第一原発から半径 10km 圏内の住民等に対する避難指示（前記（１） a 参照）を受け、大熊町所在の双葉病院においても、同日 12 時頃、避難用に手配された大型バス 5 台等に、自力歩行可能な患者等 209 名と、

鈴木市郎双葉病院院長（以下「鈴木院長」という。）を除く全ての病院スタッフが乗り込み、同日 14 時頃、避難を開始したが、この時点で、双葉病院の患者約130名及び鈴木院長並びに同じく大熊町所在の双葉病院系列の介護老人保健施設ドーヴィル双葉（以下「ドーヴィル双葉」という。）の入所者 98 名及び同施設職員 2 名が残留した[31]。しかしながら、大熊町は、前記バス 5 台を双葉病院に向けて手配したことから、双葉病院における避難は完了したものと考え、その後、避難状況を確認するなどの特段の措置を取らなかった。

他方、同日 15 時頃、陸上自衛隊第 12 旅団輸送支援隊は、避難区域内の残留者を避難させるため、オフサイトセンターに向け郡山駐屯地を出発した。しかしながら、同輸送支援隊は、オフサイトセンターを発見できず、かつ、福島第一原発 1 号機で水素爆発があったことをラジオで知り、郡山に戻った[32]。そのため、双葉病院の患者らの救出は、翌日以降となった。

県災対本部は、3 月 13 日午前、オフサイトセンターから、「双葉病院等に患者が残留している。県災対本部で対応してほしい。」との依頼を受け、同日 13 時頃、県災対本部に派遣されていた陸上自衛隊リエゾン（以下「陸自リエゾン」という。）に対し、その救助・搬送要請を行った[33]。当該要請を受け、第 12 旅団輸送支援隊は、14 日零時頃、大型バス 3 台及びマイクロバス 6 台の編制で郡山駐屯地を出発[34]し、同日 4 時頃、ドーヴィル双葉及び双葉病院に到着した。要請から出発まで約半日を要したのは、第 12 旅団司令部と陸上自衛隊東北方面総監部との調整のためであった[35]。このオフサイトセンターからの依頼を受

31　残された双葉病院患者の多くは、認知症で寝たきりの状態であり、また、末期がんを合併する患者もいた。なお、その後、双葉病院の残留患者約 130 名中 4 名が同病院内で死亡（3 月 13 日に 2 名の、14 日に 2 名の死亡が確認された。）し、1 名は院外に出て行方不明となった。

32　原発周辺は携帯電話がほぼつながらない状態であり、また、自衛隊無線は、当時、中継所が設置されていなかったことから通信領域が限定的で、第 12 旅団輸送支援隊は、同司令部と連絡をとる手段を有していなかった。

33　他方、双葉署は、管内に残留している住民の把握・避難誘導活動を行っており、3 月 13 日夕方頃、双葉病院に鈴木院長及び患者が残留していることを把握し、双葉警察署長らが双葉病院に向かうとともに、福島県警察本部災害警備本部に対して、多数の寝たきり患者が双葉病院に残留している旨の情報等を伝えた。同警備本部は、県災対本部に派遣した福島県警察本部の警察官に同情報を伝え、同警察官は、県災対本部職員に同情報を伝えて救助・搬送の調整を求めたが、この情報は、県災対本部で共有されなかった。

34　この時、第 12 旅団司令部には、残留患者の多数が寝たきり状態であるとの情報は入っておらず、大型バスによる搬送に耐え得ると判断した。

35　第 12 旅団司令部は、遅れの理由等につき、「双葉病院等からの救助に当たり、東北方面総監部と連

け、県災対本部は、同月 13 日 21 時 40 分頃までに、福島第一原発から半径 20km 圏内の病院等と残留者のリストを作成し、県災対本部救援班は、このリストを基にスクリーニング場所[36]や避難所の調整を開始した[37]。

スクリーニング場所は、リスト内の病院が相双地区に所在することから、相双地区を所管する相双保健所と決められた。避難所については、県内の病院に対して受入れ要請したものの、受入れ可能の回答はどこからも得られず、また、双葉病院の患者の多くが寝たきりであるとの情報が県災対本部において共有されず、県災対本部は、双葉病院は精神科の病院であるから、体力的に問題のある患者は少ないだろうと判断し、受入れ要請に応じたいわき光洋高校を避難所として選定し、同高校に対してその旨連絡した[38]。

（b）3 月 14 日の救出状況

3 月 14 日 4 時頃に双葉病院等に到着した第 12 旅団輸送支援隊は、双葉病院に駐在していた双葉署長ら警察官とともに、鈴木院長等の指示の下、同日 10 時 30 分頃までに、ドーヴィル双葉に残留していた全入所者 98 名及び双葉病院に残留していた患者のうち 34 名を車両に乗せ、相双保健所に向けて搬送を開始した[39]。

携して実施することを考えたが、結局連絡が取れず、第 12 旅団輸送支援隊のみで対応することを決めた」旨説明している。

36 この時点では、既に避難先となっていた施設等から、県災対本部に対し、避難者のスクリーニング・除染を受入れの条件とする旨の連絡が入っていたため、スクリーニングを前置せざるを得ない状況であった。なお、スクリーニングの意義については、後記４（５）a 参照。

37 福島県地域防災計画上、「被災住民の避難（避難時の食料等の供与及び医療の提供等を除く。）」に関することは、住民避難・安全班が対応することになっているが、「避難所等の開設、運営」及び「災害時要援護者対策」に関することは救援班が対応することになっている。そのため、住民避難・安全班は、入院患者等の災害時要援護者の避難は救援班の事務であると認識しており、他方、救援班は、この時まで、入院患者等の災害時要援護者の避難が自らの所掌であるとは認識していなかった。

38 陸自リエゾンは、救助を行う必要のある病院と患者が多数に及ぶ一方、自衛隊が保有する搬送車両に限りがあることから、自衛隊による搬送は病院からスクリーニング場所までとし、その間をピストン輸送する方が効率的であると考え、スクリーニング場所までの搬送を自衛隊が行うので、スクリーニング場所から避難所までの搬送は県災対本部で調整してもらいたい旨要求した。これに対し、県災対本部は、救援班に届いていた双葉病院患者の多くが寝たきりであるとの警察からの情報が県災対本部内で共有されていなかったことから、前記の乗換えを伴う患者の搬送は可能であると判断して、自衛隊の要求を了承し、スクリーニング場所から避難所までの搬送のため、住民避難・安全班が民間バスを借り上げるなどして対応した。

39 第 12 旅団輸送支援隊は地理に詳しくなかったため、双葉病院に駐在していた双葉署の警察車両が、

同日 12 時頃、同輸送支援隊は、相双保健所に到着し、患者らのスクリーニングが開始された[40]が、相双保健所長は、搬送された患者の容態を見て、スクリーニング会場に用意された民間バスへの乗換えは困難であると考え、同輸送支援隊に対し、搬送先であるいわき光洋高校まで自衛隊車両に乗せたまま搬送するよう要請した。

本来であれば、同輸送支援隊は、双葉病院とスクリーニング会場との間を患者を乗せてピストン輸送する予定であったが、前記要請を受け、いわき光洋高校までの搬送を了承し、第 12 旅団司令部にその旨連絡した上で、15 時頃、いわき光洋高校へ向けて出発した[41]。その際、道案内として、相双保健所の職員 1 名が同行した。

この頃、精神科病院を所管する福島県保健福祉部障がい福祉課は、県災対本部とは別に、双葉病院の患者らの避難先がいわき光洋高校となっているとの情報を得て、最終的な搬送先としての病院を探し出す必要があると判断し、福島県立医科大学附属病院、福島県立会津病院、竹田総合病院及び会津西病院から計 82 名の受入れの了承を得たが、その段階で双葉病院の患者を乗せたバスが既に避難先であるいわき光洋高校に向けて出発したという情報を得ていたため、82 名の受入先が調整できた旨をいわき光洋高校に連絡したのみで、県災対本部には連絡しなかった。

第 12 旅団輸送支援隊は、相双保健所からいわき光洋高校に向けた出発に先立ち、同日 11 時頃に福島第一原発 3 号機が水素爆発したとの情報を得ていたため、同輸送支援隊は、東北自動車道郡山 IC 経由でいわき市へ向かうルートを使うこととした。しかし、地震の道路への影響等から、高速道路においても速度を上げることができず、相双保健所を出発して約 5 時間後の同日 20 時頃、いわき光洋高校に到着した。

いわき光洋高校は、患者を受け入れること自体については、県災対本部から

相双保健所への先導を行った。また、搬送された双葉病院の患者 34 名中 4 名は、警察車両で搬送した。

40 スクリーニングを担当した相双保健所職員は、双葉病院から搬送された患者 34 名のうち、容態が悪く搬送に耐えられないと判断した 4 名の患者を、南相馬市内の病院に搬送した。

41 同輸送支援隊の車両は、無線を積載していなかったことや携帯電話が通じにくかったことから、相双保健所からの連絡後、いわき光洋高校に到着するまで、第 12 旅団司令部に対して連絡を取ることができず、また、第 12 旅団司令部から同輸送支援隊に対して連絡を取ることもできなかった。

連絡を受けて了承していたが、多くの患者が寝たきり状態であるとの情報を得ていなかったため、到着した患者の容態を見て、医師の付添いもなく医療設備もない体育館で受け入れることは困難と考え、受入れを拒否した[42]。しかし、その後、いわき開成病院[43]がいわき光洋高校に医師等を派遣することを約束し、これを受けて、いわき光洋高校が受入れを承諾したことから、3月14日21時35分頃から、患者をバスから降ろす作業が開始された。この時、双葉病院からの患者30名のうち8名の死亡が確認された。

（c）3月15日の救助前まで

他方、第12旅団司令部は、3月14日13時30分頃、相双保健所に到着した第12旅団輸送支援隊から、双葉病院等に残留した患者の大多数が寝たきり患者であること及び患者の乗降が困難であることからそのままいわき光洋高校へ向かうこととしたことの報告を受け、追加の救助部隊を救急車を中心に編制し、かつ、医官を同行させることとし、その場合、第12旅団のみで対応することが困難であることから、東北方面総監部に対して支援を要請した。

東北方面総監部は、前記要請を受け、東北方面隊の直轄部隊である東北方面衛生隊（医官、看護師等を含む。）等からなる統合任務部隊[44]の派遣を決め、統合任務部隊は、3月15日1時30分頃、救急車5台、大型バス2台及びマイクロバス1台の編制で、郡山駐屯地を経由して、双葉病院へ向かった。

一方、第12旅団司令部は、3月14日夕方頃、第12旅団衛生隊に対し、双葉病院の患者の救助を指示し、同衛生隊は、救急車4台の編制で双葉病院に向けて郡山駐屯地を出発した。しかしながら、第12旅団司令部は、3月14日20時頃から、報道等で「原発が危険な状態である」との情報を断続的に得たため、21時15分頃、第12旅団の全部隊に対し、「一時退避せよ」との指示を出した[45]。そのため、既に双葉病院に向けて出発していた第12旅団衛生隊は、郡山

42　いわき光洋高校からの要請を受け、福島県保健福祉部障がい福祉課は、当時県災対本部に派遣されていた災害派遣医療チーム（DMAT）の医師等に相談し、同医師等は、自らいわき光洋高校へ向かい、3月15日未明から患者のトリアージに当たった。

43　3月12日に双葉病院から避難した207名を、3月13日の時点で受け入れていた。

44　災害対応のために臨時に編制された東北方面総監を指揮官とする部隊である。

45　その後、安全が確認されたことから、3月15日零時頃、全部隊に対し、通常態勢に戻るよう指示した。

駐屯地に帰任した。その後、第12旅団司令部は、15日朝方、同衛生隊に対し、再度救助に向かうよう指示した。

他方、双葉病院に詰めていた双葉署副署長は、3月14日21時58分、川内村役場に設置された双葉署緊急対策室から、「原子炉が危険な状態であるから、現場から一時離脱せよ。」との無線指示[46]を受け、鈴木院長らを警察車両に乗せて川内村に位置する割山峠まで退避した。同日22時10分、福島県警察本部災害警備本部（以下「県警警備本部」という。）から、「現時点で緊急の危険性はないので、救助活動を継続せよ。」との指示があったため、双葉署副署長らは、双葉病院付近へ戻ったが、大熊町内の自衛隊車両がなくなり、辺りには資機材が散乱するなどしていたことから、大熊町内にとどまることは危険であると判断し、再度、割山峠へ退避した。再度の退避後、双葉署副署長は、県警警備本部に対して、「割山峠付近で待機し、双葉病院救助の自衛隊を待つ。」と連絡し、県警警備本部は、県災対本部に派遣されていた警察リエゾンに対して、同内容を連絡した。しかしながら、同情報は県災対本部内で共有されず、陸自リエゾンに伝わらなかった[47]ため、双葉署副署長、鈴木院長らは、双葉病院に向かった統合任務部隊及び第12旅団衛生隊のいずれとも合流することができなかった。

（d）3月15日の救出状況

前記（c）のとおり、3月15日1時30分頃に双葉病院に向かった統合任務部隊は、同日9時頃、双葉病院に到着し、患者の救助・搬送活動を行ったが、活動中、携帯していた線量計の警報が連続して鳴るようになった。統合任務部隊は、女性の看護師5名を同行させていたため、女性の線量限度（5mSv）から、それ以上活動を続行することは困難であると判断し、47名の救助を行ったところで救助を中断し、11時頃、その47名のみの搬送を開始した[48]。

---

46 消防からの情報に基づき、川内村役場に設置された双葉署緊急対策室独自の判断で指示した。

47 当委員会は、この原因について調査したが、解明には至らなかった。

48 15日午前に統合任務部隊が行った患者救出の際、オフサイトセンターの住民安全班の班員数名が立ち会い、統合任務部隊が一部患者を救出して出発するのを見送ったが、この班員は、次の救出部隊である第12旅団衛生隊が到着する直前（11時30分前頃）、患者を残したまま双葉病院を去り、当時、オフサイトセンターの福島県庁への移転が開始していたことから、そのまま福島県庁に向かった。

第12旅団衛生隊は、前記（ｃ）のとおり、15日朝方、再度救助に向かうようにとの指示を受け、救急車4台で双葉病院に向かい、同日11時30分頃から、病院内に残っていた患者のうち7名を救助した。その頃、同病院別棟に更に35名の患者が残留していたが、同衛生隊は、先着していた統合任務部隊と合流して情報交換しなかったため、残留者の存在に気付かないまま救出は終了したものと誤認し、12時15分頃、その7名のみの搬送を開始した[49]。同衛生隊は、搬送中、携帯電話が通じるエリアにおいて、第12旅団司令部に対して、「双葉病院の救助は終了した」旨の報告を入れ、第12旅団司令部は、その旨を県災対本部の陸自リエゾンに対して連絡した。

しかし、第12旅団衛生隊の部隊長は、郡山駐屯地へ帰任途中、隊員から、「スクリーニング場所で、統合任務部隊の医官から、双葉病院の別棟にまだ患者が残っているはずとの情報提供を受けた。」との報告を受け、態勢を整えた上で再度残留患者の救助に向かわなければならないと考え、第12旅団旅団長らにその旨を告げた。

第12旅団司令部は、その救助のため、同輸送支援隊の大型バス1台、マイクロバス2台及び同衛生隊等の救急車7台から成る混成部隊を編制し、21時15分頃、双葉病院に向けて出発し、3月16日零時35分頃、同病院別棟から残留患者35名の救助を開始した[50]。

（ｅ）3月17日の広報状況

3月17日朝頃、一部報道機関が、同月14日にいわき光洋高校に搬送された双葉病院の患者の状況について報道したことから、他の報道各社は、県災対本部に対して状況の説明を求め、同救援班は、17日16時頃、急きょこれまで救援班が収集した情報等に基づき、双葉病院からの救出状況等につき、「3月14日から16日にかけて救出したが、病院関係者は一人も残っていなかった」旨広報した。

49　統合任務部隊及び第12旅団衛生隊が搬送した合計54名の患者は、スクリーニング後、県災対本部が準備した民間バスで福島県立医科大学附属病院へ向かったが、受入れを拒否されたため、16日1時頃、伊達ふれあいセンターに搬送された。この時、2名の死亡が確認された。

50　スクリーニング後、県災対本部が調整した民間バス等で霞ヶ城公園及びあづま総合運動公園に搬送されたが、5名の死亡が確認された。

しかしながら、前記（b）及び（c）のとおり、鈴木院長は、同月 14 日午前中の救出の際は立ち会って搬送を指揮しており、また、同日 22 時以降も、自衛隊との合流のため割山峠付近で待機していたものであるから、前記広報内容は、そのような事実に反し、あたかも 14 日以降病院関係者が一切救出に立ち会わず、病院を放棄して立ち去っていたような印象を与える不正確又は不適切な内容と言わざるを得ないものであった。これは、前記事実が県災対本部内で共有されていなかったことなど、救援班が十分な状況の把握をしていなかったことによるものと考えられる[51]。

（3）長期的な避難措置の決定、指示・伝達及び実施

中間報告Ｖ３（２）のとおり。

（4）各市町村における避難状況

中間報告Ｖ３（３）のとおり。なお、平成 24 年 5 月 25 日現在の避難者数（概数）は表Ⅳ-1 のとおり。

表Ⅳ-1　避難者数（概数）

	警戒区域	計画的避難区域	旧緊急時避難準備区域	合計
大熊町	11,500	—	—	11,500
双葉町	6,900	—	—	6,900
富岡町	16,000	—	—	16,000
浪江町	19,600	1,300	—	20,900
飯舘村	—	6,200	—	6,200
葛尾村	300	1,300	—	1,600
川内村	400	—	2,100	2,500
川俣町	—	1,300	—	1,300
田村市	400	—	2,200	2,600
楢葉町	7,700	—	50	7,750

51　その後、県災対本部は、鈴木院長の言として、同院長が 3 月 14 日までは病院におり、その後自衛隊との合流のため割山峠で待機していた旨の訂正の広報を行った。

広野町	―	―	5,200	5,200
南相馬市	13,300	10	16,000	29,310
合計	76,100	10,110	25,550	111,760

原災本部事務局作成資料を基に作成

（5）緊急時避難準備区域の解除

中間報告Ｖ３（４）のとおり。

（6）福島第二原発に係る原子力緊急事態解除宣言

原災本部は、福島第二原発について、原子炉冷却機能が復旧したことにより原子炉の冷温停止が維持できる状態にあること、地震等による燃料破損がなく、また、放射性物質を閉じ込める機能が維持されており、放射性物質の異常な放出が生じていないこと及び緊急安全対策等[52]の実施により事故の発生防止のための措置が講じられていること、が保安院によって確認された[53]のを受け、12 月 22 日、安全委員会に対し、福島第二原発に係る原子力緊急事態解除宣言を行うことについて意見を求め、同月 26 日、安全委員会から解除して差し支えない旨の意見を受けた。そこで、野田佳彦内閣総理大臣（以下「野田総理」という。）は、同日、福島第二原発に係る原子力緊急事態解除宣言を行った。

また、同原子力緊急事態の解除に伴い、福島第二原発から半径 8km 圏内に設定された避難指示区域（前記（１） b 参照）についても解除した。

（7）新たな避難区域の設定措置

原災本部は、12 月 16 日、福島第一原発について、原子炉は安定状態を達成し、発電所の事故そのものは収束に至ったと判断した。具体的には、原子炉の「冷温停止状態」の達成、使用済燃料プールのより安定的な冷却の確保、滞留水全体量の減少、放射性物質の飛散抑制等の目標が達成されていることから、発電所全体の安全

52　電源車やポンプ車の高台への配備、建屋の水密化、築堤の整備等。

53　これに先立ち、11 月 7 日、経済産業省は、東京電力に対して、原災法第 31 条に基づき、福島第二原発の緊急事態応急対策の実施状況に係る報告徴収を命令し、東京電力は、同月 11 日、同実施状況に係る報告を行った。当該報告内容について、保安院は、保安検査官による実地検査等により確認を行い、安全委員会との打合せを経て、確認内容を原災本部に報告した。

性が総合的に確保されていると判断した。

そこで、原災本部は、12 月 26 日、「ステップ 2[54]の完了を受けた警戒区域及び避難指示区域の見直しに関する基本的考え方及び今後の検討課題について」の中で、警戒区域及び避難指示区域の見直しについて、以下の対応方針を示した。まず、避難区域の見直しに当たっても年間積算線量を 20mSv 以下に抑えられるかという基準を用いることとし[55]、また、併せて、除染（特に子どもの生活環境を優先した除染）、インフラ復旧、損害賠償についての国の積極的関与等を行っていくこととした。その上で、年間積算線量が 20mSv 以下となることが確実であると確認された地域を「避難指示解除準備区域」に、また、年間積算線量が 20mSv を超えるおそれがあり、住民の被ばく線量を低減する観点から引き続き避難を求める地域を「居住制限区域」に、それぞれ設定することとした。さらに、居住制限区域のうち、放射性物質による汚染が極めて高く、避難指示を解除するまでに長期間を要する区域[56]を「帰還困難区域」に設定することとした。

この対応方針に基づき、原災本部は、福島県並びに関係市町村及び住民との協議・調整を行い、平成 24 年 3 月 30 日、以下の自治体について、警戒区域及び避難指示区域の見直しを行うことを決定した。

- 川内村について、平成 24 年 4 月 1 日零時をもって警戒区域を解除し、村内の避難指示区域を、図Ⅳ-7 のとおり、居住制限区域及び避難指示解除準備区域に設定する。
- 田村市について、平成 24 年 4 月 1 日零時をもって警戒区域を解除し、市内の避難指示区域を、図Ⅳ-7 のとおり、避難指示解除準備区域に設定する。
- 南相馬市について、平成 24 年 4 月 16 日零時をもって警戒区域を解除し、市内の避難指示区域を、図Ⅳ-7 のとおり、帰還困難区域、居住制限区域及び避難指示解除準備区域に設定する[57]。

---

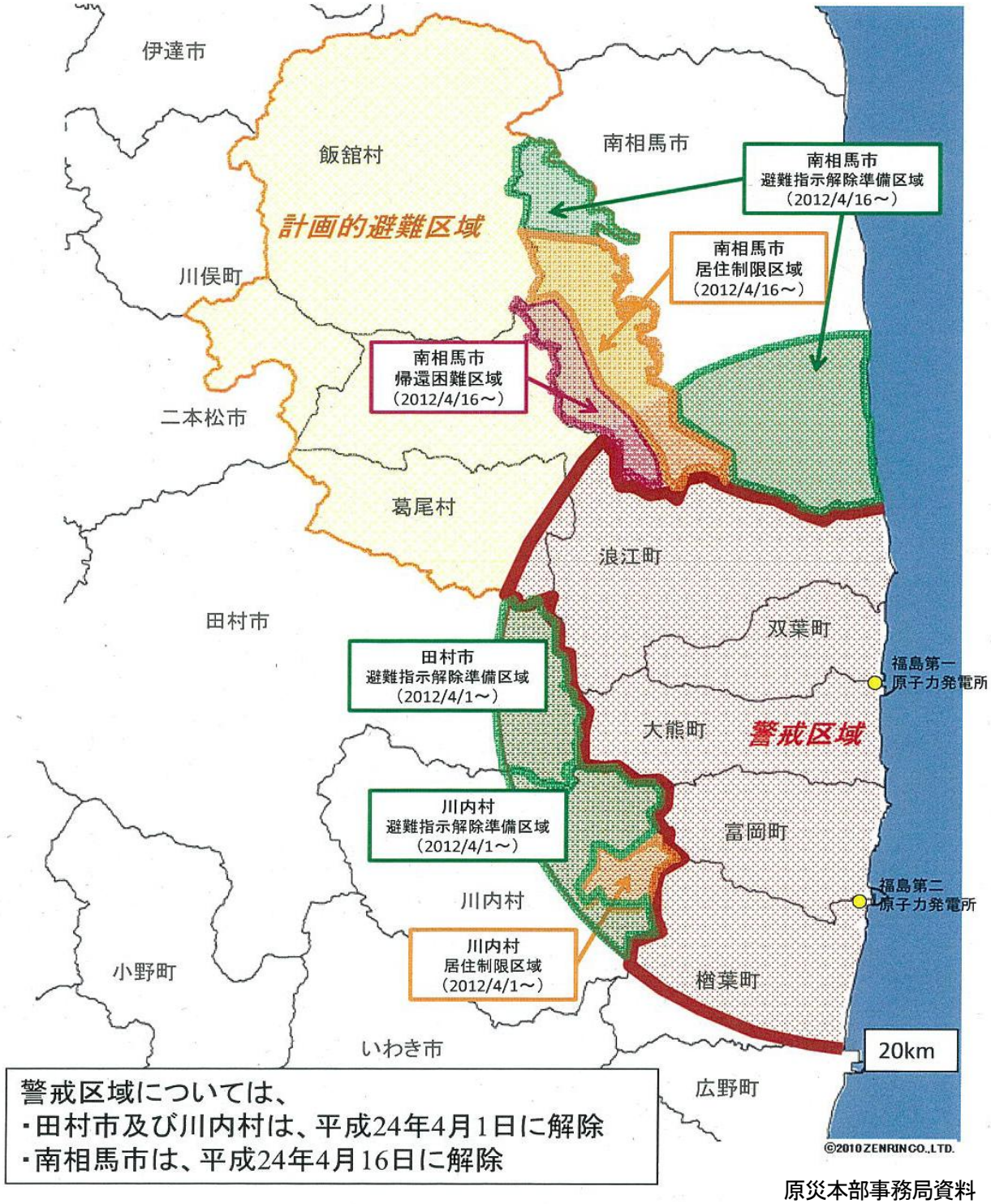
54 4 月 17 日付け東京電力作成「福島第一原子力発電所・事故の収束に向けた道筋」に掲げられた目標。

55 この基準は、内閣官房に設置された放射性物質汚染対策顧問会議の下に設けた「低線量被ばくのリスク管理に関するワーキンググループ」の評価をも踏まえたものである。

56 具体的には、5 年間を経過してもなお、年間積算線量が 20mSv を下回らないおそれのある地域（現時点で年間積算線量が 50mSv 超の地域）を、「帰還困難区域」に設定することとした。

57 対象となる区域が広域であること、人口が多いことなどの理由から、必要な準備期間を考慮し、設定時期を他の市村よりも遅らせた。

図Ⅳ-7　新たな避難区域の設置状況



警戒区域については、
・田村市及び川内村は、平成24年4月1日に解除
・南相馬市は、平成24年4月16日に解除

原災本部事務局資料

4　被ばくへの対応

（1）放射線についての基準

中間報告Ｖ４（１）のとおり。

（2）作業員の緊急時の被ばく線量限度

a　250mSv への引上げ

中間報告Ｖ４（２）ａのとおり。

b　500mSv への引上げの検討[58]

緊急作業に従事する作業員の線量限度が 100mSv から 250mSv に引き上げられた 3 日後の 3 月 17 日、細野補佐官は、同日から自衛隊が放水車による福島第一原発 3 号機使用済燃料プールへの放水を予定していたこと、その前日の 16 日に自衛隊が高線量を理由にヘリコプターからの散水を断念したこと等を踏まえ、今後、線量限度が原因で作業できなくなる事態を避けるため、国際放射線防護委員会（ICRP）勧告をも踏まえ[59]、線量限度を更に 500mSv にまで引き上げる必要があると考え、元防衛大臣政務官の長島昭久衆議院議員（以下「長島議員」という。）に対し、まず、人事院、厚生労働省及び経済産業省への線量限度引上げの打診を依頼した。長島議員は、江利川毅人事院総裁、小宮山洋子厚生労働副大臣及び池田元久経済産業副大臣に線量限度の引上げを打診したところ、特段の反対意見はなかった。そこで、細野補佐官は、線量限度を再度引き上げる必要がある旨菅総理に提案したが、同日 18 時 30 分頃、菅総理が、総理執務室に、細川律夫厚生労働大臣、海江田経産大臣、北澤俊美防衛大臣（以下「北澤防衛大臣」という。）、中野寛成国家公安委員会委員長（以下「中野国家公安委員長」という。）ら関係閣僚を集め、この引上げを打診したところ、北澤防衛大臣及び中野国家公安

58　500mSv への引上げの検討については、中間報告Ｖ４（２）ｂで取り上げたが、その後の調査・検証によって明らかになった事実も踏まえ、改めて本項で記述するものである。

59　ICRP は、「緊急時被ばく状況」において、職業被ばくでは、救命活動者以外の緊急救助活動者の参考レベルを 1,000mSv 又は 500mSv 以下の範囲で設定することを勧告している（中間報告Ｖ４（１）ｂ参照）。なお、放射線審議会は、3 月 26 日に発出した声明において、500mSv という値について、「組織影響が発症しない閾値であり、国際的にも確定的影響については、急性の障害（下痢、下血、出血等）および晩発の重篤な障害（心筋梗塞などの脈管系障害）は認められない値とされている」旨説明している。

委員長から消極論又は慎重論が述べられ、同日夜、改めて北澤防衛大臣から菅総理に反対意見が伝えられた。このため、引上げは行われないこととなった。

c　100mSv への引下げ

中間報告Ｖ４（２）ｃのとおり。

（３）東京電力における放射線管理態勢

a　事故前の放射線管理態勢

中間報告Ｖ４（３）ａのとおり。

b　事故後の放射線管理態勢

（ａ）放射線管理対象区域の設定

中間報告Ｖ４（３）ｂ（ａ）のとおり。

（ｂ）放射線業務従事者としての登録

中間報告Ｖ４（３）ｂ（ｂ）のとおり。

（ｃ）APD（警報付きポケット線量計）[60]

東京電力は、福島第一原発１号機から６号機の管理区域の入口や集中廃棄物処理施設等に APD 約 5,000 個を分散配備していたが、その大部分は津波により被水して使用できなくなった。そのため、免震重要棟に置かれていたもの等、約 320 個の APD[61]により、作業員の当面の放射線管理をすることとなった。

東京電力のテレビ会議システムからの情報や福島第一原発緊急時対策本部保安班（以下「福島第一原発保安班」という。）[62]からの連絡により事故状況を把握していた東京電力柏崎刈羽原子力発電所（以下「柏崎刈羽原発」という。）

60　APD については、中間報告Ｖ４（３）ｂ（ｃ）で取り上げたが、その後の調査・検証によって明らかになった事実も踏まえ、改めて本項で記述するものである。

61　免震重要棟内の会議室に防災用品として 50 個が保管されていたほか、津波の被害を受けなかった固体廃棄物貯蔵庫にも約 100 個が保管されていた。このほか、APD を装着していた作業員が多数いたので、これを回収して使用した。

62　福島第一原発保安班は、福島第一原発作業員の放射線被ばく線量の管理等を担当していた。

は、3 月 11 日から 12 日にかけて、福島第一原発への支援物資として APD530 個、APD 用の充電器 8 台（10 個用 3 台及び 100 個用 5 台）及び APD 用の警報設定器[63]を送付した。このうち、APD30 個、充電器 3 台（10 個用）及び警報設定器は、同月 12 日、福島第一原発に届き、同日から使用された。しかし、同日に別送された残りの APD500 個のうち、300 個は同日に、200 個は同月 13 日に、それぞれ福島第一原発に届いたものの、後記のとおり、これに適合する充電器が届いていなかったことから使用されず、未使用のまま保管していることを知っていた福島第一原発保安班員も、同月 14 日には、福島第一原発を離れたこと等から[64]、この APD500 個は、3 月末まで福島第一原発の免震重要棟に保管されたまま使われなかった。また、充電器 5 台（100 個用）は、前記 APD200 個と共に、同月 12 日、福島第二原発に向かうトラックに積載されたものであったが、同月 13 日に福島第二原発に到着した後、直ちに積替え可能な APD200 個のみが福島第一原発に届けられ、前記充電器 5 台（100 個用）は、福島第二原発の倉庫に保管されたままとなった。

福島第一原発保安班は、当初、免震重要棟外での作業者数は多くはなかったため 3 月 12 日までに確保していた APD（約 350 個）でも足りると考えていたが、その後作業者数が増え、同月 15 日頃から APD の数が不足した。そこで、吉田昌郎福島第一原発所長（以下「吉田所長」という。）は、①一作業当たりの想定総被ばく線量が大きくないこと（10mSv 程度以下）、②作業場所の空間線量率が既知であること、③環境の線量勾配（同じ空間内における空間線量率の差）が大きくないこと、④作業グループ全員が同一行動をとること、の 4 条件を満たす作業に限り、作業グループの代表者のみに APD を装着させる運用（以下「代表者運用」という。）を行うこととした。この判断は、電離放射線障害防止規則第 8 条第 3 項の「第一項の規定による外部被ばくによる線量の測定は、次の各号に掲げる部位に放射線測定器を装着させて行わなければならない。」という規定のただし書である「ただし、放射線測定器を用いてこれを測

63　警報設定器とは、APD が一定の線量を測定した段階で警報が鳴るように設定するための機器である。なお、この設定をしなくとも、線量を測定すること自体は可能である。

64　柏崎刈羽原発から応援派遣されていたこの福島第一原発保安班員は、3 月 14 日に福島第一原発を離れるまでの間、柏崎刈羽原発に連絡して、充電器を送付したかどうかを確認し、又はその送付を要求するということをしなかった。

定することが著しく困難な場合には、放射線測定器によって測定した線量当量率を用いて算出し、これが著しく困難な場合には、計算によってその値を求めることができる。」との規定が適用されるとの考え方に基づくものであった。

また、これと並行して、福島第一原発保安班は、東京電力本店に APD が不足していることを伝えた。東京電力本店は、3 月 16 日頃、前年の平成 22 年初めに発注し順次納入されていた APD のうち、平成 23 年 4 月に納入予定の 400 個の納期を早めてもらうよう発注先に依頼し、3 月 17 日、うち 100 個が福島第一原発に届けられた。これにより、同原発の APD は、合計 450 個となったが、福島第一原発は、代表者運用を継続した。なお、残り 300 個は、4 月 3 日に届けられた。

また、3 月 17 日、東京電力本店は、電気事業連合会の幹事社であった中部電力株式会社を介して、四国電力株式会社（以下「四国電力」という。）に APD の提供を依頼した[65]。四国電力は、依頼に応じて APD450 個のほか充電器 5 台（100 個用 4 台及び 50 個用 1 台）及び警報設定器 2 台を発送し、これらは、同月 21 日頃までに J ヴィレッジに届けられた。しかし、J ヴィレッジで資材管理を担当していた東京電力社員は、届いた資材の内容を確認した際、警報設定器を発見できなかったので、APD 及び充電器のみを福島第一原発に送付した。送付の連絡を受けた福島第一原発保安班班長は、警報設定器がないことや、福島第一原発の警報設定器をその APD に転用できないことを認識した。しかし、同班長は、当時福島第一原発で行っていた代表者運用を続けても問題はないと考えており、APD を早急に確保しなければならないという意識もなかったことから、東京電力本店に警報設定器の確保を依頼することもなく、また警報設定値を変更しない状態でその APD を使用することにも思い至らないまま[66]、その APD 及び充電器を J ヴィレッジに送り返した。そのため、四国電力から送られた APD 等は、そのまま J ヴィレッジに保管され、結局、使用されなかった。

その後、3 月 31 日、代表者運用の事実を知った保安院が、東京電力に対し、代表者運用は望ましい状況ではないとして、作業員の放射線管理に万全を期す

65　東京電力本店は、四国電力が福島第一原発と同じメーカー製の APD を用いていたため、四国電力に APD の提供を依頼した。

66　警報設定器がない場合、APD の警報が鳴る設定値の変更はできないが、線量は測定できるため、その APD を用いて線量の管理を行うことは可能であった。

るよう注意喚起をしたこと等から、同日、東京電力は、代表者運用を解消することを決めた。また、これを知った柏崎刈羽原発の指摘を受けるなどして、福島第一原発及び福島第二原発内の捜索を行ったところ、同日中に、福島第一原発で前記 APD500 個が、また、翌日の 4 月 1 日に、福島第二原発で前記充電器 5 台（100 個用）が、それぞれ発見された。さらに、柏崎刈羽原発から追加的に APD190 個及び充電器 2 台（100 個用 1 台及び 50 個用 1 台）が送付されたことから、同日中に十分な数の APD 等が確保されるに至り、同日から、作業員各自が APD を装着する通常の運用が再開された。

（d）入退域管理

中間報告Ⅴ４（３）ｂ（ｄ）のとおり。

ｃ　被ばく者の発生と対処

（ａ）3 号機タービン建屋汚染水による被ばく者

中間報告Ⅴ４（３）ｃ（ａ）のとおり。

（ｂ）女性職員の線量限度（3 か月で 5mSv）を超過した被ばく者

中間報告Ⅴ４（３）ｃ（ｂ）のとおり。

（ｃ）緊急時の被ばく線量限度（250mSv）を超過した被ばく者[67]

6 月 10 日に、2 名（30 歳代男性職員 F、40 歳代男性職員 G）、同月 20 日に 1 名（50 歳代男性職員 H）、7 月 7 日に 3 名（20 歳代男性職員 I、J、K）の作業員が、法令により新たに定められた線量限度である 250mSv を超える被ばくをしていることが明らかとなった。

ｉ　3、4 号機中央制御室（F、G 及び H の状況）

F、G 及び H の 3 名は、3 月 11 日から 13 日夕方までの間、当直（当直長以下の当直担当者全体を指す。以下同じ。）として福島第一原発 3、4 号機中

67　緊急時の被ばく線量限度を超過した被ばく者については、中間報告Ⅴ４（３）ｃ（ｃ）で取り上げたが、その後の調査・検証によって明らかになった事実も踏まえ、改めて本項で記述するものである。

央制御室に滞在し、それ以降も数度にわたり同室での作業に携わった者である。この3名の被ばく線量は、Fが678.08mSv（外部被ばく88.08mSv、内部被ばく590mSv）、Gが643.07mSv（外部被ばく103.07mSv、内部被ばく540mSv）、Hが352.08mSv（外部被ばく110.27mSv、内部被ばく241.81mSv）であった。

F及びGは、同室において、プラントデータの採取作業に携わっており、Hは、同室において他の当直に指示をする立場であった。発災以降、同室では空間線量率が上昇し、3月12日5時4分、Hは、同室内職員に対し、マスクの着用指示をした。しかし、同室には滞在者全員分のチャコールフィルター付マスク（揮発性のヨウ素を除去できるもの）がなかったため、同日夕方に免震重要棟からチャコールフィルターが届けられるまでの間、同室内では、チャコールフィルター付マスクを着用した者とダストフィルター付マスク（揮発性のヨウ素を除去できないもの）を着用した者が混在していた。F、G及びHは、いずれも、免震重要棟からチャコールフィルターが届く同日夕方までの間、ダストフィルター付マスクを着用していた[68]。同室内においては、継続して同一の計器パネルの確認作業に当たっており、特に、F及びGは、外気が流入する非常扉から最も近い場所の計器を確認することが多かった[69]。前記3名は、同月13日夕方、交替要員と入れ替わって免震重要棟に移り、同月15日明け方、退避指示に従って更に福島第二原発に退避した。免震重要棟や福島第二原発に移って以降は、班を編成し、数時間交替で福島第一原発3、4号機中央制御室のデータ採取に当たった[70]。このほか、Fは、同月13日に他の職員2名とベント作業に、Gは、同月12日に他の職員2名と1号機付近での給油活動に従事した。Hは、免震重要棟に移る同月13日までの間、屋外での作業には従事していなかったが、同月14日以降は、燃料補給や消火ポンプの現場確認等に従事した。なお、前記3名とも、同月13

68　3、4号機中央制御室の外へ作業に行く際には、チャコールフィルター付マスクを使い回して装着していた。

69　F及びGと同様に計器を確認する作業員は他にもいたが、非常扉から遠い位置であった。

70　3月15日以降のデータ採取の班編成では、若い職員は、3、4号機中央制御室での作業から外された。また、その段階で既に外部被ばく線量が高いことが明らかになっていたGも同室での作業から外された。

日夕方に免震重要棟に移るまでの間、安定ヨウ素剤は服用していなかった[71]。また、F は、同月 12 日の 1 号機原子炉建屋の爆発までの間にたばこを吸うことがあった。さらに、F 及び H は、眼鏡を着用していた。

なお、F 及び G が頻繁に確認していた計器に近い位置にあり外気の流入口となっていた非常扉付近の放射線防護状況は、以下のとおりである。すなわち、3 月 11 日夜、福島第一原発緊急時対策本部復旧班（以下「福島第一原発復旧班」という。）は、3、4 号機中央制御室西側の屋外に非常用発電機を設置した。その際、非常用発電機から電源ケーブルを引いて、同室の非常扉をわずかに開けてケーブルを通し、外気を遮るため、同扉の隙間の部分が覆われるように室内側からシートをテープで張り付けた。ただし、同室の当直は、前記発電機に給油するため、1 日に数回、前記シートを剥がして同扉から出入りしたため、少なくとも、その度に外気が同室内に流入し得る状況となった[72]。

3 月 15 日、福島第一原発復旧班は、新たに 3、4 号機中央制御室がある建屋の東側 1 階入口付近に非常用発電機を設置した。これにより、電源ケーブルを同室の非常扉から通す必要も、給油のため同扉から出入りする必要もなくなったが、同扉は、爆発によって生じたと思われるゆがみのため閉まらず、そこで、同月 16 日頃、同室の当直は、室内側からシートをテープで張り付けて外気を遮断するとともに、γ線の影響を小さくするため鉛を含むバッテリーを同扉内側に積み上げた。

このように、3 月 16 日頃までの間、3、4 号機中央制御室の非常扉にはシートが張り付けられていたものの、少なくとも、給油のためシートを剥がして出入りするたびに外気が同室内に流入する状態となっていた[73]。

ⅱ　1、2 号機中央制御室（I、J 及び K の状況）

I、J 及び K の 3 名は、発災以降、免震重要棟を拠点として、福島第一原

71　この点について、当委員会のヒアリングにおいて、F は安定ヨウ素剤服用の記憶はあると述べているが、F が服用したとの記録は残っていない。

72　給油後、室内に戻る際は、再度同じテープでシートを張り付け直していた。

73　さらに、その後、1 か月以上が経過した 4 月 19 日及び 20 日、東京電力は、鉛ボードや隙間を埋める充填剤を用いて外気を遮断するなどして放射線の影響を小さくする措置を講じた。

発 1、2 号機中央制御室での計器の復旧や屋外での電源の確保に携わった者である。この 3 名の被ばく線量は、I が 308.93mSv（外部被ばく 49.23mSv、内部被ばく 259.70mSv）、J が 475.50mSv（外部被ばく 42.40mSv、内部被ばく 433.10mSv）、K が 359.29mSv（外部被ばく 31.39mSv、内部被ばく 327.90mSv）であった。

3 月 12 日早朝、1、2 号機中央制御室当直長が同室内の職員に対してマスク着用指示をしたことから、K は、チャコールフィルター付マスクを着用したが、J は、当初、ダストフィルター付マスクを着用していた可能性が高い。I は、同日から同室での作業に加わったが、当初から、チャコールフィルター付マスクを着用していた。

その後、I、J 及び K は、1、2 号機中央制御室での計器の復旧や、同室への計器の運搬に携わったが、その際は、タイベックスーツ及びチャコールフィルター付マスクを着用していた。

この 1、2 号機中央制御室の 1 号機側の計器は同室の非常扉からの外気の流路にあり、I、J 及び K は、これらの計器の復旧作業にも当たった。

また、1、2 号機中央制御室内のテーブルには菓子や飲物が置かれており、3 名とも、同室内でマスクを外して飲食することがあった。このほか、J 及び K は、マスク内が曇ったり、頭が締め付けられて痛くなるといった理由から、短時間、マスクを外したり緩めたりすることが何度かあった。さらに、I 及び J は、眼鏡を着用していた。

なお、外気が流入する非常扉付近の放射線防護状況は、以下のとおりである。すなわち、3 月 11 日夜、福島第一原発復旧班は、1、2 号機中央制御室北西側の屋外に非常用発電機を設置した。その際、同室の非常扉をわずかに開けて非常用発電機のケーブルを通し、外気を遮るため、同扉の隙間の部分が覆われるように室外側からシートをテープで張り付けた。その後間もなく、同室の当直が、同扉の出入りのため室内側に張り付け直した。

3 月 12 日、1 号機原子炉建屋の爆発により非常用発電機が壊れたため[74]、同室の当直は、電源ケーブル等を撤去し、塵等が入らないように同室の非常

74　その後、1、2 号機中央制御室がある建屋の東側 1 階入口付近に新たな非常用発電機が設置された。

扉を閉めようとしたが、同扉は、爆発によって生じたと思われるゆがみのため閉まらなかった。そのため、同室の当直は、同扉全体を覆うように張り付けられていたシートのうち同扉の取っ手を覆っていた部分を剥がし、同扉の取っ手と室内の手すりをロープで結び、同扉を固定したが、材料不足のため同扉全体を隙間なくシートで覆うことができず、外気が同室内に流入し得る状態となった。さらに、同月 15 日、同室の当直は、外気を遮るため、当直が作業する場所から同扉に通じる通路への入口となっている開口部に、その全体が覆われるように室内側からシートをテープで張り付けた。

このように、3 月 15 日までの間、1、2 号機中央制御室の非常扉は、わずかではあるが常時開いており、シートが張られていなかった部分から外気が同室内に容易に流入し得る状態であった[75]。

ⅲ　両中央制御室作業員に共通する被ばく要因

前記 F から K までの作業員に共通する被ばく要因としては、いずれも非常扉の付近で作業を行っていたことが挙げられる。また、F、G、H 及び J に特有の要因として、チャコールフィルター付マスクではなくダストフィルター付マスクを着用して作業を行っていた時間帯がある点等が挙げられる。

東京電力は、6 月 17 日、F 及び G について、8 月 12 日、H、I、J 及び K について、その被ばくの原因とそれを踏まえた対策を取りまとめ、保安院に報告した。報告書は、①マスクの装着等、放射線管理上の防護措置を的確に行うことが困難であったこと、②中央制御室で飲食せざるを得なかったこと、③眼鏡のテンプルによりマスクに隙間ができていたこと、④放射性物質濃度が高かったと考えられる非常扉付近で作業を行っていたこと等を推定される被ばく原因として挙げるとともに、これらの原因を踏まえ、①情報共有及びマスクや資機材の適所への配備、②飲食の制限、③保護具に関する啓蒙・教育、④作業前サーベイの充実等の再発防止対策を講じることとした。

75　さらに、その後、10 日以上が経過した 3 月 26 日、東京電力は、前記開口部にその全体が塞がるように木製の合板をはめ込み、その上からシートを張り付けた。

（d）緊急作業に従事した作業員の健康管理

中間報告Ｖ４（３）ｃ（ｄ）のとおり。

（4）公務員の緊急時の被ばく線量限度

中間報告Ｖ４（４）のとおり。

（5）住民の被ばく

a　事故発生以前のスクリーニングレベル[76]

住民のスクリーニングレベル[77]（除染の基準値）に関し、福島県は、平成 13 年 6 月に安全委員会が作成した「緊急被ばく医療のあり方について」を基に平成 16 年度に県独自に策定した「福島県緊急被ばく医療活動マニュアル」において、スクリーニングレベルを 40Bq/㎠と定めていた[78]。福島県は、同県が保有するサーベイメータ[79]を用いて測定した場合、40Bq/㎠は約 1 万 3,000cpm（回/分）に相当することから、事故発生時には、スクリーニングレベルを 1 万 3,000cpm としていた[80]。

76　事故発生以前のスクリーニングレベルについては、中間報告Ｖ４（５）ａで取り上げたが、その後の調査・検証によって明らかになった事実も踏まえ、改めて本項で記述するものである。

77　ここでいうスクリーニングとは、放射性物質に汚染されているおそれのある者について除染等を行う必要があるかどうかを判断するために行う検査であり、対象者の体表面に放射線量を測定する機器（サーベイメータ）をかざすなどして、汚染の程度を測定することによって行うものである。スクリーニングレベルとは、それを超えた場合に除染等を必要とする基準値のことである。

78　この基準値は、財団法人原子力安全研究協会がスクリーニングレベルとして定めている値と同じである（「緊急被ばく医療の知識」（平成 15 年 3 月））。なお、「福島県緊急被ばく医療活動マニュアル」は、この基準値について、今後、国の見直し等によって修正する場合があるとしている。

79　アロカ株式会社製の TGS-136 型及び TGS-146 型のサーベイメータ（入射窓面積約 20 ㎠、ストロンチウムでの機器効率約 58%）。

80　Bq/㎠から cpm への換算式は、Bq/㎠×60（秒）×サーベイメータの入射窓面積（㎠）×線源効率（=0.5）×サーベイメータの機器効率=cpm である。ここで言う「線源効率」とは、線源から様々な方向に放出された全β線のうちサーベイメータ側に放出されたものの割合であり、通常は 0.5 を用いる。また、「機器効率」とは、線源からサーベイメータ側に放出されたβ線のうち、サーベイメータにまで到達し、サーベイメータに検知されるものの割合である。機器効率の値は、同じサーベイメータでも線源となっている放射性核種により異なる。

福島県のサーベイメータは、ストロンチウムを用いて校正を行っており、その場合、ヨウ素やセシウムを用いた場合よりも機器効率の値が高い。

b　事故後のスクリーニングレベルの引上げ[81]

オフサイトセンターの現地対策本部は、3 月 12 日からスクリーニングレベルの検討を開始し、同月 13 日午前、ERC に対し、これを 40Bq/㎠又は 6,000cpm とする現地対策本部長指示案について意見照会した[82]。ERC においては、医療班がスクリーニングに関する事項を担当していたが、同班員にスクリーニングレベル等に関する専門的知識を有する者はほとんどいなかった。他方、ERC には、安全委員会からリエゾンが 2 名派遣されており、そのうち 1 名は、前記指示案について意見を求めるため、同日 10 時 13 分頃、これを安全委員会に FAX 送信した。安全委員会は、この FAX を受け、同日 10 時 40 分頃、スクリーニングレベル 6,000cpm を 1 万 cpm[83]に修正すべきことに加え、1 万 cpm を超えた者には安定ヨウ素剤を服用させるべきこと等のコメントを付した上で、前記指示案の修正案を ERC に FAX 送信し、前記リエゾンがこれを受け取った。安全委員会からの前記コメントを受け取った前記リエゾンは、その直後の安全委員会事務局職員からの電話に対して、「既にこれで動いているので、スクリーニングレベルについても、安定ヨウ素剤服用についても、今更変えることはできない。」と告げた[84]。そこで、同職員は、その旨を安全委員会の各委員に伝えたが、安全委員会はあくまでも助言機関であり、助言すべき事項は既に助言したとの理由から、安全委員会としては、更なる助言等を行わなかった。

また、ERC 医療班員の中に、前記リエゾンから安全委員会からの修正コメントを受け取った者はいない[85]。そのため、一定の条件の下に安定ヨウ素剤を服用さ

81　事故後のスクリーニングレベルの引上げについては、中間報告Ⅴ４（５）ｂで取り上げたが、その後の調査・検証によって明らかになった事実も踏まえ、改めて本項で記述するものである。

82　この指示案に 6,000cpm という福島県の基準値（1 万 3,000cpm）と異なる値が記されたのは、現地対策本部に派遣された放射線医学の専門家が所持していたサーベイメータで測定した場合、40Bq/㎠が約 6,000cpm に相当することによるものであった。なお、この専門家が所持していたサーベイメータは、福島県が保有するサーベイメータ（アロカ株式会社製の TGS-136 型又は TGS-146 型）よりも入射窓面積及び機器効率の値が小さいものであった（入射窓面積約 15 ㎠、ストロンチウムでの機器効率約 36%）。

83　1 万 cpm は、安全委員会が 40Bq/㎠相当として安全側に判断して採用した値である。

84　前記リエゾンは、安全委員会から修正意見を受け取る前後、現地対策本部に派遣されていた安全委員会事務局職員と連絡を取り、その際、同職員から、「現地は既に 6,000cpm で動いている」旨の説明を受けた。

85　当委員会のヒアリングにおいて、前記リエゾンは、「安全委員会からの修正案を ERC 医療班員に渡したが、誰に渡したかは分からない」旨述べている。しかし、当時の ERC 医療班員全員に対してヒアリングを実施した結果、この安全委員会の修正案を受け取ったと述べる者は存在しなかった。

せるべきことを記した安全委員会の修正コメントは、ERC 医療班に伝わらず、必然的に検討も行われず、それ故、現地対策本部にも伝えられなかった。

その結果、現地対策本部は、前記指示案に若干の字句の修正を行ったのみで、安定ヨウ素剤の服用についての安全委員会のコメントを盛り込まないまま、3 月 13 日 14 時 20 分頃、原災法第 20 条第 3 項の規定に基づき、スクリーニングレベルを 40Bq/㎠又は 6,000cpm とする指示文書を現地対策本部に派遣されていた県職員に渡した。しかし、この指示を受け取った県職員は、県災対本部においてスクリーニングに関する事項を担当していた救援班に対し、この指示文書を渡すことをしなかったため、この指示は同班に伝わらなかった。

他方、福島県は、3 月 12 日から既に避難者に対するスクリーニングを開始しており、そのスクリーニングにおいては、「福島県緊急被ばく医療活動マニュアル」に定められた 40Bq/㎠をスクリーニングレベルとしていた[86]。

ところが、3 月 13 日に緊急被ばく医療派遣チームとして福島県に派遣された放射線医学の専門家ら[87]は、全身除染（シャワー）を行うための水（湯）が不足していると思われること、気温が低い状況下での全身除染はデメリットも大きいと思われること等について議論し、スクリーニングレベルを 40Bq/㎠（1 万 3,000cpm）から 10 万 cpm に引き上げるべきであるとの意見が出された。前記専門家の中には、スクリーニングレベルを引き上げることについて異論を述べる者もいたが、最終的には、これに賛成する意見が大勢を占めた[88]。福島県は、前記

---

86 多くのスクリーニング会場では、使用しているサーベイメータの型ごとに 40Bq/㎠という値を換算した cpm 値（1 万 3,000cpm 程度）をスクリーニングレベルとしていた。なお、郡山総合体育館でスクリーニングを行っていた郡山市保健所は、より低い値、すなわち、測定場所の空間線量率より有意に高い値（数百 cpm）が測定された場合に除染を行っていた。

87 福井大学、広島大学及び独立行政法人放射線医学総合研究所から派遣された。

88 その際、10 万 cpm という値の科学的根拠について特段の議論がなされた形跡はないが、賛同者は、この値は安全側に見ても十分低いと考えていた。なお、サーベイメータで測定可能な上限値が 10 万 cpm であることも、この値をスクリーニングレベルとする理由の一つとされた。

なお、IAEA が 2006 年に作成した「Manual for First Responders to a Radiological Emergency（放射線緊急事態の初期対応者へのマニュアル）」には、公衆に対するスクリーニングレベルとして、10cm 離れた位置で 1μSv/h という値が定められており、また、これに関連する基準として 1 万 Bq/㎠という値が定められている。後記のとおり、3 月 19 日、安全委員会は、スクリーニングレベルを 10 万 cpm とする助言を発出しているが、この根拠の一つとして、一般的に使用されているサーベイメータ（アロカ株式会社製の TGS-146 型）を用いて測定した場合、10 万 cpm が約 354Bq/㎠に相当し、前記の 1 万 Bq/㎠という基準値よりも十分に低いとする独立行政法人放射線医学総合研究所による計算結果を用いている。

の専門家らの意見を踏まえ、同月 14 日以降、全身除染を行う場合のスクリーニングレベルは 10 万 cpm とするが、1 万 3,000cpm 以上 10 万 cpm 未満の者に対しても部分的な拭き取り除染を行うことを決めた[89]。この時点では、前記のとおり、スクリーニングレベルを 40Bq/㎠又は 6,000cpm とする前記現地対策本部長指示は、県災対本部救援班に伝わっていなかったため、福島県は、この新たなスクリーニングレベルの決定に当たり、同基準が前記指示に反しないかどうかについて議論することはなかった。

ERC 医療班員は、3 月 13 日夕方頃、福島県からの連絡により、同県がスクリーニングレベルを 10 万 cpm に引き上げようとしていることを知ったが、前記現地対策本部長指示が発出されていることについて他の班員から聞かされておらず、その指示の存在を知らなかったため、福島県に対し、スクリーニングレベルを 10 万 cpm に引き上げることは前記指示に反するという指摘を行わなかった。

安全委員会は、3 月 14 日未明、ERC 医療班が作成した「ERC 医療班状況報告」によって、福島県のスクリーニングレベル引上げの意向を知り、検討を行った結果、1 万 3,000cpm が全て内部被ばくのヨウ素によるものとすると、安定ヨウ素剤投与の基準値となる小児甲状腺等価線量 100mSv に相当するとして[90]、同日 4 時 30 分、ERC に対し、「スクリーニングの基準値は、10 万 cpm に上げず、現行のまま 1 万 3,000cpm に据え置いた方がよい」旨の助言を行った。この助言を受け取った前記 ERC 医療班員は、この助言を福島県に伝えた。しかしながら、福島県は、同日から適用することとした前記の新たなスクリーニングレベル及び除染方法は、1 万 3,000cpm 以上 10 万 cpm 未満の者に対しても部分的な拭き取り除染を行うこととするものであったため、安全委員会からの前記助言に反するものではないと判断し、新基準によるスクリーニング及び除染を継続することとした[91]。

なお、前記マニュアルは、この 1μSv/h 及び 1 万 Bq/㎠という値につき、確定的影響（中間報告Ⅴ 4（1）b 参照）を避けるための基準値として言及している。

89 なお、「福島県緊急被ばく医療活動マニュアル」は、スクリーニングレベルを 40Bq/㎠と定めた上、除染後の再測定の結果、なおスクリーニングレベル以上の者を第二次緊急時医療施設（環境医学研究所内検査除染室又は福島県汚染検査室）に搬送し、シャワー設備等を利用した除染等を行うこととしている。

90 この仮定は安全側に立っており、実際の汚染の多くは着衣等の外部にも生じる。

91 もっとも、福島県は、除染対象者の汚染の程度が 1 万 3,000cpm 未満になるまで除染すべきことに

スクリーニングレベルを1万3,000cpmに据え置くべきである旨の助言をしてから4日後の3月18日、安全委員会は、独立行政法人放射線医学総合研究所の緊急被ばく医療研究センター長から、「現地は、空間線量率が高くスクリーニングが困難な状況であるため、スクリーニングレベルを10万cpmに引き上げた方がよい。」との要請を受け、その要請を受け入れ、同月19日14時40分、ERCに対し、スクリーニングレベルを10万cpmに引き上げるべきとの助言（「緊急被ばく医療のスクリーニング基準について」）を行った。これを踏まえ、現地対策本部は、同月20日23時、原災法第20条第3項の規定に基づき、スクリーニングレベルを10万cpmとする指示を発出した。これにより、10万cpm未満の者に対しては、何ら除染を行わなくとも良いこととなったが、福島県は、1万3,000cpm以上10万cpm未満の者の安全を確保するため、及び、再度の基準変更で現場が混乱することを避けるため、1万3,000cpm以上10万cpm未満の者に対しては部分的な拭き取り除染を行うという運用を変えなかった。

c　スクリーニングの実施

中間報告Ⅴ4（5）cのとおり。

d　福島県民の健康調査

福島県は、中間報告Ⅴ4（5）dのとおり、県民に対する健康調査を実施しているところである。

平成24年6月12日、福島県は、この健康調査における基本調査を基に、2万5,667名（うち放射線業務従事経験者は1,358名）の事故後4か月間の外部被ばく線量を推計し、その結果を公表した。このうち外部被ばく線量が10mSv以上の者は、157名（うち放射線業務従事経験者は58名）であった。放射線業務従事経験者以外の者の外部被ばく線量の最大値は、25.1mSvであった。

ついて、スクリーニングを実施する保健所等に明確に伝えたわけではなかったため、全てのスクリーニング会場で全対象者が1万3,000cpm未満になるまで除染を行っていたわけではなく、中には10万cpm未満の者に対して何らの除染も行わないこととしていた会場もあった。

ｅ　安定ヨウ素剤の配布

中間報告Ｖ４（５）ｅのとおり。なお、スクリーニングに伴う安定ヨウ素剤の服用指示については、前記ｂ参照。

（６）緊急被ばく医療機関の被災[92]

災害対策基本法第34条に基づき中央防災会議が作成した「防災基本計画」の原子力災害対策編（平成20年改訂）は、専門的・技術的事項については、安全委員会が作成した「原子力施設等の防災対策について」（平成22年改訂。以下「防災指針」という。）等を十分に尊重することとしており、防災指針は、緊急被ばく医療についての基本的な考え方を示すとともに、詳細については、安全委員会が作成する「緊急被ばく医療のあり方について」等によることとしている。この「緊急被ばく医療のあり方について」は、緊急被ばく医療態勢として、初期診療や救急診療を実践する「初期被ばく医療機関」、専門的な診療を実践する「二次被ばく医療機関」、高度専門的な診療を実践する「三次被ばく医療機関」が有機的に連携し、機関間で相互に補完し、効果的な被ばく医療を実現することが重要であるとしている。また、「防災基本計画」は、地方公共団体が、初期及び二次被ばく医療態勢等の構築に努めるものとしている[93]。

福島県は、災害対策基本法第40条に基づき作成した「福島県地域防災計画」（平成21年改訂）において、緊急被ばく医療活動の組織、役割、関係機関との協力態勢等を「福島県緊急被ばく医療活動マニュアル」に定めることとしており、同マニュアルにおいて初期被ばく医療機関及び二次被ばく医療機関の役割等を定めるとともに、初期被ばく医療機関として、①双葉郡大熊町所在の福島県立大野病院、②双葉郡双葉町所在の双葉厚生病院、③双葉郡富岡町所在の今村病院、④いわき市所在の福島労災病院、⑤南相馬市立総合病院の5病院を、二次被ばく医療機関として、福島市所在の福島県立医科大学附属病院をそれぞれ定めている[94]。

92　緊急被ばく医療機関の被災については、中間報告Ｖ４（６）で取り上げたが、その後の調査・検証によって明らかになった事実も踏まえ、改めて本項で記述するものである。

93　「緊急被ばく医療のあり方について」は、初期被ばく医療機関の立地は「原子力施設近隣」、二次被ばく医療機関の立地は「原子力施設及び初期被ばく医療機関から適切な搬送方法により比較的短時間で搬送可能な地点」としている。また、三次被ばく医療機関として、文部科学省は、東日本ブロックでは、千葉市所在の独立行政法人放射線医学総合研究所を指定している。

94　このほか、平成21年頃、いわき市立総合磐城共立病院が初期被ばく医療機関に指定されているが（指

初期被ばく医療機関のうち、双葉郡内の3病院（大野病院、双葉厚生病院及び今村病院）は、福島第一原発から半径10km圏内にあり、福島第一原発から多量の放射性物質が放出される以前の3月12日5時44分に発出された原災本部長指示により、いずれも避難区域に含まれることとなったため、初期被ばく医療機関としては機能しなかった。他の初期被ばく医療機関は、いわき市又は南相馬市に所在し、このうち南相馬市に所在する南相馬市立総合病院は、4月22日、計画的避難区域に含まれた。

なお、事前に定められた被ばく医療機関やその他の医療機関が十分に機能していなかったこと等から、福島第一原発において負傷した者が、3日間にわたってけがの手当てを受けられないという事例が生じた（その詳細は、中間報告Ⅴ4（6）参照）。

5　農畜水産物等や空気・土壌・水への汚染

（1）飲食物の汚染とその対応

a　出荷制限等の基準（事故発生前）

中間報告Ⅴ5（1）aのとおり。

b　植物からの高い線量の検出

中間報告Ⅴ5（1）bのとおり。

c　食品の暫定規制値[95]

食品衛生法を所管する厚生労働省においては、福島第一原発事故発生以前、国内で流通する飲食物が放射性物質により汚染された場合に対応するための規制基準について検討したことはなかった。

中間報告Ⅴ5（1）bのとおり、3月15日、福島県内において採取された植物から高い濃度の放射性物質が検出され、厚生労働省の担当者は、食品についての対策が必要と認識したが、それは、原災法で一貫して行うのが適切であると考え

定に係る行政文書は存在しない。）、「福島県緊急被ばく医療活動マニュアル」は、平成16年度以降改訂されておらず、同マニュアルの初期被ばく医療機関欄に同病院名は記されていない。

95　食品の暫定規制値が設定された経緯については、中間報告Ⅴ5（1）cで取り上げたが、その後の調査・検証によって明らかになった事実も踏まえ、改めて本項で記述するものである。

ており、同省が所管する食品衛生法に基づく対応は考えていなかった。他方、農林水産省内では、それに先立つ同月 13 日頃から、汚染された農産物の流通が懸念されるとして、農産物の出荷規制の必要性について議論がなされていたが、食品の流通に係る規制値は、厚生労働省が所管する食品衛生法に基づいて設定されるものであることから、同省に対し、放射性物質に関する食品衛生法上の規制値を設定するよう働きかける必要があると考え、遅くとも同月 15 日までに、原災本部会議等において、食品の規制値の設定を強く要望した。

その後、厚生労働省が同法上の規制値の設定を検討し、同月 17 日に暫定規制値を設定した経緯等については、中間報告Ｖ５（１）ｃのとおりである。

ｄ　魚介類の暫定規制値

中間報告Ｖ５（１）ｄのとおり。

ｅ　茶の暫定規制値

中間報告Ｖ５（１）ｅのとおり。

ｆ　水道水の規制

中間報告Ｖ５（１）ｆのとおり。

ｇ　出荷制限措置

中間報告Ｖ５（１）ｇのとおり。

ｈ　飲食物の出荷制限等に関するその他の問題

（ａ）家畜の飼料等

中間報告Ｖ５（１）ｈ（ａ）のとおり。

（ｂ）牛肉への対応

中間報告Ｖ５（１）ｈ（ｂ）のとおり。

（ｃ）平成 23 年産米への対応[96]

4 月 8 日、原災本部は、独立行政法人農業環境技術研究所が行った水田及び収穫された米に含まれる放射性セシウムの分析結果を用い、土壌から玄米への放射性セシウムの移行指標を 0.1[97]と設定し、玄米中の放射性セシウム濃度が食品衛生法上の暫定規制値（500Bq/kg）以下となるよう土壌中の放射性セシウムの上限値を 5,000Bq/kg と定め、生産した米（玄米）が食品衛生法上の暫定規制値を超える可能性の高い地域については、稲の作付けをできないこととする作付制限を行う旨の方針を示した。

同月 22 日、原災本部長は、福島県知事に対し、福島第一原発から半径 20km 圏内並びに計画的避難区域及び緊急時避難準備区域における稲の作付制限を指示した。

8 月、農林水産省は、米は国民の主食であり摂取量・生産量が多いこと、多様な流通形態にあること等を踏まえ、平成 23 年産米の収穫前に、あらかじめ放射性物質濃度の傾向を把握するための予備調査[98]を行い、かつ、収穫後に出荷制限の要否を判断するための本調査[99]を行うという二段階の検査を実施する方針を示した。予備調査及び本調査において、暫定規制値を超えたところはなかったが、11 月 16 日、福島市（旧小国村）で生産された玄米（予備調査及び本調査において、直接サンプル調査していない農家のもの。）から暫定規制値（500Bq/kg）を超える放射性セシウムが検出された[100]。

---

96 平成 23 年産米への対応については、中間報告Ｖ５（１）ｈ（ｃ）で取り上げたが、その後の調査・検証によって明らかになった事実も踏まえ、改めて本項で記述するものである。

97 1959 年から 2001 年までの間における水田の土壌及びそこから収穫された玄米に含まれる放射性セシウムに関する 564 データについて、それぞれの移行係数（玄米中の放射性セシウムの濃度/土壌中の放射性セシウムの濃度）を算出し、その 90 パーセンタイル値（数値の小さい方から 1%ずつにグループ分けした場合の 90 番目のグループの平均濃度）を基に設定した。

98 この予備調査は、①それまで出荷制限指示を受けたことのある自治体、②その隣接自治体、③その他の自治体のうち、農地土壌中の放射性セシウム濃度が 1,000Bq/kg 以上の市町村、空間放射線量率が 0.1μSv/h を超える市町村等を対象に、収穫 1 週間前の前後 3 日間の中で、米に含まれる放射性セシウム量を測定し、その結果が 200Bq/kg を超えた場合には、当該市町村を本調査における「重点調査区域」に、200Bq/kg 以下の場合には、当該市町村を本調査における「その他の調査区域」に区分するというものである。

99 この本調査は、重点調査区域についてはおおむね 15ha につき 1 点の試料を採取し、その他の調査区域においては旧市町村ごとに試料を採取（1 市町村当たり平均 7 点）するという方法により実施した。

100 なお、農林水産省は、平成 23 年産米について、土壌の汚染度合いが高い地域や空間線量率が高い地域においては高い濃度の放射性物質を含む米が生産されるリスクが高く、かつ、そのような地域に

福島県では、本調査終了後にもかかわらず暫定規制値を超える放射性セシウムを含む米が発見されたことから、11 月以降、①福島市旧小国村（本調査終了以降に最初に暫定規制値を超える米が発見された地区）、②特定避難勧奨地点が存在する地域等[101]、③放射性セシウムがわずかでも検出された地域、の全農家 2 万 3,247 戸を対象とした緊急調査を実施した。その結果、38 戸の農家で保管していた米から暫定規制値を超える放射性セシウムを含む米が発見された。そのほとんどは福島市と伊達市の一部の地域に集中していたが、この結果を踏まえ、原災本部長は、平成 24 年 1 月 4 日までに、福島県知事に対し、福島市、伊達市及び二本松市の 3 市の 9 旧市町村の米の出荷制限を指示した。

i　食品の検査状況等

事故発生から平成 24 年 2 月末までの時点で、延べ 11 万 7,737 検体の食品について検査が実施され、1,162 検体から暫定規制値を超える放射性物質が検出された[102]。事故後、相当期間経過後にもかかわらず高い放射性物質が検出された食品[103]としては、以下のようなものが挙げられる。

（ａ）果実類[104]

果実類については、平成 24 年 2 月末までに、延べ 2,396 検体の検査が行われ、そのうち、ユズ、ウメ、ザクロ、ビワ、イチジク、クリ、キウイフルーツ及びカキ（いずれも福島県産）の 8 品目の計 28 検体から、暫定規制値を超える放射性物質が検出された。このうち、ユズ、ザクロ、クリ、キウイフルーツ及びカキについては、平成 23 年 9 月以降も暫定規制値を超える放射性物質が

おいては米の汚染に面的な広がりがあるという想定に基づいて、これらの地域を重点的に検査する方針を立てたものであるが、実際にはその面的な広がりは必ずしも大きくなく、そのために、前記方針により実施された当初の検査（予備調査及び本調査）において発見できなかった暫定規制値超えの米が後に発見されることになったと考えられる。

101　特定避難勧奨地点が存在する地域及び同地点に指定するか否かを検討するための調査を実施した比較的高線量の地域。

102　厚生労働省がホームページ上に公表した検査結果による。

103　1986（昭和 61）年に発生したチェルノブイリ原子力発電所事故の際は、きのこ類、ベリー類、猟獣、水の入れ替わりが遅い湖の淡水魚等が特に汚染されたと報告されている（IAEA「Environmental Consequences of the Chernobyl Accident and their Remediation: Twenty Years of Experience」2006）。

104　農林水産省がホームページ上に公表した検査結果による。

検出されている。これらの果実類の汚染は、事故直後に木、葉等に付着した放射性物質が果実に移行したもの[105]と考えられている。

（b）きのこ類[106]

きのこ類については、平成 24 年 2 月末までに、延べ 2,575 検体の検査が実施され、165 検体から暫定規制値を超える放射性物質が検出された。このうち 122 検体は、平成 23 年 9 月以降に検出されているもので、また、80 検体は福島県以外の自治体において採取されたものである。

きのこ類の汚染の原因については、しいたけの原木等、きのこが生育する部分に放射性物質が付着し、それをきのこが吸収したものと考えられている。なお、きのこ類はセシウムを集めやすい性質を有していると考えられている。

（c）海水魚[107]

海水魚については、平成 24 年 2 月末までに、延べ 5,051 検体の検査が実施され、162 検体から暫定規制値を超える放射性物質が検出されているところ、事故当初は、沿岸の表層性魚種であるコウナゴ及びシラスから暫定規制値を超える放射性物質が検出されたが、平成 23 年 6 月 6 日に福島県沖で採取されたシラスを最後に、暫定規制値を超える表層性魚種は見つかっていない。その後、沿岸の底層性魚種から暫定規制値を超える放射性物質が検出されるようになり[108]、平成 24 年 2 月末現在もなお検出されている。そのうちのほとんどは、福島第一原発南側の海域において発見されている。

このような汚染傾向の理由は、福島第一原発から海に放出された放射性物質が海流（親潮）により南方向に流され、また、時間の経過により表層から海底に移動したためと考えられる。

105　農林水産省は、果実の汚染経路について、「植物の木、葉等に付着した放射性物質を表面から吸収し、植物内を移動して果実に移行したと考えられる」との説明をしている。

106　農林水産省がホームページ上に公表した検査結果による。

107　水産庁がホームページ上に公表した検査結果による。

108　平成 24 年 2 月末時点で、14 魚種（アイナメ、エゾイソアイナメ、イシガレイ、シロメバル、コモンカスベ、ババガレイ、ヒラメ、ウスメバル、マコガレイ、クロソイ、ムラソイ、キツネメバル、サブロウ及びケムシカジカ）から検出されている。

（d）淡水魚[109]

淡水魚については、平成 24 年 2 月末までに、延べ 782 検体の検査が実施され、50 検体から暫定規制値を超える放射性物質が検出されているところ、事故直後に検出されたものは、福島県内の河川等に生息しているもののみであった。しかし、平成 23 年 8 月以降、福島第一原発から直線距離にして約 190km に位置する群馬県の赤城大沼においても、暫定規制値を超える魚が見つかり、同所においては、平成 24 年に入っても、同年 1 月 6 日に採取されたワカサギ、同月 29 日に採取されたイワナから暫定規制値を超える放射性物質が検出されるなど、同年 2 月末までに延べ 19 検体中 12 検体から暫定規制値を超える放射性物質が検出されている[110]。

これは、淡水魚が、体内に溜まった放射性セシウムを排出しにくいという特性を有していることのほか、赤城大沼はカルデラ湖で湖水の入れ替わりが遅く[111]、放射性物質が滞留しやすいという特殊性が一因をなしていると考えられる。

j　新たな食品の規制値

中間報告Ⅴ５（１）ｃのとおり、厚生労働省は、事故発生後の 3 月 17 日、食品中の放射性物質に関する暫定規制値を設定するとともに、同月 20 日、食品安全委員会に対し、放射性物質の規制値（指標値）について諮問（食品健康影響評価の依頼）し、10 月 27 日、同委員会からその結果の通知を受けた。同省は、新たな規制値について、同委員会の食品健康影響評価を考慮しつつ、許容できる線量を年間 1mSv に引き下げることを基本として検討を進めることとし、同月 28 日、食品衛生法第 11 条第 1 項に基づき、薬事・食品衛生審議会に対し、食品中の放射性物質の規格基準について諮問した。

12 月 22 日、同審議会食品衛生分科会放射性物質対策部会は、規制値（介入線量レベル）を年間 1mSv に引き下げるのを妥当と判断した上[112]、暫定規制値

109　水産庁がホームページ上に公表している検査結果による。

110　平成 24 年 2 月末までに福島県以外で暫定規制値を超える淡水魚が発見されたのは、群馬県の赤城大沼のみである。

111　完全に入れ替わるのに 2 年半程度掛かると言われている。

112　コーデックス委員会の指標が年間 1mSv を超えないように設定されていることを根拠とした。

に代わる新たな基準値が平成24年4月以降の福島第一原発事故発生を踏まえた今後の長期的な状況に対応するものであることから、長期的な影響を考慮する必要がある核種（半減期が長い核種）[113]のみを規制の対象とするとともに[114]、食品区分を、暫定規制値における 5 区分から、特別な配慮が必要と考えられる「飲料水」、「乳児用食品」、「牛乳」及びその他の「一般食品」の 4 区分とした新たな基準値案[115]を示した。

その後、平成 24 年 1 月 17 日、厚生労働省は、再度、食品安全委員会に対し、食品中の放射性物質の規格基準を設定することについて諮問[116]し、同月 19 日、同委員会から、「10 月 27 日付け府食第 862 号により評価結果を通知したところであり、その後、新たな科学的な知見の存在は確認できないことから、食品安全基本法（平成 15 年法律第 48 号）第 11 条第 1 項第 2 号の人の健康に及ぼす悪影響の内容及び程度が明らかであるときに該当すると認められる」として、同委員会による再度の食品健康影響評価は不要である旨の回答[117]を受けた。

また、厚生労働省は、平成 23 年 12 月 27 日、同月 22 日に薬事・食品衛生審議会食品衛生分科会放射性物質対策部会が示した前記基準値案を踏まえて作成した「乳及び乳製品の成分規格等に関する省令」（昭和 26 年厚生省令第 52 号）及び「食品、添加物等の規格基準」（昭和 34 年厚生省告示第 370 号）の各改正案について、放射線審議会に諮問し、その答申を経て[118]、平成 24 年 3 月 15 日、

113　具体的には、保安院が公表している今回の事故による放射性物質の放出量の試算値リストに掲載された核種のうち、半減期が 1 年以上の核種であるセシウム 134・137、ストロンチウム 90、ルテニウム 106 及びプルトニウム 238・239・240・241 を対象とし、平成 23 年 7 月 15 日以降に食品からの検出報告がないヨウ素 131 及び放出量が極めて少ないと考えられるウランについては対象としていない。また、放射性セシウム以外の核種については、測定に時間がかかることから、放射性セシウムとの比率を算出し、合計して 1mSv/年を超えないように基準値を設定した。

114　厚生労働省は、別の事故が発生した場合には、新たに管理対象とすべき核種を考え直す必要がある旨説明している。

115　放射性セシウムの基準値案として、飲料水 10Bq/kg、乳幼児用食品 50Bq/kg、牛乳 50Bq/kg 及び一般食品 100Bq/kg を示した。

116　この時、新たに定めようとしていた規制値は、食品衛生法第 11 条第 1 項に基づくものであるところ、同項に基づく規格基準を定めるに当たっては、食品安全基本法第 24 条第 1 項により、食品安全委員会の意見を聴くこととされている。10 月 27 日の前記食品健康影響評価は、同項による諮問に対してなされたものではなく、同条第 3 項の任意の諮問に基づくものであったことから、厚生労働省は、改めてこの諮問を行ったものである。

117　食品安全基本法第 11 条第 1 項は、「人の健康に及ぼす悪影響の内容及び程度が明らかであるとき」（同項第 2 号）は、食品安全委員会による食品健康影響評価を要しないこととしている。

118　放射線障害防止の技術的基準に関する法律第 6 条に基づく手続。

同省令等を改正し、この改正省令等は、同年 4 月 1 日に施行された。従来の暫定規制値と新たな基準値は、表Ⅳ-2 のとおりである。

表Ⅳ-2 食品中の放射性セシウムの基準値の比較

暫定規制値	
食品群	規制値
飲料水	200
牛乳・乳製品	200
野菜類	500
穀類	500
肉・卵・魚・その他	500

新たな基準値	
食品群	基準値
飲料水	10
乳児用食品	50
牛乳	50
一般食品	100

単位:Bq/kg

（2）土壌等の汚染

a 福島県内の学校等の校庭[119]

福島県内の学校の校舎・校庭等の利用に関し、「福島県内の学校の校舎・校庭等の利用判断における暫定的考え方について」（以下「暫定的考え方」という。）が示された経緯等は、中間報告Ⅴ５（２）ａのとおりである[120]。

4 月 19 日に示されたこの暫定的考え方においては、児童生徒等が屋外（空間線量率 3.8μSv/h の校庭）で 8 時間、木造建物内（空間線量率 3.8μSv/h×0.4）で 16 時間、それぞれ過ごしたと仮定した場合、年間の被ばく線量が 20mSv となることから、校庭の空間線量率が 3.8μSv/h 以下であれば、ICRP が定める「現存被ばく状況」における参考レベル（中間報告Ⅴ４（１）ｂ参照）の上限値である 20mSv/年を超えることはないという考え方が示されていたが、さらに、文部科学省は、5 月 12 日、児童生徒等の生活パターンから推定される事故発生後 1 年間の積算線量についての試算結果を公表した。この試算では、児童生徒等の行動パター

119 福島県内の学校等の校庭については、中間報告Ⅴ５（２）ａで取り上げたが、その後の調査・検証によって明らかになった事実も踏まえ、改めて本項で記述するものである。

120 なお、この暫定的考え方において、3.8μSv/h 以上の空間線量率が測定された校庭での活動を 1 日当たり 1 時間程度にするとしたのは、校庭を利用する 1 時間の体育授業等を認めた趣旨ではなく、登下校時の校庭通過を念頭に置いたものであった。

ンをより実際に近い数値で仮定し、また、校舎内の空間線量率について実際に児童生徒等が生活するコンクリート建物内におけるものを用いるなど、暫定的考え方よりも実際に近い仮定が置かれている。

すなわち、①事故発生後から 4 月 14 日までの間の積算線量を 2.56mSv とする[121]、②校庭の空間線量率を 3.8μSv/h と仮定し、これを基準値として、校舎内の空間線量率をその 0.1 倍[122]、学校外の屋外の空間線量率をその 0.61 倍[123]、木造家屋内の空間線量率をその 0.244 倍とする、③4 月 15 日から翌年 3 月 11 日までの間の登校日（200 日間）の生活パターンを、通学で 1 時間、校庭で 2 時間、校舎内で 5 時間、学校外の屋外で 3 時間、木造家屋内で 13 時間とする、④4 月 15 日から翌年 3 月 11 日までの間の休日（131 日）の生活パターンを、屋外で 8 時間、木造家屋内で 16 時間とする、⑤4 月 15 日から翌年 3 月 11 日までの間の空間線量率の平均減衰率を 0.705[124]とする、という各仮定に基づき、事故発生後 1 年間の児童生徒等の積算線量を 9.99mSv と試算した。

なお、暫定的考え方においては、事故収束後の状況について ICRP が定めた基準（2007 年勧告（Pub.103）中の「現存被ばく状況」における公衆被ばくの参考レベル）の 1～20mSv/年を暫定的な目安と設定したことを明示していたが、髙木義明文部科学大臣（以下「髙木文科大臣」という。）は、国会においては、この暫定的考え方について、数回にわたり、「事故継続時の参考レベル、年間 20 から 100mSv のうち、最も厳しい値である 20mSv/年を出発点として、非常事態収束後の年間 1～20mSv を暫定的な目安として、今後できるだけこの線量を低く減らしていくことが適当であるという方針を採った」旨、暫定的考え方に盛り込まれていない事項を付け加えて答弁した。これについては、文部科学省担当者も、髙木文科大臣の意向を踏まえ、同大臣の考えに沿った答弁案を作成していたが、この「年間 20 から 100mSv のうち、最も厳しい値である 20mSv/年を出発点とし」との説明をしたのは、同大臣らにおいて、福島県民ができるだけ不安にならない

121　積算線量推計マップ作成時の推計方法によって推計した数値と説明されている。
122　校舎がコンクリート建物と想定した場合の係数として 0.1 を用いている。
123　4 月 14 日において校庭の空間線量率が 3.8μSv/h を超えた 13 校の校庭について、その周囲の空間線量率と校庭の空間線量率の比を平均化した数値である。
124　4 月 14 日に実施した土壌モニタリング結果による 13 校の校庭の土壌中の核種ごとの濃度から減衰率を算出し平均化した数値である。

ように配慮したためであった[125]。

b　災害廃棄物等の処理基準

中間報告Ｖ５（２）ｂのとおり。

c　下水処理汚泥

中間報告Ｖ５（２）ｃのとおり。

d　下水処理汚泥等の処分先

中間報告Ｖ５（２）ｄのとおり。

e　汚染された砕石への対応

12 月 28 日、環境省福島除染推進チーム（以下「除染チーム」という。）は、二本松市から、「市内のある中学生の積算線量が 3 か月間で 1.6mSv を示したため調査を行ったところ、当該中学生の自宅マンションの屋内の空間線量率が屋外の空間線量率よりも高かったので、その原因を調査してほしい」旨の依頼を受けた。この依頼を受けた除染チームは、二本松市と共に、平成 24 年 1 月 5 日及び 6 日、当該マンションの調査、マンションの施工会社への聞き取り等を実施した。その結果、マンションの汚染原因は、浪江町の採石場から出荷された砕石が汚染されており、それが当該マンションの建築に使用された可能性が高いと判断し、同月 6 日、現地対策本部等を介して土木建築材料を所管する経済産業省に対し、その旨の連絡をした。

この連絡を受けた経済産業省は、当該マンションに用いられた砕石を出荷した採石場（福島第一原発から直線距離で約 25km の計画的避難区域内に所在する。以下「A 採石場」という。）を特定した上で、国土交通省、自治体等とも協力して更に調査したところ、①A 採石場は、事故発生から計画的避難区域に設定された 4 月 22 日までの間、砕石を出荷していたこと、②A 採石場内の空間線量率等は、近隣の採石場内のそれに比して高かったこと、③A 採石場の砕石が用いられ

125　なお、髙木文科大臣は、当委員会のヒアリングにおいて、前記のとおり説明が変遷した点について、「できるだけ不安にならないように答えた。考え方がぶれているわけではない」旨説明している。

た施工箇所（当該マンションの施工会社が当該マンションの施工日と同じ日に施工した農業用水路）の空間線量率が、周囲の空間線量率よりも高いこと[126]、④他方、A 採石場以外の砕石が用いられた施工箇所で周囲よりも高い空間線量率が測定された施工箇所は見つかっていないことが判明した。

また、経済産業省は、平成 24 年 1 月中旬頃、福島県及び二本松市から、砕石等の放射性物質の基準を設定してほしいとの要望を受けたことから、その検討を行い、同年 3 月 22 日、福島県の浜通り地方及び中通り地方の採石場等を対象に、放射性セシウム濃度が 100Bq/kg 以下[127]（ただし、屋外の公共工事に使用されるものについては、表面の線量率が 0.23μSv/h[128]以下）であれば出荷可能とする「砕石及び砂利の出荷基準」を示した。

なお、この汚染砕石の流通が発覚する以前の平成 23 年 5 月、福島県土木部長は、現地対策本部に対し、公共事業に用いる資材等に関する放射線量の基準等を提示してほしい旨依頼した。この依頼は、現地対策本部から原子力被災者生活支援チームに申し送りされ、同チームは、同依頼に対する回答を検討していたが、同依頼に対する回答はなされていない。ただし、今回問題となった A 採石場から砕石が出荷されたのは、計画的避難区域が設定された 4 月 22 日までの間であり、前記依頼よりも前であった。

（3）海水・プール等の汚染

a　水浴場に関する基準

中間報告Ⅴ５（３）ａのとおり。

b　福島県内の学校の屋外プールの利用

中間報告Ⅴ５（３）ｂのとおり。

（4）福島原子力発電所構内の汚染物質の拡散防止措置

a　飛散防止剤

126　その後、経済産業省が A 採石場の砕石が用いられた施工箇所の調査を行い、平成 24 年 3 月末時点で、約 680 か所のうち約 120 か所から周囲よりも高い空間線量率が測定されている。

127　下水汚泥の再利用等の基準と同一値。

128　福島県の除染の長期目標である年間追加被ばく線量 1mSv から算出。

中間報告Ｖ５（４）ａのとおり。

ｂ　構内のがれきの撤去

中間報告Ｖ５（４）ｂのとおり。

ｃ　建屋カバーの設置

中間報告Ｖ５（４）ｃのとおり。

ｄ　港湾内の海底土被覆措置

東京電力は、福島第一原発事故後、汚染水流出による海洋汚染状況を調査する中で、港湾内の海底土が汚染されていることが判明していたことから、汚染水流出に対する措置が一段落した後の 10 月下旬、海底土の拡散防止等を目的とした措置の検討を開始し、速やかに着手できる措置として、海底土を被覆する措置を採ることを決め、まず、原発事故収束作業のための大型船航行の可能性がある場所を除いた、1 号機から 6 号機までの取水路前面エリアの海底土をベントナイトにセメントを添加した固化土により被覆することとし、平成 24 年 3 月 14 日、その工事を開始した。

本工事の対象エリア以外の場所については、今後、事故収束作業のための大型船航行の可能性があり、当面、水深を確保する必要があることから[129]、被覆措置は行わず、平成 24 年秋頃から海底土の浚渫（しゅんせつ）を実施することとしている。

６　汚染水の発生・処理に関する状況

（１）汚染水への対応に関する経緯

中間報告Ｖ６（１）のとおり。

（２）高濃度汚染水の浄化処理

ａ　装置の稼働までの経緯

中間報告Ｖ６（２）ａのとおり。

129　津波の影響により、海底に土砂が溜まっており水深が浅くなっている。

b　浄化処理装置の稼働

中間報告Ｖ６（２）ｂのとおり。

c　ステップ１の終了

中間報告Ｖ６（２）ｃのとおり。

d　新たな浄化処理装置

中間報告Ｖ６（２）ｄのとおり。

e　蒸発濃縮装置からの処理水の漏えい

浄化処理装置（中間報告Ｖ６（２）参照）により高濃度汚染水の浄化処理が進められる中、12 月 4 日 11 時 33 分頃、東京電力は、浄化処理装置の一部である蒸発濃縮装置が設置されたハウス内に、同装置から漏えいした水が溜まっているのを発見した。同日 11 時 52 分頃、同装置を停止したが、同日 14 時 30 分頃、現場付近を精査したところ、同ハウス内に溜まった水がその基礎部分のひび割れから同ハウス外に漏れ出しているのを発見した。東京電力は、この漏えい水が放射性物質を含む処理水であることから、流出を止めるべく、同日 15 時頃から同ハウスの漏えい箇所の周囲及び同ハウスに隣接する側溝の内部に土嚢（のう）を設置したが、それまでの間に約 150ℓが同側溝に流れ込み、その一部は同側溝に接続する排水溝を通って海洋へ流出した[130]。

その後、東京電力は、蒸発濃縮装置からの処理水の漏えいの原因は、装置の運転手順の過誤等によるものと判断し、運転手順書を改訂し、その周知を図ったほか、監視カメラ及び漏えい検知器の設置等を行った。

f　凍結を原因とする漏えい

浄化処理装置は、全長が約 4km あり、建屋外に設置された部分も多かったため、冬季に配管等の内部の水が凍結して損傷し、内部の水が漏えいするおそれが

130　海洋への流出量は不明である。なお、漏出した処理水の放射性物質濃度は、セシウム 134 が 1.2×10^{1}Bq/㎤、セシウム 137 が 1.5×10^{1}Bq/㎤、ストロンチウム 89 が 4.9×10^{4}Bq/㎤、ストロンチウム 90 が 1.1×10^{5}Bq/㎤であった。

あった。東京電力は、そのような漏えいの発生を防止するため、11 月から、保温材の取付け、使用しない部分の水抜き等を行っていたが、平成 24 年 1 月末から 2 月上旬にかけて、保温材が一部取り付けられていなかった箇所、残水や滞留が生じていた箇所等、凍結対策が不十分であった箇所において相次いで漏えいが発生した。しかし、いずれも海洋への流出はなかった。

g　濃縮水貯槽タンクエリアにおける処理水の漏えい

平成 24 年 3 月 26 日 8 時 30 分頃、東京電力は、浄化処理装置の一部である濃縮水貯槽タンクが置かれたエリアにおいて、同じく浄化処理装置の一部である淡水化装置から同タンクに通じる配管から水が漏えいしているのを発見した。東京電力は、この漏えい水が放射性物質を含む処理水であることから、同日 8 時 50 分頃、同装置の移送ポンプを停止した。しかし、漏えいした処理水の一部は排水溝に流れ込み、その一部が同排水溝の 800m 以上先の下流から海洋へ流出した[131]。この漏えいは、配管の継手部分からホースが抜けたことにより生じたものであったため、東京電力は、同月 28 日までに、同配管を交換するとともに、同配管の排水溝横断部付近に土嚢（のう）及び防水堤を設置した。

さらに、同年 4 月 5 日零時 50 分頃、東京電力は、淡水化装置から濃縮水貯槽タンクに通じる配管の流量が上昇したことから、再び同じ配管から処理水が漏えいしている可能性があると考え、同日 1 時 10 分頃、同装置を停止するとともに、同日 1 時 45 分頃、同装置から同タンクに通じる配管の弁を閉めて点検し、同配管から処理水が漏えいしていたことを確認した。漏えいした処理水の一部は、排水溝に流れ込み、同年 3 月末に同排水溝に設置された堰で希釈された上、その一部が同排水溝の約 750m 下流から海洋へ流出した[132]。この漏えいも、同月 26 日の処理水の漏えいと同様、配管の継手部分からホースが抜けたことにより生じた

131　海洋への流出量は不明であるが、東京電力は、排水溝に流れ込んだ処理水全てが海洋へ流出したと仮定し、海洋への流出量を約 80ℓと推定している。また、漏出した処理水の放射性物質濃度は、セシウム 134 が 4.1Bq/㎤、セシウム 137 が 6.3Bq/㎤、ストロンチウム 89 が 1.3×10^{4}Bq/㎤、ストロンチウム 90 が 2.9×10^{4}Bq/㎤であった（ストロンチウムについては推定値）。

132　海洋への流出量は不明であるが、東京電力は、希釈前の処理水と同濃度のものに換算して、約 0.15ℓと推計している。また、漏出した処理水の放射性物質濃度は、セシウム 134 が 6.9Bq/㎤、セシウム 137 が 9.8Bq/㎤、ストロンチウム 89 が 1.2×10^{4}Bq/㎤、ストロンチウム 90 が 2.6×10^{4}Bq/㎤であった（ストロンチウムについては推定値）。

ものであったため、東京電力は、同年4月7日までに、同年3月26日に発生した漏えい部分を含め、漏えいが生じた配管を、漏えい箇所が生じないように継手部分を熱処理したポリエチレン製配管に交換した。さらに、同年5月29日までに、同様の漏えいが生ずるおそれのある配管全てを前記ポリエチレン製配管に交換した。

7　放射性物質の総放出量の推定及び国際原子力・放射線事象評価尺度（INES）

（1）総放出量の推定

a　保安院による総放出量の推定

中間報告Ⅴ7（1）aのとおり、4月12日、保安院は、福島第一原発事故に伴い大気中に放出された放射性物質の総量の推計値を公表し、6月6日、新たな試算に基づく推計値を公表した。その後の平成24年2月1日、保安院は、第7回東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する意見聴取会において、総放出量の推計の前提となる事故の進展に関する仮定を2号機及び3号機について変更したことから[133]、大気中に放出された放射性物質の総量の推計値は、ヨウ素131が15万テラベクレル、セシウム137が0.82万テラベクレルとなり、これらをヨウ素換算値にすると48万テラベクレルとなる旨公表した。

b　安全委員会による総放出量の推定

中間報告Ⅴ7（1）bのとおり[134]。

c　東京電力による総放出量の推定

東京電力は、DIANA（Dose Information Analysis for Nuclear Accident）と呼ばれる放射性物質が大気中に放出された場合の空間線量率を計算するプログラムを用い、モニタリングデータ、気象データ等を基に、福島第一原発事故に伴い大

133　格納容器圧力の実測値と整合するようシミュレーションを実施したところ、平成23年6月6日の試算と比較し、放射性物質の漏えい量（ヨウ素131の値及びセシウム137のヨウ素換算値の合計）が、2号機については約44万テラベクレル減少し、3号機については約15万テラベクレル増加し、全体として29万テラベクレル減少する結果となった。

134　なお、安全委員会が8月24日に公表した数値（ヨウ素換算値57万テラベクレル）は、安全委員会が再解析を行ったものではなく、独立行政法人日本原子力研究開発機構（JAEA）が独自に行った解析結果について、安全委員会が報告を受け公表したものであるので、その旨訂正する。

気中に放出された放射性物質の総量を逆推計した。これによれば、福島第一原発から大気中に放出された放射性物質総量の推計値は、ヨウ素 131 が約 50 万テラベクレル、セシウム 137 が約 1 万テラベクレルとなった（これらをヨウ素換算値にすると約 90 万テラベクレルとなる。）。

また、東京電力は、財団法人電力中央研究所の協力を得て、放射性物質が海洋に放出された場合の放射性物質濃度を計算するプログラムを用い、海水のモニタリングデータ等を基に、福島第一原発事故に伴い海洋に放出された放射性物質の総量を逆推計した[135]。これによれば、福島第一原発から海洋に放出された放射性物質総量の推計値は、ヨウ素 131 が約 1.1 万テラベクレル、セシウム 137 が約 3,600 テラベクレルとなった。

東京電力は、平成 24 年 5 月 24 日、これらの推計結果を公表した。

（2）INES

中間報告Ⅴ７（２）のとおり。

8　国民に対する情報提供に関して問題があり得るものの事実経緯

（1）福島原発事故に係る広報態勢[136]

原子力発電所事故に係る広報は、安全規制担当省庁が当該省庁及びオフサイトセンターにおいて行うこととされており、オフサイトセンターにおいては、事故の詳細等に関する説明のため、原子力事業者にも対応を要請することとされている[137]。原子力緊急事態宣言発出後は、内閣官房長官、内閣官房副長官又は内閣危機管理監が必要に応じて記者会見を行う（安全規制担当省庁担当局長が同席[138]）こととされ

135　海洋への放出経路としては、①施設の汚染水の放出のほか、②放射性物質の降下（フォールアウト）によるもの、③汚染された雨水の流入が考えられるが、この逆推計では、福島第一原発放水口付近での放射性物質濃度の観測値から総放出量を逆推計するという方法をとっており、②及び③の影響によるものも含まれている可能性がある。

136　福島原発事故に係る広報態勢については、中間報告Ⅴ８（１）で取り上げたが、その後の調査・検証によって明らかになった事実も踏まえ、改めて本項で記述するものである。

137　東京電力の「福島第一原子力発電所原子力事業者防災業務計画」は、国の関係機関から、「オフサイトセンターの運営の準備に入る体制を取る」旨の連絡を受けた場合、副原子力防災管理者１名ほか原子力防災要員８名をオフサイトセンターへ派遣することとしており、その原子力防災要員が、福島第一原発とオフサイトセンターとの間の情報交換や報道機関への情報提供等を行うこととしている。

138　経済産業省原子力防災業務マニュアルは、保安院長が、内閣官房からの要請に応じ、内閣官房長官

ている(以上、政府の原子力災害対策マニュアル(以下「原災マニュアル」という。))。

また、原災法第 15 条第 1 項に規定する原子力緊急事態発生時においては、経済産業省原子力災害対策本部事務局広報班は、プレス発表を行い、かつ、官邸対策室及び内閣府情報対策室に対し、発表の内容・状況を連絡するとともに、プレス発表資料を FAX で送付することとされている(経済産業省原子力防災業務マニュアル)。

今般の福島第一原発事故に係る実際の広報は、当初、①内閣官房長官、②東京電力の規制担当省庁である保安院、③現地対策本部 (3 月 15 日に福島県庁へ移転した以降のみ)、④福島県、及び、⑤東京電力が、それぞれ独自に行っていたが、後記(2)のとおり、3 月 12 日以降、保安院及び東京電力は、事前に官邸の了解を得るようになり、また、中間報告Ⅲ4 (2) b のとおり、4 月 25 日からは、政府と東京電力の広報を一元化し、福島原子力発電所事故対策統合本部 (以下「統合本部」という。) においてプレス発表が行われるようになった (後記 (6) 参照)。

なお、3 月 12 日から 15 日までの間は、現地対策本部が置かれたオフサイトセンターが避難区域内 (大熊町) にあったため、現地対策本部は、プレス発表を実施しなかった。

(2) 炉心に関する保安院の説明の変遷[139]

保安院においては、原災マニュアル、経済産業省原子力防災業務マニュアル等により、審議官 (原子力安全基盤担当) 及び首席統括安全審査官が交代で保安院のプレス発表を担当することとなっていたところ、3 月 11 日は、中村幸一郎原子力安全・保安院審議官 (原子力安全基盤担当) (以下「中村保安院審議官」という。) の担当日であった。

同日 23 時 48 分、保安院は、東京電力から、福島第一原発 1 号機タービン建屋 1 階北側において高い線量 (1.2mSv/h) が測定されたとの報告を受け、さらに、翌 12 日未明以降、1 号機原子炉格納容器の圧力が設計上の最高使用圧力を超えた状態になっていること、福島第一原発正門付近における放射線量が同日早朝から急上昇したこと等の報告を受けた。中村保安院審議官は、これらの情報を踏まえ、同日 9

の記者会見等において説明を行い、又は同記者会見に同席することとしている。

139 炉心に関する保安院の説明の変遷については、中間報告Ⅴ8 (2) で取り上げたが、その後の調査・検証によって明らかになった事実も踏まえ、改めて本項で記述するものである。

時 45 分頃のプレス発表（第 12 報）において、「燃料の一部がこの数字（3 月 12 日 9 時 15 分現在の水位データ）からすると露出しているので、被覆管が一部溶け始めていることも考えられます。」と説明し、また、記者からの「燃料の一部が溶け始めている可能性があるということですか。」との質問に対し、「可能性を否定できないということです。」とのみ説明した。

その後、同日 14 時頃のプレス発表（第 14 報）前、中村保安院審議官は、ERC において、寺坂信昭原子力安全・保安院長（以下「寺坂保安院長」という。）に対し、福島第一原発敷地内のモニタリング測定値が高くなっていること、全交流電源喪失から相当時間が経過し、非常用復水器（IC）が稼働しているとは考えられない上に、水位が燃料頂部より下の状態が続き、更に水位が低下し続けていることから、1 号機において炉心溶融が発生している可能性が高いと考えられる旨報告した。寺坂保安院長は、同日午前、福島第一原発周辺でセシウムが検出されていることなどから燃料棒に問題が起きていると考えざるを得ない旨の報告も受けていたため、中村保安院審議官に対して、「（事実がそうであるなら）そのように言うしかない」旨告げた。

同日 14 時頃の保安院プレス発表（第 14 報）において、中村保安院審議官は、同日 9 時 45 分頃のプレス発表（第 12 報）の説明よりも更に踏み込んで、「炉心溶融の可能性がある。炉心溶融がほぼ進んでいるのではないだろうかと。」と説明した。

当時、保安院のプレス発表内容は、官邸に事前連絡されていなかったが[140]、この第 14 報においても、事前連絡なしに「炉心溶融」という重要な事象についてプレス発表されたこと、それ以前から、事故に関して官邸に届く情報が極めて乏しく、枝野官房長官らが広報に苦慮している状況にあったことなどもあいまって、これらの状況を認識していた総理大臣秘書官や官房長官秘書官らは、保安院の情報共有姿勢に不信感を抱くに至り、そのような中で、経済産業省から出向していた貞森恵祐内閣総理大臣秘書官（以下「貞森総理秘書官」という。）は、保安院職員に対し、保安院のプレス発表内容を官邸に事前連絡するよう要請した[141]。

140　保安院は、当時、広報に利用する目的でプラント状況や保安院の対応状況等を時系列に記載した資料（地震被害情報）を作成しており、ERC 広報班は、その内容が更新されるたびに、同資料を官邸危機管理センターへ FAX 等で送信していたが、しばしば、その一部が官邸の政務や秘書官等へ回付されないことがあった。

141　当時官邸にいた保安院職員の中にも、ERC に対し、プレス発表内容の事前連絡がないことについて

貞森総理秘書官は、保安院が官邸の了解を得た上で広報するよう求めたものではなく、広報内容を事前に共有することを求めたにすぎなかったが、このような要請があったことを知った寺坂保安院長は、保安院の広報担当者に対し、プレス発表の際は官邸に事前連絡した上、官邸の了解を得て行うよう指示した。しかしながら、そのプロセスが明確ではなかったため、それ以前は一、二時間おきに行われていた保安院のプレス発表の間隔が広がることとなった[142]。

また、前記要請を受け、寺坂保安院長から指示を受けた他の保安院審議官が中村保安院審議官に対し、「保安院プレス発表における発言ぶりに懸念を示す者がいるので、プレス発表における発言に注意するように。」との旨を伝えた。

中村保安院審議官は、その後の同日 17 時 50 分のプレス発表（第 15 報、3 月 12 日 15 時 36 分の 1 号機原子炉建屋爆発に関する説明）まで担当したが、その後、寺坂保安院長に広報官を交代してほしい旨願い出たため、寺坂保安院長は、広報官を野口哲男原子力安全・保安院首席統括安全審査官（以下「野口首席統括安全審査官」という。）と交代するよう指示した。その後の 2 回の保安院プレス発表は、野口首席統括安全審査官が担当した。

野口首席統括安全審査官らは、3 月 12 日 21 時 30 分のプレス発表（第 16 報）において、「テレビなどでは、今回日本で初めての炉心溶融ということで報道されていますが、それの意味と、それが正しいかどうかも含めてその意味を国民の方にわかるような立場からおっしゃってくださいますか。」との質問に対し、「まだ炉心の状況は正確には確認できてございませんので、これからどこまでできるかわかりませんけれども、確認をしていきたいと思います。」「炉心が破損しているということは、かなり高い確率だと思いますが、状況がどういうふうになっているかということは、現状では正確にはわからない状況でございます。」と説明し、「炉心溶融」という表現を使わずに説明をした。

3 月 13 日 5 時 30 分（第 18 報）のプレス発表は根井寿規原子力安全・保安院審議官（原子力安全・核燃料サイクル担当）（以下「根井保安院審議官」という。）

保安院に対する不信感が官邸において高まっている旨連絡した者がいた。

142　このように、保安院のプレス発表が遅れがちになったため、3 月 13 日、保安院広報担当職員は、貞森総理秘書官、官房副長官秘書官らとの間で、官邸への事前連絡（保安院側の認識としてはその了解）を得るための手続について協議し、保安院広報担当職員が、直接、貞森総理秘書官又は官房副長官秘書官にプレス発表内容を事前説明することとなり、以後、その手続が迅速に行われるようになった。

が担当し、当該プレス発表において、同審議官は、1 号機の炉心溶融の可能性に関する問いに対し、「可能性として否定ができないことは、もう既にそういう物質（セシウム）が出てきているということに関すれば、それは念頭に置いておかなければいけない。」と説明した[143]。

同日 17 時 15 分（第 20 報）のプレス発表以降は、西山英彦原子力安全・保安院付（以下「西山保安院付」という。）が広報官として専従することとなったが、その発表において、西山保安院付は、「炉心の状況はデータからははっきり言えることではないため、溶融しているかどうかは分からない」旨発言した上、その後のプレス発表においては、「少なくとも炉心の毀損が起こっていると言うことは間違いないと思います。・・・溶融というところまでいっているのかどうかはよくわかりません。」と、「炉心溶融」という表現を使わずに説明し、炉心溶融の可能性についても否定しないものの、肯定もせず、不明と答えるにとどまった。

このように、同月 12 日から 13 日にかけての保安院のプレスに対する説明は、「炉心溶融」という表現を使わなくなったこと、その可能性について肯定的な説明から不明との説明に変わったことの 2 点で内容が変遷した。

その後の 3 月 14 日 9 時 15 分（第 22 報）のプレス発表においては、西山保安院付は、「1 号機及び 3 号機について炉心溶融の可能性がある」旨の炉心溶融の可能性を肯定する説明をしたが、その直後、同プレス発表に同席した保安院職員は、「水素が出てくるというのを考えますと、やはり燃料を覆っている被覆材、ジルカロイとか言われていますけれども、それとの反応で出てきているのかなと推測されますので、まだ溶融とかそういう段階では決してないと思っております。」と炉心溶融の可能性を否定するかのような説明をした。さらに、同日 16 時 45 分のプレス発表においても、「水素が出ているということは溶けているということですから、溶融（しているということ）でいいですね。」との質問に対して、西山保安院付が「損傷の段階でも水素が出る場合もあると考えられます。」と説明した直後、同プレス発表に同席した保安院職員は、「水素との関係で言いますと、燃料、被覆材の部分と反応して水素が出てきているということでございますので、溶融という言葉では適切ではない

143　根井保安院審議官は、同日 10 時 5 分のプレス発表（第 19 報）においても、炉心溶融という言葉を使用していない。

のではないかと思います。」[144]と、前同様、炉心溶融の可能性を否定するかのような説明をした。このように、保安院は、一方では、西山保安院付が炉心溶融の可能性を肯定する説明又は肯定も否定もしない説明をしながら、他方で、炉心溶融の可能性を積極的に否定するかのような広報をした。このような広報が、その後、事故状況について、保安院が事実を隠そうとしているのではないかとの疑念を与えた原因となったと考えられる[145]。

4 月 10 日、保安院は、海江田経産大臣からの指示に基づき、炉心状況を説明する用語の整理と炉心状況の分析に着手した。その頃、統合本部において、海江田経産大臣、東京電力社員らが、炉心状況を説明する用語を議論していた際、その中の一人が「炉心溶融」ではなく「燃料ペレットの溶融」との言葉を用いて炉心の状態を説明する方が正確で適切であると述べ、その場にいた海江田経産大臣も、これに同意した。その後、保安院職員は、東京電力社員からそのような議論があったことを聞き、以後、炉心状況を説明する際には、「炉心溶融」という用語に代えて「燃料ペレットの溶融」という用語を使うこととし、その旨東京電力にも連絡した。

保安院は、4 月 18 日、第 23 回原子力安全委員会臨時会議において、福島第一原発 1 号機から 3 号機の炉内状況についての分析及び評価について報告したが、その際、炉心の状況を説明する用語について整理した文書を作成し、その中で、①「炉心損傷」について、「原子炉炉心の冷却が不十分な状態の継続や、炉心の異常な出力上昇により、炉心温度（燃料温度）が上昇することによって、相当量の燃料被覆管が損傷する状態。この場合は燃料ペレットが溶融しているわけではない。」、②「燃料ペレットの溶融」について、「燃料集合体で構成される原子炉の炉心の冷却が不十分な状態が続き、あるいは炉心の異常な出力上昇により、炉心温度（燃料温度）が上昇し、燃料が溶融する状態に至ることをいう。この場合は燃料集合体及び燃料ペレットが溶融し、燃料集合体の形状は維持されない。」、③「メルトダウン」について、「燃料集合体が溶融した場合、燃料集合体の形状が維持できなくなり、溶融物が

144　水素は燃料被覆管のジルコニウムと水が反応して発生したと考えられるため、水素の発生は被覆管の損傷を推認させる根拠にはなるが、被覆管内の燃料ペレットが溶融している根拠にはならない。他方、燃料ペレットの溶融を否定する根拠にもならない。

145　枝野官房長官は、3 月 13 日 11 時過ぎ頃の官房長官記者会見において、「1 号機の炉心溶融は起きたという認識か。」との記者からの問いに対して、「これは十分可能性があるということで、当然、炉の中だから確認ができないが、その想定の下に対応をしているし、今回の場合も可能性があるという前提で対応している」旨回答した。

重力で原子炉の炉心下部へ落ちていく状態をいう。」とそれぞれ定義した上、1 号炉から 3 号炉については「燃料ペレットの溶融」が起きている旨記載した。

（3）炉心に関する東京電力の説明

中間報告Ⅴ８（３）のとおり。

（4）東京電力の広報と国側の関わり[146]

3 月 11 日以来、福島県庁では、福島県自治会館に設置された県災対本部に派遣されている東京電力福島事務所の職員が、福島第一原発等についての情報を、同会館において開催される県災対本部の本部員会議において報告することとしており、その模様が報道機関に公開されていた。この会議は、同月 11 日から 15 日までの間は、1 日に数回開催されていた。

同月 12 日夕方頃、東京電力福島事務所長は、県災対本部から、前記本部員会議で同日 15 時 36 分に発生した福島第一原発 1 号機原子炉建屋爆発について説明してほしい旨依頼を受けた。

同所長は、報道機関等から 1 号機原子炉建屋爆発後の写真等を提供してほしい旨要請されていたことなどから、その説明の際、東京電力内で共有していた 1 号機原子炉建屋爆発後の同建屋写真（図Ⅳ-8 参照。）を使用することとし、自己の判断で、当該写真を同日夜の本部員会議において公表した。

一方、3 月 12 日 18 時頃の官房長官記者会見の時点で、官邸には 1 号機原子炉建屋爆発に係る資料等がほとんどなかったため、枝野官房長官は、「何らかの爆発的事象があったということが報告されております。」と説明するにとどめざるを得ず、同日 21 時頃の官房長官記者会見時に初めて、東京電力からの報告に基づき同爆発に係る状況を比較的詳しく説明するに至った。その後、枝野官房長官は、福島県において 1 号機原子炉建屋爆発後の同建屋写真が公表されていることを知り、官房長官秘

図Ⅳ-8

3 月 12 日東京電力撮影

146　東京電力の広報と国側の関わりについては、中間報告Ⅴ８（４）で取り上げたが、その後の調査・検証によって明らかになった事実も踏まえ、改めて本項で記述するものである。

書官らをしてその写真が官邸に提供されていない経緯を調査させた上、清水正孝東京電力社長（以下「清水社長」という。）に対し、電話で、迅速な情報・資料提供を要請するなどした[147]。

また、以上の経緯について報告を受けた菅総理も、同月 13 日 14 時頃、事故後初めて官邸を訪れた清水社長に対し、同様の要請をした。その後、清水社長は、東京電力立地地域部長に対し、東京電力がプレス発表する際には、事前にプレス文案や公表資料等について官邸の了解を得るよう指示し、後記（５）のとおり、それが原因となって広報の遅れが生ずることがあった。

（５）3 号機原子炉の状況に関する広報[148]

3 月 13 日 15 時 30 分頃、枝野官房長官は、記者会見において、3 号機原子炉への注水が不安定で炉心を十分に冷却できず、3 号機原子炉内に大量の水素が発生している可能性が否定できないので、同月 12 日の 1 号機と同様、3 号機においても原子炉建屋の水素爆発の可能性がある旨説明した。

同月 14 日 11 時頃、枝野官房長官は、記者会見において、同日 6 時 50 分、福島第一原発 3 号機原子炉格納容器の圧力が上昇し、東京電力は、屋外作業員に対し、一時退避を命じたが、その後、原子炉格納容器の圧力が下がり、屋外作業を再開している旨説明した。しかし、その記者会見の最中に 3 号機原子炉建屋が爆発し、枝野官房長官は、同月 14 日 11 時 5 分現在、3 号機から煙が出ていることから爆発の起こった可能性があり、事実関係を確認中である旨述べた。

これに先立つ同月 14 日 6 時頃、福島第一原発の吉田所長は、東京電力本店に対し、3 号機のドライウェル圧力が急上昇している旨連絡した。吉田所長は、その後の同日 7 時 53 分、東京電力本店に対し、3 号機のドライウェル圧力が同日 6 時 10 分現在で設計上の最高使用圧力を超え、原子炉格納容器圧力が異常上昇している旨連絡した。これらの連絡を受けて、東京電力本店の官庁連絡班員は、当時官邸に派遣されていた東京電力本店社員（以下「東京電力社員 A」という。）に対し、3 号機の原子炉格納容器圧力異常上昇のプレス発表について、官邸及び保安院の了解を得

147　枝野官房長官は、その直後、菅総理同席の場で、当時官邸に派遣されていた東京電力社員に対しても、東京電力の情報提供の遅れ等について注意した。

148　3 号機原子炉の状況に関する広報については、中間報告Ⅴ８（５）で取り上げたが、その後の調査・検証によって明らかになった事実も踏まえ、改めて本項で記述するものである。

るよう指示した。この指示を受けた東京電力社員Aは、官邸5階にいた保安院職員に対し、東京電力本店広報班が作成したプレス文案を提示しながら3号機の原子炉格納容器圧力異常上昇について説明し、広報の了解を求めたところ、前記保安院職員は、官邸において調整するのでしばらく広報を待つよう指示したが、その後、前記保安院職員は、官邸の了解が得られていないなどの理由から、東京電力社員Aに対し、東京電力が先にプレス発表しないよう指示した。前記保安院職員は、当時官邸5階に詰めていた安井正也原子力安全・保安院付（以下「安井保安院付」という。）に東京電力のプレス文案内容について確認をとろうとしたが、当時、安井保安院付は別の案件の対応に追われていたため、確認できたのが同日9時頃になり、その直後にその結果を東京電力社員Aに伝えた。しかしながら、東京電力は、その後も直ちにプレス発表しなかった[149]。

他方、福島県庁では、かねて、東京電力福島事務所の職員が本部員会議において福島第一原発のプラント状況について報告しており（前記（4）参照）、その模様が報道機関に公開されていた。

3月14日早朝、3号機原子炉格納容器の圧力上昇に係る情報が、福島第一原発から東京電力福島事務所に伝えられ、東京電力福島事務所長は、東京電力本店に対し、同日9時頃の本部員会議において3号機の原子炉格納容器圧力異常上昇について説明することにつき了承を求めた。しかし、東京電力立地地域部長は、前記のとおり、保安院からプレス発表を待つよう指示されていたので、福島県庁における本部員会議でもまだその説明をしてはならない旨返答した。そのため、東京電力福島事務所の職員は、同日9時頃の本部員会議において3号機原子炉格納容器圧力異常上昇についての報告をすることができなかった。

その後、同日9時15分、西山保安院付は、保安院プレス発表において、3号機原子炉格納容器圧力が設計上の最高使用圧力を超えている旨説明した。

149　東京電力の担当職員は、「同日10時30分以降に、このプレス文を発表したと思う」旨述べているものの、この供述を裏付ける資料はないのみならず、プレス文が同社のホームページに掲載されていないなど、プレス発表がなかったことをうかがわせる事情も認められ、発表の有無については確定できなかった。少なくとも、同日8時頃には準備されていたこのプレス文の発表が同日10時30分までの間には行われていないことは認められる。

なお、東京電力が同日9時頃に前記確認（プレス発表の了解）を得ていながら、直ちにプレス発表しなかった理由は明らかではない。

（6）統合本部合同記者会見

4 月上旬頃、細野補佐官は、国の各関係機関と東京電力の記者会見内容に重複やそごがみられることから、これらが合同して記者会見を行うべきであると考え、経済産業省に対し、合同記者会見実施の是非について検討するよう指示したが、同省が、規制当局と被規制者である事業者が一緒に記者会見を実施することは不適切であるとして反対したため、合同記者会見の実施は、一旦は見送られることとなった。

しかし、4 月 15 日、細野補佐官は、依然として記者会見内容にそごがあることなどから、合同記者会見実施の必要性を強く訴え、経済産業省等と再度検討した結果、同月 25 日から、東京電力本店 2 階において、統合本部合同記者会見が実施されることとなった。統合本部合同記者会見には、細野補佐官、安全委員会、文部科学省、保安院、東京電力等が参加した。

（7）テルル等の放射性核種検出に関する公表

中間報告Ⅴ８（６）のとおり。

（8）「直ちに」との表現[150]

政府は、今回の事故後、放射線の人体への影響に関し、度々、「直ちに人体に影響を及ぼすものではない。」と説明をした。例えば、枝野官房長官は、3 月 16 日 18 時頃の官房長官記者会見において、同日のモニタリング値（飯舘村、南相馬市、浪江町において 30μSv/h 以上を測定）について、「直ちに人体に影響を及ぼす数値ではない。」と説明し、同月 19 日 16 時頃の官房長官記者会見においても、福島県内で生産された牛乳、茨城県内で生産されたほうれんそうの検体から、食品衛生法上の暫定規制値を超える放射性物質が検出されたことについて、「(暫定規制値を超える放射性物質が検出された食品を一時的に摂取したとしても）直ちに、皆さんの健康に影響を及ぼす数値ではないということについては、十分御理解を頂き、冷静な対応をお願いしたい。」と説明した。なお、この枝野官房長官の「直ちに人体（健康）に影響を及ぼす数値ではない」旨の説明は、低線量被ばくが累積した場合の影響に

150 「直ちに」との表現については、中間報告Ⅴ８（７）で取り上げたが、その後の調査・検証によって明らかになった事実も踏まえ、改めて本項で記述するものである。

ついては不明であるものの、少なくとも急性症状が生ずるような値ではないとの趣旨で述べられたものであった。

また、同月 20 日、消費者庁は、そのホームページにおいて、蓮舫内閣府特命担当大臣（消費者及び食品安全、行政刷新担当）の消費者宛てのメッセージ「食品からの放射能検出に伴う出荷制限について」を掲載し、その中で、「食品衛生法上の暫定規制値を超えた食品を一時的に摂取したとしても、直ちに健康に影響を及ぼすものとは考えられません。」と説明し、その後の同月 21 日及び 23 日付けのメッセージにおいても同様の説明をした。さらに、安全委員会も、同月 21 日付けの「避難又は屋内退避が実施されている区域以外にお住まいの方々へ」において、国民に対し、「規制値以上の放射性物質が検出された食品を摂取し続けても直ちに健康に影響を及ぼすものではありません。」と説明した。

これらの「直ちに」との表現が用いられた背景には、低線量の放射線被ばくについては、被ばくとがん等の発生との間に関係があるか否かが明らかではなく、かつ、仮にがん化するような場合でもそれまでには相当程度長い期間を要するといった科学的知見（中間報告Ⅴ４（１）ｂ参照）があると考えられる。もっとも、「直ちに人体に影響を及ぼすものではない。」との表現については、「人体への影響を心配する必要はない。」という意味に理解する者と、反対に「直ちに人体に影響を及ぼすことはないが、長期的には人体への影響がある。」という意味に理解する者があり得るところ、いずれの意味で用いているのか必ずしも明らかではなく、この点についての踏み込んだ説明はされていなかった。

なお、消費者庁は、４月１日、前記メッセージから「直ちに」という文言を削除したが、同庁は、そのホームページに掲載されている「食品と放射能 Q&A」において、前記メッセージ中に「直ちに・・・考えられません。」という文言を用いた趣旨について、仮に暫定規制値を超える食品を一時的に食べても、被ばくする放射線量に直すと極めて微量であり、身体に急性的な症状が出るとは考えていないが、放射性物質である以上、摂取し体内に蓄積した場合の影響が皆無とは言えないことを表現したものである旨説明した。

（9）不測事態シナリオ

3 月 22 日、菅総理は、仮に福島第一原発事故につき最悪のケースが重なるとどの

ような影響があるかを知るために、原子力委員会委員長である近藤駿介氏（以下「近藤氏」という。）に対し、福島第一原発事故の今後の最悪事態の想定とその対策を検討するよう依頼した[151]。近藤氏は、3 月 15 日の 4 号機原子炉建屋爆発を契機として、既に同日から事故状況が更に悪化した場合の対応策について検討していたが、菅総理の前記検討依頼は、原子力委員会としての本来の所掌を越えるものであることから、近藤氏が個人としてこれを引き受け、検討することとした。その上で、近藤氏は、個人名で、「福島第一原子力発電所の不測事態シナリオの素描」（以下「素描」という。）を作成し、同月 25 日、素描を細野補佐官へ提出した。素描は、作業員の総退避、1 号機から 3 号機の原子炉格納容器破損に伴う放射性物質の放出、1 号機から 4 号機の使用済燃料プールの燃料破損に伴う放射性物質の放出といった仮定的事実の下でどのような事態が生ずるかを検討し、その事態の下で、1986（昭和 61）年に発生したチェルノブイリ原子力発電所事故の際に採用された避難の基準に基づいて避難措置を講じた場合、どの地域がその対象となるかを想定しており、前記仮定的事実の下では、「避難を求めるべき地域」[152]が福島第一原発から 170km 以遠にまで及ぶことや、年間線量が自然放射線レベルを大幅に超えるため、「移転することを希望する人々にはそれを認めるべき地域」[153]が 250km 以遠にも及ぶことを説明している。

近藤氏は、素描を細野補佐官を介して菅総理に提出した際、細野補佐官に対し、素描が示すような事態が生ずる可能性はほぼないと思われるが、原子炉格納容器への窒素封入、高所からの注水装置の遠隔操作化、4 号機使用済燃料プール底部の強化等を行えば、格段に安心度が増す旨説明した。

その後、細野補佐官は、統合本部において、素描が示す対策の実施について検討を進めたが、菅総理の了解をも得た上、素描自体は公表しないこととした。それは、①素描は、実際に生じた事実を記したものでも、また、生ずる可能性が高い事実を記したものでもないこと、②そのようなものを公表した場合、仮定的事実に基づく

151　また、菅総理は、細野補佐官に対し、近藤氏が作成する文書に記されることとなる対策の実施を検討するよう指示した。

152　チェルノブイリ原子力発電所事故の際に避難を求めるべきとされた地域であり、セシウム 137 の地表汚染濃度が 1,480kBq/㎡以上の地域をいう。

153　チェルノブイリ原子力発電所事故の際に移転することを希望する人々にはそれを認めるべきとされた地域であり、セシウム 137 の地表汚染濃度が 555kBq/㎡以上の地域をいう。

考察結果であるという本質的部分を捨象して結論部分のみが報じられるおそれもあり、そうなると、不必要な不安・混乱をもたらすおそれがあること、③万が一素描が想定する使用済燃料プールの冷却等ができなくなるといった事態に至ったとしても、放射性物質の放出が始まるまでに相当の時間的余裕があることなどから、取り急ぎ公表する必要性も乏しいこと等を総合考慮したことによるものであった。

9　国外への情報提供に関して問題があり得るものの事実経緯[154]

（1）各国に対する情報提供

a　官房長官記者会見及び合同ブリーフィング

事故発生後、政府は、官邸及び関係省庁全体による国外に対する情報提供として、以下のとおり、①官房長官記者会見の同時通訳等、②外務省主催の在京外交団に対するブリーフィング、③内閣官房内閣広報室（以下「内閣広報室」という。）主催の外国プレスに対するブリーフィング等を実施した。

まず、政府は、3月13日夜以降、官房長官記者会見録の英訳を首相官邸ホームページに掲載し、さらに、同月16日18時頃に行った官房長官記者会見以降は、官房長官記者会見に英語の同時通訳を導入した。

次に、外務省は、保安院[155]等の関係省庁と共に、在京外交団に対して、3月13日から5月18日までの間は原則として毎日、同月19日以降は原則として週3回、ブリーフィングを行った。

また、内閣広報室は、保安院等の関係省庁と共に、外国プレスに対して、3月21日から平成23年末まで、ブリーフィングを行った。

154　国外への情報提供に関して問題があり得るものの事実経緯について、中間報告Ⅴ9では、「（1）汚染水の海洋放出についての情報提供の状況」、「（2）発災直後の各国に対する情報提供」の順に記載したが、本報告においては、官邸における広報を含め国外に対する情報発信全般についての記述を加えたことから、その総論に位置付けられるものを先に記述し、情報発信の一つとして位置付けられる「汚染水の海洋放出についての情報提供の状況」については、各論として後に記述することとした。

155　経済産業省の原子力防災業務マニュアルは、保安院企画調整課国際室長が、①国外向けのプレス発表文（英文）を作成し、②保安院の広報官である首席統括安全審査官と連携して海外プレス向けの記者会見を行い、③当該プレス発表文やその他の公表資料を、駐日外国公館等に提供することとしている。

b　個別の照会対応

前記ａのほか、保安院等の関係省庁は、海外からの個別の照会にも対応した。

3 月 11 日 19 時 3 分の原子力緊急事態宣言発出後、経済産業省別館 3 階 ERC に原災本部事務局が設置され（前記Ⅲ２（１）参照）、保安院の国際広報担当である保安院企画調整課国際室長を始めとする保安院企画調整課国際室の職員は、ERC 広報班[156]に所属して、国外への情報提供等を担当し、各国政府等からの個別の照会に応じた。

また、内閣広報室も、外国プレス等からの個別の照会に応じた。

c　発災直後の米国に対する情報提供[157]

（ａ）事故直後から日米協議開始までの情報提供

米国は、事故発生直後から福島第一原発の状況について強い関心を持ち、米国政府関係者（駐日米国大使館等、在日の政府関係者を含む。以下、職名・個人名は特定せず、単に「米側」という。）は、3 月 12 日から再三にわたり、電話で、枝野官房長官等、官邸に詰める閣僚等や官邸職員に対し、支援申入れを行うとともに、事故に関する情報提供を求めた。そこで、我が国は、米側に対し、それらの電話における直接の情報提供のほか、同月 13 日には外務省内において、翌 14 日未明には西山保安院付からの電話により、同日昼間には経済産業省内において、原子炉の状態等について説明した。しかしながら、米側は、更に同日夜、枝野官房長官に対し、更なる情報提供と米国の原子力専門家の官邸常駐を要請した。その理由は、我が国から提供された情報や我が国の情報提供態勢が依然十分でなかったためであると考えられる。これに対し、枝野官房長官は、米側の意図が明らかにされていなかったことなどから、その段階での即答を控えた。

この頃、米国原子力規制委員会（NRC）は、駐日米国大使館に派遣中の NRC 専門家と緊密な連絡をとりつつ、在日米国民に対して独自に発する避難勧告の

156　原子力防災業務マニュアルは、ERC 広報班が、広報官である首席統括安全審査官が行う記者会見の支援のほか、地域住民、報道機関、国際機関、外国政府等への情報提供や、一般からの照会への対応等を担当することとしている。

157　発災直後の米国に対する情報提供については、中間報告Ⅴ９（２）ｂで取り上げたが、その後の調査・検証によって明らかになった事実も踏まえ、改めて本項で記述するものである。

範囲等について検討しており、そのため、我が国に対して詳細な情報提供を求めていたものと認められる。しかしながら、我が国は、米国のこのような事情を聞かされていなかったことに加え、官邸において把握していたプラント情報自体も乏しく、他方、プラント情報に詳しい保安院を中心とする政府関係職員はプラント対応に忙殺されていたこともあり、米側が満足するような情報提供ができていなかった。これが、米側が我が国の情報提供に不満を抱いた一因をなしたと認められる。

3月15日頃、枝野官房長官は、再度、米側から米国の原子力専門家の官邸常駐を求められ、菅総理の了解を得た上、翌16日から、NRC専門家が官邸に常駐して情報収集することを認めた。これを受け、経済産業省職員及び保安院職員らは、同日から数日間にわたり、官邸2階において、NRC専門家らに対して、事故に関する情報を提供した。

その後も、米側は、例えば、同月16日から開始された防衛省での福島原発事故に係る会議（日本側からは、外務省、保安院、防衛省、東京電力等が参加）[158]に参加し、また、翌17日未明、枝野官房長官に更に電話をかけ、さらに、翌18日から統合本部にも出向くなどして、情報収集した。

（b）50マイルの避難勧告

前記（a）のとおり、NRCは、在日米国民に対して独自に発する避難勧告の範囲等について検討するため、様々なルートから情報収集を試みたものの、十分な情報が得られなかったことから、安全側に広く避難勧告をすることとし、3月17日（日本時間）、在日米国民に対し、福島第一原発から50マイル（約80km）圏外への避難を勧告した。この避難勧告は、福島第一原発のプラントの状態について十分な情報が得られていない状況において、福島第一原発から50マイルの地点での放射線量が約1rem（10mSv）に上昇するものと予測されるという考察を基礎としてなされたと認められる。

158　同会議は、米側が原発事故に関する情報がないため困惑している旨の話を聞いた防衛省職員から駐日米国大使館員へ提案したことを契機として、同省が中心となって実施されたものである。

（c）日米協議の開始

3月18日頃、細野補佐官及び長島議員は、統合本部等において米側と接触し、そのやり取りから、複数化していた米国への情報提供の窓口を一本化して、米側に正確な情報を提供すること等の必要性を強く認識した。そこで、細野補佐官らは、両国の関係者が一堂に会し、情報共有、支援物資の要請・受入調整等を行うことを目的とする協議会（以下「日米協議」という。）を設置することを内容とする日米協議設置案を作成し、菅総理らの了解を得てその準備にとりかかった。また、その頃、菅総理は、日米協議の立ち上げに向けた関係省庁間の調整を福山官房副長官に、日米協議の運営を細野補佐官に、それぞれ命じた。

その後、福山官房副長官及び細野補佐官は、同月21日に行われた米側及び我が国の関係省庁等の準備会合を経て、翌22日から、日米協議を開催した。この協議には、日本側からは、福山官房副長官、細野補佐官、長島議員らの政務関係者、内閣官房副長官補付（安全保障・危機管理担当）、安全委員会、外務省、防衛省、保安院、文部科学省等の関係省庁担当者、東京電力の担当者等が出席し、以後は、この場において、米国との間でプラントに関する情報共有及び意見交換、支援物資受入調整等が行われるようになった。日米間の情報共有状況は、この日米協議を通じて大幅に改善され、また、この協議に先立って行われた関係省庁会議において、関係省庁間の情報交換も効率的に行われるようになった。

（2）汚染水の海洋放出についての情報提供の状況

a　原子力事故早期通報条約に基づく通報態勢

経済産業省の原子力防災業務マニュアルは、放射性物質を放出する原子力事故が発生した際、保安院企画調整課国際室長は、それが原子力事故早期通報条約に該当する事象であるか否かを判断し、該当する場合はIAEAに通報することとしている[159]。

今回の事故対応においては、同条約上の通報を担当する保安院企画調整課国際室長を始めとする同課国際室の職員（以下「国際広報担当職員」という。）は、原

159　平成20年度原子力総合防災訓練において、IAEA、経済協力開発機構原子力機関（OECD NEA）等の国際機関に対する通報訓練や、在京外国大使館に対する情報伝達訓練が実施された。

子力総合防災訓練時と同様、ERC 内に席を置かずに、保安院企画調整課国際室において、国外への個別の情報提供等を行っていた。

このため、国際広報担当職員と ERC との情報共有は、ERC 内で共有される文書については、保安院企画調整課国際室へ送付してもらう方法によっていたが、国際広報担当職員は、ERC 内に常駐していなかったため、文書化されていない情報を即時に把握することは困難な状況にあった。

b　汚染水海洋放出に関する諸外国及び国際機関への連絡[160]

中間報告Ⅴ６（１）ｅのとおり、東京電力は、4 月 4 日、保安院の了解を得て、集中廃棄物処理施設内等の放射性物質濃度の比較的低い滞留水を海洋に放出することとしたが、国際広報担当職員の中でその放出に必要な事務作業に関与した者はおらず、その事務作業に関与した保安院職員の中で関係諸外国へ通報することの必要性を認識、指摘した者もいなかった。放出を決定した後の同日 16 時 3 分に始まった官房長官定例記者会見を視聴していた国際広報担当職員の一人は、当該会見により前記放出の実施予定を初めて知るとともに、前記条約に基づく通報の必要性に気付き、直ちに ERC に出向いて前記放出に関する資料を入手し、同日 17 時 46 分、IAEA に対し、電子メールで前記放出の実施予定を連絡した。

また、同日 15 時 30 分過ぎ、統合本部にいた外務省職員が、前記放出の実施予定情報を入手して同省関係部局に連絡し、同情報が同日 16 時開始の定例ブリーフィングを行っていた同省職員の携帯電話メールに送られたため、そのブリーフィングの中で同情報が各国の外交団に伝えられた。前記放出は、同日 19 時 3 分に開始されたところ、外務省は、統合本部にいた同省職員から同放出の実施予定について知らされ、在京の全外交団に対し、電子メール及び FAX で、同日中に放出が開始される旨連絡した。しかし、在京外交団へ連絡がなされたのは同日 19 時 5 分であり、前記放出開始後の連絡となった。

外務省及び保安院は、同月 5 日 16 時からの定例ブリーフィング（47 か国、2 国際機関出席）において、改めて前記放出の経緯やその影響について説明を行い、

160　汚染水海洋放出に関する諸外国及び国際機関への連絡については、中間報告Ⅴ９（１）ａで取り上げたが、その後の調査・検証によって明らかになった事実も踏まえ、改めて本項で記述するものである。

また、外務省は、翌6日、在京の中華人民共和国、大韓民国（以下「韓国」という。）及びロシアの各大使館に対して、前記放出の経緯やその影響についての説明をした。

c　国際約束の履行の観点からの問題の有無

中間報告Ⅴ９（１）ｂのとおり。

10　諸外国及びIAEA等国際機関との連携

（１）米国等との連携状況

中間報告Ⅴ10（１）のとおり。

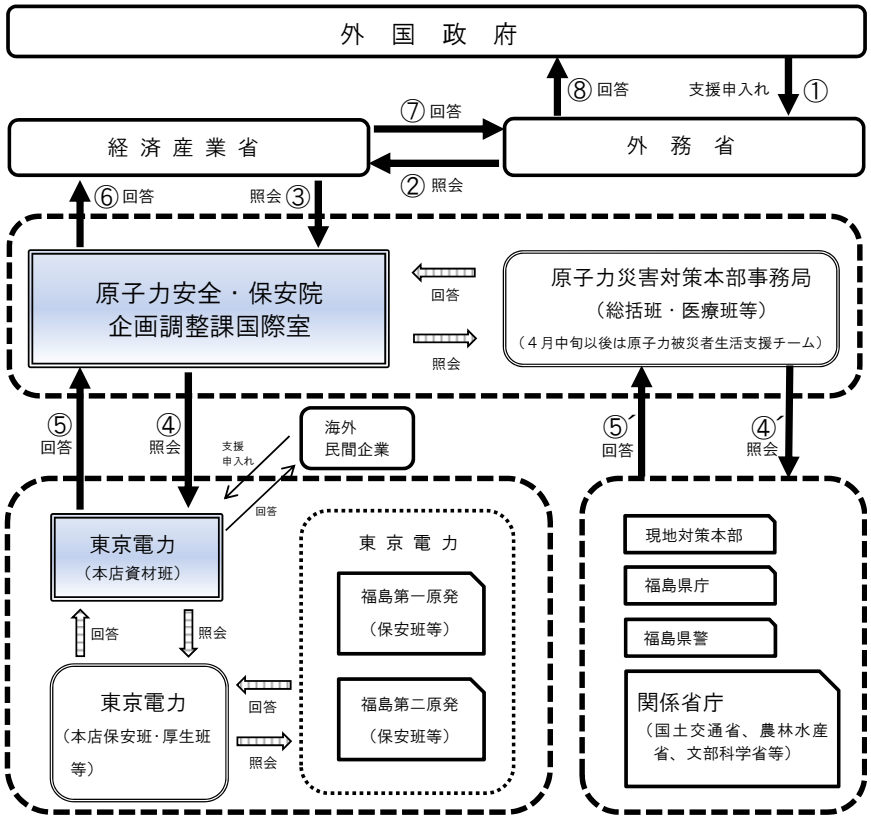
（２）各国からの援助提供とそれらに対する対応

a　支援物資受入態勢

防災基本計画は、様々な災害について、その類型ごとに災害への対応方法を記しており、第2編の「地震災害対策編」、第3編の「津波災害対策編」等は、海外からの支援の受入れの在り方（以下「受入れの在り方」という。）についても言及しているが、第11編の「原子力災害対策編」は、受入れの在り方について記していない。第15編の「その他の災害に共通する対策編」は、多くの災害対策に共通する事項について記しており、その中で、「第2編から第14編の個別の災害に対する対策についても、必要に応じ、本編の記述によることとする」としているところ、第15編は、受入れの在り方についての項を設け、その中に、関係省庁は、海外からの支援の受入れに係る対応方針をあらかじめ定めておくことを前提とした記述がある。

しかしながら、原災マニュアル及び経済産業省の原子力防災業務マニュアルは、海外からの支援の受入れに係る対応方針について記述しておらず、今回の事故対応における海外からの支援物資の受入態勢は、事故発生後にアドホックに設けられたものであった。事故発生当初（3月中）における態勢は、図Ⅳ-9のとおりである。

図Ⅳ-9 事故発生当初の支援物資受入れの主な流れ



b 受入態勢等の問題点

事故発生後の初期段階における海外からの支援物資の受入れは、受入態勢及び受入物資の保管場所の問題から、以下のとおり必ずしも順調に行われなかった。

まず、受入態勢について、保安院企画調整課国際室は、支援物資の受入調整業務を、3月中旬頃から4月上旬頃までの間、担当者1名[161]のみで行っていた。これは、前記aのとおり、経済産業省が事前に海外からの支援物資の受入調整業務があることを想定しておらず、同省の原子力防災業務マニュアルにこの受入れの在り方を記していなかったこと、他の業務がふくそうしていたことなどから、十分な受入態勢に立て直す契機を失したことによるものと認められる。このように、4月上旬頃まで、受入調整業務担当者が1名のみであったため、同業務に混乱や遅れを来した。しかし、同業務の担当者は、4月上旬頃から2名、4月中旬頃か

161 当該担当者は、支援物資受入調整だけでなく、他に日米協議等の外国政府等との協議に係る業務も担当していた。

ら4名となり、それ以降は、円滑に対応できる状態となった。

東京電力本店資材部は、支援物資受入れの担当職員を常時2名とし、3名から5名が交代で担当したが、同社の原子力事業者防災業務計画に支援物資の調整についての記載がなく、必要性の照会や、引渡しの調整、物資を保管する場所の手当て等を同時並行的に行わなければならなかったので、事故直後の受入調整に混乱を来していたものの、3月下旬頃からは、順調に対応できる状態になった。

次に、受入物資の保管場所に関し、保安院は、当初、米国からの支援物資を必要としていた東京電力等から、その必要性について直ちに回答を得られたので、米国に対しても直ちに回答し、それを受け入れていた。しかし、東京電力は、間もなく、国内外からの支援物資を保管していたJヴィレッジ及び小名浜の各倉庫の空きに余裕がなくなったことから、支援物資受入れの必要性を慎重に検討した上で回答するようになった。これに加え、3月下旬頃からは、他の国からも様々な支援物資の提供申入れがなされるようになり、中には、中間報告Ⅴ10（2）のとおり、性質上、その受入れの検討に時間を要するものも少なくなかったことから、全般的に受入れの回答が遅れるようになった[162]。

そのような状況において、3月中旬頃から、保安院企画調整課国際室は、諸外国及び税関から「受入れの回答が遅い」「貨物の引取りが遅い」旨の苦情を受けるようになり、そこで、保安院企画調整課国際室は、成田国際空港付近に倉庫を借り、海外から支援物資提供の申入れがあった場合には直ちに受入れの回答をした上、物資の到着までに受入先の調整がつかないものについては、その倉庫で保管することとした。

c　支援物資受入れの具体例

中間報告Ⅴ10（2）のとおり。

（3）各国の避難状況

米国の避難状況については、中間報告Ⅴ10（3）のとおりであり、同国を含むそ

162　海外からの支援物資は、主として航空便により送付されたが、受入者が特定された上で送付される必要があったため、受入者を決定しないまま、とりあえず受け入れる旨海外へ回答することはできなかった。

の他の国の避難状況等の例については、表Ⅳ-3 のとおり。

表Ⅳ-3 諸外国の避難勧告等の例

国　名	避難勧告等	その他の措置
米国	・3 月 17 日（日本時間）、50 マイル（約 80km）圏外への避難勧告、米国政府職員の家族に対する自主的国外避難勧告 ・4 月 15 日、米国政府職員の家族に対する自主的国外避難勧告の解除 ・10 月 7 日、避難勧告の範囲を 20km 圏外へ縮小	
英国	・3 月 12 日、東京以北（北海道を除く。）からの避難を検討するよう勧告 ・4 月 16 日、前記勧告を東北地方のみに縮小 ・4 月 18 日、日本政府の避難対象地域からの避難勧告へ変更	・3 月 19 日、安定ヨウ素剤の配付開始（服用指示なし）
フランス	・3 月 13 日、東北地方及び関東地方からの避難を勧告 ・12 月 14 日、日本政府の避難対象地域からの避難勧告へ変更	・3 月 16 日、安定ヨウ素剤の配付開始（服用指示なし）
ドイツ	・3 月 13 日、被災地及び首都圏在留者に対し、日本滞在の必要性を検討し、場合によっては出国を視野に入れるよう勧告 ・3 月 18 日、被災地からの避難勧告 ・3 月 25 日、首都圏への日帰り及び短期間の滞在は可能との勧告に修正 ・3 月 28 日、事態悪化時に東京を脱出できるよう準備を行うべき旨の勧告を追加。家族、特に子どもや青少年は原則として滞在しないよう推奨 ・5 月 2 日、首都圏の滞在について懸念が解消された旨発表	・3 月 18 日、大使館機能を大阪に移転 ・4 月 11 日、東京の大使館一部再開 ・4 月 19 日、東京の大使館全面再開
カナダ	・3 月 13 日、日本政府の避難指示に従うよう勧告 ・3 月 16 日、80km 圏外への避難勧告へ変更 ・8 月 30 日、30km 圏外への避難勧告へ変更	
オーストラリア	・3 月 17 日、東北地方及び関東地方からの避難勧告 ・4 月 15 日、日本政府の避難対象地域からの避難勧告に変更	
スウェーデン	・3 月 12 日、日本政府の避難指示に従うよう勧告 ・3 月 16 日、80km 圏外への避難勧告へ変更 ・10 月 10 日、30km 圏外及び日本政府の避難対象地域からの避難勧告へ変更 ・12 月 21 日、日本政府の避難対象地域からの避難勧告へ変更	・3 月 19 日、安定ヨウ素剤の配付開始、半径 250km 圏内の滞在者に対する安定ヨウ素剤の服用勧告
韓国	・3 月 17 日、80km 圏外への避難勧告 ・4 月 13 日、日本政府の避難対象地域への旅行制限を勧告	
スイス	・3 月 11 日、震災直後、東北地方からの避難勧告 ・3 月 15 日、東北地方及び首都圏からの避難勧告 ・4 月 4 日、日本政府の避難対象地域からの避難勧告へ変更	・3 月 16 日、安定ヨウ素剤の配付開始（服用指示なし） ・3 月 20 日、大使館機能を大阪へ移転 ・4 月 5 日、東京の大使館を再開
フィンランド	・3 月 15 日、東北地方からの避難勧告、関東地方からは必要がなければ避難するよう勧告 ・3 月 30 日、80km 圏外への避難勧告へ変更 ・8 月 24 日、日本政府の避難対象地域と同地域に対する避難勧告へ変更、80km 圏内へは必要がなければ近づかないよう勧告	・3 月 12 日、安定ヨウ素剤の配付開始（服用指示なし） ・3 月 18 日、大使館機能を広島へ移転 ・3 月 30 日、東京の大使館を再開

※　距離表示（30km 等）は、いずれも福島第一原発からの距離を表す。

（4）IAEAとの連携

中間報告Ⅴ10（4）のとおり。

Ⅴ　事故の未然防止、被害の拡大防止に関連して検討する必要がある事項

本章では、中間報告Ⅵ章に引き続き、日本海溝沿いの地震津波に関する科学的知見等、シビアアクシデント（SA）対策の在り方、原子力災害対応体制の検討経緯、国際法・国際基準関係及び原子力安全規制機関としての組織体制について述べる。

なお、SA 対策の在り方以下の項目に関連の深い国際原子力機関（IAEA）の安全基準について、冒頭に概略を述べる[1]。

1　国際原子力機関（IAEA）の安全基準

IAEA では、IAEA 憲章に基づき、原子力安全基準等の策定を行うとともに、原子力安全に関する国際条約の策定等の原子力安全確保に係る活動を行っている[2]。原子力安全基準文書の策定[3]は、「IAEA 安全基準シリーズ」に基礎を置き、安全基準類に関する国際的な合意形成と、各国の国内法令の整備に貢献している[4]。

IAEA の安全基準は、1996（平成 8）年以降、「安全原則（safety fundamentals）」、「安全要件（safety requirements）」及び「安全指針（safety guides）」の 3 段階の階層構造で体系的に整理される（図Ⅴ－1 及び 2 参照）とともに、「総合安全」、「原子力施設安全」、「放射線安全」、「放射性廃棄物安全」及び「輸送安全」の五つに大別分類される。このうち、「総合安全」を除く四つの分野に対して、それぞれ、原子力安全基準委員会（NUSSC）、放射線安全基準委員会（RASSC）、廃棄物安全基準委員会（WASSC）、輸送安全基準委員会（TRANSSC）が設置されており、それぞれの技術分野に係る安全基準案の審議をしている。安全基準案は、それぞれ、これらの四つの安全委員会で審議された後に安全基準委員会（CSS）にて最終審議され、所定の手続きを経て発行される（図Ⅴ－3 参照）。なお、安全基準は、その対象範囲によって、安全全般、原子力安全、放射線安全、廃棄物安全及び輸送安全がそれぞれ GS、NS、RS、WS 及び TS としてコード化され、また、安全基準案及び安全基準策定計画は、それぞれ DS 及び DPP としてコード化されている。

1　我が国の原子力安全に関する安全規制に関しては、中間報告Ⅵ1 を参照されたい。

2　詳細は、IAEA の「The Statute of the IAEA」（http://www.iaea.org/About/statute.html）等を参照されたい。

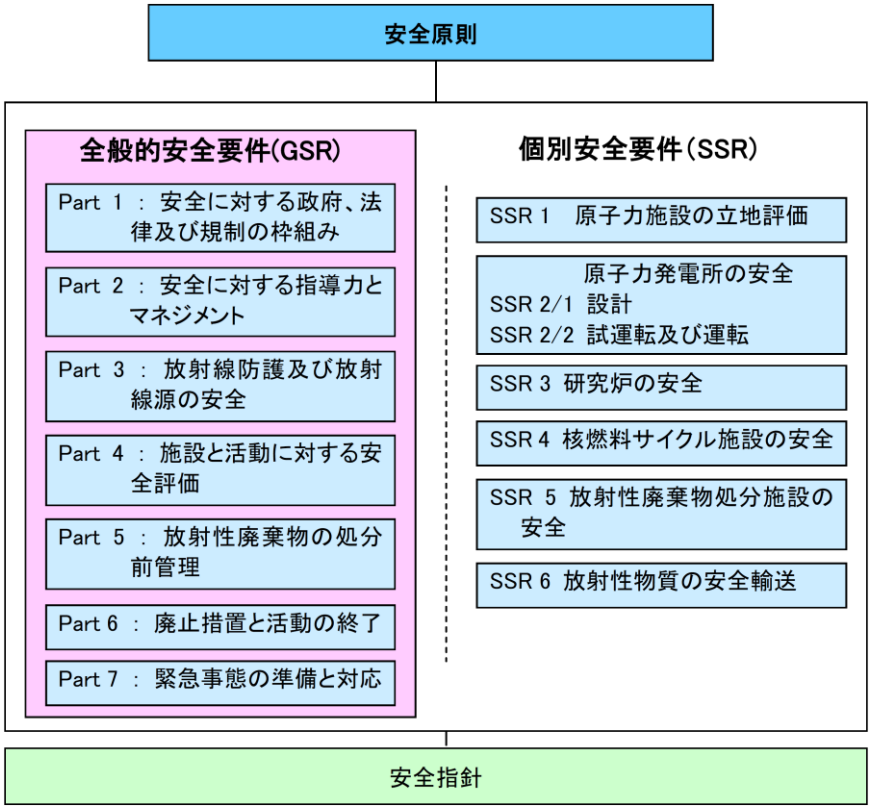
3　IAEA 憲章 III.A.6.の国際安全基準策定権限の規定による。

4　IAEA 安全基準シリーズとは別に、基準の技術基盤あるいは安全評価サービスの指針等となる技術文書（TECDOC、ガイドライン等）も策定されている。

図Ⅴ－1　IAEA 安全基準の分類

（出典）JNES「平成 21 年度原子力施設の国際安全基準に係る調査に関する報告書」（平成 23 年 8 月）

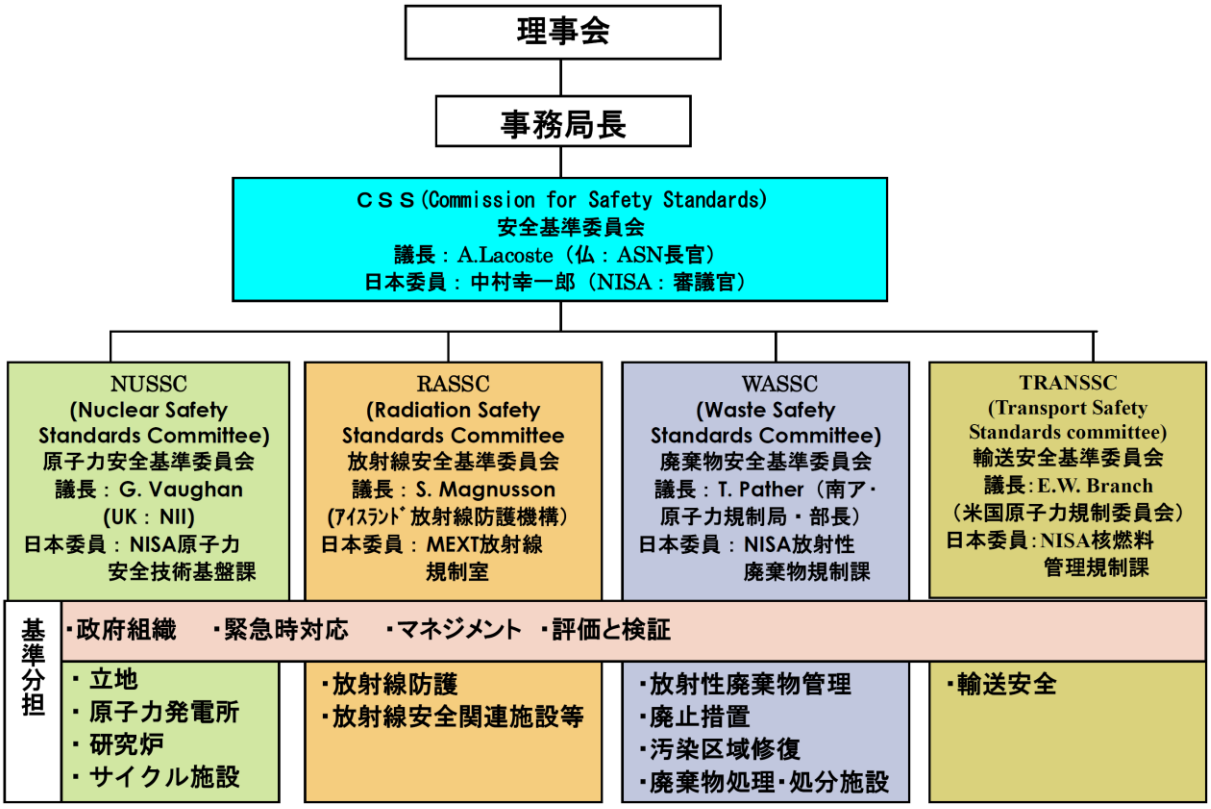
図Ⅴ－2　長期的 IAEA 基準体系



（出典）保安院「第 31 回 IAEA 安全基準委員会（CSS）会合について」

（第 20 回安全委員会資料第 1 号）（平成 24 年 4 月 26 日）

図Ⅴ－3　IAEA 安全基準組織（平成 23 年 6 月）



※　ASN は原子力安全機関、NII は原子力施設検査局。UK は英国、NISA は保安院、MEXT は文部科学省の英略称。南アは南アフリカの略称。

（出典）保安院「第 29 回 IAEA 安全基準委員会（CSS 会合）について」（第 43 回安全委員会資料第 5 号）（平成 23 年 6 月 16 日）（※部分は当委員会による。）

発行されている主な IAEA 安全基準シリーズを表Ⅴ－1 に示す。なお、同シリーズは、加盟国に国内規制基準への取り入れを義務付けるものではなく、加盟国自身の裁量で取り入れを検討するものと位置付けられている。ただし、同シリーズは、IAEA が自身の活動の中で使用することを定めているため、安全原則及び安全要件は、「Shall 文（ねばならない）」（義務）として記載され、安全指針は、「Should 文（すべきである）」（勧告）として記載されている[5]。

5　安全原則及び安全要件は理事会が承認し、安全指針は事務局長が承認している。

表Ⅴ－1　発行されている主な IAEA 安全基準シリーズ（※1）

新体系での分類(※2)		文書番号	文書名	発行年等
安全原則	SF-1	SF-1	基本安全原則	2006（平成 18）年
一般安全要件（GSR s）	GSR Part 1	GSR Part 1	政府、法律及び規制の安全に対する枠組み	2010（平成 22）年
		GS-R-1	*原子力、放射線、放射性廃棄物及び輸送の安全のための法令上及び行政上の基盤*	*2000（平成 12）年 (GSR Part 1に更新された)*
	GSR Part 2	GS-R-3	施設と活動のためのマネジメントシステム	2006（平成 18）年
	GSR Part 7	GS-R-2	原子力又は放射線の緊急事態に対する準備と対応	2002（平成 14）年
分野別の安全要件（SSR s）	SSR-1	NS-R-3	原子炉等施設の立地評価	2003（平成 15）年
	SSR-2/1	*SSR-2/1*(※3)	*原子力発電所の安全：設計*	*2012（平成 24）年*
		NS-R-1(※3)	原子力発電所の安全：設計	2000（平成 12）年
	SSR-2/2	*SSR-2/2*(※4)	*原子力発電所の安全:試運転及び運転*	*2011（平成 23）年*
		NS-R-2(※4)	原子力発電所の安全：運転	2000（平成 12）年
一般安全指針（GSG s）	S1(※5)	GSG-2(※6)	原子力又は放射線の緊急事態への準備と対応に用いる判断基準	2011（平成 23）年
分野別の安全指針（SSG s）	S2(※5)	SSG-9	原子炉等施設の立地評価における地震ハザード	2010（平成 22）年
		NS-G-3.3	*原子力発電所の立地評価のための地震ハザード*	*2003（平成 15）年 (SSG-9に更新された)*
		SSG-18 (※7)	*原子炉等施設の立地評価における水理学的及び気象学的ハザード*	*2011（平成 23）年*
		NS-G-3.4 (※7)	原子力発電所の立地評価における気象学的事象	2003（平成 15）年
		NS-G-3.5 (※7)	海岸立地及び河川立地の原子力発電所の洪水ハザード	2003（平成 15）年
		NS-G-2.15	原子力発電所のシビアアクシデントマネジメント計画	2009（平成 21）年

※1　詳細については、IAEA の「List of all valid Safety Standards」（http://www-ns.iaea.org/standards/documents/）及び JNES の「IAEA 安全基準邦訳データベース」（http://www.jnes.go.jp/database/iaea/iaea-ss.html）等を参照されたい。

※2　2006（平成 18）年の基本安全原則（SF-1）の発行等を受け、既存体系の運用を妨げないように配慮しつつ、徐々に新体系に移行することとなっている。

※3　SSR-2/1 は、2011（平成 23）年 7 月に発行されており、同年 3 月 11 日の時点における安全要件は、NS-R-1 であった。

※4　SSR-2/2 は、2012（平成 24）年 2 月に発行されており、平成 23 年 3 月 11 日の時点における安全要件は、NS-R-2 であった。

※5　S1 は、全ての原子力施設や活動に適用される安全指針を、S2 は、原子力発電所に適用される安全指針をそれぞれ指す。

※6　GSG-2 は、2011（平成 23）年 3 月 17 日に発行されており、同月 11 日の時点では、発行準備中であった。

※7　SSG-18 は、2011（平成 23）年 12 月に発行されており、同年 3 月 11 日の時点における安全指針は、NS-G-3.4 及び NS-G-3.5 であった（後記５（１）ｃ参照）。

IAEA の安全基準の具体的な策定手続は、以下のとおりであり、1 件の安全基準が立案から発行に至るまでには、通常 2 年から 3 年かかるとされている[6]。

①安全基準策定計画の提案

②個別分野担当の各委員会における安全基準策定計画の承認

③CSS における安全基準策定計画の承認

④安全基準案の作成

⑤各委員会における安全基準案の第 1 次承認（加盟国への意見照会の承認）

⑥加盟国の意見照会

⑦各委員会における改訂安全基準案の承認

⑧CSS における承認

⑨理事会（又は事務局長）による承認

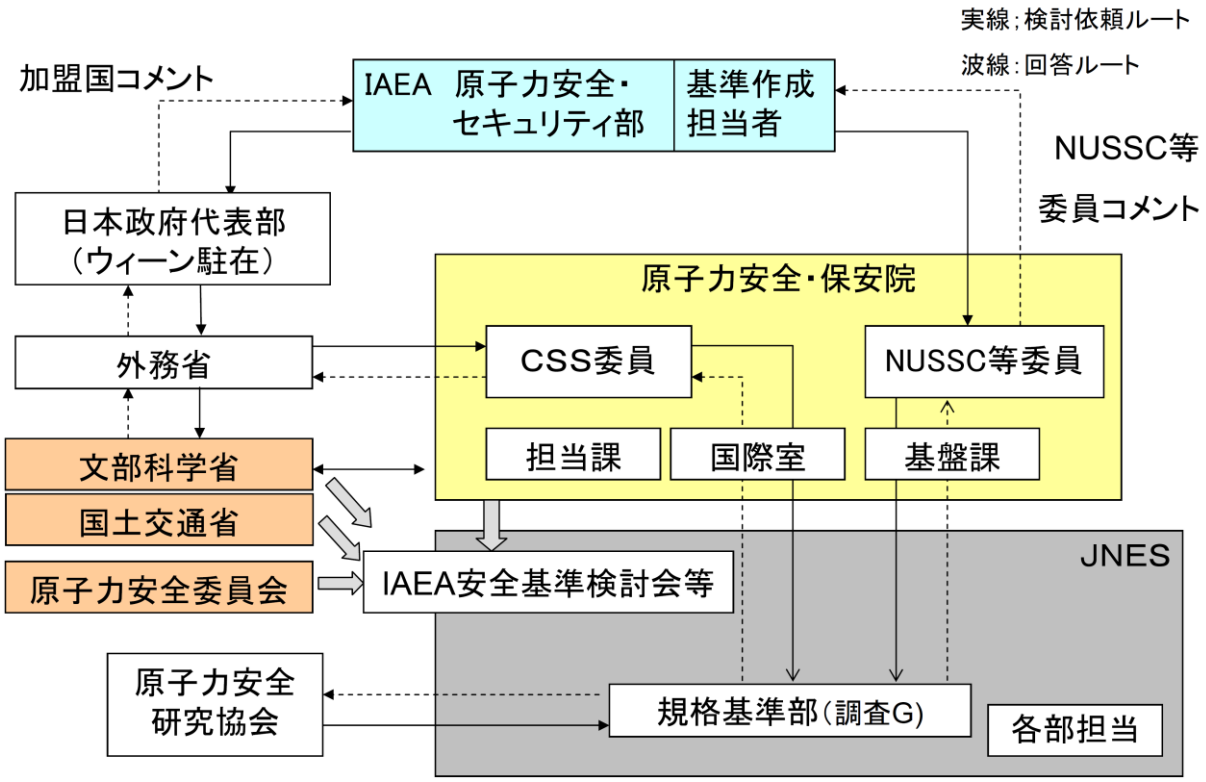
IAEA 安全基準シリーズは、我が国として国際的な整合性を取りつつ、統一のとれた規制を推進していく上で参考とすべき文書であり、その策定に関しては我が国も様々な形で参画してきている[7]。我が国では、IAEA 安全基準の策定に当たって、原子力安全・保安院（以下「保安院」という。）が中心となって対応に当たっており、保安院の技術支援機関である独立行政法人原子力安全基盤機構（JNES）は、原子力安全委員会（以下「安全委員会」という。）、文部科学省、保安院、国土交通省を含めた、IAEA 国際安全基準検討会を開催するとともに（図Ⅴ－4 参照）、保安院及び JNES は、安全委員会、文部科学省を含めた、CSS 会合対応検討会を開催し、対処方針等の検討を行っている。

---

6 JNES「平成 21 年度原子力施設の国際安全基準に係る調査に関する報告書」（平成 23 年 8 月）。

7 「原子力政策大綱」（平成 17 年 10 月 11 日原子力委員会決定、同年 10 月 14 日閣議決定）の 5-2-3.（国際機関への参加・協力）において、「立案段階から参加することの重要性を考慮しつつ、引き続き積極的に関与していくべきである。」「国際会議、基準作成等に積極的に参加することが重要である。」としている。

図Ⅴ－4　安全委員会、文部科学省、保安院、国土交通省を含めたIAEA国際安全基準検討会の事務局



※　国際室は企画調整課国際室を、基盤課は原子力安全技術基盤課を、IAEA安全基準検討会はIAEA国際安全基準検討会を指す。また、JNESの規格基準部（調査G）は同検討会の事務局を担っていたが、平成20年度の組織改編により、現在はJNESの企画部（基準制度G）及び核燃料廃棄物安全部（計画G）が事務局を担っている。なお、原子力安全研究協会は、文部科学省及び経済産業省所管の財団法人（平成23年4月1日に、公益財団法人へ移行）。

（出典）JNES「国際的な原子力安全基準策定の動向と原子力安全基盤機構（JNES）の対応戦略」（安全委員会安全研究専門部会第18回資料2）（平成19年11月6日）（※部分は当委員会による。）

2　日本海溝沿いの地震津波に関する科学的知見等

（1）東北地方太平洋沖地震発生以前の日本海溝沿いの地震津波に関する地震学者の考え方

中間報告Ⅵ３（６）ｂのとおり、北海道・東北地方太平洋沿岸に影響を与え得る津波については、関係行政機関において幾つかの評価がなされており、地震調査研究推進本部（以下「推本」という。）では、平成14年7月に、「三陸沖から房総沖にかけての地震活動の長期評価について」（以下「長期評価」という。）を、中央防

災会議では、平成 18 年に、「日本海溝・千島海溝周辺海溝型地震に関する専門調査会報告」（以下「中防専門調査会報告」という。）を取りまとめていた。長期評価では、三陸沖北部から房総沖の海溝寄り領域におけるプレート間大地震（津波地震）について、福島県沖合のように過去に津波地震が発生した記録がない領域も含め、当該領域内のどこでも発生する可能性があるとしたのに対し、中防専門調査会報告では、そのような津波地震を防災対策の検討対象から除外した。このこと等を踏まえ、当委員会において、複数の地震学者に東北太平洋沖地震発生以前の地震・津波に関する地震学者の考え方等についてヒアリングした結果、以下のとおりおおむね一致した見解が得られた。

日本海溝沿いの震源については、長期評価における震源領域区分図（図Ⅴ－5 参照）のとおり、沖合の日本海溝寄りの領域と陸寄りの領域に分け、さらに陸寄り領域については、震源を幾つかのセグメントに分けて考えていた。

まず、日本海溝沿いの領域全般について、M9 クラスの地震が起こり得るとは考えられていなかった。M9 クラスの超巨大地震は、チリ沖やアラスカ沖のようにプレートが若くて密度がそれほど大きくなく、海溝に沈み始めたばかりで浅い角度で沈み込んでいるところで発生するという「比較沈み込み学」仮説に、多くの地震学者が賛同していた。

多くの地震学者から「比較沈み込み学」が受容されるのと同時に、地震は過去に発生したものが繰り返すものであり、過去に発生しなかった地震は将来も起こらないとする考え方が一般的であった。そのため、福島県沖で発生する可能性のある地震については、陸寄りの領域においては、平成 14 年頃の時点では、過去約 400 年間の記録に基づき、最大でも塩屋崎沖で発生した福島県東方沖地震（昭和 13 年）のような M7.5 クラスとされていた。平成 20 年頃からは、貞観地震の波源モデルが徐々に明らかにされつつあったが、依然として福島県沿岸に貞観地震によりどの程度の津波が来襲し、また、地震波源がどこまでの広がりを持つものであったかは必ずしも明確でなかった。

一方、沖合の海溝寄りの領域で発生する津波地震については、長期評価のように M8 クラスの地震が三陸沖から房総沖にかけてのどこでも起こり得るとする考えと、従前どおり特定領域でしか起こらないとする考えの両論があった。前者を推す島崎邦彦地震予知連絡会会長は、歴史記録がないのはわずかな期間の記録しか見ていな

いためであって津波地震が福島県沖だけ起こらないとする理由がない、また、そもそも津波地震は、固着の弱いところで起こる「ぬるぬる地震」であってプレートの新旧が固着の大小を支配する比較沈み込み学は適用されないため、三陸沖から房総沖にかけての各領域のプレートの新旧度合いとは関係なくどこでも同規模程度の津波地震が起こり得るという考え[8]であった。他方、社団法人土木学会（現在は公益社団法人、以下「土木学会」という。）[9]においては、この領域での津波地震発生の可能性について両論があったことを踏まえ、三陸沖から房総沖にかけてのどこでも起こるとする場合と特定領域でのみ起こるとする場合の両方の津波発生パターンを考慮に入れたロジックツリーによる確率論的津波ハザード評価の研究を、平成 14 年 2 月に策定した「原子力発電所の津波評価技術」（以下「津波評価技術」という。）の後継研究として進めていた[10]。

今回の東北地方太平洋沖地震津波は、日本海溝寄りの津波地震であった明治三陸地震タイプの津波がより南の領域で起こったものと、より陸寄りの領域での貞観地震タイプの津波という、これまで別々に考えられてきた二つの地震津波の同時発生であったとするのが現時点での解釈の一つとされている。しかしながら、両者の同時発生は地震学界では想定できていなかった。連動地震という観点では、2004（平成 16）年のスマトラ沖地震も南海トラフの地震も、いわば陸寄りの領域で複数地震が連動するというものであり、海溝寄りの領域での津波地震と陸寄りの領域での地震が同時に発生したと考えられるものは、東北地方太平洋沖地震が初の事例であった。

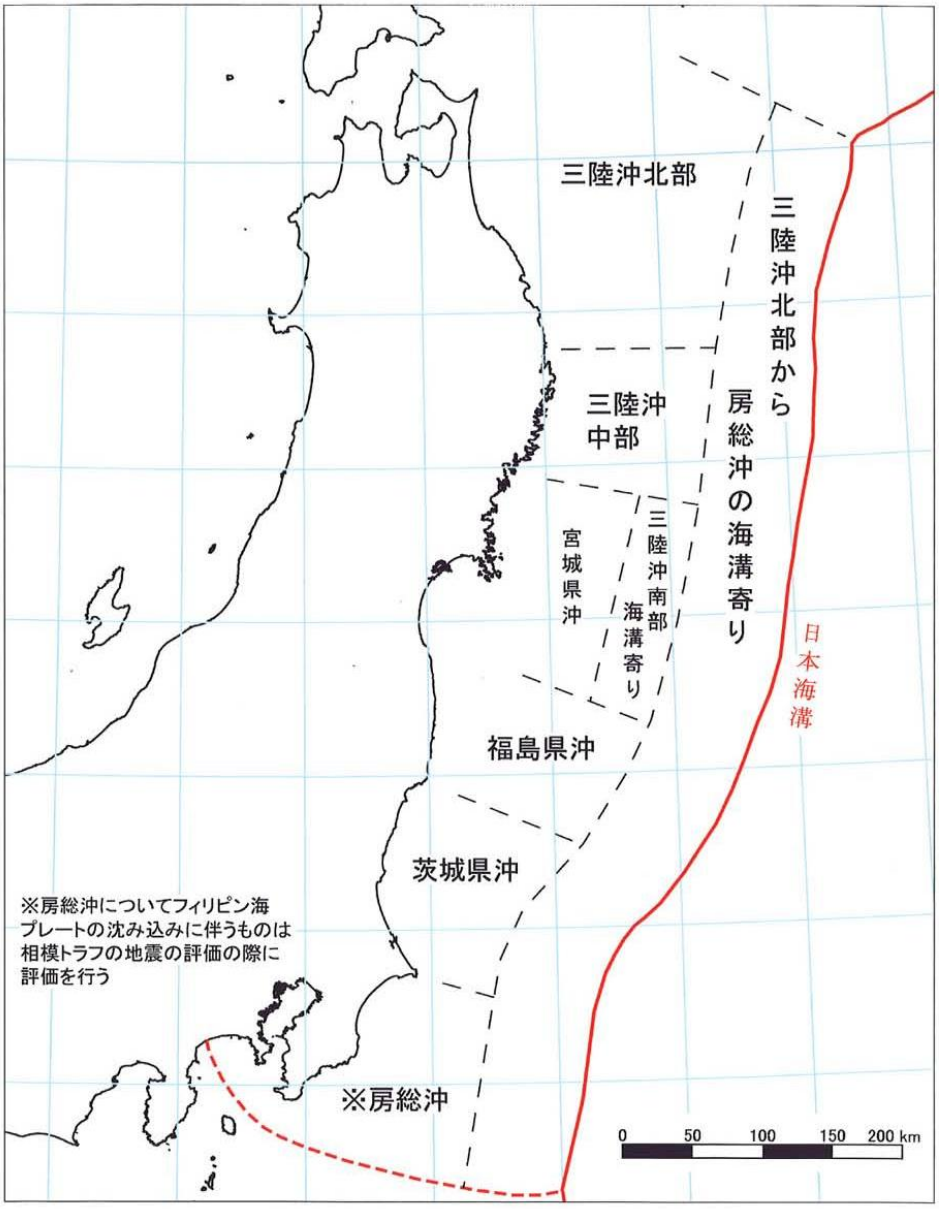
---

8 島崎氏は、東北地方太平洋沖地震は強い固着があったにもかかわらず津波地震となったものであったため、この考えは当該地震発生後否定され、現時点では津波地震発生のメカニズムは不明と供述している。

9 中間報告Ⅵ３（３）に記載したとおり、土木学会は、平成 14 年 2 月に「原子力発電所の津波評価技術」を策定した団体である。

10 中間報告Ⅵ５（１）①のとおり、東京電力では土木学会の確率論的津波ハザード解析の検討成果に基づいて福島第一原子力発電所のリスク評価を行ったが、設計津波水位を超える確率は 10^{-4}／年オーダーであり、炉心損傷頻度（CDF）の観点からリスクレベルとしては大きくないと認識していた。

図Ⅴ－5　三陸沖北部から房総沖の評価対象領域



（出典）推本地震調査委員会「三陸沖から房総沖にかけての地震活動の長期評価について」（平成 14 年 7 月 31 日）

（2）中防専門調査会報告において長期評価の提唱する津波地震が防災対策の検討対象から除外された経緯

前記（1）のとおり、長期評価では、三陸沖北部から房総沖の海溝寄り領域におけるプレート間大地震（津波地震）について、福島県沖合のように過去に津波地震が発生した記録がない領域も含め、当該領域内のどこでも発生する可能性があると

したのに対し[11]、中防専門調査会報告では、そのような地震津波を防災対策の検討対象から除外した。中央防災会議では、日本海溝・千島海溝周辺海溝型地震に関する専門調査会を平成 15 年 10 月から平成 18 年 1 月まで 17 回開催し報告書をまとめているが、防災対策の検討対象とする地震（以下「防災対象地震」という。）については、第 2 回専門調査会において事務局より案が提示され、最終的に確定したのは第 10 回の会合であった。

第 2 回会合で事務局から提示された案は、千島海溝から日本海溝に沿う領域を①過去に大きな地震が繰り返し発生している領域、②大きな地震がまれに発生する領域、③大きな地震の発生事例記録のない領域に分け、①及び②の領域で発生する地震は防災対策の検討対象とするが、③については、「大地震発生の過去事例がなく、近い将来地震発生のおそれがあるとは肯定されないが、大地震発生の可能性を否定できない領域については、今後の調査研究の成果を踏まえて、必要な時点で適宜追加と見直しを行うこととする」と先送りにするものであった。このような考え方としたのは、過去に検討を行った東海地震等において同様の考え方が取られていたためであったが、東海地震等では過去に発生した地震のほとんどが①の領域で発生したものであったのに対し、日本海溝・千島海溝沿いの地震は非常に多様性に富むという違いは認識されていた。第 2 回会合では、長期評価においては、三陸沖北部から房総沖の海溝寄り領域では、過去に地震発生の記録のない領域も含め、どこでも津波地震が発生する可能性があるとされているという指摘がなされ、地震空白域という考え方を踏まえ先手を取って防災対策を行うという観点に立てば、③の領域で発生する地震についても防災対象地震に加えるべきとの意見が相次いだ。

これらの意見を踏まえ、事務局では、防災対象地震の考え方を再検討することとした。その後、第 3 回会合において、第 2 回会合で「近接領域と同様の地震発生の

11　平成 14 年 7 月の長期評価の取りまとめに当たり、内閣府防災担当部局の要請により、その前文に「なお、今回の評価は、現在までに得られている最新の知見を用いて最善と思われる手法により行ったものではあるが、データとして用いる過去地震に関する資料が十分にないこと等による限界があることから、評価結果である地震発生確率や予想される次の地震の規模の数値には誤差を含んでおり、防災対策の検討など評価結果の利用にあたってはこの点に十分留意する必要がある。」という一文が加えられたが、内閣府が文章追加を要請した理由は、全国の様々な場所での地震の長期評価結果について、それまで評価の根拠となるデータの質・量によらず同様の書き方がなされていたところ、地震発生確率等の数字には確度の高いものとそうでないものがあるということを区別すべきではないかという一般論的な問題意識によるものであった。なお、当該前文は、特に三陸沖北部から房総沖の海溝寄り領域における津波地震の発生可能性等の確度について言及したものではない。

可能性を検討する領域」として委員から具体的に指摘のあった昭和三陸地震の震源領域の南側を検討の対象に取り上げた案が提示され、北海道ワーキンググループにおいて当該領域で地震が発生した場合を仮想した津波の試算が行われた[12]が、そのような地震については、「発生の可能性に関する十分な知見が得られていない」として防災対象地震から除外することとされた。また、最終的な中防専門調査会報告では、防災対象地震の選定は過去に実際に発生した地震に基づき検討することを基本とするとともに、地震像が明らかになっておらず津波の再現モデルが構築できなかった地震については、津波堆積物等の調査の進展を待って取扱いを検討することとされた。

このような考えを取った理由について、中央防災会議事務局は、一連の検討により防災対象とする地域が決まった後は防災計画の策定等が法律上義務化されていくが、そのような行政行為を行うには、相当の説得力を持つ根拠が必要であったためであるとしている。また、長期評価の評価結果をそのまま使って防災対象地震を検討するのでなく、北海道ワーキンググループで改めて断層モデルの検討を行って防災対象地震を決めたのは、まさに行政行為を行うに足る説得力を持たすためには確実な断層モデルに基づくことが必要である一方、長期評価では発生確率を示しているのみで具体的な断層モデルを示していなかったためであり、この検討過程では、長期評価の公表以降に得られた科学的知見も加えて検討が行われた。

（3）長期評価の改訂に当たり東京電力より要請された表現ぶりの見直しへの対応

中間報告Ⅵ３（８）ｃ（ｂ）のとおり、長期評価改訂に際し東京電力株式会社（以下「東京電力」という。）は、平成 23 年 3 月 3 日文部科学省[13]に対し、本文中の記述について「貞観三陸沖地震の震源はまだ特定できていないと読めるようにしてほしい、貞観三陸沖地震が繰り返し発生しているかのように読めるので表現を工夫してほしい」等と要請した。

本要請に対し、文部科学省は、誤解を与える可能性のある表現については分かり

12　同ワーキンググループでは、北海道周辺で発生する海溝型地震に関する検討に加えて明治三陸地震（1896 年）、昭和三陸地震（1933 年）等による津波の検討が行われ、各地震に関する断層モデルの検討等が実施された。

13　文部科学省は、推本の事務局を担っている。

やすくする観点から修正するよう検討したい旨回答した。これは、科学的知見に基づく事実関係の変更はできないが、誤解を与える可能性のある表現については、より分かりやすくする観点から表現方法を工夫すべきと推本事務局として判断したためであった。なお、同日時点の文案は、東北地方太平洋沖地震の発生を踏まえて全面的に書き改められ同年 11 月に公表されたが、貞観地震の事実関係については平均発生間隔600年程度で繰り返し発生する東北地方太平洋沖型の地震として明記されており、東京電力の要請が反映されることなく記述は改訂されている。

3　シビアアクシデントに対する対策の在り方

本項では、平成 4 年以降整備が進められた内的事象のみを対象とした SA 対策に関し、中間報告Ⅵ４（１）ａ（ｃ）のとおり、SA に関する検討を行う上で有用な方法とされる確率論的安全評価（PSA）の技術水準について述べるとともに、中間報告Ⅵ４（３）から（６）までのとおり、地震等の外的事象を対象としたアクシデントマネジメント（AM）の導入を行うに至らなかった背景等について述べる。

また、中間報告Ⅵ４（１）ｂのとおり、SA 対策の対象として取り上げられる全交流電源喪失事象（SBO）に関して、東京電力が福島第一原子力発電所（以下「福島第一原発」という。）の事故時運転操作手順書（事象ベース）において SBO 時の耐力を 8 時間等としていた経緯及びアメリカ合衆国（以下「米国」という。）の原子力規制委員会（NRC）におけるセキュリティ対策[14]としてのいわゆる B.5.b[15]についてもここで

14　セキュリティに関して、我が国における核セキュリティとは、「我が国の核セキュリティ対策の強化について」（平成 24 年 3 月 9 日原子力委員会原子力防護専門部会）によると、「核物質、その他の放射性物質、その関連施設及びその輸送を含む関連活動を対象にした犯罪行為又は故意の違反行為の防止、検知及び対応。」を指す。

我が国においては、原子力利用に関する政策のうち、安全の確保のための規制に関する政策に関しては、安全委員会が所掌しているが、核セキュリティ対策に関する政策に関しては、原子力委員会が所掌している。

我が国における核セキュリティ対策に関しては、原子力委員会が昭和 62 年に、核物質防護に関する条約（以下「核物質防護条約」という。）への加盟に係る議論を経て、原子力委員会が、①核物質防護条約への加盟、②核物質防護条約加盟のために必要な法令の整備等を決定した。これを受け、日本政府は、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「原子炉等規制法」という。）の一部を改正するとともに、昭和 63 年 11 月に核物質防護条約に加盟した。我が国における核物質防護に係る枠組みは、核物質防護条約等の国際取決めと、国内法規としての原子炉等規制法からなる。このうち、国際取決めには、①核物質防護条約（1980（昭和 55）年の INFCIRC/274/Rev.1 及び 2005（平成 17）年の改正核物質防護条約（GOV/INF/2005/10-GC(49)INF/6））、②IAEA の「核物質防護に関する勧告」（INFCIRC/225）、③二国間協定がある。

述べる。

（1）地震を起因とした確率論的安全評価（PSA）の技術水準

平成 4 年当時、中間報告Ⅵ4（3）bのとおり、日本において、地震等の外的事象に対する PSA は、手法が確立されていなかった。安全委員会の共通問題懇談会（中間報告Ⅵ4（2）b参照）においては、その下に PSA 検討ワーキンググループを設置し、同ワーキンググループにおいて、当時の PSA の方法論に対するレビューを行い、SA 対策としての格納容器対策に関して検討した。同懇談会及び同ワーキンググループにおいては、地震等の外的事象 PSA に関する知見として、NRC の「Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants (NUREG-1150)」（1990（平成 2）年 12 月）（以下「NUREG-1150」という。）が取り上げられた[16]。

NUREG-1150 においては、米国の五つのプラントについて確率論的リスク評価（PRA）[17]が実施されており、そのうち二つのプラントについては、外的事象について、炉心損傷頻度（CDF）の評価が行われ、広い範囲の外的事象、例えば、落雷、航空機衝突、竜巻、火山活動が検討された結果、地震と火災については、CDF への影響が大きい可能性があることが判明し、詳細な分析が行われている。なお、サリー原子力発電所の地震解析においては、CDF に影響するサイト固有の因子として、非常時に所外電源や所内非常用電源から交流の電力を供給するための母線とディーゼル発電機（DG）の固定箇所の溶接部に関して安全停止地震（SSE）[18]の 4 倍の強さの地震に耐えるために十分な余裕はないかもしれない旨の記載がある[19]。

PSA 検討ワーキンググループの主査であった、東京大学工学部教授の近藤駿介氏

---

15 2001（平成 13）年 9 月 11 日の米国同時多発テロ事件を受け、2002（平成 14）年 2 月 25 日に、NRC から事業者に対して発出された「Order for Interim Safeguards and Security Compensatory Measures」の B.5.b 節を指す。なお、後記（3）bのとおり、B.5.b という項目が存在することも含め、構成・内容については、2002（平成 14）年当時は公表されていない。

16 NUREG-1150 は、1987（昭和 62）年にドラフトが公表されており、同年 8 月の第 2 回共通問題懇談会資料 2-3「NUREG-1150 へのコメント」において、「地震など外部事象の不確かさの大きさ、ひいては感度解析結果の variation の大きさを考えると」という記載が確認できる。

17 中間報告Ⅵ4（1）a（c）のとおり、我が国では確率論的安全評価として PSA（Probabilistic Safety Assessment）を用いているが、米国では PRA（Probabilistic Risk Assessment）という。

18 米国の連邦規則集 10 CFR 50 において、安全停止地震（SSE）と運転基準地震（OBE）が規定され、OBE を超えるかプラントに重大な損傷が生じる場合、炉停止が要求される。

19 NUREG-1150 の 8.4.4。

（現在の原子力委員会委員長。以下「近藤委員長」という。）[20]は、当委員会のヒアリングにおいて、「NUREG-1150 には SSE の 4 倍くらいで電源等が故障するとあるが、このクリフエッジの内側では、地震時であろうとも内部事象 PSA による AM 評価の結果は使えると考えた」旨述べている。

平成 12 年 9 月、安全委員会は、安全目標に関する調査審議を行うため、安全目標専門部会を設置し、当該部会において、確率論的安全評価等を活用した定量的な目標を含めた安全目標に関して必要な事項について調査審議を行うこととした。平成 13 年 2 月に第 1 回会合が開かれ、進め方として、第 2 回会合より、「『リスク』『安全目標』に関する専門家としての知見の開示」を行うこととされ、同年 4 月の第 2 回会合においては、阿部清治日本原子力研究所（以下「原研」という。）東海研究所原子炉安全工学部長から、「確率論的安全評価の概要と安全目標設定に係る検討課題」と題した資料が提出され、その中で地震 PSA の手順について説明がなされている。このように、安全目標専門部会においては、地震等の外的事象を対象とした個別プラントのごとの解析（IPEEE）に基づく検討が行われている。

当時の安全目標専門部会部会長であった、近藤委員長[21]は、当委員会のヒアリングにおいて、「この部会の議論においては、津波の議論はなかった。その当時、外的事象として、地震以外に話題にしたのは、火災と、火山をどうしようか、ということぐらい」旨述べるとともに、当時の地震 PSA は、地震 PSA を基にして AM 整備ができるほどの技術水準であったのではないかとの質問に対しては「そういう時期である」旨述べており、また、地震 PSA を基に AM を整備するという方針を打ち出せたのではないかとの質問に対しては「方針を決めることはできただろう。それをどこで決めるかということ。地震 PSA は、まさに定期安全レビュー（PSR）[22]からやろうと思っていた。私は、第 1 ラウンド（1 巡目の PSR）は internal の PSA しかないのは仕方がない、10 年後の第 2 ラウンドは、外部事象 PSA を入れたものにしようと思っていた。そうする前提で、関係者（PSA の研究者）に外的事象 PSA の方法論を用意しろと、頑張ってもらった」旨述べている。

20　近藤委員長は、共通問題懇談会の下に、共通問題懇談会の中間報告書の原案を作成するために設置された、起草ワーキンググループの主査でもあった。

21　近藤委員長は、平成 13 年 2 月から平成 16 年 1 月まで安全目標専門部会部会長であった。また、平成 13 年当時、経済産業省総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会の部会長でもあった。

22　中間報告Ⅵ4（4）b 参照。

なお、中間報告Ⅵ４（４）ｇのとおり、安全目標専門部会は、平成 15 年 12 月に、「安全目標に関する調査審議状況の中間とりまとめ」を取りまとめており、地震及び津波・洪水や航空機落下等の外的事象も検討対象とし、安全目標案として、原子力利用に伴う健康リスクを 10^{-6}／年程度とした。近藤委員長は、当委員会のヒアリングにおいて、安全目標専門部会における議論について、「（原子力は）安全が一丁目一番地であり、本来、安全であれば良いわけである。しかし、置かれた状況から安全目標などの一丁目一番地の議論に、余り力が入らず、説明とか安心に関心がいったのかもしれない」「私は、安全目標こそ、一丁目一番地と思っていて、安全目標専門部会で議論をした」「（平成 15 年 12 月の）中間とりまとめの後、議論が途中でどこかに消えてしまった。安全委員会での、そういうものの考え方がよく分からない。地震もそうだが、何であっても、原子力安全は、最初から最後まで“How safe is safe enough?”（どの程度安全であれば、十分に安全と言えるのか。）を考えることが大事だと言われてきた[23]。そのコンセプトがどうして、安全委員会でプライオリティが上がってこなかったのかが分からない」旨述べている。

その後、日本原子力学会標準委員会においては、平成 16 年 5 月に開催された発電炉専門部会において、地震 PSA 分科会が設置され[24]、地震 PSA に関する学協会

23　なお、近藤委員長は、安全目標の考え方について、「非原子力界からは、確率的安全目標を定め、これを使って対策の十分性を判断する取組に対して、災害ポテンシャルが大きいものは最悪に備えるべきであり、確率が小さいからといって最悪シナリオを切り捨てるのは間違いと批判されてきた。これには、『そもそも最悪シナリオというけれど、それなりに蓋然性を推定している。だから、あなたが最悪シナリオを提示してくれたら、私はそれよりもっと悪いシナリオを必ず思いついてあげますよ。“How safe is safe enough?”に対する取組は、できるだけ多くの失敗なり、異常現象の情報を集め、望ましくない結果をもたらすシナリオを、人智を尽くして列挙し、目標を満たさないシナリオに対策を施し、修正されたシステムについて再びシナリオを尽くし、目標を満たさないシナリオに対策を施すことを繰り返していく。この作業をどこで打ち切るか、その判断基準が安全目標』としてきた。そうすると『それはわかったけれど、放射線被ばくはとにかく嫌。大事故の発生確率は巨大いん石の落下で東京がなくなる確率ぐらいに低くないと嫌』という人が出てきたこともある。専門家は、それが 1 年のうちに発生するチャンスは 1 億分の 1 というから、それではあなたの提案はそういう水準に安全目標を置くことですねと言いつつ、議論を続けることになる。これを目標にするとこの装置では万に一つのチャンスでこんなことがあり得るとわかった場合に、そのまれな事象が起きた際にもこの装置があれば、万に一つも被害の発生には至らないといえる、そんな装置を設置することが必要ということになりますから、そんなシナリオを何百と当たって、合計する訳ですから、総合的には、100 万分の 1 くらいが人智の限界かなと言う気がしている。」旨述べている。

24　平成 16 年 5 月の発電炉専門部会議事録においては、「原子力安全委員会において、来年 3 月末までに耐震設計指針の改定がなされる予定であるが、その中で総合的な耐震安全性評価、設計基準地震動の設定等に確率論的アプローチが何らかの形で求められる可能性が大きく、対応する民間側の標準が必要なため」と記載されている。

規格の策定の検討が開始されている。

一方、平成 16 年 12 月、総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会は、リスク情報活用検討会を設置し、原子力安全規制への「リスク情報」活用の基本的考え方（案）の審議、リスク情報活用の実施計画の策定、規制のためのガイドライン整備等について検討を行うこととした。平成 17 年 2 月の第 1 回検討会においては、米国及び我が国における民間規格（PSA 手法）の整備状況が示され、同年 3 月の第 2 回検討会における配布資料「PSA 手法とデータの現状」（JNES）においては、「内的事象や地震事象のレベル 1～3PSA の手法及びデータについては、最新知見を継続的に反映し高度化を図る必要はあるものの技術的観点からは成熟しつつある」と記載されている。

そして、平成 19 年 3 月には、中間報告Ⅵ４（４）ｆのとおり、日本原子力学会標準委員会において、「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007 (AESJ-SC-P006:2007)」が発行された。

（２）地震等の外的事象を対象とした AM の導入を行うに至らなかった背景等

ａ　定期安全レビュー（PSR）の法制化

中間報告Ⅵ４（４）ｅのとおり、保安院は、平成 14 年 8 月に公表した東京電力による自主点検記録の不正問題等を踏まえ、PSR についての位置付けを保安規定の要求事項とすることとし、平成 15 年 9 月に、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則を改正して、同年 10 月から PSR を法令上の義務とした[25]。

（ａ）定期安全レビュー（PSR）の法制化の経緯

保安院は、平成 14 年 8 月 29 日の東京電力による自主点検記録の不正問題等の公表後直ちに、原子力安全・保安部会に、原子力安全規制法制検討小委員会を立ち上げ、近藤委員長を同小委員会の委員長として、同年 9 月 13 日には第 1 回を開催して、再発防止対策の検討を行った。

第 1 回及び第 2 回の小委員会においては、当該不正問題等の問題点や背景としての原因分析や課題の整理とともに、再発防止策の在り方についての議論が

---

[25] 平成 15 年経済産業省令第 113 号。改正後の実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第 15 条の 2 による。

なされているが、PSR についての個別の議論はなされていない。同月 26 日の第 3 回の小委員会において、事務局より、これまでの議論をまとめた再発防止策として、報告書のたたき台が示されており、PSR に関しては、事業者の安全確保活動における品質保証体制の確立の具体的な再発防止策の一つとして、「従来任意で行われてきた定期安全レビューを原子力発電所の安全確保活動を事業者自ら定期的に評価する仕組みとして位置付けることを『保安規定』の要求事項として明らかにすべきである。」との記載がある。同小委員会においては、その後は PSR に関する個別の議論はなされず、同年 10 月 1 日に報告書案を定め、パブリックコメントを経て、同月 31 日に、「総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会原子力安全規制法制検討小委員会　中間報告」（以下「法制検討小委中間報告」という。）が取りまとめられた。法制検討小委中間報告においては、具体的な再発防止策として、事業者の安全確保活動における品質保証体制の確立を講ずるべき等とされており、PSR に関する記載は前記のたたき台から変更されていない。

その後、原子力発電施設及び核燃料サイクル施設に係る検査制度の在り方に関する審議を行っていた原子力安全・保安部会の検査の在り方に関する検討会[26]において、法制検討小委中間報告を踏まえ[27]、PSR の法制化についての具体的な検討が行われた。保安院は、中間報告Ⅵ４（４）ｅのとおり、これらを踏まえ、PSR を法令上の義務としたが、保安院は、この改正を機に、PSR における PSA 及び AM に係る報告書の提出を受けず、専門家の意見を聴取した確認・評価を行わなくなった[28]。なお、事業者は、その後、保安検査における PSR 全てにおいて、任意事項であった運転時及び停止時の内的事象 PSA を実施し、結果の概要を公表している[29]。

26　検査の在り方に関する検討会においては、平成 14 年 6 月に「検査制度見直しの方向性－検査の在り方に関する検討会中間とりまとめ－」を取りまとめており、取りまとめ後に事務局より「今後の審議の進め方（案）」が示されているが、PSR に関する記載はない。

27　法制検討小委中間報告を踏まえた対応としては、別途、原子力発電に係る電気工作物の設置者に定期自主検査及び評価の結果の記録及び保存等を義務付けるほか、罰則の引上げ等の措置を講ずる「電気事業法及び核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律の一部を改正する法律案」が、平成 14 年 11 月 5 日に閣議決定された。同改正法案は、衆議院において一部修正の上、同年 12 月 11 日に可決・成立し、同月 18 日公布されている。

28　中間報告図Ⅵ－9 参照。

29　PSR における停止時 PSA については、平成 15 年 12 月に保安院が事業者に対して停止時 PSA を文

保安院関係者は、当委員会のヒアリングにおいて、保安院として、PSR において PSA の評価を行わなくなったことについて、「確かに、10 年ごとに国が PSR の中で（PSA の中身を）直接見る機会はなくなる。だから、そういう意味で気にした」「ここで評価が直接できなくなるのは、認識していたが、今回は、品質保証の中で、法令上位置付けを明確化して、PSR 全体をきちんとやってもらうのが、実効的だろうと思った」旨の供述が得られている。

また、原子力安全規制法制検討小委員会の委員長であり、検査の在り方に関する検討会の委員であった近藤委員長は、当委員会のヒアリングにおいて、「（平成 14 年の）東京電力の溶接から始まった記録改ざんの話は、規制の credibility（信頼性）をどうやって確保するか、問題のあった部分をどうやってきちんと直していくかと、とにかく、制度を作ったり、溶接の記録を全部見直したり、現場へ行って実際の検査に付き合ったりと、保安院の方は、そんなことばかりで、優先順位が PSR における PSA になかった」「しかも、その議論の結果として、PSR の PSA についての評価を行う場所を、専門家の意見を聴取するものから原子力保安検査官が確認するということに変えてしまった」旨述べている。

なお、中間報告Ⅵ４（４）ｄ及びｅのとおり、PSR の法制化の際に、PSA については、従前どおり事業者が任意に行う要求事項とされものの、事業者への要請において停止時 PSA が追加された一方で、地震 PSA が追加されなかったことに関し、当委員会による保安院関係者のヒアリングによると、「地震 PSA については、この時点ではまだ平成 14 年に追加した停止時 PSA のように手順等が取りまとめられたというような段階に至っていなかったかと記憶する[30]。それ以後の課題ではないかと思っていた」旨の供述が得られている。

書で要請する前の平成 14 年 7 月に事業者が保安院に提出した PSR の報告書において、既に実施されていた。

30 日本原子力学会の標準委員会は、中間報告Ⅳ４（４）ｄ及びｆのとおり、平成 14 年 2 月に「原子力発電所の停止状態を対象とした確率論的安全評価手順：2002（AESJ-SC-P001:2002）」を取りまとめ、平成 19 年 3 月に「原子力発電所の地震を起因とした確率論的安全評価実施基準：2007（AESJ-SC-P006:2007）」を取りまとめた。

（b）PSR の法制化後の保安検査官による AM の確認

保安院は、法制化された PSR に係る保安検査を実施するに当たり、その実施方法の実行可能性等を考察するため、平成 17 年 3 月、中部電力株式会社（以下「中部電力」という。）の浜岡原子力発電所（以下「浜岡原発」という。）における保安検査を「モデル保安検査」として実施した。このモデル保安検査においては、検査の実施に当たって検査課から 5 名、他の原子力保安検査官事務所（以下「保安検査官事務所」という。）から 3 名が参加して実施するなど、保安検査における PSR の実施の定着を図った[31]。また、各保安検査官事務所において、保安検査等を通して、全ての発電所において、内的事象についての SA 対策に係る運転手順書が作成されていることの確認は行っていた。

保安検査官による PSR に係る保安検査は、安全への取組の質を高めるという観点から、その実施体制、実施手順等プロセスを明確にし、PSR を計画し、実施したことを確認するというものであり、外的事象 PSA についての技術的な水準の進歩を勘案し、東京電力に対して AM の内容改善を直接促す契機とはならず、中間報告Ⅵ４（６）のとおり、東京電力は、自主的取組として、設計基準事象を超える地震等の外的事象に対する AM の検討を行うことはなかった。

b　北海道電力泊原発 3 号機における AM の実施方針の確認

北海道電力株式会社（以下「北海道電力」という。）は、平成 15 年に設置認可された泊発電所（以下「泊原発」という。）3 号機[32]について、安全委員会の決定[33]にのっとり、保安院に「泊発電所 3 号炉のアクシデントマネジメント検討報告書」を提出している。保安院は、泊原発 3 号機の AM 策に係る PSA を JNES に指示

31　「平成 16 年度第 3 回モデル保安検査実施要領～定期的な評価（PSR、PSL）について～（平成 17 年 3 月原子力安全・保安院原子力発電検査課浜岡原子力保安検査官事務所）」においては、PSR の実施項目・内容として、運転時及び停止時の内的事象 PSA に関する記載がある。

32　北海道電力の泊原発 3 号機については、平成 15 年 7 月 2 日に原子炉設置変更許可申請が許可され、平成 15 年 11 月 21 日に工事計画が認可（着工）されている。

33　「発電用軽水型原子炉施設におけるシビアアクシデント対策としてのアクシデントマネージメントについて」（平成 4 年 5 月 28 日決定、平成 9 年 10 月 20 日一部改訂）。当該決定 3.(1)においては、「今後新しく設置される原子炉施設については、当該原子炉施設の詳細設計の段階以降速やかに、アクシデントマネージメントの実施方針（設備上の具体策、手順書の整備、要員の教育訓練等）について、行政庁から報告を受け、検討することとする。この検討結果を受け、原子炉設置者は、アクシデントマネージメント策を当該原子炉施設の燃料装荷前までに整備することとする。」と記載されている。

して評価させ、北海道電力が実施した泊原発 3 号炉の AM 策に係る PSA と比較分析することにより、電気事業者が実施した泊原発 3 号機の AM 策の有効性評価が妥当であることを確認するとともに、平成 20 年 10 月 6 日の安全委員会会議に報告した。

安全委員会は、「泊発電所 3 号炉における AM の検討に際して、これまでの検討成果や AM に関する国際的な議論等を踏まえ、将来に向けての課題の抽出や提言」を行うために、北海道電力株式会社泊発電所 3 号炉のアクシデントマネジメントに係る検討会（以下「泊原発 3 号機 AM 検討会」という。）を開催することとした。平成 20 年 10 月 29 日の泊原発 3 号機 AM 検討会においては、鈴木篤之原子力安全委員会委員長（以下「鈴木委員長」という。）以下 5 人の委員全員が参加するとともに、外部有識者 4 人が参加した。当該検討会では、「AM について、燃料装荷前に報告を受け、安全委員会で検討するのは初めてのことであり、改善する余地、今後、取り込むべき点等を指摘していただきたい」旨の発言もなされ、また、事務局より、従来の AM 整備の経緯、従来の AM 検討資料の紹介、また、IAEA の「Safety Standards Severe Accident Management Programmes for Nuclear Power Plants (DS385 Draft 2 Date:2007-05-14)」[34]における視点として、「外部事象を考慮すべき」「外部事象の AM 資源（水源等）に対する影響を考慮すべき」「外部及び内部の人為事象を考慮すべき」が紹介されている。

泊原発 3 号機 AM 検討会は 1 回のみ開催され、その後のコメント回答を踏まえて、平成 21 年 1 月 19 日の安全委員会会議において、「北海道電力株式会社泊発電所 3 号炉におけるアクシデントマネジメントの実施方針について」が決定された。当該会議では、事務局が外部有識者の意見を取りまとめた、「アクシデントマネジメントの整備に関する今後の課題〔泊発電所 3 号炉のアクシデントマネジメントの検討に参加された外部有識者のご意見〕」（以下「泊 3 号機意見」という。）が報告されており、当該泊 3 号機意見においては、「AM の規制上の位置付けの再検討」、「AM の有効性確認に係る信頼性向上」、「外的事象の考慮」等の 6 点の課題が示されている。「AM の有効性確認に係る信頼性向上」としては、「国において、さらに、AM 策の策定や評価方法に関する基本的な考え方を示すために、

34 DS385 については、後記 c 参照。

指針類を整備することが重要と考える。」とされ、また、「外的事象の考慮」としては、「これまで電力事業者により検討されてきた AM は、内的事象に対応するものに限られていた。計画されている AM は外的事象に対しても有効である可能性はあるものの、外的事象特有の考慮事項も存在する。現在、外的事象、特に巨大地震対応が PSA 評価も含め鋭意進められているところであり、将来的な課題としては、大地震など外的事象による影響も考慮した AM の検討が必要であろう。また、地震に加えて、火災及び溢水の PSA を実施することは世界のすう勢であり、このような PSA を実施し、合理的な追加対策（AM）があれば行うことを奨励すべきである。さらに、その次には、地震、火災、停止時などの複合的な条件を含む PSA を実施し、定期点検実施手順や許容待機除外時間（AOT）設定などの運転管理や AM の整備に役立てていくことも奨励されるべきである。」とされている。

しかし、当該会議においては、AM の規制上の位置付け、AM の指針、外的事象に対する AM についての発言はなく、鈴木委員長も、「今回、（中略）初めて新設炉に関する AM の実施方針についての保安院の評価結果が出てきて、それに対して安全委員会としてこのような意見をまとめたところで、一つのこれを契機として、今後の AM の在り方について、御指摘のように、規制上の位置付け等について、よく考えたらどうかという御示唆かと思います。我々としてもこのようなお考えを、今後の検討に大いに参考にさせていただけたらと思います」旨述べるにとどまった。そして、この後、安全委員会が AM の在り方について、泊原発 3 号機 AM 検討会を契機として検討した形跡は確認できていない。

泊原発 3 号機 AM 検討会に外部有識者として参加した藤城俊夫財団法人高度情報科学技術研究機構参与[35]は、当委員会のヒアリングにおいて、「それまでの AM は内的事象を想定しているが、それだけで十分なのか。特に地震が見直されているところでもあり、それを十分反映したことにするべきではないかという話をした。保安院の担当者は、それは分かっている、でも課題は大きいから長期的に考

35　泊原発 3 号機 AM 検討会には、4 名の外部有識者が参加したが、藤城俊夫財団法人高度情報科学技術研究機構参与は、同検討会に外部有識者として参加するとともに、平成 21 年 1 月 19 日の安全委員会会議において「アクシデントマネジメントの整備に関する今後の課題〔泊発電所 3 号炉のアクシデントマネジメントの検討に参加された外部有識者のご意見〕」についての説明を行った。

えるという返答だった[36]」旨述べている。なお、同参与は、日本と海外の AM 整備状況について、「どこまで考慮しているかは別にして、米国はテロも含めて外的な原因による対策をはっきり考え始めている。フランスなどのヨーロッパでも、外的事象は、地震はともかく河川が氾濫した場合の溢水については相当神経質になっていたので、日本は後れをとっていたと思う」旨述べており、耐震と AM の優先順位について、「私は耐震をしっかり対策した上で AM だと思う。というのは、基本設計のところから成り立っていないと、基本設計の事故想定を超えたところの対策を幾らやっても、安全は担保できないためである。だから順序としてはあくまで基本設計にしっかり資源をかけるべきだと思う。ただ、津波の想定や、外部電源喪失の時間の想定が甘かった。それは基本設計での甘さがあったと思う。なので、そういった意味では、耐震を先にやるというのは正しいやり方だが、そうはいっても万一に対しての備え、AM をもう少し力をかけてほしかったという気がする」旨述べている。

鈴木委員長は、当委員会のヒアリングにおいて、その後、安全委員会で AM についての議論を行っていない理由について、「それは、主たる論点が、今後新設炉に関して追加的に安全裕度を増すための施設をどのように審査したらよいのかということだったが、当時の予定では新設炉の計画はなく、耐震バックチェック[37]の方に追われてもいたので、基本的な考え方に入れようという話にまでは至らなかったためである」旨述べている。なお、鈴木委員長は、日本の AM について、「国際的には規制とする、例えば INSAG[38]から示されている古典的な AM のような構造にすべきだとずっと前から言われているが、そういうのをただそのとおり導入すればいいかというと、各国そのとおりにはやっていない。それぞれの国の事情、社会的な仕組みの問題があり、例えば AM を日本で本格的にやろうとすると、途方もない作業になり、収拾がつかない」「AM にしても津波にしても、地元優先という日本的な現実がどうしても存在する。最初に地元に原子力発電所を建てたいと説明してから地元が了解するまで 10 年は掛かる。しかし、その了解されるまでの間にも技術が進歩し、それを反映しようとすると、最初に言ったの

36　保安院の対応については、後記ｄ参照。

37　安全委員会の発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針等の改訂に伴う既設発電用原子炉施設等の耐震安全性の評価。中間報告Ⅵ３（５）ａ参照。

38　現在の IAEA の国際原子力安全グループ。

と話が違うということになり変えられない。だから、本当は建設時点での最新技術を使いたいのに、日本では必ずしもそのように出来ない。外国だと、規制の在り方も違い、実際の設計はその時その時にやればいいようになっているものもある。そのように仕組みが違うので、AM について国際的なやり方をそのまま日本が導入するのが遅れたのはそのとおりである」旨述べている。

c　IAEA の安全指針 NS-G-2.15「原子力発電所のシビアアクシデントマネジメント計画」

2009（平成 21）年に発行された IAEA の安全指針 NS-G-2.15「原子力発電所のシビアアクシデントマネジメント計画」（同安全指針の策定前の安全基準案は DS385 としてコード化されていたため、同安全基準案については、以下「DS385」という。）においては、停止時及び低出力時を含む内的事象並びに外的事象の全事象を含み、また、使用済燃料プールにおける燃料損傷事故に対する AM 整備を求めている。

DS385 については、2005（平成 17）年 5 月の第 19 回 NUSSC 会合、同年 6 月の第 17 回 CSS 会合において、安全基準策定計画が承認され、2007（平成 19）年 2 月に IAEA は、DS385（Draft (28 Feb. 2007)）を NUSSC 委員に提示した。

我が国では、同年 3 月、国内検討会である、第 4 回 IAEA 国際安全基準検討会（図Ⅴ－4 参照）を開催し、同年 4 月の第 23 回 NUSSC 会合に向けた対処方針案及びコメント案の検討を行っている。当該会議資料において、国内の AM 整備との相違点として、「外的事象、火災、地震、溢水その他自然災害を対象に含めている（国内では出力運転時の内的事象のみ）」との記載がある。

同月の第 23 回 NUSSC 会合においては、我が国からは、修正を求めるコメントを提出しているものの、前記相違点に係るコメントは含まれてはいなかった。

その後、各国からのコメントを踏まえ、IAEA から DS385 の修正案文が示され、2008（平成 20）年 4 月に開催された第 6 回 IAEA 国際安全基準検討会において、同年 5 月の第 25 回 NUSSC 会合に向けた対処方針案及びコメント案の検討を行っている。当該会議資料においては、DS385 に、停止時や使用済燃料ピット[39]

[39] 使用済燃料を貯蔵する設備で、PWR では使用済燃料ピット、BWR では使用済燃料プールと称される。

における燃料損傷事故に対する AM 整備及びその他の放射性物質大量放出事象、例えば、廃棄物処理系からの大量放出に対する AM の検討が求められていること並びに外的事象時の緩和策に必要な水源等の確保について記載されていることが言及されている。

同年 5 月の第 25 回 NUSSC 会合においては、我が国からは、技術的修正を求めるコメントを提出しているものの、前記第 6 回 IAEA 国際安全基準検討会会議資料における言及内容に係るコメントは含まれてはいなかった。

その後、各国からのコメントを踏まえ、IAEA から再度、DS385 の修正案文が示され、同年 8 月に、国内検討会である CSS24 会合対応検討会（前記 1 参照）が開催され、第 24 回 CSS 会合に向けた対処方針案及びコメント案の検討が行われた。当該会合において、DS385 について技術的修正を求めるコメントを提出するほかは承認してよいとされた。

その後、DS385 は同年 9 月の第 24 回 CSS 会合において承認された。

d　最近の情勢

保安院は、中間報告Ⅵ4（4）hのとおり、平成 22 年 2 月に、原子力安全・保安部会基本政策小委員会において「原子力安全規制に関する課題の整理」を取りまとめ、一部の国では新規設計炉に対し SA 対応を規制上の要件にする方向であり、規制制度での位置付けや法制上の取扱いを検討することが適当とした。

相前後して、保安院及び JNES は、SA 対策に関する内部検討として、シビアアクシデント対応検討会を平成 21 年 12 月に設置し、諸外国の SA の規制動向や IAEA 基準を確認するとともに、JNES における SA 関連の安全研究成果から、現状の SA に対する設備能力について情報を収集し、これらを踏まえて、SA 対策に係る規制要件化についての検討を行っていた[40]。平成 22 年 4 月には、その検討を踏まえて、「我が国のシビアアクシデント対応の規制上の取扱いについて―シビアアクシデント対応検討会（NISA, JNES）の中間とりまとめ―」[41]を取りまと

40　平成 21 年 1 月 19 日の安全委員会会議における「アクシデントマネジメントの整備に関する今後の課題〔泊発電所 3 号炉のアクシデントマネジメントの検討に参加された外部有識者のご意見〕」（前記 b 参照）についても検討材料とされた。

41　NISA は保安院の英略称。

めており、①規制の方針、②SA 規制の要求レベル[42]、③バックフィット[43]に係る法的整理について検討がなされた。その後、保安院は、院内の SA 検討チームを中心に、安全委員会や電気事業連合会との意見交換、プラントメーカーからのヒアリング等を行い、SA 対策に係る技術的・制度的な具体的検討を行っていた[44]。

寺坂信昭原子力安全・保安院長は、当委員会のヒアリングにおいて、「シビアアクシデントの対策の地元への説明はつらい。絶対安全という言葉はある種の禁句で絶対に使えないのだが、安全か安全でないかといえば、当然安全だと判断をしてきている。そこに PSA とか PSR のような確率的な評価でいくばくかのリスクが存在するという説明は、特に地元との関係では非常に苦しい。原子力に理解のある方からも、一所懸命、原子力の安全はしっかり進めていくという説明だったのに、なぜそのような問題点が残っているかのようなことを言うのか、という批判を受ける。まして、批判的な人は当然、話が違う、安全と言っていたのに安全ではない要素があるなら、そこの対策はどうするのか、という議論になってしまう。その場合は、このような理由で安全だと説明するが、腹を割った議論にはずっとならないままだった。その後、例えば耐震指針[45]でも残余のリスクや確率論の話などがようやくやれる空気になり始めたという感じが出てきたが、まだ正面から議論するということは難しいと思う。また、確率の議論はなかなか社会的には難しい。まさに今回の事故がそうだが、確率 10^{-7} といっても、一般的に見れば感覚的に単に起こるか起こらないかという、確率 1/2 である。確率 10^{-7} という数字をどう活用し、どうワークさせていくのかは、ようやく議論が可能になりかかってきた時期だと思うが、いずれにしてもそのような様々な角度からの議論は、

---

42 AM 設備の耐震性について「現状の AM 設備には耐震性が要求されていないため、地震時に有効に機能しない可能性がある。現在、基準地震動 Ss の導入を進めている中で、この点についても地震の影響を受けた後に事故が発生する可能性がどの程度か評価する等、現行 AM 設備を含めた耐震クラスの検討を行うことも重要である。」との記載がある。

43 既存炉に対する措置について判断する必要があると記載されている。

44 東日本大震災発生前においては、SA 対応検討チームでは、平成 23 年 3 月 18 日に「シビアアクシデント対応規制検討 WG」を設置して公開で検討を行い、同年夏から秋頃に中間的な取りまとめを行うとともに、平成 24 年夏頃に技術的な規制内容の取りまとめを行う予定としていた。なお、安全委員会においても、平成 23 年 3 月 16 日に、原子力安全シンポジウム「原子力安全委員会の当面の施策の基本方針について－合理的に達成可能な最高の安全水準を目指して－」を開催し、リスク情報活用における基本的な課題として、SA を取り上げる予定としていた。

45 平成 18 年 9 月 19 日に改訂された発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針を指す（中間報告VI ３（４）ｂ参照)。

現実的には十分ないままに、進んできた」旨述べている。

（3）全交流電源喪失事象（SBO）

a　東京電力福島第一原発の事故時運転操作手順書（事象ベース）において、SBO時の直流電源の監視可能時間を8時間等としていた経緯

中間報告Ⅵ4（1）bのとおり、発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針（以下「安全設計審査指針」という。）が求める「電源喪失に対する設計上の考慮」[46]については、現在の設計においては、30分間のSBO時に、炉心（沸騰水型原子炉（BWR）の場合）又は1次系（加圧水型原子炉（PWR）の場合）を冷却する機能を持つ系統の存在と、これらの系統の動作を制御するための直流電源の容量とによって満たされると判断されてきた。

一方、今回の調査過程においては、東京電力福島第一原発の1号機から4号機の事故時運転操作手順書（事象ベース）において、SBO時の直流電源の監視可能時間を、1号機は10時間及び2号機から4号機は8時間（以下「8時間等」という。）としていたことが明らかになったが、その経緯について述べる。

NRCは、1980（昭和55）年7月、米国での過去の外部電源喪失発生事例及びDGの起動失敗事例が数多くあることから、SBOを未解決の安全問題(USI)のA-44に指定して検討を開始し、1985（昭和60）年5月、外部電源及び非常用交流電源の信頼性に応じてプラントが4時間又は8時間のSBOに対する耐力を持つことを要求するというNRCスタッフの規則案を公表した。

当時、我が国では、中間報告Ⅵ4（1）bのとおり、当時の安全設計審査指針の指針9「電源喪失に対する設計上の考慮」において、プラントがSBOに短期間（30分程度）の耐性を持つことを要求し、安全審査においては、30分程度のSBOに対して耐性を有するかどうかを審査していた。

東京電力並びに株式会社東芝（以下「東芝」という。）及び株式会社日立製作所（当時の株式会社日立製作所の原子力事業部は、現在の日立GEニュークリア・エナジー株式会社が承継している。以下「日立」という。）のプラントメーカーは、前記NRCの規則案に基づいて、国内の代表的なBWRプラントを対象に評価を

46　中間報告Ⅵ4（1）bのとおり、平成2年の安全設計審査指針の改訂前は、指針9の「電源喪失に対する設計上の考慮」である。

行い、その評価結果として、前記規則案に準じた場合、国内 BWR では 4 時間の耐性が要求されるが、実際には 8 時間程度の耐性があることを確認した[47]。

1988（昭和 63）年、NRC は、10 CFR 50.63 に、SBO に対する規定を追加して「一定時間の SBO の継続」に耐えられる設計であることを求め[48]、また、これを受けて、規制指針（Regulatory Guide）1.155 SBO を発行し、米国においては、各プラントの設計状況により、2 時間、4 時間、6 時間、8 時間又は 16 時間の耐性を持つように要求されることとなった。

平成元年 3 月、東京電力は、福島第一原発 4 号機の蓄電池の交換時期を契機として、福島第一原発の 1 号機から 4 号機までを含む BWR-3、BWR-4 及び BWR-5 について、東芝及び日立において受託研究「BWR の確率論的安全評価に関する研究」を実施した。

当該研究によると、NRC の規制指針 1.155 SBO に準ずると、国内のプラントは DG の信頼性が高く、外部電源の設計も比較的良好のため、求められる SBO 耐性は 4 時間となる。そのため、4 時間の耐性確認で十分となるものの、受託研究においては 1 ランク上の 8 時間の耐性があるか確認を実施し、結果としては、蓄電池の放電時間等のプラントの設計条件は 4 時間であるが、外部電源喪失時に必要となる機器の運転を、水源、環境温度、蓄電池容量等を踏まえた実運用ベースで実力評価すると 8 時間等の耐性が確認された。

東京電力は、受託研究の報告を踏まえ、平成 2 年 8 月に、各事故時運転操作手順書（事象ベース）に「全交流電源喪失事故」の項目を追加し、SBO 時の直流電源の監視可能時間を 8 時間等として、SBO 時の手順書を整備していた。

なお、その後、安全委員会は、中間報告Ⅵ4（1）ｂのとおり、原子力施設事故・故障分析評価検討会全交流電源喪失事象検討ワーキング・グループにおいて、平成 5 年 6 月に報告書をまとめ、NRC の SBO 規則における要件等との対比の下に、我が国の代表プラントにおける SBO 発生頻度や SBO 耐久能力（SBO 時の蓄電池及び冷却用水源による耐久時間）を検討した。その結果、我が国では外部電源及び非常用 DG の信頼性が高く、SBO 耐久能力は、（安全審査においては慣

47　東京電力によると、当該評価結果については、昭和 61 年 2 月に通商産業省に説明した旨の供述が得られている。

48　中間報告Ⅵ4（1）ｂ参照。

行として 30 分間しか要求されていないものの）実力値としては加圧水型原子炉（PWR）で 5 時間以上、沸騰水型原子炉（BWR）で 8 時間以上であって SBO 規則を満たしているとした。ただし、SBO 規則が降雪、ハリケーン、竜巻等の外的事象の想定を求めている（地震、洪水は含まれていない）のに対して、同ワーキング・グループにおける検討では外的事象による SBO の可能性は論じられていなかった。

このワーキング・グループにおける議論には、部外協力者として原研、東京電力及び関西電力株式会社（以下「関西電力」という。）も参加していたが、安全委員会より公開された資料によれば、同ワーキング・グループの報告書を作成するに当たり、平成 4 年 7 月付けで「電力」も一部の原稿の作成を担当することとする案が作成され、報告書の結論部分は事務局が原稿を作成するものの、「電力」において、SBO に対するプラントの設計や運転管理の実施状況に関する部分や、安全審査、運転管理等に関する現状の位置付けと対応策等に関する部分を作成することとされた。また、同年 10 月付けで原子力安全調査室[49]名で作成された質問票には、短時間の SBO について、「今後も『30 分程度』で問題ない（中長時間の SBO を考えなくて良い）理由を作文して下さい。」との依頼が記載されていた。これに対し、同年 11 月に関西電力より回答された文書には、手書きで、「30 分の根拠を本 Report で明確にすることは、無理」と書き込まれている一方、東京電力の回答[50]には、「今後、マージンを下げる方向ではないなら、これで OK。」との書き込みがなされていた。平成 5 年 6 月に取りまとめられた報告書には、東京電力の回答の丸写しではないが、内容的にはこれに近似したことが書かれており、東京電力の回答が参考にされたものと考えられる。20 年前のことで具体的な事実経過は明らかでなく、電力側に「理由」の「作文」を求めたとしても、それを鵜

---

49 旧科学技術庁原子力安全局の原子力安全調査室を指すと考えられる。科学技術庁は、当時、安全委員会の事務局を担っていた。

50 「我が国の SBO の位置付けは、外部電源及び D/G の信頼性の高さ、手順書の整備を反映し、PSA の結果から見ても突出した炉心損傷頻度を有するものとなっていない。仮に米国 R.G.1.155 に基づいて我が国プラントの適合性を見たとき、耐久能力の要求時間は 4 時間となるが、これに対し我が国プラントは少なくとも 5 時間の耐性を有している。これらは、我が国プラントは 30 分~~程度~~の SBO に対する耐性で設計されているが、それに対する設計の余裕及び我が国の D/G の信頼性の実績等の現状においては、適切なマネージメント操作が実施されれば、十分な安全性が確保されるものとなることを示している。」（「~~程度~~」は原文のとおり）

呑みにしたのではなく、参考としつつもあくまでワーキング・グループとして必要な評価・判断が行われた可能性はあるが、少なくとも、報告書の原稿作成を電力会社に分担させたり、理由づけの「作文」を求めたことは、規制関係機関として不適切であったと言わざるを得ない。

b　NRC における B.5.b

全交流電源喪失事象（SBO）対策として活用できるものとして、取り上げられる対策の一つに、NRC におけるセキュリティ対策としてのいわゆる B.5.b がある。なお、本項については、情報の性質上、調査に一定の限界があることについて、あらかじめ御了承いただきたい[51]。

2002（平成 14）年 2 月の B.5.b の詳細は、米国においてセキュリティ関連情報[52]とされているため、現時点においても不明であるが、概要は、東日本大震災後に開催された NRC 委員会会合の資料等によると、B.5.b によって、3 段階の対応が必要とされ、第 1 段階として初動対応に利用可能な機材や人員の準備、第 2 段階として使用済燃料プールの機能維持及び回復のための措置、第 3 段階として炉心冷却と格納容器閉じ込め機能の維持及び回復のための措置が求められている[53]。なお、後記のとおり、2009（平成 21）年 3 月に NRC は、セキュリティ要件としての B.5.b に「類似した内容」[54]を、原子力の安全確保の要件としても位

51　B.5.b については、後記のとおり、セキュリティ関連情報とされ、保安院は保有していない。また、保安院の保有する航空機衝突に関する情報の一部についても、NRC との取決め等により、経済産業省情報セキュリティ管理規定（平成 18・03・22 シ第 1 号）等によって、機密性 4 情報や機密性 3 情報等とされている。なお、経済産業省における機密性 4 情報とは、行政機関の保有する情報の公開に関する法律（平成 11 年法律第 42 号）（以下「情報公開法」という。）第 5 条各号に規定する不開示情報に該当する可能性がある情報のうち、機密性が高く、国の安全又は利益に損害を与えるおそれのある情報等で、いわゆる「極秘」とされる情報であり、機密性 3 情報とは、情報公開法第 5 条各号に規定する不開示情報に該当する可能性がある情報のうち、機密性 4 情報以外の情報で特に機密性が高い情報等で、いわゆる「秘」とされる情報である。

52　米国の連邦規則集 10 CFR 73「Physical Protection of Plant and Materials」。

53　2011（平成 23）年 4 月 28 日の NRC 会合のスライド及び会議録（http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/commission/tr/2011/）。

54　連邦官報 74FR13926 (2009-03-27)において、「Requirement similar to these were previous imposed under section B.5 of the February 25, 2002, ICM order; specifically, the “B.5.a” and the “B.5.b” provisions.」との記載があるため、本報告書においては「類似した内容」としたが、B.5.b の内容については、本報告書執筆時点においても明らかになっていない。なお、後記のとおり、「NEI 06-12, Revision 2, “B.5.b Phase 2 & 3 Submittal Guideline”」については、東日本大震災後に明らかになった。

置付けている。

NRC は、2001（平成 13）年 9 月 11 日の米国同時多発テロ事件の発生[55]を受け、2002（平成 14）年 2 月に、B.5.b の節を含む、セキュリティ上の暫定的な追加措置命令を発出した[56]。なお、この中に B.5.b という項目が存在することも含め、当該命令の構成や内容について、当時は公表されていない。B.5.b の節が存在することは、2006（平成 18）年 6 月に公表された[57]が、内容については、現時点においても公表されていない。

2005（平成 17）年 2 月、NRC は、B.5.b を履行するための第 1 段階の手引を発行したが、当該事実について、当時は公表されていない。当該事実経過については、東日本大震災後に公表された[58]が、内容については、本報告書執筆時点においても公表されていない。

2006（平成 18）年 3 月、青山伸原子力安全・保安院審議官らが、NRC を訪問し、原子力発電所に対する航空機衝突に係る米国の取組を聴取した。その後、保安院は 2007（平成 19）年 1 月に、2006（平成 18）年 3 月の訪問時に NRC より示された資料を入手した。

2006（平成 18）年 12 月、米国の原子力エネルギー協会は、「NEI 06-12, Revision 2, "B.5.b Phase 2 & 3 Submittal Guideline"」を発行し、NRC は、同月に B.5.b の要件を履行可能な手立てとして是認したが、当該事実について、当時は公表されていない。当該事実経過については 2009（平成 21）年 3 月に[59]、内容については東日本大震災後の 2011（平成 23）年 5 月に公表された[58,60]。

---

55 我が国では、1999（平成 11）年 6 月の INFCIRC/225 の改訂（INFCIRC/225/Rev.4）や 2011（平成 13）年 9 月の米国同時多発テロ事件の発生等を受け、原子力発電所等における治安当局との連携強化や、核物質防護の水準を引き上げるための原子炉等規制法の改正（平成 17 年 5 月成立、同年 12 月施行）等が実施されている。

56 連邦官報 67FR9792 (2002-03-04)。

57 連邦官報 71FR36554 (2006-06-27)。

58 「NRC BULLETIN 2011-01: MITIGATING STRATEGIES」（ML111250360）（2011（平成 23）年 5 月 11 日、NRC）。2005（平成 17）年 2 月 25 日に NRC が発行した第 1 段階の手引には、プラント大損傷時の影響緩和のためのベストプラクティスと、燃料の損傷を緩和して放射性物質の放出を最小化するための手法が含まれていた。

59 連邦官報 74FR13926 (2009-03-27)。

60 「NEI 06-12, Revision 2, "B.5.b Phase 2 & 3 Submittal Guideline"」は、爆発や火災によってプラントが大きく損傷した状況下において、炉心冷却、格納容器閉じ込め機能及び使用済燃料プールの冷

2007（平成 19）年 9 月、NRC は、航空機衝突の影響評価として、セキュリティ要件としての B.5.b に「類似した内容」を、安全要件としても位置付けるという規制案を発表した[61]。これにより、B.5.b は、設計基準を超えた航空機衝突を含め、あらゆる要因による大火災や大爆発により、施設に大きな損傷を受けた場合に対処するため、炉心冷却、格納容器閉じ込め機能、使用済燃料プールの冷却能力を保ち又は回復するために、容易に利用可能なリソースを使った緩和方策を採用するよう要求していたということが明らかになった。

2008（平成 20）年 5 月、福島章原子力安全・保安院首席統括安全審査官（以下「福島首席」という。）らが NRC を訪問し、セキュリティに係る意見交換として原子力発電所に対する航空機衝突に係る米国の取組を聴取した。保安院は、NRC 訪問の後、同月訪問時の説明資料や B.5.b 本文等の資料を入手したいと NRC に依頼したが、結局、これらの資料は入手できなかった[62]。

福島首席は、当委員会のヒアリングにおいて、訪問の経緯について、「NRC の方から、正確ではないかもしれないが、『航空機衝突の問題についての検討がある程度まとまったので、資料も渡せない、メモや録音を取ってはいけないという条件であるが、ブリーフィングを行う。それでも来て話を聞きたいということであれば来てもよい。』というニュアンスの話だったと覚えている」旨述べている。

平成 21 年 3 月、保安院は、公開の原子力安全・保安部会（第 29 回）において、航空機衝突について米国を始め国際的な動向の調査を進めることを報告し[63]、同年 11 月までに、JNES において原子力発電所に航空機が衝突した場合の影響評価を行った[64]。

却能力を維持し又は回復することを目的とした各方策を整備するための手引であり、東日本大震災後の 2011（平成 23）年 5 月に明らかになった（ML070090060）（http://adams.nrc.gov/wba/）。

61 連邦官報 72FR56287(2007-10-03)。

62 保安院は、その後も、NRC に対して依頼を行っていた。

63 平成 21 年 3 月 9 日の原子力安全・保安部会（第 29 回）の資料 7「最近の原子力安全を巡る国際動向」において、「2．原子力発電主要国との相補的な活動の展開」の「2）航空機衝突」として、「2001 年 9 月 11 日の米国同時多発テロ以降、米国 NRC は航空機衝突に対する検討を進めてきたところ、本年 2 月、新規設計炉について航空機衝突の影響評価を求める規則改定案を承認。今後は、新規設計炉の申請者に対して、4 つの重要な安全機能（炉心冷却機能、格納容器健全性、使用済燃料冷却機能、使用済燃料貯蔵プール健全性）にかかる影響評価を求めることとなった。我が国としては、今後の対応に備え、米国をはじめ国際的な動向の調査を進める。」と記載されている。

64 なお、中間報告Ⅵ1（1）cのとおり、航空機落下を「想定される外部人為事象」として設計上の考慮を必要とするか否か等については、平成 14 年に保安院が「実用発電用原子炉施設への航空機落

一方、2009（平成 21）年 3 月、NRC は、2007（平成 19）年 9 月の規制案を踏まえ、セキュリティ対策の要件としての B.5.b に「類似した内容」を、原子力の安全確保の要件[65]としても位置付けた [59]。当該要件においては、爆発や火災によってプラントが大きく損傷した状況下において、炉心冷却、格納容器閉じ込め機能、使用済燃料プールの冷却能力を保ち又は回復することを目的とした準備として、①消火活動、②燃料損傷緩和策、③放射線放出を最小限に抑えるための措置、の三つに分類される 14 点[66]を考慮した方策が要求された。なお、NRC は、本要件については、前記 2002（平成 14）年の暫定的な追加措置命令に「類似した内容」の要件であり、米国内の既存の施設には既に整備されているとしている。

平成 21 年 12 月から平成 22 年 12 月にかけて、保安院は、前記平成 21 年 11 月の評価結果を踏まえ、院内において今後の方針について検討を行い、平成 23 年 1 月には、影響評価の結果について、NRC の助言を得た上で、順次規制への取組を行う旨の「航空機衝突に係る検討の進め方について」という方針を決定した。なお、同年 3 月の時点では、保安院は NRC に対し、日本のこれまでの検討について意見交換するための機会を設定してもらうことを申し入れ、日程等の調整を行っているところであった。

保安院関係者は、航空機衝突の問題についてこのように対応した経緯について、当委員会のヒアリングにおいて、「我々の検討に不足がないかというのを気にしていたし、進んでいるのは米国であり、最初の検討のきっかけをくれたのも米国であり、その評価も米国の情報をなるべく収集しながら検討しているので、他国でどうしているのかという情報をもらって、方向性が間違っていないかどうかというのを、米国に聞くのが早いだろうと（考えた）」「NRC に行って、話を聞いて

下確率の評価基準について（内規）」を制定している。平成 21 年 6 月に当該内規が一部改正された際には、各原子力発電所において再評価がなされており、保安院は、平成 22 年 6 月、「各実用発電用原子炉設置者からの評価結果は妥当であり、内規に示された、航空機落下を『想定される外部人為事象』として設計上考慮するか否かの基準である 10^{-7} を下回っていることから、航空機落下を考慮する必要はないと判断した。」としている。

65 10 CFR 50.54(hh)(2)。10 CFR 50.54 は「Conditions of licenses.」の節である。

66 ①としては、事前に調整済みの火災時対応方針と手引、相互に融通できる消火用資材の評価、設備・資材の待機場所の指定、指揮統制の系統、対応要員の訓練が、②としては、人員の保護と利用、通信環境、延焼の最小化、統合火災対応策を実施するための手順、容易に利用可能で事前に設定された機器の確認、統合火災対応策の訓練、使用済み燃料プールにおける影響緩和が、③としては、水スプレーによるスクラブ、現場対応員の被ばく線量が列挙されている。

きて、アドバイスはもらえるとして、そこから先、どういう対策をとるのか、それから、やはり事業者を巻き込んで、事業者の設備がこうなっているからこういう対策とかという話を始めないといけないが、そうすると、情報管理をどうするのかが重要となるので、その仕組みをまず立ち上げないといけない。そこを、次に考えなければいけないというのが課題としてあり、それが出来上がって初めて、次に進めるので、ちょっと（平成23年の）夏[67]までには、何かめどをたてるというのは、多分無理だろうと思っていた」「プライオリティについて、一般論として、日本のテロの危険性は、米国と比べれば、多分低いだろうと思っていた。日本では、警察がきちんと発電所に居るが、発電所で警備員自身が自動小銃を持って警備している米国と比べれば、やはり、多少ゆっくりでも、しょうがないのかなという感じはしていた」「正直、やらないといけない課題の割には、人の数が足りない。一人の人が、全部抱えられないので、そういう意味では、もう少し、人がいれば、その数だけ、スピードアップすると思う」旨述べている。

一方、AMを所管する保安院原子力防災課長は、B.5.bに関する事故後の認識について、「まず、平成4年から考えていたAMというのは、使えるものは何でも使うというのだが、あくまで、発電所の中やプラントのすぐそばで、もう既に設置されているものを、本来の目的ではないが、有効活用するというものであった。そのため、AMの発想は、プラントの中にあるもの、若しくはサイトの中にあるものを有効に使って、想定外の事象に対し、影響を緩和していこうというものであった」「したがって、AMは臨機応変のものとなっているが、なかなか（サイトの）外から何かを持ってきて、対策を行うという方向の発想の転換は、なかった」「有効性について、当時は分からず、離れたところにポンプを置くとか、外から重機を持ち込むとか、最初は飛行機の残がいをどかすだけと思っていたが、福島の事故が発生して、1日目、2日目の状況の中で、どんな資材が必要で、事象に対してどう扱うのか、もしそういうものがあればと考え、その意味合いが二日間でよく分かった」旨述べている。

なお、平成23年10月に開催された第19回原子力工学国際会議（ICONE-19）において、NRCの元委員長であるNils J. Diaz氏が講演を行っており、その中で、

---

67 前記（2）dのとおり、保安院は、SA対策の規制化について検討を行っており、平成23年の夏から秋頃を目途に中間的な取りまとめを行おうとしていた。

「もし仮に、日本で B.5.b 型の安全性強化策を効果的かつタイムリーに実施していれば、福島第一原子力発電所の運転員が直面した事態は軽減されていたであろうし、とりわけ、SBO 並びに炉心及び燃料プールの冷却への対処がなされていたであろう」旨発言している[68]。当該学会に参加していた近藤委員長は、当委員会のヒアリングにおいて、当該発言について、「当時の米国は、そんなオープンには言っていなかった。そのことを学会でこのように言うようになったのは、ものすごい変化。でも、後で言われてもと感じた」「Nils J. Diaz 氏の発言が本当なら、大事故が防げたかもしれないが、米国の B.5.b について、昨年（2011（平成 23）年）の NRC の委員会会合で、米国は日本を含む国々に考え方を伝えたとの発言があったので、関係者に聞いたところ保安院に伝えたと分かった。原子力委員会は安全委員会が引き受けないというので、核セキュリティの基本政策を所掌しているが、このことは世界の常識ではないこともあって、こういう情報は私のところには寄せられていない」「保安院は、あの情報を入手したら、原子力安全の人とちゃんと共有し、安全の立場から見ても利益のある追加対策を使用済燃料プール等に施しておく、少なくともそういう観点からの取扱いをどうするのがよいか内部で協議するべきだったのではないか」旨述べている。

4　原子力災害対応体制の検討経緯

（1）原子力災害対策特別措置法策定時の議論

原子力災害対策特別措置法（以下「原災法」という。）は、平成 11 年の株式会社ジェー・シー・オー核燃料加工施設における臨界事故（以下「JCO 臨界事故」という。）の発生を踏まえ、同年、原子力災害に対する対策の強化を図ることにより国民の生命、身体及び財産を保護することを目的として制定された法律である。

当委員会において、原災法の法案作成に携わった者に対し、当時の状況をヒアリングした結果は、以下のとおりであった。

まず、法案作成作業は、当時の事故対応の推移を見ながら、災害対策基本法等の現行法令の問題点は何かとの反省を踏まえつつ行われた。一つには、原子力災害対

68　平成 23 年 10 月 24 日から 25 日に開催された「19th International Conference On Nuclear Engineering in Osaka (ICONE19 Osaka)」における Keynote Session の講演資料による（http://www.icone19.org/documents/2_Diaz_Speech-Japan-Reflections_on_Fukushima.pdf）。

策は、従来は災害対策基本法に基づく数ある災害対策の枠組みのうちの一つであったが、一般的な災害対策と原子力災害対策は様々な違いがあり、例えば、一般的な災害対策では、地方公共団体の長に最も重い責任があるが、原子力災害の場合は、国がより主体的に責任を負うものとした。また、放射線は目に見えないので、事故初期の対応を遺漏なく行えるようにするため､原子力災害の基準を明確に定量化し、原子炉の中で何が起こっているかにかかわらず、施設外部で計測された放射線が一定値以上になったら、自動的に原子力災害対策本部が立ち上がって原子力緊急事態宣言が発出されるといった制度設計とした。

また、原子力災害に関連する様々な情報が最も集まるのは現地であり、現地中心に対応方針を決めていくべきとした。つまり、緊急事態応急対策拠点施設（以下「オフサイトセンター」という。）において国、県、市町村等の関係職員が原子力災害合同対策協議会を作り､そこで実質的に意思決定を行うという運用面の仕組みを考え、基本的には原子力災害現地対策本部長が権限の委任を受けて対応策を講じていき、その中で重要な事項は当然東京の対策本部に相談することを排しないというものとした。

安全委員会の原子力災害対策への関与については、最終的な責任は規制官庁にあるものの、行政官の技術的対応能力の限界を踏まえ、技術的知見、学識経験を持つ者を災害対策に関与させるべく、原子力委員会及び原子力安全委員会設置法を改正し、緊急事態応急対策調査委員（以下「調査委員」という。）制度を創設した。これは、合議体としての委員会ではなく、個人を調査委員として任命することにより、調査委員が一人一人でも助言活動できるようにしたものであり、学識経験者の専門分野も様々であるため、事故の状況等に応じて最も適切な人が現地や東京の本部等で活躍するという発想で作られたものであった。なお、安全委員会が策定した原子力安全委員会・緊急技術助言組織等緊急時対応マニュアルにおいては、各調査委員等の助言組織内担当分野を明示した上で、対象事業所別にそれぞれ東京に招集する者と現地に派遣する者が定められている。

原子力災害の原因として地震等の自然災害は考慮されており、原子力災害については、事故原因や事故時の原子炉内の状況を問わず、放射性物質が外部に放出されたとなれば対策を取らなければならないものとの発想で、例えばオフサイトセンターが使用できなくなった場合に備えて代替施設を準備せよという規定（原災法施

行規則第 16 条第 12 号）を設けるなど、あらゆる事態に対応できるようなものにという前提で制度設計が意図されていた。

（2）防災対策を重点的に充実すべき地域の範囲（EPZ）等の考え方

中間報告Ⅲ５及びⅤ３のとおり、今回の原子力災害においては、オフサイトセンターが当初予定されていた機能を果たすことができなかったり、広範囲かつ長期間にわたり住民避難を余儀なくされたりといった事態が発生した。これらの背景として、原子力災害対応体制を検討する際の事故事態想定が過小であった可能性があるため、当委員会では、安全委員会の定めた、「原子力施設等の防災対策について」（以下「防災指針」という。）において、「あらかじめ異常事態の発生を仮定し、施設の特性等を踏まえて、その影響の及ぶ可能性のある範囲を技術的見地から十分な余裕を持たせつつ」定めておくこととされている、「防災対策を重点的に充実すべき地域の範囲」（EPZ）について、その範囲設定の考え方や近年の IAEA における議論への対応状況等を調査した。

a　EPZ の範囲設定の考え方

防災指針によれば、EPZ の目安は、原子力施設において十分な安全対策がなされているにもかかわらず、あえて技術的に起こり得ないような事態までを仮定し、十分な余裕を持って原子力施設からの距離を定めたものであるとしている。具体的には、施設の安全審査において現実には起こり得ないとされる仮想事故等の放出量を相当程度上回る放射性物質の量が放出されても、EPZ の外側では屋内退避や避難等の防護措置は必要がないこと等を確認し、過去の重大な事故、例えば我が国の JCO 臨界事故や米国のスリーマイル島原子力発電所事故（以下「TMI 事故」という。）との関係も検討して、東京電力の福島第一原発のような原子力発電所については半径約 8~10km と決められた。詳しくは、「放出源から 8km 及び 10km の区域の外側において屋内退避を必要とするような放出量は、炉内内蔵量に対して希ガス 100%及びヨウ素 50%が格納容器内に放出された際、格納容器から環境中に放出される量を相当に上廻る大きさでなければならない」と解説されている。

このことに関して、当委員会によるヒアリングでは、防災指針においては、仮

想事故が発生したとして原子炉から格納容器内に放出された希ガス及びヨウ素が環境中へ放出されるメカニズムとして、格納容器が損傷する事態やベントが行われる事態は検討に入れておらず、あくまで「リーク」により格納容器外に漏出するものとしてその量を評価しているが、一方、現在の PSA の知見からは、格納容器が損傷するような事故では、「放出源から 8km 及び 10km の区域の外側において屋内退避を必要とするような放出量」をはるかに上回る量の放射性物質が放出されると見積もられているとの供述が得られた。また、希ガスとヨウ素しか考慮していないのも、フィルターを通して放出されるメカニズムを前提としているためであり、セシウム等の固体微粒子は放出されない想定となっているとのことであった。

このように、原子力災害対策では、EPZ の範囲を設定するに当たり設置許可時に考慮することとされている事故よりも相当に大きな事故を対象として考えてはいた。しかしながら、原子力災害対策で勘案したのは、格納容器損傷は起こらない前提の計算でしかなく、ましてや今回のような複数号機が一度に損傷するような事態は想定されていなかった。

b　IAEA 文書において示された予防的措置範囲（PAZ）等

（a）IAEA の考え方

IAEA では、2002（平成 14）年の安全要件 GS-R-2「原子力又は放射線の緊急事態に対する準備と対応」（以下「GS-R-2」という。）及び 2007（平成 19）年の安全指針 GS-G-2.1「原子力又は放射線緊急事態の対策の準備」（以下「GS-G-2.1」という。）において、重篤な確定的影響のリスクを低減するため、施設の状況に基づいて放射性物質の放出前又は直後に、予防的緊急防護措置を実施するための整備がなされていなければならない区域としての予防的措置範囲（PAZ）、及び緊急防護措置を迅速に実施するための整備がなされていなければならない区域としての緊急防護措置計画範囲（UPZ）を定めることを提案している。

このうち、PAZ において実施される防護措置内容として、周辺住民への確定的影響の防止又は低減を目的として、放射性物質の放出前又は放出直後に PAZ 内の住民の屋内退避や避難等を実施することとしている。IAEA のこの考え方

の背景については、炉心損傷がまず起こり、次いで格納容器にも問題が生じて初めて重篤な確定的影響の起こり得るような事態になるので、そのような高いレベルの放射線を受けることがないように、PAZ の領域内の人に対し、炉心損傷の事態・徴候を把握したら直ちに避難など予防的な措置を取るのが最善であるとされている。そして、「放出前又は放出直後」に防護措置を実施するという点について、水素爆発や水蒸気爆発など格納容器が損傷する物理的現象を原因とする放射性物質が格納容器外に出る事象の発生は予測困難だが、それに比べて炉心が損傷したかどうか、しそうかどうかは、オペレーターのレベルで様々なパラメータから比較的早い段階で判断可能なため、その時点で避難等の予防的措置を取るという趣旨であり、そのような措置を取る時点は放出前が最善だが、爆発のような形で事象が非常に早く進展する可能性もあるので直後でもよいとしたものであるとされている。

一方、UPZ については、事故が発生したらまず緊急環境放射線モニタリングを行い、放射性プルームの濃度と拡散方向を把握してから、PAZ の外ではあるが避難等が必要という領域があればそこにいる住民を避難させようといった概念で、防護措置において PAZ よりも多少の時間的余裕があるものであるとされている。また、UPZ において行われる防護措置は、確定的影響の回避とともに確率的影響を実行可能な限り低減することも目的としている。なお、GS-G-2.1 では、熱出力 100 万 kW 以上の実用発電炉における PAZ 及び UPZ の範囲として、それぞれ PAZ については 3km から 5 km（5km を推奨）、UPZ については 5km から 30 km が提案されている。

（b）IAEA の考え方を踏まえた我が国の対応

安全委員会は、GS-G-2.1 のドラフト DS105 が 2005（平成 17）年に IAEA の CSS において了承されたこと等を踏まえ、国際的な原子力防災に係る検討を踏まえた防災指針の見直し等を調査検討するため、平成 18 年 3 月 29 日に第 1 回の防災指針検討ワーキンググループ（主査：藤城俊夫財団法人高度情報科学技術研究機構参与）を開催した。

防災指針検討ワーキンググループでは、当初、PAZ 概念を我が国に導入しようという方向で議論していた。しかしながら、保安院から、我が国においては

大量の放射性物質が外界に放出されるような重大事故は極めて起こりにくく、起こったとしても長期間にわたることはないと考えられ、PAZ として 5km 圏内は直ちに避難することとするのは必要がない一方、仮に、PAZ 概念等の IAEA の考え方を導入した場合には、原子力立地地域及び地域住民に居住地やオフサイトセンター等の移転を考慮させることとなるなど多大な社会的混乱を惹起するとともに現行の EPZ における防災対策が不十分であるとの認識を与えることとなり、原子力安全に対する国民の不安感を増大するのではないかといった強い抵抗があった[69]。また、安全委員会としても、住民の恐怖感をあおるというのは PAZ 導入に反対する理由にならないが、PAZ の概念はもともと米国のシステムに基づくものであり、我が国において PAZ という領域だけ設定しても、米国では事業者が定めることとされている緊急事態を区分するための緊急時活動レベル（EAL）に相当するものの体系化がなされない限り機能しないものと考え、まずは、既に我が国の原子力防災訓練で PAZ における緊急防護とよく似た措置が行われていたことを踏まえ[70]、そのようなやり方を徐々になじませた上で、IAEA における EAL の議論が確定した時点で[71]、次のステップとして我が国に PAZ を導入することとしようという判断がなされた。ただし、この

---

69 久住静代原子力安全委員会委員は、平成 18 年 5 月 24 日に安全委員会委員と保安院幹部の間で行われた昼食会において、当時の保安院長であった広瀬研吉氏より、「寝た子を起こすな」「JCO 臨界事故への対策が一段落するなどしてようやく国民が落ち着いたときに、なぜまた敢えてそのような議論をして国民を不安に陥れるのか」といった反対発言があった旨供述している。

70 平成 12 年度から平成 18 年度に行われた原子力総合防災訓練等において、既に、放出前又は直後の屋内退避や避難の訓練が行われ、その避難範囲も対象施設により 1~3km の円を中心とするキーホール型等に設定されていた。もっとも、当委員会の行った防災指針検討ワーキンググループ構成員からのヒアリングにおいては、このような PAZ における緊急防護とよく似た措置が我が国の防災訓練の中で行われたのは、単に避難のタイミングが放射性物質の放出後では住民が納得しないので、放出前に避難するというシナリオにしていたためであり、格納容器は損傷せず放射性物質のリークが少し増えるだけの想定で、確定的影響を避けることを目的とするのではなく、少しの被ばくもないようにするのを目的としていたのが実態であるとの供述が得られた。事実、平成 19 年 4 月の第 15 回原子力施設等防災専門部会において、原子力発電関係団体協議会から、「各自治体は、防災訓練の中で、放射性物質の放出前または放出直後に住民の避難を行っているが、これは PAZ という意味で事前に範囲を設定し、それに基づいて防護対策を講じているものではない。このため、付属資料について、誤解が生じないように表現を修正いただきたい。」との発言がなされている。同ヒアリングではまた、格納容器が健全だったら敷地の外側で避難といった対応の必要性が生じる可能性がほとんどないため、防災に関して格納容器が健全であるという前提はありえないと思っていたとの供述も得られた。

71 IAEA では、安全指針 GSG-2「原子力又は放射線の緊急事態への準備と対応に用いる判断基準」の中で、一般的な緊急事態区分及び区分決定のための施設における判断基準としての EAL の項目の具体例を示しているが、当該安全指針が策定・発行されたのは 2011（平成 23）年 3 月 17 日であった。

ときの検討においては、事故の想定として、我が国の軽水炉においては今回の福島第一原発事故ほどの事象は想定されず、影響範囲は、最大でも従前の指針で規定していた EPZ の範囲に収まるものと考えられていた。その結果、改訂防災指針に PAZ という概念や範囲の値を直接的には書きこまず、本文中に、「放射性物質の放出前又は放出後直ちに、地域の実情や異常事態の態様及び今後の見通し等によっては、予防的に屋内退避あるいは避難等の対策を実施することも有効である。」という文言を記載するとともに、付属資料において PAZ を取り上げ、「既に現行の防災指針に基づく EPZ 内における対応として、各地方公共団体の実情に応じて、施設の状態の基づいた放出前又は直後の防護対策に係る訓練が行われているところ。」と書き入れることとされた。

なお、防災指針検討ワーキンググループの議論は、PAZ の我が国への導入が主眼であり、UPZ は最初から余り議論の対象とならなかった。UPZ については、EPZ とほぼ同様の目的のために設定を提案されたものと考えられると整理され、当時の防災指針に示されている EPZ の対象施設や半径についても、IAEA 文書において示されたものを満たしており、また、半径について諸外国と比べ大差なかったことから、EPZ の半径等について特段の見直しはなされなかった。

（3）原子力災害と大規模自然災害の同時期発生への対処

中間報告Ⅵ6（1）のとおり、平成 19 年新潟県中越沖地震の際の東京電力柏崎刈羽原子力発電所（以下「柏崎刈羽原発」という。）における火災事故を契機に、保安院において「原子力災害等と同時期又は相前後して、大規模自然災害が発生する事態に対応した原子力防災マニュアル等の作成上の留意事項（素案）」がまとめられた。同素案に対しては、国の関係機関や地方公共団体から批判的な意見が寄せられ、平成 22 年 10 月、保安院は、複合災害対策も現行の防災スキームに沿って取り組むという方針を決定したが、このとき、あわせて、原子力災害を含む複数種類の災害が同時期に発生した場合に備えることの必要性やそれに備えた全体的な防災体制はどのようにあるべきかについて、内閣府（政策統括官（防災担当）付部局[72]を指す。この項において以下同じ。）に相談し、今後、中央防災会議に諮問することも視野に

72 内閣府（政策統括官（防災担当）付部局）は、中央防災会議の事務局を担っている。

入れて調整を図り、方向性が定まった後に、具体的な原子力防災体制の拡充について、その対応と調整を関係機関とともに開始するといった方針も決定された。

保安院側では、当該方針に基づき、平成 23 年 3 月 8 日に、内閣府に対し、複合災害について中央防災会議で議論させてもらいたい旨申し入れた。このときの応対について、内閣府側では、申入れは内閣府側の業務の都合によりごく短時間の挨拶程度のもので終わり、今後具体的な内容が固まってきたら必要に応じて相談していこうと返答するにとどまったと供述しているが、保安院側では、中央防災会議の話ではないとのことで内閣府側に受け付けてもらえなかったと供述しており、詳細なやりとりまで確定するには至らなかった。

ただ、この点に関連して、内閣府の所管する災害対策基本法では、同法における災害の定義として、同法施行令第 1 条において、「放射性物質の大量の放出」により生ずる被害を含むとされているところ、内閣府に対して当委員会の行ったヒアリングでは、「過去の経緯として、もともとは広く防災ということで、旧国土庁でやってきた中で、JCO 臨界事故を契機として、原子力災害特別措置法ができて、いわゆる具体的な技術性の高いところを中心として、具体的な事務などはわざわざ切り離したという経緯がある」「案件としては知っておくけれども、我々も原子力の専門家というわけでもないので、ある程度議論が成熟するまでは関与すべきではないとかいった判断はあったかもしれない」「一応全体として、中央防災会議で取りまとめているが、原子力部門は主体的にあちら（保安院）に考えてもらってはめ込むという形」といった供述や、原子力災害発災時には、原子力緊急事態かどうか等の中身の実質的な判断は経済産業大臣が行って、それを受けて内閣府が直ちに原子力緊急事態宣言発出や原子力災害対策本部設置等の事務手続を行うということであり、内閣の総務を処理する内閣総務官室に近いようなイメージで全体の総括を行うという旨の供述があり、内閣府は原子力災害対策の内容面には関与しないという姿勢がうかがわれた。

また、内閣府では、複数種類の災害（原子力災害を含まない場合を含む。）が同時期に発生した場合に対する防災について、東日本大震災以前には余り議論したことはなかったとし、その背景として、様々な自然災害の単独発生に対する防災体制の整備を優先すべきと考えていたこと、複数災害の同時期発生シナリオとしてどこまでのものを想定すべきかを決めかねたこと、人員体制的に複数災害の同時期発生対

策までを対象とすることが困難であったことを挙げている。

5　国際法・国際基準関係

（1）国際基準と国内基準との調和の取組

a　IAEA 基本安全原則に関する国内の動向

IAEA は、2006（平成 18）年、それまでの複数の安全原則文書を統合して「基本安全原則」を策定し[73]、人及び環境を電離放射線の有害な影響から防護することを基本安全目的として、一貫性があり矛盾がない 10 項目の安全原則を定めている。そのうち、原子力施設の安全性に関するものとしては、以下の項目が挙げられる。

原則 1：安全に対する責任　安全のための一義的な責任は、放射線リスクを生じる施設と活動に責任を負う個人又は組織が負わなければならない。

原則 2：政府の役割　独立した規制機関を含む安全のための効果的な法令上及び行政上の枠組みが定められ、維持されなければならない。

原則 3：安全に対するリーダーシップとマネジメント　放射線リスクに関係する組織並びに放射線リスクを生じる施設と活動では、安全に対する効果的なリーダーシップとマネジメントが確立され、維持されなければならない[74]。

原則 8：事故の防止　原子力又は放射線の事故を防止及び緩和するために実行可能な全ての努力を行わなければならない[75]。

原則 9：緊急時の準備と対応　原子力又は放射線の異常事象に対する緊急時の準備と対応のための取決めを行わなければならない。

しかしながら、この時点においては、保安院は、耐震設計等の改訂に伴う耐震バックチェックの指示を事業者に対して行っており、事業者の報告に対する保安

73　基準案の作成と査読の協力者には日本政府関係者の氏名はなく、「基本安全原則」の策定に日本が積極的に貢献したことは確認できない。

74　具体的内容として「安全に係る事項に関するリーダーシップは、組織の最高責任者層によって実践されなければならない。安全は、効果的なマネジメントシステムの手段によって達成し維持しなければならない。・・・さらに、マネジメントシステムは、安全文化の向上、安全に関する機能の定期的評価及び経験から学ばれた教訓の適用も確実なものとしなければならない。」とされている。

75　具体的内容として「事故の影響の防止と緩和の主要な手段は『深層防護』である。深層防護は、それらが機能し損なったときに初めて、人あるいは環境に対する有害な影響が引き起こされ得るような、多数の連続しかつ独立した防護レベルの組合せによって主に実現される。」とされている。

院・安全委員会の耐震安全性評価に優先的に対応していたことから、IAEA の基本安全原則の制定を受けてすぐさま日本においても保安院・安全委員会が原子力安全基準・指針類の体系的見直しを行うこととはならなかった。

IAEA 基本安全原則制定等の海外における安全規制の考え方等を参照しつつ、安全審査指針類の構成を見直す必要性等について検討を行うため、平成 21 年 7 月、安全委員会に置かれた体系化検討小委員会において審議が開始されたが、幾つかの専門部会等で同時並行で審議が進められていたものの、必要な事務処理力の確保の困難さから審議の範囲を絞ることとなり、同小委員会では 4 回の審議の後に作業は打ち切られ、平成 23 年 6 月に同小委員会も廃止されている。

しかし、その後、安全委員会は、平成 22 年 12 月に「原子力安全委員会の当面の施策の基本方針」を決定し、そこにおいて、「これまで委員会が策定した指針類は、いずれも原子力安全に関する基本原則を踏まえてものであるが、基本原則そのものは必ずしも明示されていない。・・・委員会ではその重要性に鑑み、最も基本的な原則を明示した文書を策定することとする。」との方針を示した。これを受けて平成 23 年 2 月に決定された「当面の施策の基本方針の推進に向けた取組について」では、安全確保の基本原則に関すること等について外部の専門家との意見交換を積極的に実施するものとされ、同年 2 月 9 日の第 1 回会合が開催されて意見交換の場が設けられ、今回の震災後も会合を繰り返して議論が重ねられてきている。

第 1 回会合において班目春樹原子力安全委員会委員長から意見交換の進め方について説明が行われ、IAEA の安全基本原則をそのまま採用するのではなく、SA 対策などを例にとって、原子力安全の基本的考え方の再確認を規制側・被規制側・国民全体で行いつつ、安全基本原則文書をまとめることによって、全関係者の理解を得たいとしている[76]。

---

76 NRC は、内部運営規程である規制指針（Regulatory Guides）6.6 の項目「国際基準への調和」において、IAEA が公表している基準等の安全基準も規制指針における利用を検討しなければならないとしている。また、欧州理事会は平成 21 年 6 月、原子力施設の原子力安全のための共同枠組みを設立する指令を採択しているが、その際には、「加盟国は、適切とされる場合には、本指令を実施するときに加盟国が尊重しなければならない実務の枠組みを構成するものとなる関連IAEA基本安全原則を評価しなければならない」との欧州議会の意見を尊重するものとしている。このように、米国・EUともIAEA安全基準等の国際原子力安全基準を尊重しつつそれらと国内基準との調和を図るものとしており、国際原子力安全基準への国内基準への取り込みに関しては、我が国より先んじた対応をして

b　IAEA の安全指針 SSG-9「原子炉等施設の立地評価における地震ハザード」

各国における地震 PSA 実施や日本等での大地震の原子力発電所への影響の経験を踏まえて、IAEA は、平成 20 年より既存の安全指針 NS-G-3.3「原子力発電所の立地評価のための地震ハザード」の改訂作業を開始した。そのための専門家による議論の場として第 2 回専門家会合が平成 21 年に東京にて開催され、その際に、日本からは、断層モデルによる地震動評価などが紹介されている。最終的には、改定後文書は IAEA 内の承認手続を経て平成 22 年に安全指針 SSG-9「原子炉等施設の立地評価における地震ハザード」として発行されている。

この新しい基準の特徴の一つとして、平成 19 年の新潟県中越沖地震による東京電力柏崎刈羽原発の経験により地震動評価方法として有効性が実証されたことから、日本で実用化されている断層モデル（Seismic source simulation）による評価方法が新たに取り入れられていることであり、国際基準策定に当たっての日本の貢献の実例の一つとなっている。

c　IAEA の安全指針 SSG-18「原子炉等施設の立地評価における水理学的及び気象学的災害」

IAEA は、2004（平成 16）年のスマトラ沖地震時のインド・マドラス原子力発電所 2 号機（カルパッカム 2 号機）の浸水事故を踏まえ、2005（平成 17）年に同国カルパッカムにてワークショップを開催した。日本からは、保安院耐震安全審査室長、JNES、当時独立行政法人産業技術総合研究所に在籍していた佐竹健治氏（現在は東京大学地震研究所教授。以下「佐竹教授」という。）、電力数社が参加することとなっていたが､保安院は宮城県沖地震による東北電力株式会社(以下「東北電力」という。）女川原子力発電所（以下「女川原発」という。）の事後対応のため欠席した。ワークショップにて佐竹教授より IAEA の Antonio R. Godoy 氏に対し土木学会の津波評価技術の存在を伝えたところ、是非、英語版を欲しいとのことで、翌 2006（平成 18）年のイタリアでの会議にて英訳を提出した。

いた。

前記のワークショップ会議以降、IAEA では、安全指針「原子炉等施設の立地評価における水理学的及び気象学的災害」の策定作業が進められ、2010（平成22）年に安全指針ドラフト DS417 が取りまとめられ、翌 2011（平成 23）年 12 月に SSG-18 として確定し発行された。SSG-18 の策定作業には日本も参加し、JNES 並びに JNES から協力依頼を受けた東京大学地震研究所の佐竹教授及び東北大学今村文彦教授が主導的役割を果たした。また、SSG-18 は性能規定として一般原則的な事項を述べているものであるため、現在、IAEA では、これを実際に適用するときに具体的に行うべきことをまとめた仕様規定類の策定に着手しているが、この作業は JNES が資金を拠出した EBP（Extra Budgetary Program）として実施されているところである。

SSG-18 は、IAEA の既存の安全指針（NS-G-3.4「原子力発電所の立地評価における気象学的事象」及び NS-G-3.5「海岸立地及び河川立地の原子力発電所の洪水ハザード」）を改訂し、洪水に関する最新知見の導入等を行うとともに、IAEA の諸基準類の整理の一環として当該 2 指針の統合を行うことを目的として策定された。内容面で特に重要視されたのは、津波ハザード評価部分の強化であった。SSG-18 の特徴的な内容としては、土木学会の津波評価技術において提唱され、保安院のエンドースは経ていないものの、我が国で広く利用されるようになっていたパラメータスタディを取り入れていることが挙げられる。このように、我が国の開発した概念や方法論が IAEA 安全基準で採用されることはまれであり、この津波ハザード評価以外には前記 b の断層モデルの例がある程度である。

ただし、この国際基準策定に当たり JNES 等が貢献することとなった背景について、当委員会の調査では、保安院の意思によるものであったとする物証や供述は得られなかった。

また、施設防護のための対策手法については、SSG-18 策定作業の主要テーマでなかった。SSG-18 には、ドラフトである DS417 の段階で、対策手法の章において一般論的な書きぶりではあるものの、堤防等のバリアに対する設計基準値は、発電所に対する設計基準値とは異なりより厳しいものとなるであろうこと、冗長性を持った対策として、防水化等により対策を強化すべきことを指摘しているほか、がれきや水圧への言及等、今回の事故対策に活かせた可能性のある概念が様々記述されているが、当委員会が JNES の担当者に対して行ったヒアリングにおい

ては、それらの記述については IAEA での改訂作業過程で特に議論はなされず、JNES や保安院の担当者においてそれらの点に注意が向けられることはなかったとの供述が得られた。

（2）国際機関等による規制当局・事業者のレビュー

a　IAEA による総合的規制評価サービス（IRRS）

IAEA は、加盟国における原子力利用に当たっての安全を確保するため、安全基準を策定し、加盟国の要請に基づき、種々の安全確保に関するレビューサービスを実施している。このレビューサービスの一つである総合的規制評価サービス（IRRS）は、原子力安全規制に係る国の法制度や組織等について総合的にレビューすることを目的としており、各国の専門家により構成されるレビューチームによるピアレビューを行うことにより実施される。

IRRS は、従来からのレビューサービスである国際規制レビューチーム（IRRT）と放射線安全・セキュリティ基盤評価（RaSSIA）を統合して高度化したものであり、原子力安全規制に係る国の法制度、組織等について総合的に評価するものである。2006（平成 18）年 1 月にルーマニアが、IRRT のフォローアップ調査として招請したのが最初であり、その後、イギリス、フランス、オーストラリア、メキシコ等が招請した。我が国は、2006（平成 18）年 9 月の第 50 回 IAEA 総会において、2007（平成 19）年に IRRS を招請することを表明し、同年 2 月の事前会合を経て、同年 6 月 25 日から 30 日までの間、IRRS が実施された。主な IRRS の実施実績を表Ⅴ－2 に示す。

なお、IRRS の実施方法としては、レビューを行う対象範囲を明確にした上で、①加盟国が準備した「自己評価書」、②「IAEA が用意した質問項目に対する回答」等に基づき、各国の専門家により構成されたレビューチームによるピアレビューを行うことにより実施する。

表Ⅴ－2　主な IRRS の実施実績

実施年	国名	対象	審査規準として使用された主な安全要件(※1)
2006（平成 18）年	ルーマニア	※IRRT のフォローアップ調査	
2006（平成 18）年	英国	発電用原子炉のみ	GS-R-1，GS-R-3
2006（平成 18）年	フランス	発電用原子炉等	GS-R-1，GS-R-3
2007（平成 19）年	オーストラリア	研究用原子炉等(※2)	GS-R-1，GS-R-3，GS-R-2 等
2007（平成 19）年	日本	発電用原子炉のみ	GS-R-1，GS-R-3
2008（平成 20）年	スペイン	発電用原子炉等	GS-R-1，GS-R-3，GS-R-2 等
2008（平成 20）年	ドイツ	発電用原子炉のみ	GS-R-1，GS-R-3，GS-R-2 等
2009（平成 21）年	フランス	発電用原子炉等	GS-R-1，GS-R-3，GS-R-2 等
2009（平成 21）年	カナダ	発電用原子炉等	GS-R-1，GS-R-3，GS-R-2 等
2009（平成 21）年	英国	発電用原子炉等	GS-R-1，GS-R-3，GS-R-2 等
2009（平成 21）年	ロシア	発電用原子炉等	GS-R-1，GS-R-3，GS-R-2 等
2010（平成 22）年	米国	発電用原子炉のみ	GSR Part 1，GS-R-3，GS-R-2 等
2011（平成 23）年 (※3)	スペイン	発電用原子炉等	GS-R-1，GS-R-3，GS-R-2 等

※1　安全要件については、それぞれ、GS-R-1「原子力、放射線、放射性廃棄物及び輸送の安全のための法令上及び行政上の基盤」（2000（平成 12）年)、GSR Part 1「政府、法律及び規制の安全に対する枠組み」（2010（平成 22）年)、GS-R-3「施設と活動のためのマネジメントシステム」（2006（平成 18）年)、GS-R-2「原子力又は放射線の緊急事態に対する準備と対応」（2002（平成 14）年）（表Ⅴ－1 参照)。

※2　オーストラリアには、発電用原子炉はない。

※3　スペインの IRRS フォローアップ調査の日程は、2011（平成 23）年 1 月 24 日から 2 月 1 日である。

（ａ）日本における IRRS の実施結果

日本に対しては、2007（平成 19）年 6 月に IRRS が実施され、同年 12 月に報告書が公表されている[77]。

報告書における評価として以下の 3 点が強調されている。

①日本は、原子力安全のための総合的な国の法令上及び行政上の枠組みを備えている。現行の規制の枠組みは最近になって修正されており、発展し続けている。

77　IRRS 報告書及びその仮訳については以下参照。
・http://www.nisa.meti.go.jp/genshiryoku/files/report.pdf
・http://www.nisa.meti.go.jp/genshiryoku/files/report2.pdf

②規制機関である原子力安全・保安院は、規制の枠組みの発展の指揮と調整において主たる役割を演じている。

③相互理解及び協力を促進するために、原子力安全・保安院、原子力産業界及び関係者の間の関係を改善するという課題への取組が、既に行われており、現在も進行中である。

また、報告書においては主に以下の点が勧告・助言事項として指摘されている。

R1　勧告：規制機関である原子力安全・保安院と原子力安全委員会の役割、特に安全指針の策定に関して、明確化を図るべきである[78]。

S1　助言：原子力安全・保安院は実効的に資源エネルギー庁から独立しており、これは、GS-R-1 に一致している。かかる状況は、将来、より明確に法令に反映させることができ得るものである[79]。

S4　助言：原子力安全・保安院は、ナレッジマネージメントや戦略的課題・運転上の課題の安全規制の有効性を更に補強するために、職員・職務ローテーション（特に上級管理者）につきいろいろな頻度やパターンを検討すべきである[80]。

S6　助言：保安規定の承認や一連の運転の開始前に、原子力安全・保安院は、安全上重要な全ての要素の総合的な評価を行うための追加的な留保点を設けるべきである。

（b）日本の IRRS に対する取組

前記表Ⅴ－2 のとおり、英国、フランス、オーストラリア、スペイン、ドイ

78　IAEA によれば、安全委員会が定める指針類と通商産業省令「発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令」及びその解釈との構造と相互関係が不明瞭であるとしている。

79　IAEA によれば、原子力安全と推進の間に衝突がある場合には法が経済産業大臣に安全を優先させることを求めているため、保安院の資源エネルギー庁からの独立は実効的と考えられたとしている。その根拠法令として原子力基本法第２条「原子力の研究、開発及び利用は、平和の目的に限り、安全の確保を旨として、民主的な運営の下に、自主的にこれを行うものとし、その成果を公開し、進んで国際協力に資するものとする。」が挙げられているが、法律上の独立性について原子力基本法、原子力委員会及び原子力安全委員会設置法及び原子炉等規制法において反映されるべきとされている。

80　IAEA によれば、二、三年程度の頻繁な職務ローテーションでは、規制技術能力を段階的に向上させ、審査等の機能を継続的に発揮させることを確保するのには十分な時間が与えられていないように思えるとされている。

ツ、カナダ、ロシア及び米国においては、GS-R-2 をレビューに使用した IRRS を受けているが、日本は受けていない。GS-R-2 は、2002（平成 14）年 11 月 6 日に発行された安全要件であり、いかなる原子力又は放射線の緊急事態においても、人、財産及び環境への影響を最小にとどめることを意図し、当該緊急事態における十分なレベルの準備と対応のための要件を制定したものである。

また、スペインは、日本が IRRS を受けた 2007（平成 19）年の翌 2008 年（平成 20）年に IRRS を受けているが、2011（平成 23）年 3 月 11 日時点において、スペインは、フォローアップ調査を受けているが、日本はまだフォローアップ調査を受けていない。

IRRS のフォローアップ調査は、IAEA の内規である IRRS Guideline において本調査を実施してからおおむね 2 年後に行うこととされており、IAEA に対し調査の受入国が招請レターを発出することにより受入プロセスが始まる。保安院は、2009（平成 21）年 8 月 7 日に、IAEA に対し 2010（平成 22）年 2 月にフォローアップ調査を実施することを招請するレターを発出し、その後同年 9 月 3 日から 4 日まで、事前会合を開催した。

しかし、保安院は、

①2009（平成 21）年 4 月 3 日に、保安院のそれまでの施策の実績と内外における近年の急速な社会環境の変化等を踏まえ、規制当局としての進むべき方向性を明らかにするとともに、今後取り組むべき安全規制の課題を適切に設定するため、原子力安全・保安部会基本政策小委員会において、安全確保に係る横断的な規制課題についての検討が始まり、同年 11 月にその議論の報告書案である「原子力安全規制に関する課題の整理（案）」が取りまとめられ[81]、IRRS 本調査における幾つかの指摘事項を含め現行制度の課題と更なる改善が提言されたことを受けてこれらの課題への対応に着手したが、フォローアップ調査を予定していた翌年2月時点では取組途上のものが多いこと

②2010（平成 22）年以降、耐震バックチェックや柏崎刈羽原発の再稼働に向けた業務等、国内向けの業務量が想定以上に増加することが見込まれたことにより、課題の改善の方向性を見極め、十分な対応ができる体制となるまで今

81　この後、同報告書案は、パブリックコメント及び同小委による修正を経て「原子力安全規制に関する課題の整理」として 2010（平成 22）年 2 月に取りまとめられ、公表された。

しばらく時間をとる必要があるとして、2009（平成21）年11月25日、IAEAに対しフォローアップ調査の延期を招請するレターを発出し、IAEAの了解を得て同調査は延期された。

このことに関し、当委員会が、保安院の担当者だった当時の原子力安全技術基盤課長及び企画調整課国際室長に対して行ったヒアリングにおいては、「IRRS本調査の報告書は、2007（平成19）年6月に出ており、保安院はそこで指摘された課題への対応をしなければいけないと考えていたと思うが、新潟県中越沖地震が、IRRS本調査の報告書が出た直後の同年7月に発生した。自分が原子力安全技術基盤課長に着任したのはそのちょうど1年後だが、それまで保安院全体として、新潟県中越沖地震（を踏まえた耐震安全性の確認等の）対応ばかりを1年間やっているという感じであり、着任後は耐震バックチェックに関する業務で手一杯になってしまったという経緯がある」「IRRSのフォローアップ調査を本調査の2年後に受けることはIAEAの内規にもなっているので、その招請のレターを発出し、かつ事前会合も執り行った。ここまでは予定どおり進んだ。ただ、事前会合時点では、新潟県中越沖地震の対応に追われていたため当初指摘されていたようなことが必ずしも十分にできておらず、中には何も進捗がないものもあるという状況だった」「保安院が平成13年に設置されて以来、取り組むべき課題が交錯しているので、全部整理し直すことという仕事を上から与えられたことから、基本政策小委員会で議論することになった。そのような中で、IRRS本調査での課題の指摘があるのだから、それを含めてもう一度検討し直そうという動きになったが、フォローアップ調査を受ける半年後までの期間では、この検討により課題を洗い出した上にそれに対応することはとてもできないし、予定どおりの時期にフォローアップ調査を受けることになると、検討すべき時期にロジ作業が大幅に発生してしまう。これでは全く有意義にならないので、きちんと議論を終えた後でフォローアップ調査を受けることにするということで保安院、安全委員会、各国の規制機関ともそのような認識ができ、延期したという経緯である」旨の供述が得られている。

その後、平成23年3月11日の地震発生まで、フォローアップ調査の招請は行われていない。保安院の当時の担当者である原子力安全技術基盤課長及び企画調整課国際室長からは、「再度フォローアップ調査を受けようという意思決

定に至る条件は、IRRS で指摘されていた事項に十分に答えられず満たされないために延期になっていたのだから、ある程度答えられる方向性が見えた段階で招請をしようということになっていた」「課題の大部分は二、三年かければ対応できると考えていた」旨の供述が得られている。

b　福島第一原子力発電所の事故に関する IAEA 国際専門家調査団派遣

IAEA は、日本政府との合意に基づき、福島第一原発事故からの当面の教訓を明らかにし、その情報を世界の原子力界と共有するため、専門家チームからなる調査団を日本に派遣して調査を行い、平成 23 年 6 月、その報告書を IAEA 閣僚会議に報告・公表している[82]。この報告書の主な結論としては、今回の事故の極限的な状況を考慮すれば、事故における現場の対応は、IAEA 基本原則 3 に従い、取り得る最良の方法で行われたが、津波災害に対する深層防護の備えは不十分であったことなどが指摘されている。また、所外電源の全喪失、ヒートシンクや工学的安全系の全喪失のような過酷な状況においては、過酷事故管理のために必要な機材（移動式電源、圧縮空気・水源など）を含めこれらの機能の単純な代替資源が提供されるべきであり、また、過酷事故ガイドラインと関連手順では計装、照明、電力が利用できなくなる可能性及びプラント状態や高放射線領域を含む異常状況を考慮しなければならないことが教訓として指摘されている。

なお、同報告書 3.4.5「IRRS のフォローアップ派遣調査」において、「安全委員会と保安院のそれぞれの役割は正式に定められているが、それぞれの実際の介入分野と寄与についてはある程度の明確化が必要であるように思われる。」とされているところ、IAEA によれば、原子力災害対応に当たり安全委員会が内閣総理大臣に対して直接に助言を与える一方、規制当局である保安院は、状況評価を提供することによって意思決定過程の一部を構成することもなかったし、事業者に対し命令や指示を伝達する以外に災害対応の一部を構成することもなかったため、IAEA 安全基本原則 8 にあるとおり、規制当局は災害対応に当たりより顕著な役割を果たすべきと感じられたとしている。

82　IAEA 報告書及びその暫定訳については、以下を参照。
・http://www-pub.iaea.org/mtcd/meetings/pdfplus/2011/cn200/documentation/cn200_final-fukushima-mission_report.pdf
・http://www.nisa.meti.go.jp/oshirase/2011/08/230805-5-1.pdf（暫定訳）

c　IAEA の国際緊急時対応訓練 ConvEx-3 への対応

IAEA の国際緊急時対応訓練 ConvEx-3 は、原子力事故関連 2 条約（原子力事故の早期通報に関する条約、原子力事故又は放射線緊急事態における援助に関する条約）に基づいて IAEA が実施するものであり、IAEA 内に組織された事故・緊急時対応センター（IEC）と加盟国間の情報連携を中心に、事故発生想定国の原子力総合防災演習に合わせて実施される演習である。IAEA の国際緊急時対応演習としての ConvEx は、演習レベルの異なる 3 種の演習があり、各演習レベルは、さらに 2 段階から 4 段階の演習モードが設定されている。ConvEx-3 はその最も高いレベルの演習であり、いわゆる総合演習に相当している。

これまで 2001（平成 13）年にフランス、2005（平成 17）年にルーマニア、2008（平成 20）年にメキシコで合計 3 回実施されており、メキシコでの ConvEx-3 の実施の際には、67 か国が訓練参加している。そのうち我が国を含む 41 か国はレベル A 参加（通報受信のみ）、26 か国はレベル B 参加（通報及び情報交換、援助）となっている。レベル A 参加は、IEC からの緊急時通報を受信、確認するまでの訓練に参加するものであり、レベル B 参加は、レベル A 参加に相当する活動以外に、緊急事態の発生に関わる通報を受信、あるいは受信した際の自国内における必要な対応や国際的な原子力緊急事態に係る援助要請を受けたときの対応までを行うものである。日本がレベル A 参加であったことについて、保安院の担当者からは、当該訓練は、日本から距離の遠いメキシコで事故が起きたという想定であるから、その影響が日本に及ぶことは考え難いので、レベル A 参加で十分であり、日本国内で対応することが必要となるレベル B 参加をするのは合理的ではなかった旨の供述が得られている。

d　事業者に対するレビュー

国際機関等による事業者に対するレビューには、IAEA の行う運転安全調査団（OSART）プログラムと、世界原子力発電事業者協会（WANO）及び日本原子力技術協会（JANTI）の行う事業者間のピアレビューがある。

（a）IAEA の運転安全調査団（OSART）プログラムの受入れ

IAEA のレビューサービスの一つに、事業者に対して発電所運営上の安全性

についてレビューすることを目的とした、OSART プログラムがある。OSART では、前記１の IAEA 安全基準を判断根拠として援用した、OSART ガイドラインにのっとって、①組織・管理・運営、②訓練・認定、③運転、④保守、⑤技術支援、⑥運転経験のフィードバック、⑦放射線防護、⑧化学及び⑨緊急時計画と準備態勢の９分野並びに各分野のレビュー結果を総合して安全文化について評価を実施している。なお、OSART では、事業者から日本政府である保安院を通じて IAEA に派遣招請を行い、IAEA から保安院を通じて派遣決定が伝えられる。我が国における OSART の実施実績を表Ⅴ－3 に示す[83]。

表Ⅴ－3　我が国での OSART の実施実績

実施年	対象
1988（昭和 63）年	関西電力高浜原子力発電所 3 号機及び 4 号機
1992（平成 4）年	東京電力福島第二原子力発電所 3 号機及び 4 号機
1995（平成 7）年	中部電力浜岡原子力発電所 3 号機及び 4 号機
2004（平成 16）年	東京電力柏崎刈羽原子力発電所 3 号機及び 6 号機
2009（平成 21）年	関西電力美浜原子力発電所 3 号機

（b）事業者間のピアレビュー

事業者間のピアレビューには、WANO が実施するものと、JANTI が行うものがある。

①　WANO のピアレビュー

1986（昭和 61）年のチェルノブイリ原発事故を契機として、1989（平成元）年、日本を含む世界の原子力発電事業者により WANO が設立され、原子力発電所の運転の安全性と信頼性を最大限に向上させるため、世界の原子力発電所を対象としたレビュー活動、故障・トラブル事象の情報交換等、発電所に対する各種支援活動を実施している。

WANO のレビューでは、「WANO　達成目標と基準」（WANO

[83] 諸外国の状況は、IAEA の「OSART Mission list」を参照されたい（http://www-ns.iaea.org/downloads/ni/s-reviews/osart/osart%20mission%20list%20jan%202012.pdf）。

Performance Objectives and Criteria: PO&Cs）が基準として用いられ、現場観察を中心とし、発電所側対応者との意見交換を行いながら、課題や良好事例を抽出している 。

東京電力は、平成 20 年 9 月 22 日から同年 10 月 3 日まで、6 か国の原子力専門家から構成された WANO チームにより、東京電力本店を対象とした、組織と管理体制を評価するためのレビューである CPR（Corporate Peer Review）を受け、同年 10 月、CPR の報告書が東京電力に対し提出されている。

東京電力は、社内説明用に CPR の結果概要をまとめている。それによれば、同報告書では、「安全文化」「プロセス改善における本店のリーダーシップ」「ラインマネジメントのモニタリング」「OE（運転経験）活用」「人材と教育訓練」の 5 分野において、要改善事項が指摘されている。例えば「安全文化」分野においては、原子力安全文化を明確に規定する本店の方針文書がないことや、社員インタビューを行った際に安全文化の認識がまちまちであったことから、本店スタッフが安全文化の全体像を明確にしてきておらず、また、組織全体に浸透させていないとして、安全文化を醸成するために、透明性確保及び法令遵守を超えたより広範なアプローチが必要と指摘されている。また、「人材と教育訓練」分野においては、不適合事例から体系的に訓練ニーズを抽出するプロセスが不十分であることなどから、避けられたはずのヒューマンエラー事象が発生し又は全プラント共通の標準手順書が東京電力及び協力企業作業員に行き渡っていないとして、教育訓練に対するライン組織のオーナーシップ（当事者意識）の弱さにより、パフォーマンス改善のために教育訓練から最大限の恩恵を引き出す機会を逸していることが指摘されている。

東京電力は、これらの指摘に対する改善活動を実施し、平成 21 年 11 月、翌年 10 月に CPR のフォローアップ評価を受けることを決定した。具体的な改善活動としては、「安全文化」分野においては、「安全文化の基本理念の 7 原則」を定めて安全文化の全体像を明確にし、小冊子化して本店、サイトに配布して組織全体に共有したり、ケーススタディー等の教育を実施したりするなどの取組がなされている。また、「人材と教育訓練」分野においては、運

転管理部長、運転管理担当を中心に、定期的に訓練観察を実施し、パフォーマンスの不足を訓練中に直接指示、あるいは訓練観察チェックシートへ記録している。

平成 22 年 10 月 4 日から 8 日まで、東京電力は、3 か国の原子力専門家による CPR のフォローアップ評価を受け、評価書が東電側に対し提出されている。東京電力は、社内説明用に、フォローアップ結果報告をまとめている。それによれば、同評価書では、「状況 A : 問題が解決されている、若しくは間もなく解決される見込みがある」、「状況 B : 良好な進捗がみられる。合理的な期間で目的が達成される見込みがある。」又は「状況 C : 目標が迅速に解決される見込みがない。重要ないくつかの施策がとられていない。」の 3 段階により評価が実施され、要改善事項 5 分野のうち、「安全文化」分野については状況 A、その他の 4 分野については状況 B という結果であった。具体的な評価内容としては、「安全文化」分野においては、「安全文化の基本理念の 7 原則」が制定され、実際に社員へ伝達されている一方、日常業務に組み込んだ安全文化醸成活動や、その活動に対する表彰を行うこと等の活動が例示された。「人材と教育訓練」分野においては、部分的ながら管理者による教育訓練の観察が行われていることが評価されている一方、訓練観察への期待事項の明確化や、管理者の訓練観察実施状況の把握等の活動が例示された。同フォローアップ評価の最後に、レビューチームの総括代表から、想像以上に多くの取組が行われているが、スピードが不足している印象があることや、それぞれの取組の間で優先順位をつけることが重要であるというコメントがあった。これに対し東京電力の清水社長からは、様々な取組を同時並行で進めるのは同社の一つの傾向であるが、優先順位を明確化していきたいとコメントされている。

② JANTI のピアレビュー

平成 11 年 9 月の JCO 臨界事故を踏まえ、原子力産業界の 35 の企業・研究機関により、同年 12 月、原子力産業界全体の安全意識の向上や、安全文化の共有化及びレベルアップを目指し、NS ネット（ニュークリアセイフティーネットワーク）が設立された。そして、平成 17 年 4 月、原子力産業

界の電力会社、原子力関連メーカー、研究機関等により、技術基盤の整備、自主保安活動の促進を行い、原子力のより一層の安全確保を目指すために、日本原子力技術協会（JANTI）[84]が設立された。

JANTI は、自主的な安全推進活動の向上に寄与するため、ピアレビューを実施している。ピアレビューは、WANO が使用している「達成目標と基準」（Performance Objectives and Criteria: PO&Cs）を基準として用い、レビューチームは、WANO や米国の原子力発電運転協会（INPO）[85]のレビュー方式に沿って、現場観察を中心に活動し、発電所側対応者と意見交換を行いながら、レビューを実施し、課題や良好事例を抽出している。

東京電力を対象とした WANO、JANTI のピアレビューの実施実績及び東日本大震災発生以前の予定を表Ⅴ－4 に示す[86]。なお、前記（ａ）の IAEA の OSART についても合わせて記載する。

---

84 設立当初は、有限責任中間法人。平成 23 年 3 月時点では、一般社団法人。

85 1979（昭和 54）年の TMI 事故を契機に米国原子力事業者によって設立された機関。全米の原子力発電所を対象に行う定期的なレビューは、INPO の主要な活動の一つであり、発電所に 2 週間滞在して行う現場観察を主要なプロセスとしている。なお、平成 20 年に実施された JANTI の福島第二原子力発電所のピアレビュー結果概要においては、「原子力関係者の間では、1990 年代以降の米国原子力発電所の安全性、信頼性の向上には INPO の貢献が大きいと認識されている。」との記載がある。

86 JANTI における他事業者の状況については、「ピアレビュー実績」等を参照されたい（http://www.gengikyo.jp/db/fm/peerreview.php?）。

表Ⅴ－4　東京電力を対象としたWANO、JANTI等のレビュー実績及び予定（※1）

実施年度	レビュー対象			
	本店	福島第一 原子力発電所	福島第二 原子力発電所	柏崎刈羽 原子力発電所
1992（平成4）年			IAEA-OSART レビュー	
1993（平成5）年			IAEA-OSART フォローアップ	
1999（平成11）年				WANO ピアレビュー
2000（平成12）年		JANTI（NS ネット） レビュー		
2003（平成15）年		WANO ピアレビュー	JANTI（NS ネット） レビュー	
2004（平成16）年				IAEA-OSART レビュー
2005（平成17）年			WANO ピアレビュー	
2006（平成18）年		JANTI レビュー		IAEA-OSART フォローアップ
2007（平成19）年		JANTI フォローアップ		（※2）
2008（平成20）年	WANO-CPR		JANTI レビュー	
2009（平成21）年		WANO ピアレビュー		
2010（平成22）年	WANO-CPR フォローアップ			WANO ピアレビュー
今後の予定（※1）		2012（平成24）年度 JANTI レビュー	2011（平成23）年度 WANO ピアレビュー	2013（平成25）年度 JANTI レビュー

※1　今後の予定については、東日本大震災発生以前における予定である。

※2　2007（平成19）年9月にWANOピアレビューを実施予定であったが、同年7月に発生した新潟県中越沖地震を受けて延期している。

6　原子力安全規制機関としての組織体制

（1）保安院の規制当局としての在り方

a　保安院の設立の経緯

平成13年1月、中央省庁等改革により、経済産業省は、エネルギーとしての原子力の安全規制を一元的に所管することとなり、その際に、エネルギーに係る安全及び産業保安の確保のみを所管する組織として、外局である資源エネルギー庁に保安院が「特別の機関」として設立された。

保安院の組織としては本院の他に、鉱山保安行政組織として全国に設置された鉱山保安監督部、全国の原子力発電設備等の近くに設置された、保安検査官及び原子力防災専門官が常駐する保安検査官事務所から構成されていた。

保安院発足当初の職員数は、625人（平成13年4月時点）であったが、その

うち原子力安全を担当する職員を発足に際して約140人から約260人に増員しており、さらに、そのうち現地に駐在する保安検査官及び原子力防災専門官を約50人から約100人に増員している。このとき中途採用された職員の中心は、原子力関係のメーカー出身の技術者や防災の知見を有する自衛官等であったとされる。

b　保安院の発足以来10年間の行政の推移

中央省庁等改革直後の平成13年1月11日、経済産業大臣から総合資源エネルギー調査会[87]に対して、昨今の環境変化を踏まえた今後の原子力安全確保の在り方についての諮問[88]が行われ、その検討が原子力安全・保安部会[87]に付託された。付託を受けた検討の結果、同年7月の原子力安全・保安部会報告「原子力の安全基盤の確保について」において、原子力安全規制の目指すべき方向が示されるとともに、原子力安全基盤の充実・強化の必要性が打ち出され、保安院の原子力安全規制の指針となっている。

しかしながら、平成14年に公表された東京電力の原子力発電所における事業者の自主点検作業記録に係る不正問題等、関西電力美浜発電所3号機の2次系配管破損事故（平成16年）、宮城県沖地震発生に伴う東北電力女川原発の原子炉自動停止（平成17年）、耐震バックチェック（平成18年）、新潟県中越沖地震発生による東京電力柏崎刈羽原発の火災等（平成19年）など原子力安全に関わる様々な事故等が発生し、保安院はその都度対応に追われた。事故等が発生すると保安院は、その都度、事業者に原因究明の調査・報告を指示し、その報告の妥当性を評価するとともに必要に応じて原子力委員会に報告しつつ、場合によっては所要の法令を改正して事業者への対応を指示し、原子力施設の安全性確認についてそれが立地する地元への説明を行わなければならない。このような事故対応に追われる中で、保安院は、長期的課題に十分に取り組むだけの組織・人員を手当することができず、原子力安全規制を取り巻く環境の変化を踏まえて原子力安全・保

87　通商産業省に設置された総合エネルギー調査会の総合部会からの指摘事項（平成12年7月21日）により、専ら原子力の安全規制に関する審議を行う場として、平成12年12月、総合エネルギー調査会に原子力安全・保安部会が設置された。平成13年1月6日の中央省庁等改革により、後継の審議会等として、資源エネルギー庁に、総合資源エネルギー調査会が設置され、同月10日に原子力安全・保安部会が設置された。

88　平成13年1月11日、諮問第2号「昨今の環境変化を踏まえた今後の原子力の安全確保及び電力の保安の在り方はいかにあるべきか」。

安部会での議論を行い、同部会基本政策小委員会報告「原子力安全規制に関する課題の整理」を取りまとめることができたのは平成22年になってからであった。

c　保安院組織及びその環境に存在する問題点

（a）原子力規制に特化した機関ではないこと

保安院は、原子力安全規制のみならず産業保安も所管しており、石油コンビナート事故やガス湯沸器事故といった産業保安分野での事故が発生すればその事故の究明と再発防止策といった対応に追われることとなる。原子力安全規制関係課ではなく産業保安関係課で事故処理が行われるにせよ、保安院長・次長といった職責にある者は、事故処理に応対せざるを得ず、組織の長が原子力安全規制に専念できるような体制とはなっていない。

（b）保安院独自での人事運用ができないこと

専門的技術能力を有する職員は、保安院独自で中途採用されているが、その他の事務官・技官は、経済産業省全体で採用され全体の人事ルールに従い人事異動が行われている。そのため、個々の職員の適性をみるため様々な部署の経験ができるよう全省的な人事異動が行われる反面、保安院のように原子力規制の専門的知識・経験が必要な部署においても通常の二年から三年での人事異動が行われ、専門的技術能力の蓄積が行い難い状況となっている。運用により保安院に適性を有する職員には、計画的にスパイラル方式で上位の職責を経験させるようになっているが、職員の専門的技術的能力の改善の必要性は問題点として指摘される状況である。

ただし、保安院の人事運用について検討する際には、国家公務員法第54条に基づく採用昇任等基本方針（平成21年3月3日閣議決定）[89]において、「転任については、職員への多様な勤務機会を与えるよう努めるのはもちろんのこと、多様な行政課題や業務の繁閑に的確に対応し得る事務処理体制の整備、同一官職に特定の職員を長期間就けることに伴う弊害の防止等も勘案しつつ行

89　国家公務員法等の一部を改正する法律（平成19年法律第108号）により改正された国家公務員法第54条第1項の規定に基づき、職員の採用、昇任、降任及び転任に関する制度の適切かつ効果的な運用を確保するための基本的な方針として、採用昇任等基本方針が定められた。

う。」とされていることにも留意する必要がある。

（ｃ）中長期的課題にも十分対応できる組織・定員配置とはなっていないこと

中間報告Ⅵ及び前記のとおり、平成 13 年 1 月の保安院設立以来今日に至る約 10 年間の行政の推移は、原子力施設における様々な事故等の発生を受けてその処理に追われ、そのような短期的行政課題に優先的に対応せざるを得ないものであった。事故等の特性に応じて担当課が、その対応に当たることになるが、そのような課題に優先的に対応することにより各課における中長期的な課題には十分な事務量を充てることができず、中長期的課題の検討の必要性を認識しつつもそれに対応できるほどの組織的・人員的余裕がないのが実情であった。

例えば、安全規制の科学的・合理性をより一層向上させ、それによってより一層効果的・効率的な規制を実現することを目的として、「リスク情報」を一層広範に活用していくことを検討していた原子力安全・保安部会リスク情報活用検討会は平成 17 年に審議を開始したが、発電施設におけるデータ改ざん等の総点検（平成 18 年 11 月指示発出）[90]の作業等のため、平成 18 年 11 月から平成 22 年 9 月までの約 4 年間、審議中断を余儀なくされた。

（ｄ）国際機関・外国規制当局との人事交流が十分にできる余裕がないこと

原子力の平和的利用を促進するとともに、原子力が平和的利用から軍事的利用に転用されることを防止することを目的とする IAEA に対し日本は第 2 位の出資国[91]（第 1 位は米国）であるが、全幹部職員に占める日本人幹部職員の比率は 5%にすぎない。ほとんどの国際機関に対する日本の財政的・職員的貢献度合いは同様であり、特に IAEA のみにおいて人的貢献度が低いわけではないが、IAEA 勤務経験がある日本人職員は、国際的な安全基準の動向の把握や

90　平成 18 年 10 月 31 日に中国電力の俣野川発電所土用ダムにおいてデータが改ざんされていたことが明らかになり、その他にも問題となる事案が相次いで発覚したことから、保安院は、全電力会社に対し、水力、火力及び原子力発電設備においてデータ改ざん、必要な手続の不備その他の同様な問題がないか総点検を行い、平成 19 年 3 月末までに報告するよう指示した。

91　出資形態が一様ではないため単純に国際比較できないが、2011（平成 23）暦年 IAEA 通常予算への拠出率では米国 25.7%、日本 12.4%となっている。

IAEA との事務の調整にとって有益であるにもかかわらず、現在の保安院の定員事情では大幅に IAEA への職員派遣を増員できる余裕はなく、これは米国 NRC 等との人事交流についても同様である。

また、日常業務の制約から IAEA の CSS やその下部機関である NUSSC の関係の検討会合に保安院職員が、十分に出席することができず、代理として JNES 職員が出席するケースも見られ、海外の規制当局職員と直接に意見交換・情報交換が十分にできるものとなっていない。

（ｅ）局所的事故対応しかできない組織・人員配置となっていること

中間報告Ⅵ及び前記のとおり、保安院は、原子力施設において事故等が発生すればその原因究明や再発防止措置を講じているところであるが、それは特定の事象に基づく個別事故への対応に留まり、一般的な事象全般に基づく事故の可能性の究明とその防止策といった包括的な対応とはなっていない。

例えば、耐震バックチェックの実施に当たり、新潟県中越沖地震発生に伴う東京電力柏崎刈羽原発の経験も踏まえ、原子力施設における安全上重要な建物・構築物等の耐震安全性の確認に優先順位を与えたことから、耐震バックチェックの中間報告では、基準地震動評価及びそれらの建物・構築物等の耐震安全性確認までとなっており、耐震バックチェックの指示内容に含まれる「残余のリスク」についての地震 PSA による評価や津波等の地震随伴事象に対する安全性評価は、最終報告に先送りにされたまま今回の福島原発事故を迎えることとなった。

その他にも、原子力施設における事故の起因となりうるような火災、火山、斜面崩落等の外部事象を含めた原子力施設についての総合的なリスク評価が行われていない。

（ｆ）安全委員会との関係による事務の効率性の問題

保安院は、原子力エネルギーの利用促進の立場にある資源エネルギー庁の中に特別の機関として設置されているが、安全委員会によって規制活動をチェックされていることから、実質的に原子力の安全規制機関としての独立性を確保されているともいえる。その反面として、事務の効率性を損なうおそれがある

ことから、保安院が安全委員会の内規である指針とは別に、基準類を策定することはなく、安全委員会による指針の策定・改訂を待って保安院としての対応を行っている。

（2）安全委員会の規制関係機関としての在り方

a　安全委員会の設立の経緯

昭和 53 年、原子力の安全確保体制を強化するため、旧原子力委員会の機能のうち安全規制を独立して担当する安全委員会が設置された。原子力を安全に利用するための国による規制は、直接的には経済産業省、文部科学省等[92]の行政機関によって行われているが、安全委員会は、これらから独立した中立的な立場で、国による安全規制についての基本的な考え方を決定し、行政機関及びに事業者を指導する役割を担っている。このため、内閣総理大臣を通じた関係行政機関への勧告権を有するなど、通常の審議会にはない強い権限を持っている。

安全委員会は、中立性の観点から内閣府に置かれ、その構成としては、国会の同意を得て内閣総理大臣により任命される 5 名の委員、専門分野の有識者から構成される審査委員、専門委員及び約 100 名の事務局職員から成っている。

b　安全委員会組織及びその環境に存在する問題点

（a）専門委員の任期と作業計画のオープン・エンド

一般論として、安全委員会の専門部会等の専門委員の任期については、最近まで定めがなく、政府全体の審議会委員の任期・兼職に関する規制の見直しに合わせて定められた[93]。そのため、専門部会長を長期にわたって務める専門委員が存在したほか、部会に所属した後に原子力委員会又は安全委員会の委員になる専門委員が存在するなど、特定の者が長期にわたり専門部会等の活動に従事する事例が見られる。

また、指針の策定・改訂作業には、特に終了期日は設定されておらず、例えば、耐震設計審査指針の改訂については、平成 13 年から平成 18 年の 5 年超を

92　平成 13 年 1 月 6 日の中央省庁等改革前においては、科学技術庁、通商産業省等。

93　原子力安全委員会事務局では、平成 17 年 4 月 1 日に「審査委員、調査委員及び専門委員の発令に関する内規について」を決定し、専門委員等について長期留任の制限等を行った。安全委員会によると、それ以前においては、再任等の任期の決めがなかった。

要しているほか、原子炉立地審査指針の改訂については、安全委員会が原子力委員会から分離・設置された[94]直後の昭和 54 年から改訂作業が開始されたものの、1 回目の検討は、昭和 54 年から昭和 60 年、2 回目の検討は、平成 4 年から平成 9 年まで行われた[95]が、結局改訂作業が中止されている。

専門部会等の専門委員の任期の定めがなく、指針の策定・改訂作業に特に終了期日が設定されていないことは、専門家による議論を尽くして合意の上で原子力安全に係る指針類を策定・改訂しており、その議事録も公開されていることから、議論の透明性が確保されているといえるが、指針の策定・改訂が必要に応じて迅速に行われてはいないとの批判も存在する。

（b）中長期的課題にも十分対応できる組織とはなっていないこと

中間報告Ⅵ及び前記のとおり、保安院は、原子力施設における様々な事故等の発生を受けてその処理に追われたが、安全委員会もまたそのような保安院の規制活動をチェックする作業に追われた。例えば、原子力発電所における事業者の自主点検作業記録に係る不正問題等への保安院の対応のチェックや保安院が提出した耐震バックチェック評価書のチェック作業などに追われ、安全委員会もまた中長期的課題の検討の必要性について認識はあったものの、それに対応できるほどの組織的・人員的余裕がなかった。

そのため、原子力安全の基本原則の明文化や SA 対策の高度化といった中長期的課題について整理を行うことができたのは、平成 22 年 12 月の「原子力安全委員会の当面の施策の基本方針」においてである。耐震バックチェックの評価という緊急課題に事務を優先的に配分したため、平成 18 年の IAEA 基本安全原則の制定を受けて、原子力安全の基本原則について国民的議論を行い、理解を深めた上で成文化するという基本的作業には平成 23 年まで取り組むことができなかった。

---

94 昭和 53 年 10 月、原子力安全確保体制を強化するため、それまでの原子力委員会の有していた機能のうち、安全確保に関する機能（原子力開発利用に関する事項のうち、安全の確保に関する事項について企画し、審議し、及び決定すること）を分離し、これを所掌する安全委員会を新たに設置するとともに、同委員会が行政庁の行う安全審査をダブルチェックすることとなった。

95 平成 21 年から、3 回目の検討が行われたが、平成 23 年 3 月の東日本大震災を受けて、改訂作業は中止された。

また、例えば、前記３（２）ｂのとおり、泊原発３号機における AM 実施方針の検討の際に、将来的な課題として大地震など外的事象による影響も考慮した AM の検討が必要、地震に加えて、火災及び溢水の PSA を実施することは世界のすう勢であり、このような PSA を実施し、合理的な追加対策（AM）があれば行うことを奨励すべきとの外部有識者の指摘を受けても、このような中長期的課題の必要性は認識しつつも、短期的課題の処理に追われてその検討を開始することができなかった。

Ⅵ　総括と提言

はじめに

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（以下「福島第一原発」という。）及び福島第二原子力発電所（以下「福島第二原発」という。）は、東北地方太平洋沖地震とこれに伴う津波によって損傷し、特に福島第一原発では国際原子力・放射線事象評価尺度（INES）レベル 7 の極めて深刻なシビアアクシデントが発生した。この事故は、大規模な原子力災害が、時間的にも空間的にも、いかに巨大な規模の被害をもたらすものであるかを人々に強く認識させることとなった。

同年 5 月 24 日、この事故の原因及びこの事故による被害の原因を調査・検証し、事故による被害の拡大防止及び同種事故の再発防止等に関する政策提言を行うことを目的に、閣議決定に基づき当委員会が設置された。

当委員会は、同年 6 月 7 日の第 1 回委員会において基本的方向を決め、以後、福島第一原発及び福島第二原発における事故と被害の原因及び背景要因について調査・検証活動を進め、同年 12 月 26 日には中間報告を公表した。当委員会は、その後も、中間報告において継続調査する旨述べた事項及び新たに加えた調査事項について多角的に調査・検証を続けてきた。

その結果、原子炉建屋内外の放射線レベルが極めて高いために建屋内に立ち入って原子炉や配管・機器等の状態を直接調査することが困難であるほか、時間的制約などの事情により、解明に至っていない事項や、原因・機序の可能性を指摘するにとどまらざるを得なかった事項もあるが、現段階で可能な限りの検証・分析は尽くしたと考える。

中間報告公表以降の調査・検証によって新たに明らかになった事実については、既に前章までに記述したとおりである。

今回の事故は、直接的には地震・津波という自然現象に起因するものであるが、当委員会による調査・検証の結果、今回のような極めて深刻かつ大規模な事故となった背景には、事前の事故防止策・防災対策、事故発生後の発電所における現場対処、発電所外における被害拡大防止策について様々な問題点が複合的に存在したことが明らかになった。例えば、事前の事故防止策・防災対策においては、東京電力や原子力安

全・保安院（以下「保安院」という。）等の津波対策・シビアアクシデント対策が不十分であり、大規模な複合災害への備えにも不備があり、格納容器が破損して大量の放射性物質が発電所外に放出されることを想定した防災対策もとられていなかった。東京電力の事故発生後の発電所における現場対処にも不手際が認められ、政府や地方自治体の発電所外における被害拡大防止策にも、モニタリング、緊急時迅速放射能影響予測ネットワークシステム（SPEEDI）の活用、住民に対する避難指示、被ばくへの対応、国内外への情報提供などの様々な場面において、被災者の立場に立った対応が十分なされないなどの問題点が認められた。加えて、政府の危機管理態勢の問題点も浮かび上がった。

これまでの調査・検証の結果に鑑みると、原発事故の再発防止と被害の拡大防止・軽減のためには、抜本的な対策の強化が必要である。本章では、このような観点から特に重要と思われる問題について分析と考察を行い、あわせて、当委員会としての提言を行うこととする。

なお、本章で行う提言については、それを明瞭に表示するため、太字で表記している。

1　主要な問題点の分析

（1）事故発生後の東京電力等の対処及び損傷状況に関する分析

a　福島第二原発における現場対処と比較した福島第一原発の問題点

福島第一原発における事故対処に関する問題点については、中間報告Ⅳ章に記述したとおりであるが、その後の調査で判明した福島第二原発における現場対処の実際と比較して、福島第一原発における事故対応について、以下のような問題点が改めて明らかとなった。

（a）3 号機代替注水

福島第一原発 3 号機において、高圧注水系（HPCI）手動停止の際に代替手段をあらかじめ準備しなかったことにより、6 時間以上にわたって原子炉注水が中断した問題点については、既に中間報告で指摘したとおりである。福島第一原発と同様に津波が来襲した福島第二原発では、各号機における手順の細目について相違があるものの、基本的には、次なる代替手段が実際に機能するか否かを確認の上で、注水手段の切替えを行うという対応がとられていた。

この点について、福島第二原発関係者に対する当委員会のヒアリングにおいて、ある社員は「そのような準備をするのは当然のこと」と述べており、福島第二原発では、重大事故発生時における基本的作業手順がサイト内で共有されていたものと考えられる。もちろん、福島第二原発では外部電源が使用可能であったことから、作業環境も福島第一原発と比較すると良好であり、事態の対応に当たったスタッフは心理的にもより余裕があったと思われる。しかし、これらの点を考慮したとしても、福島第一原発における対応は適切さを欠いたものであった。

（b）2 号機 S/C 圧力・温度の監視

福島第一原発 2 号機では、3 月 11 日の全電源喪失以降、原子炉隔離時冷却系（RCIC）が作動していたものの、電源喪失により制御不能であり、いつ停止するかも分からない状況にあった中で、同月 12 日 4 時頃以降、RCIC の水源を復水貯蔵タンクから圧力抑制室（S/C）に切り替えた。しかし、電源喪失によって残留熱除去系（RHR）による冷却が期待できない場合に、このような運

転方法を長時間継続すると、原子炉圧力容器とS/Cを循環する蒸気温度が上昇してしまい、S/Cの圧力及び温度が上昇することとなる。その結果、RCICの冷却機能及び注水機能が低下するほか、RCICが機能しなくなった場合の次なる代替注水手段である消防車を用いた消火系注水に必要な主蒸気逃し安全弁（SR弁）による減圧操作が困難になり、S/Cの健全性が保てなくなるおそれがあった。したがって、RCICが作動しているから「良し」とするのではなく、S/Cの圧力及び温度を継続して監視するとともに、あらかじめ消防車注水ラインを準備し、RCIC停止を待たずに原子炉減圧操作を行う必要があったと考えられる。しかし、中間報告Ⅳ５（１）ｆで指摘したとおり、実際には、バッテリー接続等の方法により圧力及び温度の計測を行うことが可能であったにもかかわらず、同月14日4時30分頃まで計測が行われなかった。加えて、同日5時頃には代替注水ラインが整えられていたにもかかわらず、この時点で代替注水が実施されることはなかった。

他方、福島第二原発では、前記Ⅱ５で述べたとおり、RCIC作動中から、間断なく注水を実施することを視野に入れ、S/C圧力及び水温を監視しながら、段階的にSR弁を開操作して復水補給水系による注水を実施し、その後も、原子炉圧力が上昇して減圧しなければならない事態を想定して、S/C圧力及び水温の監視を怠らなかった。加えて、そのデータを１時間ごとに対策本部に連絡することにより発電所全体でS/Cの状況を把握する態勢が取られていた。

このように、福島第一原発においては、S/Cを水源としてRCICが作動していただけでなく、RCICが制御不能の状態にあり、いつ停止するか分からない不安定な状況にあったことから、S/Cの圧力抑制機能が損なわれる前に、減圧操作及び代替注水を行う必要があったと考えられる。このことを勘案すれば、福島第一原発においては、S/Cの圧力及び水温を監視する必要性は福島第二原発にも増して高かったと言うべきである。

以上のとおり、福島第二原発では外部電源が使用できたことで対処に携わった者の間に心理的余裕があったのに対し、福島第一原発では全電源を喪失した状況下で複数機に同時対処しなければならなかったという状況の違いはあるにせよ、福島第一原発における対処は福島第二原発におけるそれと比べて、適切さが欠けていたと指摘せざるを得ない。

b　損傷状況の継続した徹底的な解明の必要性

前記のとおり、当委員会は現地調査における困難性や時間的制約等の下で、可能な限りの事実の調査・検証を行ってきたが、それらの制約のため、福島第一原発の主要施設の損傷が生じた箇所、その程度、時間的経緯を始めとする全体的な損傷状況の詳細、放射性物質の漏出経緯、原子炉建屋爆発の原因等について、いまだに解明できていない点も存在する。より早い段階で１号機及び３号機の減圧、代替注水を実施していた場合に原子炉建屋の爆発を防止し得たか否かについても、現段階で評価することは困難である。当委員会は、この最終報告の提出をもって任務を終えることとなるが、国、電力事業者、原子力発電プラントメーカー、研究機関、関連学会といったおよそ原子力発電に関わる関係者（関係組織）は、今回の事故の事実解明と検証を最後まで担うべき立場にあり、こうした未解明の諸事項について、それぞれの立場で包括的かつ徹底した調査・検証を継続する組織的態勢を組むべきである。

既にこれら関係者により幾つかの調査・検証が行われ、その結果が公表されているが、その中には、本最終報告Ⅱ章（資料Ⅱ-1-1）で指摘したように、明らかな事実誤認を前提としているものも多い。また、当委員会の調査過程においては、東京電力が当委員会から説明を求めるまで事実解明に重要と考えられるパラメーター（例えば、格納容器内雰囲気モニタ系γ線線量検出器（CAMS） によるガンマ線量率測定結果）の検討や原子炉水位計等の計測機器の誤作動の原因解明を十分に行っていなかったことに加え、社内調査において社員の供述内容と物的な証拠やデータとの矛盾を放置したままにしておくケースが少なからず見られるなど、不徹底なものであったことも明らかになっている。このような状況からすると、東京電力を始め関係者がこれまでに行った調査・検証は、事故状況の解明という点で十分なものとは言えず、なお検証すべき論点や公表されるべき資料・データが残されていると考える。東京電力を始め関係者は、事故の第一当事者であり、原子力発電に関する専門的な技術的知見を有する者として、事実究明を徹底する責任を改めて自覚して、引き続き事実解明を進める責務がある。また、国の関係機関においても、関係者が適切な原因調査・事実解明を行うよう必要な指導等を行うとともに、その権限と責任の範囲内で自ら事実究明に臨むことも必要である。

当委員会は、我が国における原子力発電の是非を論ずることを任務とはしてい

ないが、原子力発電所が現に存在する以上、二度と今回のようなシビアアクシデント（過酷事故）を起こさないよう、抜本的な事故防止策の構築が不可欠であると考える。そして、それは、今回の事故の事実関係を十分に踏まえたものでなければならないことも当然である。とはいえ、現時点では事故の事実関係の全容が完全に解明できているとは言えないことから、事故防止策も、現段階で把握し得たことを踏まえて立案せざるを得ないと考える。したがって、今後も東京電力や原子力安全規制機関等の関係者が事故原因の解明作業を継続し、新しい知見が得られた場合には、それを踏まえた事故防止策の継続的な見直しを行っていくことが必要である。

福島原発事故の原因究明は、国際的にも注目されている。更に詳細な事実解明を継続し、その結果を国際社会に情報開示していくことは我が国の責務でもある。

（2）事故発生後の政府等の事故対処に関する分析

今回の原発事故においては、当初、原子力災害現地対策本部（以下「現地対策本部」という。）が設置された緊急事態応急対策拠点施設（以下「オフサイトセンター」という。）が十分に機能しなかったことから、官邸等が中心となって国としての事故対処を進めざるを得なかった。しかも、官邸等においては、原発事故以外の広域にわたる地震・津波への対応をも迫られる中、オフサイトセンターのような情報集約機能を果たす人的・物的仕組みがないまま、不十分な情報の下で次々と判断を迫られるという事態が生じた。3 月 15 日には東京電力本店内に福島原子力発電所事故対策統合本部（以下「統合本部」という。）が設置され、結果的には情報共有が図られるようになり状況は改善されたが、事故対策本部の在り方には問題を残した。

以下、政府等の事故対処の問題点について、中間報告後に更に確認できた事実を中心に記述することとする。

a　原子力災害現地対策本部

原子力災害対策本部（以下「原災本部」という。）に関しては、第 1 に、政府の原子力災害対策マニュアル（以下「原災マニュアル」という。）は、現地対策本部の設置されるオフサイトセンターが機能するということを前提に作成されているが、実際にはその前提が崩れ、原災マニュアルが予定していたような対応がで

きなくなるという問題が生じた（中間報告Ⅶ３（１） a 参照)。

この点で、まず指摘しなければならない重要な問題点は、そもそも、シビアアクシデントにおいてもオフサイトセンターが機能するような方策[1]をあらかじめ講じておくべきであったし、また、仮にオフサイトセンターが機能しなくなるような事態になったとしても事故に対処できるような方策[2]を併せて講じておく必要があったという点である。

次に、原災本部長の権限が現地対策本部長に委任されなかった問題について指摘しておく。

原子力災害対策特別措置法（以下「原災法」という。）第 20 条第 8 項は、原災本部長は、緊急事態応急対策を的確かつ迅速に実施するために、必要な指示を行う権限の一部を現地対策本部長に委任できる旨規定している。この規定に基づき、現行の原災マニュアルは、実用炉において事故が発生した場合、安全規制担当省庁である保安院が権限の委任について原災本部長(内閣総理大臣)の決裁を受け、委任が行われた旨を告示することとしている。また、国が毎年実施する原子力総合防災訓練のシナリオも、原災本部長の権限の一部を現地対策本部長に委任する手続を定めている。

3 月 11 日 15 時 36 分頃、福島第一原発において原災法第 15 条第 1 項に規定する原子力緊急事態（以下「15 条事態」という。）が発生したことを受け、保安院は、原子力緊急事態宣言の公示案等と併せて、原災本部長権限の現地対策本部長への委任に関する告示案を作成した。しかし、同日 17 時 42 分頃、海江田万里経済産業大臣（以下「海江田経産大臣」という。）が菅直人内閣総理大臣（以下「菅総理」という。）に原子力緊急事態宣言の発出について了承を求めた際、同行した保安院職員は、原災本部長権限の現地対策本部長への一部委任に関する前記告示案を持参していながら、それについて菅総理の了承を求めるタイミングを失し、その後もそのまま放置した。その後、保安院は、現地対策本部から複数回にわた

1　具体的には、オフサイトセンターの設置場所（通商産業省告示）の改善、オフサイトセンター建物の放射線防護設備の整備等がこれに当たるといえよう。

2　具体的には、オフサイトセンターが使用できない場合における代替施設の適切な指定（オフサイトセンターの要件を定めた原子力災害対策特別措置法施行規則第16条第12号の趣旨に基づき、オフサイトセンター運営要領で指定されている。なお、これにより代替施設として指定された南相馬市合同庁舎は震災対応に使用されていたことなどから代替施設として使用できなかった。）、現地オフサイトセンターが機能しない場合における各省庁の役割分担の整理等がこれに当たるといえよう。

り政府内部でのこの委任手続の進捗状況の確認を受けたにもかかわらず、主体的に動いて委任手続を完了させることはしなかった[3]。他方、保安院から当該告示案を受け取っていた内閣官房及び内閣府の職員も、保安院に対して権限委任手続を進めるよう注意喚起しなかった。そのような状況において、現地対策本部は、経済産業省緊急時対応センター（ERC）に置かれた原災本部事務局とも協議の上、必要な措置を漏れなく迅速に行うため、権限の委任手続が終了しているものとして避難措置の実施等について種々の決定を行い、かつ、実施した。

権限委任手続について、保安院が現地対策本部から再三にわたって確認を求められたにもかかわらず、権限委任手続の進捗状況を確認してその手続を進める対応をせずに放置したことは、現地での対応に支障を生じさせるおそれもあり、重大な問題であった。内閣官房及び内閣府においては、この委任手続が自らの所管事項ではなかったにせよ、この手続の進捗状況を把握していたのであれば、保安院に対して手続を進めるべきことを注意喚起すべきであったと思われる。

b　原子力災害対策本部

（a）官邸内の対応

原子力災害が発生した際、政府における緊急事態応急対策の中心となるのが、内閣総理大臣を本部長とする原災本部である。原災マニュアルによれば、原災本部は官邸に設置し、また、情報の集約、内閣総理大臣への報告、政府としての総合調整を集中的に行うため、官邸地下にある官邸危機管理センターに官邸対策室を置くこととされている。また、各省庁の局長級幹部職員は同センターに参集することとされており、そのメンバーを「緊急参集チーム」と呼んでいる。同チームには、緊急時において迅速・的確な意思決定がなされるよう、各省庁が持つ情報を迅速に集約し、それに基づいて機動的に意見調整を行うことが期待されている。

---

[3]　手続を完了させようとしなかった理由は、調査によっても、必ずしも明らかにならなかったが、当時の ERC の現状に照らすと、現場は混乱に近い状況にあったこと、この手続の重要性の認識や保安院自らが総理決裁を得なければならないという認識が希薄であったこと等が要因となったのでないかと考えられる。

3月11日15時42分頃の東京電力からの原災法第10条に基づく通報を受けて、同日16時36分頃、官邸危機管理センターに原子力災害対策に関する官邸対策室が設置された。しかし、避難措置等の事故対応についての重要な意思決定の多くは、この官邸危機管理センター（緊急参集チーム）から離れて、官邸地下の中2階の一室（以下「官邸地下中2階」という。）又は官邸5階において、関係閣僚、原子力安全委員会（以下「安全委員会」という。）委員長、保安院幹部、東京電力幹部らにより行われた。この協議には、緊急参集チームを束ねる伊藤哲朗内閣危機管理監（以下「伊藤危機管理監」という。）もしばしば加わったが、緊急参集チームが地震・津波対応にも追われる中で伊藤危機管理監がこの協議に常時加わることは現実的には困難であった。そのため、官邸地下中2階や官邸5階での協議結果を緊急参集チームが十分に把握することはできなかった[4]。また、避難措置等を決定するに当たり参考となるSPEEDI等を所管する文部科学省の幹部はこのメンバーに加わるよう指示されておらず、その後の避難措置等の議論において、SPEEDIについて言及されることはなかった。さらに、このメンバーの議論が、関係省庁からの情報が集約される官邸危機管理センターから離れた場所で行われていたことなどから、前記Ⅲ4（2）aで詳述した東京電力の撤退問題に関する議論のように、福島第一原発の最新の状況を踏まえていない議論となることもあった[5]。

一般に、原子力災害が発生した場合、できる限り情報入手が容易で、現場の動きを把握しやすい、現場に近い場所に対策の拠点が設置される必要がある。この点から見ると、政府における福島第一原発の情報収集拠点であったERCから離れた官邸内において意思決定が行われていたこと、また、官邸内においても、その情報集約拠点である官邸危機管理センターとは離れた別の場所（官

4　官邸においては、官邸危機管理センターが中心となって情報集約を行うことが予定されていたが、官邸地下中2階や官邸5階で事故対応に当たったメンバーは、その場にいた東京電力幹部が同社本店又は福島第一原発の吉田昌郎所長から直接収集した情報をも判断材料としていた。

5　この議論は、官邸5階において、3月15日未明頃から東京電力社長が官邸を訪れる同日4時頃まで続けられたが、2号機圧力容器内の圧力が同月14日夜から引き続き高く極めて危険な状態にあるという前提の下に行われていた。しかし、福島第一原発2号機の状況は、同月15日1時台から、原子炉圧力が継続的に注水可能な0.6MPa gage台を推移するようになり、依然として危険ではあるものの、注水の可能性が全くないという状態ではなくなっており、更に安定的注水が可能と考えられていた0.6MPa gage以下に減圧するためSR弁の開操作が試みられていた。官邸5階にいたメンバーは、このような2号機の状況や対処状況を十分把握しないまま前記協議を行っていた。

邸5階等）において意思決定が行われていたことなどから情報の不足と偏在が生じ、十分な情報がないままに意思決定せざるを得ない場合も生じたという点は、今回の一つの大きな教訓とすべきである。

なお、官邸における情報不足と偏在という弊害を解消するために、3 月 15 日になって、東京電力本店に統合本部が設置された。これは、福島第一原発についての情報アクセスの改善という面では積極的に評価をすることも可能であるが、政府の対応に必要な情報は必ずしも東京電力に係る情報のみではない上、東京に本社本店のない他の電力会社の原子力発電所において同様の事故が発生する場合もあり得ることから、今回の事例を普遍的な先例とするべきではない。**正確な情報を迅速に入手することは、いうまでもなく原子力災害対策の基本である。電力事業者の本社本店に移動することなく、官邸等、政府施設内にいながら、より情報に近接することのできる仕組みの構築が検討されるべきである。**

（b）情報収集の問題点

政府の情報収集は、3 月 15 日に東京電力本店内に統合本部が設置されたことにより大きく改善されたが、今回のような事態が発生した場合、原災マニュアル上は、原子力事業者はまず ERC に事故情報を報告し、しかる後 ERC 経由で官邸へ情報が伝達されることとなっている。事実、ERC には、3 月 11 日の地震発生直後から、東京電力本店から派遣された四、五名の社員が常駐しており、これらの社員を通じて福島第一原発の情報が ERC へ伝えられていた。

中間報告Ⅲ２（２）で詳述したように、当初、ERC に参集していた経済産業省や保安院等のメンバーは、東京電力からの情報提供が迅速さを欠いていることに強い不満を感じていた。また、官邸において避難措置等の意思決定をしていた官邸 5 階のメンバーの多くも、福島第一原発の情報が迅速に届かないことについて、同様に強い不満を感じていた。しかし、ERC の中に、東京電力本店やオフサイトセンターが東京電力のテレビ会議システムを通じて現場の情報を得ていることを把握している者はほとんどおらず、東京電力のテレビ会議システムを ERC にも設置するということに思いが至らなかった。また、情報収集のために、保安院職員を東京電力本店へ派遣するといった積極的な行動も起

こさなかった[6]。

c　福島県災害対策本部

福島県は、中間報告Ⅲ３のとおり、3 月 11 日、県庁舎に隣接する福島県自治会館 3 階に、知事を本部長とする福島県災害対策本部（以下「県災対本部」という。）を設置し、原発事故の対応に当たったが、県災対本部内外の連携等が十分ではなかったために、幾つかの問題が発生した。そのうちの一つが、避難区域内に取り残された双葉病院の入院患者等の避難・救出における対応である。

前記Ⅳ３（２）ｂで述べたとおり、避難区域内に取り残された双葉病院の入院患者等の避難・救出に当たり、第 1 に、「福島県地域防災計画」では、住民避難・安全班（避難用車両の手配等を担当）や救援班（残留患者の把握やその避難先病院の確保等を担当）等と、避難の担当部署が県災対本部内の複数の班にまたがり、かつ、その各班を統括できる班が存在しなかった。そのため、3 月 13 日まで、いずれの班も避難区域内の入院患者を把握するのは自班の業務ではないかとの問題意識に欠け、かつ、互いに確認することもしなかった。第 2 に、県災対本部は、双葉病院の入院患者の多くが寝たきり状態にあるとの情報を得ていながら、その情報を県災対本部内で共有せず、そのため、同月 14 日の搬送において、寝たきり患者の輸送には適さない乗換えが必要となる車両手配をした。第 3 に、県災対本部とは別に、県の保健福祉部障がい福祉課が独自に搬送先病院を手配していながら、そのことについて県災対本部と連絡を取らなかったため、搬送先は遠方の高等学校の体育館となってしまった。第 4 に、同日夜、双葉病院長は、警察官と共に割山峠に退避して自衛隊の救出部隊を待っていたが、福島県警察本部から連絡を受けた県災対本部内でこの情報が共有されなかったため、同院長らは自衛隊と合流できず、同月 15 日の救出に立ち会えなかった。そのため、同日 2 回目の救出に当たった自衛隊は、同病院別棟に 35 名の患者が残されていることに気付かず、患者はそのまま残された。第 5 に、県災対本部救援班は、同病院患者の避

6　官邸 5 階のメンバーの中で、東京電力本店が福島第一原発とテレビ会議システムでつながっていることを知っていた者はおらず、統合本部は同システムを活用するとの意図で提案されたものではなかった。これらのメンバーは、3 月 15 日早朝、東京電力本店に出向いて初めてテレビ会議システムの存在を知ったのであり、統合本部の設置は、結果的に予想以上の情報格差の改善効果をもたらしたと認められる。

難のオペレーションの全体を統括していたわけではなく、全体についての情報を正確に把握していないのに、断片的な情報を基に、あたかも双葉病院関係者等が陸上自衛隊の救出を待たずに現場から逃走したかのような印象を与える不適切な広報を行った。

被災地からの避難・救出における今回のような事態の再発を防ぐためには、第1に、県が設置する災害対策本部の班編成を、平時の組織を単に縦割り的に寄せ集めたものでなく、対応すべき措置に応じた横断的、機能的なものにするとともに、全体を統括・調整できる仕組みを設け、かつ、各班相互の意思疎通の強化を図ること、第2に、防災計画においても、県の災害対策本部に詰める職員のみならず、必要に応じ、いつでも他の職員も災害対応に当たる全庁態勢をとること等が必要である。

また、**原子力災害においては、その規模の大きさから、県が前面に出て対応に当たらなければならず、この点を踏まえた防災計画を策定する必要がある。**

d　その他の具体的な対応に関する分析

（a）原子力緊急事態宣言の発出

前記Ⅲ2（1）で述べたとおり、3月11日17時42分頃、海江田経産大臣は、緊急参集チーム要員として既に官邸に詰めていた寺坂信昭原子力安全・保安院長（以下「寺坂保安院長」という。）らと共に、官邸5階の総理執務室において、菅総理に対し、15条事態の発生について報告するとともに、原子力緊急事態宣言の発出について了承を求めた。しかし、寺坂保安院長らは、菅総理から福島第一原発の原子炉の状況や同宣言に関する関連法令等について問われ、これに対して十分な説明をすることができないまま時間が経過し、菅総理は、同日18時12分頃から約5分間、予定されていた与野党党首会談に出席したため、上申手続は一時中断した。同会談から戻った菅総理は、間もなく原子力緊急事態宣言の発出を了承し、同宣言は、同日19時3分に発出された。

一般的に、原子力災害においては、事態が急速に進展することがあり得る。今回のケースにおいても、当時、特に1号機については冷却がなされておらず、事態が急速に悪化していく過程にあった。15条事態が発生した旨の報告を受けたときは、15条事態が起きたこと自体が明らかであれば、まず宣言を発出し、

事態等の詳細についての把握はその後で行うというのが原災法の趣旨にも合致すると考えられる。したがって、進行している事態や関連法令の詳細についての把握より、まず緊急事態宣言の発出を優先すべきであったと思われる。

（b）福島第一原発視察

菅総理は、3月12日未明、当時、福島第一原発事故に関する情報が十分に入っていなかったことなどから、総理大臣秘書官らに対し、福島第一原発視察の準備を指示した。菅総理は、この視察について、枝野幸男内閣官房長官（以下「枝野官房長官」という。）から、「後に政治的批判を受ける可能性がある」旨の指摘を受けた。しかし、福島第一原発の状況が十分に把握できない状況にあったことから、原子力の分野については他の閣僚よりも「土地鑑がある」（当委員会が行ったヒアリングにおける菅前総理の発言）と自負していた菅総理は、現地まで出向いて現地責任者である吉田昌郎福島第一原発所長（以下「吉田所長」という。）と直接に話をする必要があると判断し、視察を実行した。

この現地視察は、事故もなく無事終了し、また、結果的には福島第一原発におけるベント実施への影響もなかったと認められる。さらに、菅総理自身は、吉田所長と接したことにより得たものがあったと述べている。しかしながら、今回のような大規模災害・事故が発生した場合において、最高指揮官としての立場にある内閣総理大臣が、長時間にわたって官邸を離れ、危険が伴う現地視察を行い、緊急対応に追われていた現地を訪れたことについては、他の代わりとなる人物を派遣して状況を確認させるなど、より問題の少ない方法によるべきではなかったのかという点で、なお疑問が残る。

（c）具体的事故対処についての官邸の関与

菅総理は、3月12日18時過ぎ頃、海江田経産大臣から、その直前の同日17時55分に同大臣が発した福島第一原発1号機原子炉への海水注入命令について報告を受けた際、炉内に海水を注入すると再臨界の可能性があるのではないかとの疑問を発し、その場に同席した班目春樹原子力安全委員会委員長（以下「班目委員長」という。）がその可能性を否定しなかったことから、更に海水注入の是非を検討させることとした（詳しい事実経過は前記Ⅳ３（１）ａ及び

中間報告Ⅳ４（１）ｃ参照)。その場に同席していた東京電力の武黒一郎フェロー（以下「武黒フェロー」という。）は、同日 19 時過ぎ頃、福島第一原発の吉田所長に電話し、「今官邸で検討中だから、海水注入を待ってほしい。」と強く要請した。その後の経緯は、中間報告Ⅳ４（１）ｃで記述したとおりである。

菅総理が海水注入による再臨界の可能性についての質問を発した際、その場には、班目委員長のほか、平岡英治原子力安全・保安院次長、武黒フェロー等の原子炉に関する専門的知見を有する関係者が複数いたが、その問いに対して、直ちに再臨界の可能性を否定する応答を行った者はいなかった。また、海水注入しないことによるリスクと海水注入による再臨界のリスクを比較衡量し前者のリスクが明らかに大きいので直ちに海水注入すべきである、といった意見を述べた者もいなかった。つまり、その場に同席した者のうち、誰一人として専門家としての役割を果たしていなかった。また、菅総理がそのような疑問を呈しただけで安易に海水注入を中止させようとした東京電力幹部の姿勢にも問題があった。

この海水注入問題に関しては、淡水を注入するか海水を注入するかというような、すぐれて現場対処に関わる事柄について、そもそも官邸がどこまで関わるべきかについても検討する必要がある。このような事柄は、まず、現場の状況を最も把握し、専門的・技術的知識も持ち合わせている事業者がその責任で判断すべきものであり、政府・官邸は、その対応を把握し適否についても吟味しつつも、事業者として適切な対応をとっているのであれば事業者に任せ、対応が不適切・不十分と認められる場合に限って必要な措置を講じることを命ずるべきである。当初から政府や官邸が陣頭指揮をとるような形で現場の対応に介入することは適切ではないと言えよう。

（３）被害の拡大防止策に関する分析

ａ　原発事故の特異性

原子力発電所の大規模な事故は、発電関連施設・設備の壊滅的破壊という事故そのものが重大であるだけでなく、放出された放射性物質の拡散･汚染によって、発電所内の要員のみならず広範な地域の住民等の健康・生命に影響を与え、市街地・農地・山林・海水を汚染し、経済的活動を停滞させ、ひいては地域社会を崩

壊させるなど、他の分野の事故には見られない深刻な影響をもたらすという点で、極めて特異である。このような原発事故の調査・検証に当たっては、事故原因とその背景について明らかにするだけでなく、被害の発生・拡大を防止する取組が適切であったのか否か、それが十分なものでなかったとするなら、それはなぜなのか、といった問題についても多角的に調査・分析し、あるべき被害防止への方策を見いださなければならない。

そこで、以下において、中間報告以降に行った調査・検証から判明した事実を踏まえて、放射性物質の拡散とモニタリング、SPEEDI 情報の取扱い、住民の避難の取組、作業員や住民の被ばく対策、国民や国際社会への情報提供等の問題点について考察することとする。

b　モニタリングの在り方

モニタリング態勢整備及びモニタリングデータ活用の問題点については、既に中間報告Ⅶ５（２）ｂ及びｃで、また、これらを踏まえて講じられるべき措置についても、中間報告Ⅶ５（２）ｄで述べたとおりであるが、さらに、ここでは、オフサイトセンターが機能しない場合のモニタリングの役割分担について指摘しておきたい。

前記Ⅳ１（２）ａのとおり、オフサイトセンターにある現地対策本部を拠点としたモニタリング活動が十分に行われていなかったことから、3 月 16 日朝、改めて、政府が中心となってモニタリング態勢の強化を図り、文部科学省、安全委員会及び原災本部の役割分担を決め直した。その際、各機関が実施しているモニタリングのデータの取りまとめ及び公表は文部科学省が、データの評価は安全委員会が、安全委員会が行った評価に基づく対応は原災本部が、それぞれ行うことが取り決められた。しかし、急を要する状況の中で、データ評価の範囲等について、関係機関の間で事前に十分な調整が行われた上で取決めがなされたとは言い難い状況にあった。

このような応急の状況で役割分担の取決めが必要となったのは、モニタリングデータの集約、評価・公表、評価に基づく対応という一連の作業を担うこととされていた現地対策本部（オフサイトセンター）が機能しない事態が生ずることを想定していなかったためと考えられる。今回の事態を教訓に、モニタリング態勢

整備の見直しが必要である。

c　SPEEDIの活用の在り方

（a）システム及びその活用主体の問題点

SPEEDIは、原子力事故発生時、緊急時対策支援システム（ERSS）から伝送される放出源情報を前提に、周辺環境における放射線量率等を予測することができる装置である。ところが、原子炉のデータを集約・送信するシステムであるERSSは、原子力事故発生時には機能しなくなるおそれがあり、そうなるとSPEEDIも、その機能は発揮できなくなる可能性があった。したがって、ERSSが機能しない場合のSPEEDIの活用方法についてあらかじめ検討し、その検討結果を事故対応に当たるべき関係者間で共有しておくべきであった。

しかしながら、事故対応に当たっていた多くの者は、ERSSが機能しなくなるやSPEEDIを避難に活用する余地はないものと考えていた。環境放射線モニタリング指針には、放出源情報が得られない場合（ERSSが機能しない場合）のSPEEDIの活用方法も記載されていたが、これを避難に活用できるとのコンセンサスもなかった。また、オフサイトセンターが機能しなくなった場合におけるSPEEDIの活用主体（運用及び公表の責任を負う機関）についても、明確になっていなかった。

（b）SPEEDIと避難指示

SPEEDIが有効に活用されなかった大きな原因は、前記（a）のとおり、いずれの関係機関もERSSから放出源情報が得られない場合にはSPEEDIを避難に活用することはできないという認識の下、これを避難の実施に役立てるという発想を持ち合わせていなかった点にあったと考えられる。しかし、放出源情報が得られない状況でも、SPEEDIにより単位量放出を仮定した予測結果を得ることは可能であり、現に得ていたのであるから、仮に単位量放出予測の情報が提供されていれば、各地方自治体及び住民は、より適切に避難のタイミングや避難の方向を選択できた可能性があったと言えよう。

実際に発せられた避難等の指示（福島第一原発に関して3月12日以降に発せられたもの）とその前後のSPEEDI情報（単位量放出予測）の関係は、前記

Ⅳ２（３）のとおりであるが、その各指示とSPEEDI情報の関係及びSPEEDIを利用したと仮定した場合の具体的避難方法等（避難のタイミング、避難方向等）を整理すると、表Ⅵ-1のとおりである。

3月12日以降の3回にわたる避難等の指示のうち、同月15日11時の半径20～30km圏内の屋内退避指示のケースでは、その直前の時間帯（同日8時30分～10時15分）には、福島第一原発正門付近で1万μSv/h前後の高線量が、また、同日深夜の時間帯（同日23時15分～23時55分）にも約7,000～8,000μSv/hの高線量が測定されており（前記Ⅳ２（３）ｄの図Ⅳ-6参照）、それ以前に比して多量の放射性物質が放出されたことが認められるので、この屋内退避指示のケースを例にとって検討することが実際的で分かりやすいと思われる。

すなわち、3月15日から16日にかけてのSPEEDIの拡散予測は、専ら陸方向（南西方向から北西方向）に拡散するというものであった。したがって、仮に避難するとしても、SPEEDI情報を注視しながら、当分の間は指示どおり屋内退避するにとどめ、SPEEDIの拡散予測が安定的に避難経路と重ならなくなる時間帯（例えば、拡散予測が海側方向になる3月16日7時以降は、いずれの地域から避難するとしても避難経路と重ならないこととなる。）に避難を開始するという方法をとれば、屋外における被ばくを最小限にすることが可能であったと思われる。実際には、前記Ⅳ２（３）ｄで詳述したとおり、例えば、3月15日中に避難を開始した南相馬市や浪江町の住民のうち、同日夕刻（15時頃）以降に避難を開始した住民は、その避難経路と放射性物質の飛散予測方向が重なっていた可能性がある。その時点で、SPEEDI情報に基づく避難経路や避難のタイミングに関するアドバイスをきめ細かに広報しておけば、こうした事態に陥るのを避けることは可能であった。

このように、ERSSから放出源情報を得られない場合でも、SPEEDIを活用する余地はあったと考えられる。

表VI- 1

避難等の指示	SPEEDI に表れた拡散状況とそれを利用した避難方法等
3 月 12 日 5 時 44 分 ・10km 圏内から避難	○5 時から 12 時まで、一貫して海側（南東方向）へ ○13 時から 15 時まで、南方向へ ○15 時から 16 時まで、西方向へ、16 時から 18 時まで、北西方向から北方向へ
	【避難方法等】 避難指示後の午前中は常時海方向への拡散が予測されていたので、仮に放射性物質が放出されていたとしても、余裕をもって避難することが可能であった。午後からは南方向への拡散が予測され始めたので、発電所から南方向の住民は注意して避難する必要があった。
3 月 12 日 18 時 25 分 ・20km 圏内から避難	○18 時から 19 時まで、北方向へ ○20 時から翌 13 日 10 時まで、ほぼ一貫して海側（北東方向）へ
	【避難方法等】 避難指示後は 20 時頃まで真北方向への拡散が予測されていたが、その後、翌 13 日昼頃までの間、専ら海方向への拡散が予測されていたので、仮に放射性物質が放出されていたとしても、余裕をもって避難することができた。
3 月 15 日 11 時 00 分 ・20～30km 屋内退避	○11 時から 12 時まで、南西方向へ ○13 時から翌 16 日 2 時まで、北西方向へ ○翌 16 日 3 時以降、南方向から南東方向へ
	【避難方法等】 屋内退避指示であったが多くの住民が避難した。しかしながら、屋内退避指示後、西方向から北西方向への拡散が予測され、翌 16 日早朝にかけても西方向から南方向に変わったのみで、一貫して陸方向への拡散が予測され続けていた。他方、この 15 日から 16 日にかけては多量の放射性物質が放出された。16 日 6 時以降になって初めて海側に拡散が予測され始めたので、この予測を考慮に入れて避難するタイミングを誘導すれば、被ばくリスクを軽減することは可能であったと思われる。

d　住民に対する避難指示

住民に対する避難指示の意思決定や指示内容の問題点等については、中間報告Ⅶ５（４）で既述のとおりであるが、中間報告後の調査・検証を踏まえ、更に以下の点を指摘しておく。

（ａ）福島第二原発から 10km 圏外への避難指示

3 月 12 日 17 時 39 分、福島第二原発から半径 10km 圏外への避難指示が発出されたが、この避難指示の必要性については若干の留保が必要である。すなわち、この避難指示は、同日 15 時 36 分の福島第一原発 1 号機における爆発を受け、官邸 5 階において、福島第二原発についても同様の事象が発生する可能性があるので万一の事態に備える必要があるという判断に基づいて発出されたものである。しかし、実際には、この頃（3 月 12 日 18 時）、福島第二原発の各号機（1、2 及び 4 号機。3 号機は既に冷温停止状態にあった。）は、S/C の水温こそ 100℃を超えていたものの、復水補給水系又は高圧炉心スプレイ系による注水が続けられており、水温の上昇は緩慢であり（106～118℃）、同日早朝に緊急事態宣言が発せられた時点とほぼ変わりはなかった。

図Ⅵ-1　福島第二原発から半径10kmの避難範囲と福島第一原発から半径20kmの避難範囲との関係

また、いずれの原子炉についても、水量は十分であり（燃料頭頂部から 5m 以上で通常運転時より高い）、炉圧は 0.2～0.24MPa abs、ドライウェル（D/W）圧力は約 0.18～0.2MPa abs（同日 12 時に冷温停止した 3 号機の場合、18 時の炉圧は 0.22MPa abs、D/W 圧力は約 0.14MPa abs、なお 1 気圧は約 0.1MPa abs）で、急変したという事情もなく比較的安定的に推移していた。前記避難指示は、これらの福島第二原発の各号機の状況を踏まえて検討されたものではなかった。

この避難措置の約 1 時間後の同日 18 時 25 分、福島第一原発から 20km 圏外への避難指示が発出されたが、福島第一原発から 20km の圏内には福島第二原発から 10km の圏内のほとんどが含まれるので、両方に含まれる区域はいずれ

にせよ避難せざるを得なかったということになる。しかし、広野町北端のごく一部の地域（以下「広野町北端部」という。）のみは、図Ⅵ-1 のとおり福島第一原発から 20km の範囲に含まれないので、福島第二原発から 10km 圏外への避難指示が発出されなければ避難指示区域に含まれなかった地域であるが[7]、この避難指示を受けて広野町は、同日夜間から翌 13 日にかけ、広野町北端部のみならず広野町全域の町民に対して避難を呼び掛け、全町的避難を開始した[8]。このように、福島第二原発から 10km 圏外への避難指示については、情報不足で混乱する中、福島第一原発 1 号機の原子炉建屋爆発という事態を受けて判断されたが、当時の福島第二原発の状況は実際には比較的安定しており、その決定過程には問題が残った。

（b）病院患者等の避難

前記Ⅳ３（２）ｂのとおり、寝たきりの患者が多く入院していた双葉病院については、入院患者の救出が大きく遅れ、かつ、搬送先が遠方の高等学校の体育館とされるなど、不適切と言わざるを得ない事態が生じた。

このような問題が生じた要因を挙げると、前記（２）ｃで指摘したもののほか、①3 月 12 日、未避難住民の救出に向かった自衛隊がオフサイトセンターの場所を発見できず、無線使用により司令部等と連絡を取ることもできなかったことなどから、結局、救出作業をしないまま引き返したこと、②同月 14 日、自衛隊が南相馬市のスクリーニング会場から搬送先のいわき光洋高等学校に到着するまで約 5 時間にわたって患者を搬送していた頃、幾つかの病院が患者

7　3 月 15 日、福島第一原発から 20～30km の区域が屋内退避区域に指定され、広野町全体がこの区域に含まれることとなった。この指定は、一旦 4 月 22 日に解除され、同日、同区域に含まれる広野町は緊急時避難準備区域に指定された。4 月 22 日の再指定は、緊急時に避難できるように準備しておくことを促すものであって、避難指示そのものではない（中間報告Ⅴ３（２）ｄ参照）。

8　国は、4 月 21 日、福島第二原発から 10km 圏外への避難指示について、その必要性がなくなったとして 8km に縮小した。これにより広野町北端部の全域がこの避難区域から外れることとなったが、前注のとおり、翌 22 日、福島第一原発との関係において、緊急時避難準備区域に指定された。この指定は、9 月 30 日に解除されたが、広野町による避難の呼び掛けは、翌年の平成 24 年 3 月 31 日まで続いた（平成 23 年 9 月 30 日現在の広野町民避難者は、約 5,200 名である。中間報告Ⅴ３（３）ｋ参照）。

なお、文部科学省が作成した平成 24 年 3 月 11 日までの積算線量推定マップによれば、広野町の汚染の程度は他の緊急時避難準備区域の中でも低く、山間部を除き、5mSv 程度又はそれよりも小さい数値となっている。

の受入れを承諾していたのに、搬送中の自衛隊が無線機を有していなかったことから、これを連絡する手段がなかったこと、③現地対策本部（オフサイトセンター）の住民安全班は、15 日午前中の自衛隊（東北方面隊）による 1 回目の救出には立ち会ったが、現地対策本部の移転に伴い、2 回目の救出に向かった自衛隊（第 12 旅団）が到着する直前に患者のみを残して双葉病院を立ち去り、どこに何人の患者が残されているのかを説明する者がいなかったため、2 回目の救出においても別棟にいた患者が更に取り残されたこと等を列挙できる。

こうした事態の再発を防ぐためには、避難を担当する自衛隊が、警察無線を有する県警に協力を求める[9]などして外部との連絡体制の確保に留意する必要がある[10]。また、言うまでもなく、人命救助に当たる者は、改めてその責任の重さを自覚し、強い責任感を持って任務に当たるべきである。

e　被ばくへの対応

（a）APD の未装着問題

事故発生後の福島第一原発の作業員（放射線業務従事者）にとって、各自が警報付きポケット線量計（APD）を装着しその受けた放射線量を測定することは、線量限度を超える被ばくを避けるため不可欠であった。しかしながら、前記Ⅳ４（３）ｂ（ｃ）で指摘したとおり、福島第一原発においては、もともと配備されていた APD が被水するなどしたため、3 月 15 日以降の作業において APD が不足しているとして、代表者のみが APD を装着する例外的な運用を始め、これが同月 31 日まで続いた。

この問題について当委員会が調査・検証を行ったところ、実際には事故発生直後に他の発電所等から APD が大量に届けられていたこと、そして、それが使用されないまま放置されたこと等が明らかとなった。すなわち、第 1 に、東京電力の柏崎刈羽原子力発電所（以下「柏崎刈羽原発」という。）から、3 月 12 日に 300 個の APD が、翌 13 日には更に 200 個の APD が届いたが、これ

9　自衛隊無線を広域において使用するためには中継所の設置が必要であるが、警察無線については、既に中継所が設置され、広域において使用が可能である。

10　航空機モニタリングを実施するための自衛隊ヘリコプターとモニタリング要員が青森県内の公園で待ち合わせた際（前記Ⅳ１（１）ｂ（ｂ）参照）も、無線機が使用できていればモニタリングをより早く実施できた可能性がある。

を受け取った福島第一原発保安班の班員らは、それに適合する充電器がないとしてそのまま放置し、しかも班長にそのことを伝えず、これら 500 個の APD は同月末まで使用されなかった。第 2 に、福島第一原発保安班班長は、同月 21 日頃、四国電力株式会社（以下「四国電力」という。）から提供を受け J ヴィレッジ経由で福島第一原発に送付された APD450 個につき、その APD 用の警報設定器がないとしてそのまま J ヴィレッジに送り返したが、警報設定器は四国電力から J ヴィレッジに届いており、これを J ヴィレッジの東京電力職員が見落としていた。

以上のように、①柏崎刈羽原発から大量の APD が届いているのに充電器がないとしてそのまま放置し、充電器の取寄せも班長への報告もしていないこと、②四国電力から提供された APD については、警報設定器がなくとも線量の測定自体は可能であるにもかかわらず、保安班班長は、警報設定器がないとして大量の APD を返送するのみで警報設定器の取寄せをしていないこと、③同保安班班長は、その理由について、「代表者のみが APD を装着する運用を行うことにより APD は足りていた。」と述べるなど、法令上やむを得ない事情がある場合にのみ認められる例外的運用を原則的に許される運用と都合よく解釈し、その解消を図ろうとしていないこと等をみると、現場作業員の被ばく防止に関する東京電力社員の意識は低かったと言わざるを得ない。これは、「被ばく線量はできる限り小さくすべきである」という広く受け入れられている国際放射線防護委員会（ICRP）の考え方（中間報告Ⅴ４（１）ｂ参照）が十分に理解されていないことをうかがわせるものであり、東京電力における被ばく回避の放射線教育の在り方に問題があったと言わざるを得ない。

（ｂ）国のヨウ素剤服用指示

前記Ⅳ４（５）ｂのとおり、現地対策本部医療班は、3 月 13 日午前、スクリーニングレベルに関する現地対策本部長指示を発出するための準備を始めた。その過程において、同日 10 時 40 分頃、安全委員会は、ERC に対し、スクリーニングレベルを超えた者に対しては安定ヨウ素剤を投与すべきとのコメントを FAX 送信し、安全委員会から ERC に派遣されていたリエゾンがこれを受け取った。しかし、このコメントは、ERC 医療班内で共有されず、検討も行われ

ず、それゆえ、現地対策本部にも伝えられなかった。これは、同リエゾンが、安全委員会から前記 FAX を受け取った直後、電話で、安全委員会事務局職員に対し、「既にこれ(原案の基準)で動いているので今更変えることはできない。」とコメントを盛り込むことは困難であるとの趣旨の発言をしていること、さらに、その後、このコメントが ERC 医療班内で共有も検討もされていないこと等から判断して、安全委員会から派遣されていた同リエゾン自身が、安全委員会のコメントを本部長指示に盛り込むことの重要性・必要性を認識していなかったことによるものと考えられる。

他方、同リエゾンから「既にこれで動いているので今更変えることはできない。」との連絡を受けた安全委員会事務局職員は、その旨を安全委員会の各委員に伝えたが、安全委員会は、「委員会はあくまでも助言機関である。助言すべき事項は既に助言した」との理由から、更なる助言等を行わなかった。確かに安全委員会は助言機関ではあるが、国民の安全に関わる重要な事項について安全委員会自らの発したコメントについて、“助言すべきことは助言した”というだけの理由から、何らそれ以上のアクションを起こさなかったことは、国民の安全を所管する行政機関としての責任感に欠けていたと言わざるを得ない。

（ｃ）県のヨウ素剤服用指示

中間報告Ⅴ４（５）ｅで詳述したとおり、三春町は、3 月 14 日深夜、住民の被ばくが予想されたことから、安定ヨウ素剤の配布・服用指示を決定し、同月 15 日 13 時頃、防災無線等で町民に周知を行い、町の薬剤師の立会いの下、対象者の約 95%に対し、安定ヨウ素剤の配布を行った。これを知った福島県保健福祉部地域医療課の職員は、同日夕方、三春町に対し、国からの指示がないことを理由に配布中止と回収の指示を出したが、三春町はこれに従わなかった。安定ヨウ素剤の服用についての安全委員会の意見が、前記（ｂ）のような経緯で葬られている点を考慮すると、国からの指示がなかったからという理由で三春町の判断を不適切であったと言うことはできない。**現在、安定ヨウ素剤の服用については、基本的に国の災害対策本部の判断に委ねる運用となっている**（原災マニュアル）**が、前記経験を踏まえ、各自治体等が独自の判断で住民に服用させることができる仕組み、事前に住民に安定ヨウ素剤を配布することの**

是非等について、見直すことがむしろ必要であろう。

（d）スクリーニングレベルの引上げ

放射性物質に汚染されたのではないかという住民の不安に対応するためには、スクリーニングとその後の除染を適切に行うことが不可欠である。3 月 12 日からスクリーニング及び除染を実施していた福島県は、当初、スクリーニングレベルを 40Bq/㎠（1 万 3,000cpm 相当）と設定していたが、翌 13 日、放射線医学の専門家らの意見を踏まえて、同月 14 日以降の全身除染のスクリーニングレベルを 10 万 cpm に引き上げた。しかし、この段階では、同月 13 日午後に発出された現地対策本部長指示（スクリーニングレベルを 40Bq/㎠等とするもの）が県災対本部には伝わっていなかったため、福島県は、新たなスクリーニング基準が前記指示に反するとの認識を持っていなかった。

ERC 医療班の一人は、3 月 13 日夕方頃、福島県からの連絡により、福島県がスクリーニングレベルを 10 万 cpm に引き上げようとしていることを知ったが[11]、同班員は、前記指示の存在自体を知らず、福島県に対し、スクリーニングレベルを 10 万 cpm に引き上げることが同指示に反するという指摘を行わなかった。他方、安全委員会は、同月 14 日未明、ERC 作成の報告書によって福島県のスクリーニングレベル引上げの意向を知り、直ちに検討を行い、同日 4 時 30 分、ERC に対し、スクリーニングレベルを 1 万 3,000cpm に据え置くべきであるとの助言を行った[12]。この助言は、福島県に伝えられたが、福島県は、新たなスクリーニングレベル及び除染方法では、1 万 3,000cpm 以上 10 万 cpm 未満の者に対して何もしないのではなく、部分的な拭き取り除染は行うこととされていたことから、安全委員会の助言に反するものではないと判断し、独自の基準によるスクリーニング及び除染を続けることとした。

その後、同月 19 日 14 時 40 分に、安全委員会は、ERC に対し、福島県のスクリーニングレベルを追認するように、スクリーニングレベルを 10 万 cpm に

11　この ERC 医療班員は、福島県が 1 万 3,000cpm 以上 10 万 cpm 未満の人に対しても部分的な拭き取り除染を行うと決めたことを認識していなかった。

12　安全委員会は、1 万 3,000cpm が全て内部被ばくのヨウ素によるものとすると、安定ヨウ素剤投与の基準値となる小児甲状腺等価線量 100mSv に相当するとの考え方に基づいて、この助言を行った。

引き上げることを是認する助言を行い、現地対策本部長は、同月 20 日 23 時、スクリーニングレベルを 10 万 cpm とする指示を発出した。しかし、この指示は、1 万 3,000cpm 以上 10 万 cpm 未満の者について除染を行うべきことを定めていなかったため、それまでの福島県の運用よりもより緩やかなものとなってしまった。

以上の一連の経緯をみると、①そもそもスクリーニングレベルを引き上げる必要があったのか、②現地対策本部長指示が県災対本部の担当班に伝わっていないなど国と県のコミュニケーションがとれていなかったのはなぜか、といった問題点が浮かび上がってくる。

①の問題については、同月 13 日、県は、放射線医学の専門家らの議論を踏まえてスクリーニングレベルの引上げを決定したが、その議論は、スクリーニングレベルを上回った場合に必ず全身除染（シャワー）を行うことを前提としていた。しかし、「福島県緊急被ばく医療活動マニュアル」には、除染方法として、全身除染（シャワー）のみならず、高い線量を検出した身体部位に応じて、脱衣、拭き取り、頭髪の洗浄等の方法による除染を行うことが記されていたのであるから、いわば前提を誤って引上げの検討を行っていたということになる。当時は、スクリーニングレベルの引上げではなく、線量等に応じたきめ細かな除染方法の策定（それを定めたマニュアルの確認）こそが必要であった。また、同月 19 日に安全委員会が発出した 10 万 cpm というスクリーニングレベルを許容する助言及びこれに基づいて現地対策本部長が発出した指示も、必要なかったと思われる。むしろ、この助言及び指示は、スクリーニングレベルを単純に 10 万 cpm に引き上げるのみで、検出レベルが 1 万 3,000cpm 以上 10 万 cpm 未満であった者に対しては何らの除染も要求しておらず、その者に対する除染は不要であるかのように解釈する余地があるものとなっており、かえって問題であった。

次に、②の問題について検討すると、その原因は、その情報を取り扱った担当者（県に対して指示を送付した者やこれを受け取った者）の情報の重要性に関する認識の低さ、現地対策本部や ERC 医療班の内部又は両者間の意思疎通の悪さ等にあったと考えられる。今回の事態は、初めて経験する大規模な原子力災害を目の当たりにして、現地対策本部と県が混乱に陥った中で生じたもの

であった。こうした緊急事態にあっては、重要情報を関係者がしっかりと共有することの重要性を認識し、関係行政組織間の調整能力に長けた者が緊急事態対応部署（班）のトップを構成し、国や地方自治体の関係行政機関が一体となって事故対処に当たることが不可欠である。この点で、現地対策本部医療班の責任者として ERC や県職員等との協議・調整において中心的役割を果たすことが期待されていた厚生労働省の要員が同月 21 日まで現地対策本部に参集しなかったことは問題であった。

（ｅ）校舎・校庭等の利用基準

中間報告において、校舎・校庭等の利用基準に関して三つの問題点が残っている旨指摘をしたが（中間報告Ⅶ５（６）ｂ参照）、これらの問題点の調査・検証結果は以下のとおりである。

第１は、「子どもの生活の場となる校庭の利用基準を定めるに当たって、計画的避難区域を設定する際の基準（年間 20mSv）と同一の数値をその目安とすることは適当であったのか」という点である。

前記Ⅳ５（２）ａのとおり、文部科学省は、4 月 19 日、学校等の校舎・校庭等の利用判断基準について、3.8μSv/h（年間にすると ICRP が定める「現存被ばく状況」[13]における参考レベルの上限値である 20mSv に相当[14]）以上の空間線量率が測定された学校等については、校庭での活動を１日１時間程度に制限し、3.8μSv/h 未満の空間線量率が測定された学校については、平常どおり利用して差し支えないとする考え方を公表した（「福島県内の学校の校舎・校庭等の利用判断における暫定的考え方について」）。これに対しては、あたかも 20mSv/年までの被ばくを許容するもので子どもへの配慮に欠ける、福島県民に対して事前に十分な説明や広報がなされなかった、といった批判や懸念が寄せられた。

確かに、この暫定的考え方については、①校庭にいる時間を 8 時間/日と仮定しているが、実際にはそれよりもかなり少ないと考えられること、②屋内では木造建物（屋外の 0.4 倍の線量と仮定）内にいると仮定しているが、実際には

13　中間報告Ｖ４（１）ｂ参照。

14　1日当たり、屋外（校庭）で8時間、屋内で16時間過ごすという仮定に基づく数値である（中間報告Ｖ５（２）ａ参照）。

学校建物はコンクリート構造物であり、その内部の線量は屋外の 0.1 倍程度であること、③休日における被ばく線量は、校庭のような高線量率の場所で過ごさない限りより低くなること等から、仮に校庭の空間線量率が 3.8μSv/h であったとしても、実際の被ばく線量は相当程度低くなると思われるものの、その点についての説明が十分になされていないという問題点があった。

このように 20mSv/年は、校舎・校庭等の具体的な利用基準を算出するための数値であったが、文部科学省の当時の説明の仕方をみると、あたかもこの数値を校舎・校庭等の利用の基準値にしたと理解されてもやむを得ない面があり、放射線に対する強い不安を解消するものとは言い難く、かつ、リスクコミュニケーションの観点から見ても適切ではなかった。また、一般に、大人よりも放射線の影響が大きいと言われる子ども（ICRP Pub60）が利用する校舎・校庭等について、「現存被ばく状況」の上限値を用いたことが適当であったかどうかについても、なお議論の余地があろう。その後、文部科学省は、5 月 12 日に、より生活実態に合わせた再試算を行い、1 年間で 10mSv 以下との数値を示したが[15]、これは、屋外で過ごす時間を、通学日で 6 時間（うち 2 時間は校庭）、休日で 8 時間とする仮定に基づくなど、安全側に余裕を持って計算されたものであった。

第 2 は、「個別の学校等をみると 3.8μSv/h（年間にすると 20mSv）以上が測定されている学校等が集中している地域があり、そもそもその地域を計画的避難区域にする必要があったのではないか」という点である。

4 月上旬に実施されたモニタリング結果では、福島市、二本松市、郡山市等の特定地区に校庭線量が 3.8μSv/h を超える学校が集中している傾向がみられた。文部科学省は、同月 14 日、それらの学校全てについて再度モニタリングを実施した。その結果、校庭線量が 3.8μSv/h（50cm 高での線量）を超えたところがなお 16 校存在したが、それらの学校敷地のコンクリート部分は全て 3.8μSv/h を下回っていた。また、同じ頃に実施された学校敷地外のモニタリング結果によっても、3.8μSv/h を超えている地点はわずかであり、校庭線量が高

15 通学日（200日）は、1日当たり、通学に１時間、校庭で2時間、校舎内で5時間、下校後、屋外で3時間、自宅で13時間過ごすこと、休日（131日）は、1日当たり、屋外で8時間、屋内で16時間過ごすこと、事故発生から4月14日までの34日間の積算線量が2.56mSvであること、4月14日以降は放射性物質が徐々に減衰すること等を前提として計算している（前記Ⅳ５（２）ａ参照）。

い場合であってもその線量の高さに面的な広がりはなかったと認められるので、計画的避難区域を設定する際に考慮した要素（高線量の面的広がり）を欠いていたことになる。

第3は、「3.8μSv/h未満の学校等については無条件で使用できることとされたが、年間20mSvという数値は国際放射線防護委員会（ICRP）勧告の『現存被ばく状況』の上限の数値であって、できる限り被ばく量を小さくする必要があるとされていることからすると不適切ではなかったか」という点である。

我が国においては、自然放射線による被ばく量だけでも約2.1mSv/年[16]に及んでおり、今回のような原発事故が発生していない状態での「計画被ばく状況」であれば、それに上乗せが許される線量限度は1mSv/年である（計画被ばく状況における公衆被ばくの線量限度。中間報告Ⅴ４（１）ｂ参照）のに比して、この10mSv/年という数値は小さくない。低線量被ばくにおいては、被ばく線量とがん等の発生率との間に関係があるのかどうかは不明で（中間報告Ⅴ４（１）ｂ参照）、仮に関係があるとしても有意な増加が観察できないほど小さいとは言われているが、そうだとしても、放射線が子どもに対して与える影響は大人に対するそれよりも大きいとされていること（ICRP Pub60）[17]、ICRP勧告が「現存被ばく状況」においても参考レベル1～20mSv/年の中でできる限り被ばく線量を低減するよう求めていること（防護の最適化。中間報告Ⅴ４（１）ｂ参照）などを考慮すると、国としては10mSv/年という数値に安心することなく、被ばく線量をできる限り低くするような方策をとるべきであった[18]。したがって、3.8μSv/h未満の学校等についても、校庭等での活動に基準を設けるなどして、被ばく線量をより低く抑えるよう配慮するのが適当であったと思われる。

（ｆ）緊急被ばく医療機関

前記Ⅳ４（６）のとおり、福島第一原発において事故が発生した場合の初期被ばく医療機関として6病院が指定されていたが、そのうち4病院は避難区域

16　原子力安全研究協会「新版生活環境放射線（国民線量の算定）」（平成23年12月）による。
17　被ばく線量が1,000～4,000mSvの高線量において顕著な違いを示すデータがある。
18　現に、福島県の多くの学校等においては、前記暫定的考え方にかかわらず、校庭の使用基準等に制限を設けるなど、被ばく量をできる限り小さく抑えるための方策がとられた。

内に立地していたことから、被ばく医療機関としての機能を果たすことができなかった。初期被ばく医療機関自体が避難すべき範囲に入ってしまうようなシビアアクシデントの発生自体が想定されていなかったことが、こうした事態を生じさせたと考えられる。したがって、**今回のようなシビアアクシデントが発生した場合においても緊急被ばく医療が提供できるよう、緊急被ばく医療機関を原子力発電所周辺に集中させず、避難区域に含まれる可能性の低い地域を選定し、そこに相当数の初期被ばく医療機関を指定しておくとともに、緊急被ばく医療機関が都道府県を超えて広域的に連携する態勢を整える必要があると考えられる。**

（ｇ）放射線に関する国民の理解

放射線の人体への影響がどのようなものであるかは、中間報告Ｖ４（１）のとおりであるが、その内容は、確率的影響という概念の理解を必要とするなど、分かりやすいものとは言い難い。また、国民が学校や一般社会において放射線の科学的性質やその人体への影響について学ぶ機会[19]もこれまで十分であったとは言い難い。今回の福島第一原発事故において、多くの国民が放射線の影響に対して不安を抱き、また、その不安に乗じたと思われる詐欺的商法による被害も報じられている。前記各事情は、その一因をなしているものと思われる。

今回の事故を契機として、改めて放射線防護に万全を期する必要があることが再確認されたが、他方で、放射線を「正しく恐れる」必要性についても認識させられた。放射線を「正しく恐れる」ためには、例えば以下のような知識が有用となろう。①放射性物質は病原菌のように伝染するものではないこと、②原発事故等がない状態における自然放射線からの年間被ばく線量（食物等から

19　例えば、我が国の義務教育等において放射線に関する事項がどのように扱われてきたかについて調査したところ、同事項は、昭和 52 年に告示された中学校学習指導要領（昭和 56 年度から施行）からは削除されているが、平成 20 年に告示された同要領（平成 24 年度から施行。ただし、同事項は、平成 20 年に定められた特例により、平成 23 年度から指導されることとなった。）に再び掲載された。この平成 20 年に告示された学習指導要領は、「エネルギー」の項目で、放射線の性質と利用にも触れることとしている。なお、高等学校においては、昭和 57 年度から平成 5 年度までの間は、全員に「理科Ⅰ」という科目において放射線に関する事項を指導することとされていたが、その前後は、物理等を選択した者にのみ指導することとされていた（現在も同様である。）。

の内部被ばくも含む線量）は、国内平均約 2.1mSv/年[20]（世界平均約 2.4mSv/年[21]）であること[22]、③ヨウ素 131 は、体内に入ると甲状腺に蓄積するが、その半減期は約８日と短く、福島第一原発事故によって放出されたヨウ素131は、ほとんど残存していないこと、④セシウム 134 は半減期が約 2 年、セシウム 137 は約 30 年と長く、現在も環境中に多量に残存しているものの、これらは体内に取り込まれてもヨウ素のように体の一部に蓄積することはなく、体全体の筋肉組織等に均等に分布し、しかも大人の場合は 90 日でその半分が体外に排出されること[23]、⑤人体には、もともとカリウム 40 や炭素 14 等、全体で 120Bq/kg 程度の放射性物質が含まれること[24]、⑥日頃摂取する食品の中にも 100Bq/kg 以上の放射性カリウムを含むものがあること、⑦被ばく線量が 100mSv 未満の場合、被ばく線量とがん等の発生率の間に関連性があるか否かは明らかでないものの、正比例の関係があると仮定して放射線防護の考え方が組み立てられていること（中間報告Ｖ４（１）ｂ参照）等である。

今後も不必要な被ばくをできる限り避けるため最大限の努力が払われるべきことは当然であるが、それと同時に、**個々の国民が放射線のリスクについて正確な情報に基づいて判断できるよう、すなわち、情報がないためにいたずら**

---

20 原子力安全研究協会「新版生活環境放射線（国民線量の算定）」（平成23年12月）155頁以下。この国内平均は、平成23年12月以前は約1.5mSvとされていたが、このように数値が大きくなったのは、それまではポロニウム210（放射性核種の一種）による被ばく量の評価がデータ不足により過小であったためと説明されている（同、157頁）。

21 原子力安全研究協会「新版生活環境放射線（国民線量の算定）」（平成23年12月）159頁、原子放射線の影響に関する国連科学委員会「SOURCES AND EFFECTS OF IONIZING RADIATION」（UNSCEAR 2008 Report to the General Assembly with Scientific Annexes）4頁。

22 これらの数値は、原子力事故等と関係なく自然界から受ける年間放射線量である（大地及び宇宙からの放射線による外部被ばくのほか、吸入、食物等による内部被ばく分を含む線量である。外部被ばく分のみであれば、国内平均約0.6mSv/年、世界平均約0.9mSv/年である。）。したがって、我が国において、ICRPが勧告する個人線量限度1mSv/年（計画被ばく状況における公衆被ばくの線量限度）までの被ばく（外部被ばく及び内部被ばく）をした場合は、個人の被ばく線量（外部被ばく線量及び内部被ばく線量）の合計は平均約3.1mSv/年となる。

23 なお、セシウム134及びセシウム137の生物学的半減期（体内に取り込まれてから代謝等で体外に排出されることにより半分に減るまでの期間）は、1歳までは9日、9歳までは38日、30歳までは70日、50歳までは90日と言われている（食品安全委員会「放射性物質に関する緊急とりまとめ」（平成23年3月29日）、農林水産省「放射性物質の基礎知識」（平成24年2月））。

24 体重65.3kg（平成20年における20歳以上の日本人男性の平均体重）の場合、7,856Bqと言われている（食品安全委員会放射性物質の食品健康影響評価に関するワーキンググループ「人体中の放射性核種についての試算」（平成23年7月13日））。

に不安を感じたり、逆にリスクを軽視したりすることがないよう、できる限り国民が放射線に関する知識や理解を深める機会が多く設けられる必要がある。

f　国民への情報提供に関する分析

（a）官邸の事前了解

3 月 12 日、福島第一原発 1 号機の「炉心溶融」の可能性が中村幸一郎原子力安全・保安院審議官（以下「中村保安院審議官」という。）によって広報された。官邸に詰めていた関係者は、それまで「炉心溶融」の可能性について報告を受けていなかったため、保安院が官邸の把握していない事実を事前告知することなく広報したとして問題視し、広報内容について官邸への事前連絡を求めた。このことが契機となって、寺坂保安院長の判断で、保安院においては、プレス発表に先立って、内容について官邸の事前了解を得ることとした。

また、前記Ⅳ８（４）のとおり、東京電力も、3 月 13 日以降、プレス発表に先立って、官邸の了解を得た上で広報することとし、これらが原因でプレス発表が遅れることがあった。

政府の意思決定及び広報の中心となるべき官邸としては、迅速な情報提供を求めるのは当然のことであり、他の行政機関や東京電力等の事業者は、いち早い情報・資料の提供を図るべきであるが、前記のとおり、プレス発表の際に行政機関や上級庁の事前了解を得た上で行うこととすると広報自体が遅れ、緊急性を有する情報が直ちに広報できない状況が生ずるおそれがある。つまり、広報に厳密な正確性や一元性を要求するとその迅速性が犠牲になる場合がある。例えば、3 月 14 日早朝における 3 号機原子炉格納容器の圧力上昇に関する情報については、東京電力は、その発表について官邸の了解を得ようとしたが、その間に発表のタイミングを失し、同日 11 時の同号機原子炉建屋爆発に至った。

緊急性の高い情報については、各広報機関が独自の判断で広報することが必要となる場面もあり、情報の全てについて官邸の事前了解を求めることは必ずしも適切ではない。

（b）炉心溶融を積極的に否定した保安院の広報

前記（a）のとおり、保安院は、中村保安院審議官の「炉心溶融」発言を契

機として、プレス発表前に官邸の了解を得ることとした。その後、保安院広報官の一部には、「炉心溶融」に言及するのを避けるため、前記Ⅳ８（２）に詳述しているように、かなり無理のある広報をした形跡が認められる。すなわち、3 月 14 日の保安院のプレス発表において、西山英彦原子力安全・保安院付（以下「西山保安院付」という。）が炉心溶融の可能性を肯定し、又は、炉心溶融の可能性を否定しない発言を行った際、そのプレス発表に同席した保安院職員が、その西山保安院付の発言の直後に同発言を取り消すかのように、「まだ溶融とかそういう段階ではないと思っております。」などと炉心溶融の可能性を積極的に否定する趣旨の発言を行った。しかし、当時、保安院内では、炉心が溶融していることはほぼ間違いないものと認識されていたか、又は少なくとも否定し難い事実として捉えられていたと認められることに照らせば、この保安院職員の発言は理解に苦しむ。

明らかではない事実を明らかではない旨述べることはやむを得ないとしても、否定できない事実を否定することは、明らかに誤った広報と言うべきである。前記の保安院職員の発言は、その主観的認識がどうであったかはともかく、炉心溶融の可能性という否定し難い事実を積極的に否定する内容となっており、中央及び現地の災害対策関係者や地域住民の切羽詰まった情報ニーズを誤った方向へ導く極めて不適切なものであった。

（ｃ）放射線の影響に関する広報

福島第一原発事故による一般住民等の被ばく又は被ばくのおそれについての広報の際、政府は、しばしば、「直ちに（人体に影響を及ぼすものでない。）」との表現を用いた（前記Ⅳ８（８）参照）。例えば、政府の広報の中心であった枝野官房長官は、住民等の低線量被ばくについて、当初、「健康に大きな被害はない。」（3 月 13 日午前８時頃）、「健康に影響を及ぼすような状況は生じないと考えております。」（同日 15 時 30 分頃）、「心配に及ばない量である。」（同月 14 日 21 時頃）という表現を用いていたが、その後の 3 月 16 日 18 時頃の記者会見においては、同日の福島第一原発から約 20km 付近のモニタリング値について、「直ちに人体に影響を及ぼす数値ではないというのが概略的なご報告でございます。」と、同月 19 日 16 時頃の記者会見においては、牛乳等から暫定規制値を超える放射性物質が検出されたこと

について、「（暫定規制値を超える放射性物質が検出された食品を一時的に摂取したとしても）直ちに、皆さんの健康に影響を及ぼす数値ではないということについては、十分御理解を頂き、冷静な対応をお願いしたい。」と説明し、「直ちに（健康に影響を及ぼすものではない。）」との表現を用いるようになった。なお、枝野官房長官は、当委員会のヒアリングにおいて、この「直ちに・・・」との表現について、「低線量被ばくが累積した場合の影響については不明であるけれども、少なくとも急性症状が生ずるような値ではないとの意味で使用した」旨説明している。

このほかにも、例えば、前記Ⅳ８（８）のとおり、消費者庁のホームページ及び安全委員会発出の文書においても、「直ちに（健康に影響を及ぼすものでない。）」との表現が使用されていた。

これらの「直ちに」との表現の背景には、低線量の放射線被ばくについては、被ばくとがん等の発生との間に関係があるか否かが明らかではなく、かつ、仮にがん化するような場合でもそれまでには相当程度長い期間を要するといった科学的知見（中間報告Ⅴ４（１）ｂ参照）があり、枝野官房長官の前記説明もこの科学的知見に基づいたものと考えられる。しかしながら、「直ちに人体に影響を及ぼすものではない。」との表現については、「人体への影響を心配する必要はない。」という意味と、反対に「直ちに人体に影響を及ぼすことはないが、長期的には人体への影響がある。」という意味があり、いずれの意味で用いているのか必ずしも明らかではなかった。このようなどちらの意味にも受け取れる表現は、緊急時における広報の在り方として避けるべきであり、リスクコミュニケーションの観点からも今後の重要な検討課題である。

（ｄ）「不測事態シナリオの素描」の不公表問題

前記Ⅳ８（９）のとおり、3 月 22 日、菅総理は、原子力委員会委員長である近藤駿介氏（以下「近藤氏」という。）に対し、原発事故が更に進展したと仮定した場合にどのような結果となるかを把握し、それに備えることを目的として、福島第一原発事故の最悪事態の想定とその場合の対策を検討するよう依頼した。この依頼を受けて、近藤氏は、個人名で、「福島第一原子力発電所の不測事態シナリオの素描」（以下「素描」という。）を作成し、同月 25 日、それを細野豪志内閣総理大臣補佐官（以下「細野補佐官」という。）へ提出した。

細野補佐官は、素描が示す対策についての検討を進めたが、素描自体を公表することはしなかった。

起こった事柄を迅速・正確に公表することは、政府の重要な役割の一つである。また、最悪の事態がどのようなものになるかについてのシミュレーションを行うことも政府の重要な役割の一つである。この素描は、前提としている事実が現実に生じた事実ではなく仮定的な事実にすぎないため、そのことを十分に説明せずに公表するとあたかもその全体が現実に生じている事柄であるかのように受け取られるおそれもあった。仮定的事実に基づくシミュレーション結果は、仮定的事実に基づくものにすぎないがゆえに、必ずしも常に迅速な公表が求められるというものではない。そうした内容のものを、必要性が高いとして公表する以上は、誤解が生じないよう十分な説明をする必要がある。その内容が現実に発生する可能性の低い仮定的事実に基づいたシミュレーションであったことから、細野補佐官が素描を公表しなかったことが不適切であったとまでは言えない。ただし、一般論として言えば、仮定の事実に基づくシミュレーション結果であっても、公表の必要性、シミュレーション結果に対する対策の有無、公表のタイミングを考慮し、前提条件を丁寧に説明した上で、公表するという選択肢もあり得ると考えられる。

g　国外への情報提供や諸外国等との連携の在り方

（a）諸外国との情報共有

汚染水の海洋放出について、周辺諸国への事前説明を行わないままでこれを実施したことの問題点は中間報告Ⅶ５（５）のとおりであるが、ここでは諸外国との関係で中間報告以降新たに詳細が判明した問題について指摘しておく。

前記Ⅳ９（２）で述べたとおり、事故発生後、我が国は、必ずしも、諸外国が満足するような事故関連情報の提供を行っていなかった。その原因として、①3 月 15 日早朝に統合本部が設置されるまでの間、政府自体が福島第一原発についての十分な情報を得られていなかったこと、②原子炉の現状について説明ができる専門家は事故対応に忙殺されており、対外的に十分な説明をする時間的余裕がなかったこと、③アメリカ合衆国（以下「米国」という。）が独自の避難勧告を行うために情報収集していることを知らされていなかったため、当初、

我が国も積極的な情報提供態勢をとらなかったこと、といった点が挙げられる。

諸外国、とりわけ日本国内に多数の市民が在住する国や近隣国に対する情報提供は、我が国の国民に対するそれと同様に極めて重要であり、迅速かつ正確な情報提供ができるよう、言語の違いにも配慮した上、積極的かつ丁寧な対応が求められる。

（b）諸外国からの支援の受入れ

前記Ⅳ10（2）bのとおり、我が国は、諸外国からの支援物資を受け入れる態勢に不備があったほか、受入物資を保管する場所がなかったことから、当初、支援物資の提供を直ちに受け入れることができなかった。

経済産業省の原子力防災業務マニュアル及び東京電力の原子力事業者防災業務計画のいずれも、原子力災害発生時に、海外から支援物資の提供があった場合の対応についての記載を欠いている。その上、所管の保安院では、専従の受入業務担当職員が置かれず、4月上旬まで、兼任の担当者1名のみがこの業務を行っていたことから、受入業務に大きな混乱が生じた。

また、海外からの受入物資の保管場所がなかったことから、保安院は、当初、支援物資を直ちに受け取ることができず、国内において当該物資を必要としている機関を特定する作業をした上で、提供国に受入承諾の連絡を行い、その後に発送してもらうという方法をとっていた。そのため、諸外国等から、受入れの回答が遅いなどの不満が表明された。なお、その後、保安院は、成田国際空港付近に保管用の倉庫を借り上げ、援助国に対して早い段階で受入れの回答を行うようにしたことから、事態は改善された。

原子力災害発生時に諸外国から支援物資の提供があった場合は、できる限り早くこれを受け入れることが、国際礼譲の点からも、国内における支援物資の必要性を迅速に満たすという点からも必要である。今後は、今回のような初期段階での混乱と不適切な対応が生じないよう、支援物資の受入態勢について、担当官庁のマニュアルや原子力事業者防災業務計画等において対応方法を定めておく必要がある。

（4）事故の未然防止策や事前の防災対策に関する分析

a　総合的リスク評価とシビアアクシデント対策の必要性

（a）外的事象を対象としたアクシデントマネジメント導入に至らなかった経緯

我が国においても平成 4 年以降、シビアアクシデント対策としてのアクシデントマネジメント（AM）の検討が始まり、電力事業者の自主保安の一環として平成 14 年頃までに整備が完了し、平成 16 年には規制関係機関による有効性評価が行われた。しかしながら、規制当局は AM の検討対象を機械故障・ヒューマンエラー等の内的事象から地震・津波等の外的事象に拡大する意向を持っていたものの、AM として整備されたのは内的事象に起因する対策のみで、地震・津波等の外的事象は具体的な検討対象とはならなかった。

このような事情の背景としては、以下のような点が挙げられる。①原子炉施設の安全性を総合的・定量的に評価しシビアアクシデント対策を検討するのに有用な手法とされる確率論的安全評価（PSA）は順次確立されてきていたものの、福島原発事故発生以前に確立されていた外的事象 PSA は地震 PSA のみであり手法として限定的であったこと、②規制当局は定期安全レビューに係る保安検査の際に内的事象 PSA とそれに基づくシビアアクシデント対策を確認していたものの、外的事象 PSA についての技術的水準の進歩を勘案して改善を促す機会とはならなかったこと、③安全委員会も北海道電力株式会社泊発電所 3 号機における AM の実施方針の確認の際にも、外的事象 PSA を実施して合理的追加対策があれば行うことを奨励すべきとの指摘があったものの、耐震バックチェックの作業等の事情から導入の検討に至らなかったこと、④新潟県中越沖地震の際の柏崎刈羽原発での経験や「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」（以下「耐震設計審査指針」という。）等の改訂に伴う耐震バックチェックを踏まえ、自然現象に対する原子炉施設の安全性に関する確認は地震に対するものから順次開始されてきていたが、福島原発事故時点では部分的に決定論的地震評価のみしか完了に至っていなかったこと、さらに、⑤東京電力においても、内的事象に対する AM を国に報告し、妥当との確認を得ながら整備したものの、設計基準事象を超える地震等の外的事象に対する AM については具体的な検討を行うには至っていなかったこと、などである。

その結果として、地震 PSA による評価や津波に対する安全評価を始めとし

て、事故の起因となる可能性がある火災、火山、斜面崩落等の外部事象を含めた総合的なリスク評価は行われていなかった。

（b）総合的リスク評価の必要性

自然現象に対する原子力発電施設の安全性に関する確認は、事業者・規制当局等に予算・人員的制約があることから相対的に発生頻度の高い地震やそれに伴う津波・斜面崩落に対する安全性の確認に優先順位を置くことはやむを得ないと考えられる。とはいえ、**施設の置かれた自然環境は様々であり、発生頻度は高くない場合ではあっても、地震・地震随伴事象以外の溢水・火山・火災等の外的事象及び従前から評価の対象としてきた内的事象をも考慮に入れて、施設の置かれた自然環境特性に応じて総合的なリスク評価を事業者が行い、規制当局等が確認を行うことが必要である。**

その際には、必ずしもPSAの標準化が完了していない外的事象についても、事業者は現段階で可能な手法を積極的に用いるとともに、国においてもその研究が促進されるよう支援することが必要である。

なお、そうしたリスク評価によって得られた対策の範囲（いわゆる「想定の範囲」）を超える事象が万一起きた場合でも、被害を最小にする方策を立てるべきであることは言うまでもない。

（c）総合的リスク評価を踏まえたシビアアクシデント対策の策定

前記（a）のとおり、我が国の原子炉施設の安全確保のための対策の問題点は、地震・津波等の外的事象によるリスクが重要であるとの指摘があったにもかかわらず、実際の対策に十分反映されなかったことである。シビアアクシデント対策としてのAMは、平成4年に検討が開始され平成14年に整備が完了した内的事象に起因する対策の段階にとどまり、規制関係機関においても、外的事象を考慮して見直されることがなかった。さらには、規制関係機関において、東京電力のアクシデントマネジメント整備報告書等のAMとして事業者によって整備された施設・手順が、地震・津波等の外的事象に起因するシビアアクシデントの際に必ずしも有効ではない場合があることが的確に把握されることもなかった。

原子力発電施設の安全を今後とも確保していくためには、外的事象をも考慮に入れた総合的安全評価を実施し、様々な種類の内的事象や外的事象の各特性に対する施設の脆弱性を見いだし、それらの脆弱性に対し、設計基準事象を大幅に超え、炉心が重大な損傷を受けるような場合を想定して有効な対策（シビアアクシデント対策）を検討し準備しておく必要がある。また、それらのシビアアクシデント対策の有効性について、PSA 等の手法により評価する必要がある。

その場合、PSA 手法の未成熟等を理由にシビアアクシデント対策の検討・実施を行わないことを合理化することは許されない。リスク評価方法に制約があるとしても、その特徴と限界を理解の上、事業者は自らの施設の安全性確保のためのシビアアクシデント対策の検討・評価を行うべきである。また、シビアアクシデント対策の検討に当たっては、諸外国の状況等についても十分参照し参考とする必要がある。一方、規制当局等も、緊急性のあるシビアアクシデント対策の実施については、法令要求化や事業者への要請を早急に検討・実施したとしても、そのような措置が自然災害等の際に果たして有効かどうか、リスク評価手法等を用いて確認・検討すべきである。

b　原子力防災対策の見直し

原子力防災体制の整備については、国際原子力機関（IAEA）における原子力又は放射線緊急事態に関する安全基準の策定に伴い、平成 18 年に、安全委員会において「原子力施設等の防災対策について」（以下「防災指針」という。）の見直し作業が行われ、我が国における予防的措置範囲（PAZ）の導入等が検討されたが、安全委員会と保安院との調整の結果、防災指針に PAZ の概念や範囲は直接には書き込まないこととなった。その理由としては、PAZ を有効に機能させるための前提条件が十分に整備されていなかったこと、避難区域設定等の検討の前提となる事象の見直しまで安全委員会、保安院とも踏み込んでいなかったこと等が挙げられる。

他方、原子力災害と大規模自然災害とが同時期に発生する複合災害については保安院において検討が開始され、保安院のイニシアティブにより自然災害・原子力災害を所掌する中央防災会議での検討の申入れが行われている。しかし、この

申入れが行われたのは東日本大震災のわずか三日前であり、震災前にこれに関わる議論が中央防災会議等で深められていなかったことは遅きに失したと言うべきであろう。

今回の事故以前の原子力防災対策を重点的に充実すべき地域の範囲は、原子力発電所から 8～10km 圏内とすることを大前提に、仮想事故を相当に上回る事故の発生時でも十分対応可能であるとみなして設定されていたが、今回の事故に鑑み、どのような事故を想定して避難区域等を設定するのか再検討することが必要である。

また、原子力災害の際の国の責任の重要性に鑑み、単に住民避難等の原子力施設敷地外の対応にとどまらず、事業者と協議しつつ原子力災害の際に事業者への支援や協力として国が行うべきことの内容を検討すべきである。

さらに、自然災害や原子力災害にはそれぞれの事象に即して緊急時対応・復旧対応に特性があり、まずはそれぞれの事象に対応する想定と緊急時対策・復旧対策を検討・整備することが必要である。加えて、中間報告Ⅵ６（２）でも指摘したとおり、原子力災害と自然災害、複数の自然災害が同時ないし復旧所要時間内に発生する可能性はあり、個別事象に対応する防災対策のみならず、複数の事象の同時期発生に対応する防災対策を検討することが必要である。

（５）原子力安全規制機関等に関する分析

保安院は、発電用原子力施設に関する安全規制を担当し、実用炉等における原子力災害発生時には原災本部事務局として災害対応の中心的な役割を果たすことが期待される組織である。しかしながら、今回の事故対応においては、①原子力災害に関し事業者等からの情報収集の機能を適切に果たすことができず、官邸や関係省庁が求める情報を適時適切に提供するということが十分にできなかった、②原子力関係の専門知識を活用して原子力災害の事態がどのように進展して国としてどのような対応が必要となるかについて的確に説明することができる者を、当初官邸に派遣しなかった、③SPEEDI 情報を入手しながらも、放出源情報が得られない場合には避難に活用することはできないという認識の下、これを有効活用することができなかった、④原子力事故の未然防止についても、個別問題の処理に追われてシビアアクシデント対策等の国内規制に関する中長期的課題に十分に取り組むことができず、

結果としてシビアアクシデント対策を事業者に的確に実施させることができなかったなど、事故の未然防止のための取組や事故後の対応においてその所掌にふさわしい役割を十分に果たしてきたとは言い難い。

保安院のこのような問題点を踏まえ、当委員会は、中間報告Ⅶ８（２）において、原子力安全規制機関の在り方として、①独立性と透明性の確保、②緊急事態に迅速かつ適切に対応する組織力、③国内外への災害情報の提供機関としての役割の自覚、④優秀な人材の確保と専門能力の向上、⑤科学的知見蓄積と情報収集の努力、の 5 点が必要であると指摘し、これに留意した新組織の設置に向けた検討を要望した。本最終報告においては、その後の調査・検証の結果を踏まえ、これに以下のとおり、2 点の指摘を加えることとする。なお、今回追加する 2 点は安全委員会についても共通する事柄である。

（ⅰ）国際機関・外国規制当局との積極的交流

国際機関への職員派遣や国際会議への恒常的出席により国際機関・外国規制当局職員との人的ネットワークを形成することによって、国際機関・外国規制当局における規制動向などの情報・知見が円滑に交換できるとともに、今回のような原子力災害の際の通報等の事務の円滑化につながることにもなる。しかしながら、現在の保安院等の定員状況では、IAEA や米国原子力規制委員会への少数の人事交流にとどまり、また、国内事務処理に優先的に当たらざるを得ないために国際会議等での十分なプレゼンスの発揮には限界があり、規制当局等の組織の実力の向上や原子力安全に関する国際社会との協調に十分に資するには至っていない。

国の行政機関の定員措置については行政機関全体の問題であることから保安院等のみに関する検討で済むものではないが、原子力安全の重要性に鑑み、新たに設置される原子力安全規制機関の定員措置については十分に考慮する必要がある。また、新設の規制機関においては、前記定員措置のほか、国際貢献を果たすにふさわしい態勢整備に努めるとともに、国際機関・外国規制当局との人的交流を担える人材の育成に努めるべきである。

（ⅱ）規制当局の態勢の強化

平成 13 年の中央省庁等改革により発足した保安院及び安全委員会の態勢は、いずれも、原発事故の未然防止のための取組や今回の事故後の対応を見ても、

その所掌にふさわしい役割を果たしてきたとは言い難い。東京電力のいわゆるデータ改ざん問題（平成 14 年）や新潟県中越沖地震発生時の柏崎刈羽発原発のトラブル問題（平成 19 年）など、個別問題の発生を受けてその都度の対応に追われ、IAEA における国際基準の策定に合わせて国内規制の在り方を見直す必要性等の問題の所在を認識しつつも、そのような中長期的課題に十分に取り組むことができていなかった。また、緊急事態において対応に当たる事業者や関係機関に対して専門的知識に基づく助言・指導を十分に行うことができない場面があった。

原子力発電の安全を確保するためには、単に発生した個別問題への対応にとどまらず、国内外の最新の知見はもとより、国際的な安全規制や核セキュリティ等の動向にも留意しつつ、国内規制を最新・最善のものに改訂する努力を不断に継続する必要がある。原子力発電の安全確保の第一義的責任は事業者にあり、事業者の自己責任において必要な対応が自主的に行われるべきことはもちろんであるが、規制当局においても、中長期的課題に対応して原子力安全規制に関する企画立案を迅速・的確に行うとともに、前記（4）ａのような様々な種類の外的事象を対象に含めた総合的リスク評価とシビアアクシデント対策等について、その研究の最新動向を常に見極めつつ事業者に実施させ、その内容を確認するなどの実効ある安全規制を推進していく必要がある。また、今回のような事故の未然防止が重要なことはいうまでもないが、**原子力災害の社会への影響の大きさに鑑みれば、災害発生時に迅速かつ有効な活動が展開できるよう、平常時から防災計画の策定や防災訓練等を実施し緊急時の対応に万全を期すべきである。さらに、緊急事態において専門知識に基づく的確な助言・指導ができる専門的技術能力や、組織が有するリソースを有効かつ効率的に機能させるマネジメント能力の涵養に努めなければならない。そのためには、それにふさわしい予算・人的スタッフの在り方の検討が必要である。**

（6）東京電力に関する分析

a　危機対応能力の脆弱性

東京電力は、今回の事故以前から、原子力発電に携わる者に対して法令上要求されるレベルの教育・訓練を実施していた。現に、当委員会は、多数の東京電力

社員にヒアリングを実施したが、原子力部門のいずれの社員も、非常用復水器（IC）やフェイルセーフ機能、原子炉水位計、CAMS 等について、プラントメーカーにも引けを取らないほどの豊富な知識を有していた。

しかし、今回のシビアアクシデントに対する社員の対処・対応を検証していくと、そのような知識が生かされたとは言い難いケースが見受けられた。例えば、中間報告Ⅳ３（１）で詳述した、IC の作動状況に関する誤認識がその典型的な事例であるが、原子炉水位計についても同様のことが指摘できる。すなわち、事故当時を振り返ってみても、原子炉水位計の指示値が長時間にわたって変化を示さなくなったことについて、本店及び福島第一原発関係者の中で、原子炉水位が炉側配管入口（有効燃料下端（BAF）の更に下方に位置する。）を下回っている可能性があることを指摘した者はいなかった。テレビ会議システムその他の当時の記録によれば、基準面器水位が低下することによって原子炉水位が高めに誤表示する危険を指摘した者は存在したが、それから更に一歩進んで、原子炉水位計の指示値が変化を示していないことについて、原子炉水位が炉側配管入口を下回っている可能性を視野に入れた評価・検討がなされた形跡も見当たらない。

また、CAMS の仕組みや CAMS 測定結果に関する AM 上の評価に関する豊富な知識を有しているにもかかわらず、事故当時もその後も、測定結果を用いて、圧力容器や格納容器の健全性を推し測り、プラント状態の正確な把握に努めようとはせず、マニュアル的に炉心損傷割合を算定して保安院に報告するのみであった。

極めて過酷な事故対処が続いたがゆえに、その思考が鈍った側面も否定できないが、事故当初の対応（例えば、IC の作動状況に関する誤認識）や事故後相当時間が経過してからの対応（例えば、CAMS 測定結果の取扱い）を見ると、自ら考えて事態に臨むという姿勢が十分ではなく、危機対処に必要な柔軟かつ積極的な思考に欠ける点があったと言わざるを得ない。そして、このことは、個々人の問題というよりは、東京電力がそのような資質・能力の向上を図ることに主眼を置いた教育・訓練を行ってこなかったことに問題があったと言うべきであろう。更に問題を遡っていくと、東京電力を含む電力事業者も国も、我が国の原子力発電所では炉心溶融のような深刻なシビアアクシデントは起こり得ないという安全神話にとらわれていたがゆえに、危機を身近で起こり得る現実のものと捉えられな

くなっていたことに根源的な問題があると思われる。

当委員会は、中間報告Ⅶ４（１）において、東京電力の原子力関係社員の間では IC 等の基本的理解が欠如していたと記述したが、その趣旨は、東京電力において、重大で過酷な事故発生時にも通用する資質･能力の涵養が図られていなかったことを指摘したものである。もちろん、こうした資質・能力は一朝一夕に形成されるものではなく、型どおりの机上訓練等で培えるものではない。事故対処に当たって求められる資質・能力は、教科書的な知識のみならず、それを超え、入手した情報からあらゆる可能性を考えて取捨選択し、次にいかに対処すべきかについて判断し、行動する力である。東京電力には、原子力安全に関し一次的な責任を負う事業者として、これまでの教育・訓練の内容を真摯に見直し、原子力に携わる者一人一人に対し、事故対処に当たって求められる資質・能力の向上を目指した実践的な教育・訓練を実施するよう強く期待する。

b　専門職掌別の縦割り組織の問題点

東京電力は、原子力災害に組織的・一体的に対処するため、防災業務計画やアクシデントマネジメントガイドにおいて、緊急時対策本部等の組織化を図り、その中に発電班、復旧班、技術班等の機能班を設けている。しかし、これらの機能班は、与えられた所掌をこなすことには尽力するが、事態を見渡して総合的に捉え、その中に自らの班の役割を位置付け、必要な支援業務を行うといった視点が不足していた。

東京電力の社員は、他事業者と同様に、ふだんから自他を「運転屋」「安全屋」「電気屋」「機械屋」などと専門分野ごとに区別し、役割が細分化している。広く浅く多くの分野を経験して幹部となっていく者もいる一方で、ある特定の専門分野に長く携わる者も多い。そうした社員は、自分の専門分野に関する知識は豊富であるが、一方、それとは対照的に、それ以外の分野については密接に関連する事項であっても十分な知識を有するとは言い難い。このような人材によって組織が構成されれば、一人一人の視野が狭くなり、平時には問題なく組織が動いているように見えても、今回のような緊急事態時には、そうした組織の持つ弱点が顕在化してしまう。吉田所長が、3 月 11 日の早期から消防車による注水の検討を指示していたが、あらかじめマニュアルに定められたスキームではなかったため、

各機能班、グループのいずれもが自らの所掌とは認識せず、その結果、同月 12 日未明まで、実質的な検討がなされていなかったという事実があるが、これなどは前記の弱点が顕在化した典型的な事例といえよう。

また、SR 弁開操作についても、電源がある場合には、中央制御室における制御盤上の操作のみで足りるため当直が操作すればよいが、電源喪失時には復旧班が制御盤裏にある接続端子に合計 120V のバッテリーをつなぎ込む必要があったため、3 月 14 日夕方以降の 2 号機 SR 弁の開操作を実施する際、当直が行うのか、復旧班が行うのかについて定まらないといった事例も認められた。これも縦割り組織の弱点が顕在化した一例である。

c　過酷な事態を想定した教育・訓練の欠如

前記ｂで述べたように、福島第一原発に設置された緊急時対策本部（以下「発電所対策本部」という。）及び東京電力本店に設置された緊急時対策本部（以下「本店対策本部」という。）内の機能班に所属する一人一人が、時宜にかなった判断をなし得ず、また、機能班として十分な機能が果たし得なかったことの根底には、複数号機において全交流電源が喪失するといった過酷な事態を想定した十分な教育・訓練がなされていなかったことがあると考えられる。東京電力の事故時運転手順書（いわゆる事象ベース及び徴候ベース）のいずれを見ても、複数号機において、スクラム停止後、全交流電源が喪失し、それが何日も続くといった事態は想定されておらず、数時間、1 日と経過していけば、交流電源が復旧することを前提とした手順書となっている。しかし、交流電源はどのように復旧していくかのプロセスについては明示されていない。詳細に手順書を書き込んでいるように見えても、どこかに逃げ道が残されており、なぜその逃げ道が残っているのか根拠不明なのである。

また、東京電力が平成 14 年に作成したアクシデントマネジメント整備報告書では、「全ての AC 電源が喪失する事象では、事象の進展が遅く、時間的余裕が大きいことから」とわざわざ規定しているが、なぜ事象の進展が遅くなるのか、その根拠は不明である。このような不十分な手順書を用意し、これを周知、徹底したからといって、対処できるのは、ごく局所的に電源喪失が起こったような場合に限られる。

訓練についても、例えば、福島第一原発では、平成 23 年 2 月下旬頃、地震が発生して一つのプラントで外部電源が喪失し、変圧器が壊れ、次いで非常用ディーゼル発電機（DG）が起動せず、交流電源が喪失するといった事象が段階的に進行して原災法第 10 条に基づく通報を行ったという想定でシミュレーション訓練を行った。しかし、その場合も、一定の期間が経過すれば、非常用 DG が復旧するということを前提とし、それまでの期間、どうやって切り抜けるかを模擬したにすぎないので、今回のような極めて過酷な事態を想定したものではなかった。

東京電力は、地震・津波で福島第一原発がほぼ全ての電源を喪失したことについて想定外であったというが、それは、根拠なき安全神話を前提にして、あえて想定してこなかったから想定外であったというにすぎず、その想定の範囲は極めて限定的なものであった。このような想定にとらわれた教育・訓練を幾ら行ったとしても、それは危機管理能力の向上につながるものではないと言えよう。

d　事故原因究明への熱意の不足

東京電力は、事故から 1 年以上が経過した現時点においてもなお、事故原因について徹底的に解明して再発防止に役立てようとする姿勢が十分とは言えない。例えば、東京電力が平成 24 年 3 月に公表した MAAP 解析は、CAMS 測定結果や原子炉水位計の指示値等からすると、明らかに仮定条件がおかしいのに、これを是正しないまま、事象進展の前半部分のみ実測値に近づけ、一部不都合な実測値を考慮に入れずに解析結果を導いた上、現時点の解析コードや仮定条件の設定入力には限界があるとする。しかし、解析モデルの問題や放射線量による調査の限界があるにせよ、現時点で入手済みの、又は容易に入手し得るデータによって、より真相に近づくことができるはずである。現に、当委員会が実施したヒアリングにおいて、解析に関する数々の疑問を指摘したことに対して、東京電力は、①CAMS 測定結果を考慮していない、②原子炉水位計の仕組みから起こる誤計測を補正した値に基づく解析までは行っていない、③3 号機当直引継日誌上の原子炉水位の指示値のうち、HPCI 停止 1 時間後の原子炉水位計の指示値を考慮に入れていない理由について不明である、などと弁解し、解析の不十分さは認めたものの、再度の解析を行おうとはしていない。

東京電力は、事故の再発防止に全力を挙げて率先して取り組む責務を負ってい

るのであり、一連の事象進展の過程から新しい知見を獲得し、それを事故の再発防止と原子力発電の安全性の向上に役立てようという熱意を持つべきであるが、同社の原因解明に向けた姿勢からは、そのような熱意が認められない。当委員会としては、東京電力が今後も事故原因の解明を積極的に進めることを強く求める。

e　より高い安全文化の構築が必要

東京電力は、原子力発電所の安全性に一義的な責任を負う事業者として、国民に対して重大な社会的責任を負っているが、津波を始め、自然災害によって炉心が重大な損傷を受ける事態に至る事故の対策が不十分であり、福島第一原発が設計基準を超える津波に襲われるリスクについても、結果として十分な対応を講じていなかった。組織的に見ても、危機対応能力に脆弱な面があったこと、事故対応に当たって縦割り組織の問題が見受けられたこと、過酷な事態を想定した教育・訓練が不十分であったこと、事故原因究明への熱意が十分感じられないことなどの多くの問題が認められた。東京電力は、当委員会の指摘を真摯に受け止めて、これらの問題点を解消し、より高いレベルの安全文化を全社的に構築するよう、更に努力すべきである。

なお、当委員会が海外の専門家を招へいして開催した第 8 回委員会（平成 24 年 2 月 24 日～25 日）において、米国原子力規制委員会の元委員長であるリチャード・A・メザーブ氏は、「安全管理においては個人の責任も重要である。この分野に関わっているあらゆる人が、自分が安全に責任を持っているという意識で、常に疑問を抱くという態度を維持することが重要である。」と指摘した。この点も構築されるべき安全文化の重要な要素の一つである。

（7）IAEA 基準などとの国際的調和に関する分析

保安院が平成 13 年に設置されて以降の約 10 年間を振り返ってみると、保安院など規制当局等は耐震バックチェック等の作業に追われたこともあり、国際安全基準策定活動に対し、積極的に貢献することができなかった。安全委員会も IAEA 安全基準、特に多重防護やシビアアクシデント対策に関する基準の動向に合わせて国内基準を見直してアップデートする必要性を認識はしていたが、実際に実施はしていなかった。こうしたことから、IAEA の国際安全基準策定活動に対して我が国は国

内規制に対するネガティブチェックにとどまり、そのような活動への人的貢献や国内基準の国際基準との調和について積極的ではなかったとの批判には根拠がある。他方、地震・津波に関するIAEA安全基準策定に関しては我が国が一定の貢献を行ってきた。

前記のとおり、規制当局等はIAEA安全基準を参照して国内基準の見直しや策定を行う必要性は認識していたものの、ほとんど実施してこなかった。**原子力発電の安全を確保するためには、国内外の原子力に関する知見の蓄積や技術進歩に合わせて国内の規制水準を常に最新のものとしていくことが必要である。そのためには、IAEA等の国際基準の動向も参照して、国内基準を最新・最善のものとする不断の努力をすべきである。**

また、これまでも地震や津波に関する分野では、IAEAの基準策定活動に我が国も貢献してきたが、**今回の事故への反省を踏まえて、原子力安全に関する教訓を学び、それを我が国のみならず他国での同様の事故の発生防止に資するよう、事故から得られた知見と教訓を国際社会に発信していく必要がある。また、国内基準の見直しを行う場合、それを国際基準として一般化することが有効・有益なものについては、IAEA等の基準に反映されるように努めるなどして国際貢献を行うべきである。**

2　重要な論点の総括

（1）抜本的かつ実効性ある事故防止策の構築

当委員会は、福島第一原発の損傷状況や事故対処の実態、国や東京電力等による原発事故防止に向けた事前の取組状況等について調査・検証を行い、中間報告及び本最終報告において、それぞれについて多くの問題点があったことを指摘した。ここで、それらを再度取りまとめて列挙すると、まず、福島第一原発における事故対処に関して指摘した点は、以下のとおりである。

① 1 号機に設置されていた IC について、当直のみならず、発電所対策本部や本店対策本部に至るまで、その機能や運転操作に対する理解が十分でなかったために、断続的に入手される情報から正しく IC の作動状況を把握し得なかったこと

② 3 号機について、バッテリー枯渇リスクを過小評価し、十分な減圧・代替注水手段が講じられていることを確認しないまま、当直において HPCI を手動停止し、代替注水のための減圧操作に失敗するという手順の誤りがあったこと。また、これらの措置が当直等の一部の判断で、幹部社員の指示を仰ぐことなく行われ、発電所における情報共有体制に不備があったこと

③ 3 号機について、RCIC や HPCI の電源となるバッテリーはいずれ枯渇することから、これらが作動している間に、消防車を利用した代替注水に向けた検討・準備を完了しておくべきであったのに、発電所対策本部は、HPCI 停止を知った後になってようやく、これらの検討・準備に取り掛かっていること

④ 2 号機について、RCIC が制御できないまま、RHR による S/C 冷却ができない状況で、RCIC の水源を S/C に切り替えており、その場合には、RCIC がいつ機能停止に陥るか分からず、S/C の圧力・温度が上昇し、SR 弁による減圧が困難になって代替注水が不可能となるなどのおそれがあったのであるから、S/C 圧力・温度を継続的に監視するとともに、消防車による代替注水に必要な準備を終えておくなどして、RCIC 停止を待つことなく、S/C の圧力抑制機能が失われる前に SR 弁による減圧を行い、代替注水に移行する必要があったのに、実際には、3 月 14 日 4 時 30 分頃まで、S/C 圧力・温度の監視が行われていなかったこと

などである。

また、国や東京電力等による事前の事故防止策に関して指摘した点は、以下のとおりである。

① 電力事業者においては、その自主的取組として、社団法人（現在は公益社団法人）土木学会（以下「土木学会」という。）原子力土木委員会津波評価部会に「原子力発電所の津波評価技術」（以下「津波評価技術」という。）の取りまとめを委嘱し、これを用いて津波水位を想定していたが、この津波評価技術はおおむね信頼性があると判断される痕跡高記録が残されている津波を評価の基礎としており、文献・資料の不十分な津波については検討対象から外される可能性が高いという限界があったこと

② 設計段階での想定津波に関し、平成18年9月に耐震設計審査指針が改訂され、津波対策が明文化されたものの、安全委員会における指針改訂の検討過程では、津波問題についての十分な検討は行われておらず、保安院等から、津波評価手法や津波対策の有効性についての評価基準が提示されることもなかったこと

③ 東京電力は、三陸沖北部から房総沖の海溝寄りのプレート間大地震（津波地震）については領域内のどこでも発生する可能性がある旨の文部科学省地震調査研究推進本部（以下「推本」という。）の「三陸沖から房総沖にかけての地震活動への長期評価」報告書（以下「長期評価」という。）における指摘や、貞観津波の波源モデルの研究論文を踏まえた試算により、福島第一原発において設計上の想定を超える津波波高の数値を得たが、福島第一原発における具体的な津波対策に着手するには至らなかったこと

④ 我が国でも、規制関係機関や事業者によりシビアアクシデント対策は進められていたが、その検討対象は機械故障、ヒューマンエラー等の内的事象に限られ、地震、津波等の外的事象にまで検討対象を広げて積極的に推進するには至っていなかったこと

⑤ 東京電力は、津波についての AM 策を検討・準備していなかったこと。また、津波に限らず、自然災害については設計の範囲内で対応できると考えており、設計上の想定を超える自然災害により炉心が重大な損傷を受ける事態についての対策は極めて不十分であったこと

⑥ 全電源喪失について、東京電力は、複数号機が同時に損壊故障する事態を想定しておらず、非常用電源についても、非常用 DG や電源盤の設置場所を多重化・多様化してその独立性を確保するなどの措置は講じられておらず、直流電源を喪失する事態への備えもなされていなかったこと。また、このような場合を想定し

た手順書の整備や社員教育もなされておらず、このような事態に対処するために必要な資機材の備蓄もなされていなかったこと

⑦　消防車を用いた注水策は、有用性が社内の一部で認識されていたものの、AM策には位置付けられておらず、海水注入についてもAM策としての検討は行われておらず、消防車注水をどの機能班が行うかも不明確であったこと

⑧　東京電力では、長時間の全電源喪失を念頭に置いた発電所内での通信手段の整備がなされておらず、通常使用していたPHSはバッテリー枯渇により使用できなくなり、その後は無線機が用いられたが、送受信場所の制約があるなど、円滑な情報連絡には不十分であったこと

⑨　緊急時における機材操作要員についての具体的な取決めはなされておらず、操作要員の手配に欠落が生じ、初動活動の迅速な展開に支障が生じたこと

などである。

当委員会としては、国、電力事業者、原子力発電プラントメーカー、研究機関、原子力学会といった、およそ原子力発電に関わる関係者が、これらの指摘を真摯に受け止め、問題点を解消・改善するための具体的取組を進めることを強く要望する。

前記の**技術的、原子力工学的な問題点を解消・改善するためにどのような具体的取組が必要かは、原子力全般についての高度な専門的知見を踏まえた検討が必要なものも少なくない。これについては、原子力発電に関わる関係者において、その専門的知見を活用して具体化すべきであり、その検討に当たっては、当委員会が指摘した問題点を十分考慮するとともに、その検討の経緯及び結果について社会への説明責任を果たす必要があると考える。**

今回の事故を踏まえて今後の安全対策に反映すべきと考えられる事項として、政府からは、既に外部電源対策、所内電気設備対策、冷却・注水設備対策、格納容器破損・水素爆発対策、管理・計装設備対策を網羅する30項目に上る対応の方向性が示されている。これらの対応策は、今後更に具体化されていくものと思われるが、これらを含め関係者が真に有効な対策を包括的に構築する努力を継続することを強く求めたい。

（2）複合災害という視点の欠如

福島第一原発の事故は、大津波を伴った東北地方太平洋沖地震が引き金となって

発生した。この地震・津波は、いうまでもなく福島第一原発を襲っただけでなく、東北地方の太平洋側沿岸一帯に深刻な人的、物的被害をもたらした。

東日本大震災は、地震・津波・原発事故からなる大規模かつ広域的な複合災害である。このような複合災害が発生した場合、単独の事故や単独の災害とは異なる困難が数多く、かつ同時に発生する。今回の場合も、国及び地方自治体は、未曽有の複数の災害に同時に対応しなくてはならないという事態に直面して、地震や停電等を原因とし通信手段等が途絶する中、様々な場面で混乱し、生起した問題への対応に遅れや不備等が生じた。中間報告や本最終報告において既述のとおり、通信設備に支障が生じたことなどによって事故対応の拠点となるはずだったオフサイトセンターの機能が十分に発揮できなくなったり、また、モニタリング機器等に損傷が生じて放射線量の測定も困難になったりするなど、原発事故対応に必要不可欠のインフラ等に重大な支障が生じた。

中でも、オフサイトセンターの機能不全は、国や地方自治体等の災害対策において、複合災害という視点が欠如していたことを端的に象徴するものであった。すなわち、同センターは、地震により道路が損壊したり、通信手段の途絶が生じたりすることを十分に想定せずに立地や施設整備が行われた施設であった。そのため、複合災害の発生によって、その限界があらわになり、たちまち機能不全状態に陥ったのである。

また、今回の事故では複数基の原子炉で同時に事故が発生し、一つの原子炉の事故の進展が隣接する原子炉の緊急時対応に影響を及ぼしたが、これまでの我が国におけるシビアアクシデント対策においては、複数の原子炉において深刻な事故が同時発生するとは考えられていなかった。

福島第一原発の事故が起こるまで、国や大半の地方自治体において原発事故が複合災害という形で発生することを想定していなかったことは、原子力発電所それ自体の安全とそれを取り巻く地域社会の安全の両面において、我が国の危機管理態勢の不十分さを示したものであった。したがって、**今後、原子力発電所の安全対策を見直す際には、大規模な複合災害の発生という点を十分に視野に入れた対応策の策定が必要である。**

（3）求められるリスク認識の転換

事故や災害に対する安全対策を立てるには、内的要因（欠陥・故障、ヒューマンエラー等）にしろ外的要因（地震、津波、火山、竜巻、暴風雨、崖崩れ、土石流、停電、航空機落下、テロ等）にしろ、それら一つ一つの発生確率や被害の形態を予測する必要があるのは、当然である。特に我が国においては、地震、津波、火山は、原子力発電所の安全にとっても、地域防災の上でも、重要なリスク要因になっている。

中間報告及び本最終報告で既述のとおり、近年、地震研究においては、プレートテクトニクス理論をベースに、震源域の地域別特性や大津波を引き起こすいわゆる津波地震の海底断層の特性、発生の頻度と発生確率の確率論的な評価などが注目されるようになってきた。そういう新たな知見を防災対策の重点地域の特定に利用することは、それなりに合理性があると言える。

しかし、①地震・津波が、地震の起こり方の特性によって区分けした地域別にどの程度の規模のものがどのような頻度で起こる可能性があるかを予測した確率論的評価は、地域にもよるが、記録が詳しく残っている江戸時代以降の 200 年からせいぜい 400 年以内というような限られた事例を根拠にしており、古文書等の記録が不十分で地震・津波の規模や震源モデルを推定しにくい 500 年とか 1000 年という長い周期で起きているものについてはデータベースから外されていること、②研究組織や関係行政機関によって、防災対策の根拠を明確にするために、地震・津波等の自然災害の確率論的な発生確率計算の精度の向上が図られた反面、自然現象には現在の学問の知見を超えるような事象が起こることがあり、そういう極めてまれな事象への備えも必ず並行して考慮しなくてはならないという伝統的な防災対策の心得が考慮されなくなりがちになっていたこと、③地震・津波の想定について、何らかの選択をした際、極めてまれなケースについては、「残余のリスク」「残る課題」等の表現で検討課題に挙げられてはきたが、それは文書に形式的に書かれるだけで、実際には継続して深く検討されずに放置されてきたこと等に見られるように、学問の進歩の一方で、そこから防災対策の隙間（J.リーズンのスイスチーズモデルによる安全防護壁の穴）が生まれるという問題が生じていた。

このような落とし穴から抜け出すには、安全対策・防災対策の前提となるリスクの捉え方を、次のように大きく転換させる必要があろう。

（ⅰ）日本は古来、様々な自然災害に襲われてきた「災害大国」であることを肝に命じて、自然界の脅威、地殻変動の規模と時間スケールの大きさに対し、謙虚に向き合うこと。

（ⅱ）リスクの捉え方を大きく転換すること。これまで安全対策・防災対策の基礎にしてきたリスクの捉え方は、発生確率の大小を判断基準の中心に据えて、発生確率の小さいものについては、安全対策の対象から外してきた。一般的な機械や建築物の設計の場合は、そういう捉え方でも一定の合理性があった。しかし、東日本大震災が示したのは、“たとえ確率論的に発生確率が低いとされた事象であっても、一旦事故・災害が起こった時の被害の規模が極めて大きい場合には、しかるべき対策を立てることが必要である”というリスク認識の転換の重要性であった。

その場合、一般的な機械や設備等の設計については、リスク論において通念化されている「リスク＝発生確率×被害の規模」というリスクの捉え方でカバーできるだろうが、**今回のような巨大津波災害や原子力発電所のシビアアクシデントのように広域にわたり甚大な被害をもたらす事故・災害の場合には、発生確率にかかわらずしかるべき安全対策・防災対策を立てておくべきである、という新たな防災思想が、行政においても企業においても確立される必要がある。**

（ⅲ）安全対策・防災対策の範囲について一定の線引きをした場合、「残余のリスク」「残る課題」とされた問題を放置することなく、更なる掘り下げた検討を確実に継続させるための制度が必要である。

東日本大震災の後、安全論やリスク・マネジメントの専門家が様々な場で前記のようなリスクの考え方や「残余のリスク」に目を向けることの重要性を強調するようになった。それらの中で特に重要なのは、中央防災会議の「東北地方太平洋沖地震を教訓とした地震・津波対策に関する専門調査会」（座長・河田惠昭関西大学教授）がまとめた「報告」（平成 23 年 9 月 28 日）において、貞観津波などを考慮の外においてきたことを反省しつつ、「確からしさが低くても、地震・津波被害が圧倒的に大きかったと考えられる歴史地震については、十分考慮する必要がある」と総括した箇所である。

今後の我が国の防災対策の前提となるリスクの捉え方が、地震・津波のほか

様々な外的要因について、このような発想で検討されるようになることを望みたい。

（4）「被害者の視点からの欠陥分析」の重要性

なぜ福島第一原発の事故に伴う周辺地域の人々の避難は大混乱に陥ったのか。この問題は、福島第一原発の原子力プラントにおいてシビアアクシデントが発生したのはなぜかという問いと同等に重要である。

原子力発電所という巨大システムを設計し設置するに当たって、事業者は、まず原子炉建屋内やタービン建屋内等の「システム中枢領域」と言うべき諸設備について、二重三重の安全対策を立てる。原子炉の安全対策はもとより、外部電源が断たれた場合に備えて非常用発電機を 2 台設置するとか、緊急冷却水系を複数設けるといった対策等である。

次に考慮するのは、「システム支援領域」と言うべき諸設備についてである。すなわち、事故発生時に使用する非常用電源車、消防車、重機、支援機材、延長用電線等の整備や、放射性物質の放出源と周辺地域の放射線量を測定する装置（放出源検出器やモニタリングポスト）、通信インフラや交通インフラの整備等である。

さらに、国や地方自治体といった関係行政機関は、万一放射性物質が周辺地域に飛散する事故が発生した場合に備えて、周辺地域の人々を放射線被ばくから守るために、原子力防災計画を策定しておかなければならないが、それは、地域の人々の避難体制や情報システムはもとより、医療支援や環境汚染に伴う学校・保育所の対策、農業・漁業対策等を含むべきである。これらの対策が求められている領域をここでは仮に「地域安全領域」と呼ぶことにする。

ここで原子力発電に係わる領域を、「システム中枢領域」「システム支援領域」「地域安全領域」の三つに分けたのは、設計基準の対象領域を決めるための線引きのような厳密な区分ではなく、システム自体の安全性や周辺地域の人々の安全はどのような全体構造の中で確保されるべきかを捉えやすくするためである。なお、設備によっては、二つの領域に共通の役割を持つものもある。例えば、「システム支援領域」に挙げたモニタリングポストや通信インフラ、交通インフラ等は、「地域安全領域」の重要な設備でもある。

原発システムの安全性を検証する場合、検証する者が立ち位置をどこに置くかに

よって、見えてくるものが大きく違ってくる。事業者側の視点からシステムの安全性を見る場合、当然、まず懸命に取り組むのは、「システム中枢領域」の安全性の確保である。二重三重に安全策を施すことによって、「原発は安全」と認識する。しかし、その認識が確信にまでなると、中枢領域以外の領域の安全性確保については、緊張感を持って取り組み、点検する姿勢に緩みが生じがちになる。

「システム中枢領域」にせよ「システム支援領域」にせよ、安全性が確保されていると言っても、それは設計の前提条件の範囲内でのことであって、条件外の事象が起きた場合には、もはや安全性は担保されなくなる。現に、事業者も規制関係機関も、条件外の事象は起こらないとの過剰なまでの自信を抱いていたがゆえに、今回の大津波のように条件を超えた事象に襲われるまで、「システム中枢領域」においてさえも、最悪の事態に陥るのを防ぐ対策が実は「穴」だらけであったことに気付かなかった。ましてや、「システム支援領域」や「地域安全領域」における安全対策の不備には気付いていなかった。そのことは、安全委員会においても保安院においても、原子力防災計画を決めるに当たって、原子炉の格納容器の損傷による放射性物質の大量飛散という事態は起こらないと過信して、そういう事態に対応したシステム支援の準備や住民の避難対策を策定してこなかったことに、象徴的に表れている。

以上の事実が示す重要な教訓として、次の 2 点を挙げたい。

（ⅰ）事業者や規制関係機関が「システム中枢領域」の安全性を設計の前提条件の枠の中だけで過信すると、安全対策が破綻する。

（ⅱ）「システム支援領域」や「地域安全領域」における安全対策は、「システム中枢領域」の安全性のレベルにかかわりなく、万一の場合に独立して機能するものでなければならない。その原則が忘れられると、地域の人々の命に関わる安全防護壁に多くの「穴」（欠陥）ができてしまう危険性が高くなる。

では、どうすれば、そのような欠陥を見付け、各領域それぞれについて、安全への防護壁を確実なものにすることができるのか。

その方法として、立ち位置を被害を受ける側に置いた「被害者の視点からの欠陥分析」と言うべき方法を提案したい。これは、規制関係機関や地方自治体の防災担当者が災害問題の専門家の協力を得て、「もしそこに住んでいるのが自分や家族だったら」という思いを込めて、最悪の事態が生じた場合、自分に何が降りかかってく

るかを徹底的に分析する、という方法である。

具体的に言うなら、避難計画の前提として、どのような規模の原発事故を想定しているのか、想定の事態が生じた時、情報を速やかに正しく伝えてくれる通信ルートは確保されているのか、放射性物質はどれだけの範囲にどのように飛散してくるのか、自分のいる地域の放射線量はどれくらいであって果たして安全なのか、避難地域はどのように決められているのか、避難の方向、移動手段、避難先は万全か、入院患者・在宅の老人・障害者などは速やかに避難できるのか、避難はどれくらいの期間になるのか、放射性物質による環境汚染によって居住条件や生活、農業・畜産業・漁業・林業・各種商工業、子どもの保育・教育等にどのような影響が出るのか、その対策はあらかじめ立てられているのかといった数々の重要な問題を、徹底的に点検することによって、対策の不備や欠陥を浮かび上がらせるのである。

平成 18 年 4 月から 7 月にかけて、安全委員会が、IAEA の新方針に沿って、原子力発電所周辺の住民の避難区域設定を含む防災体制を強化する方向で防災指針を改訂しようとワーキンググループを発足させて検討を行っていたところ、保安院が現行の防災体制で十分対応できるとして強く反対し、見直しが凍結された問題についても、「被害者の視点からの欠陥分析」の観点から検証すると、問題の本質が鮮明に見えてくる。日本の原子力防災体制は、原子炉格納容器の破損やベントによる大量の放射性物質の飛散という重大な事態の発生は全く想定しておらず、揮発性物質等の小規模なリーク（漏出）しか前提にしていなかった。これに対し、IAEA の新方針は、チェルノブイリ事故の教訓等から、防災対策の前提としてシビアアクシデントを想定するようになっていた。すなわち、緊急事態発生時に速やかな避難が必要となる地域として、原子力発電所から半径 3～5km 圏内を PAZ とし、PAZ 内の住民については、被ばくによる確定的影響の防止を重視して、放射性物質放出のおそれが生じた段階から即時避難させるというものであった。安全委員会は、その新方針を日本に導入しようとしたのだった。

これに対し、我が国では原子炉格納容器が破損するなどといった事態は起こらないという確信を抱いていた保安院は、原子力発電所から半径 8～10km 圏内を防災対策を重点的に充実すべき地域の範囲（EPZ）とする現行の防災体制で十分であり、また、これまで発電所周辺の住民に対し重大事故は起こらないと説得してきたのだから、シビアアクシデントが起こるかもしれないということを前提にした防災対策

が必要だとはとても言えない、各地で防災訓練もしっかりとやって防災対策が定着してきたところに、地元を混乱させるような防災対策の変更は認め難い等と言って、新方針の導入に強固に反対した。安全委員会側は、IAEA の新方針と日本の制度との詳細な比較や実施面での問題点などについて検討不足の部分もあって、結局、IAEA 新方針の導入を見送ることになった。

この問題を「被害者の視点からの欠陥分析」の観点から分析すると、次のような問題点が浮かび上がってくる。

① 原子力防災体制は地域住民の安全を守るために決められたものであっても、最も重要な前提条件である想定事故について、原子炉格納容器の破損といった深刻な事故は起こらないという規制関係機関の過信の下では、住民の安全はタテマエ論に過ぎなくなっていた。

② 「地域安全領域」の重要項目である防災対策は、前記のように「システム中枢領域」の安全性のレベルにかかわりなく、万一の場合に備えたものでなければならないのに、現実には、そういう制度設計になっていなかった。

③ 規制関係機関が絶対安全ばかりを強調して地域住民を説得すると、後でより安全性を高める防災体制に変更することが困難になる。

④ 真に安全な社会システムを構築するには、リスクに関わる真実の情報を規制関係機関と住民が共有する必要がある。しかし、原子力防災体制の整備に当たっては、住民に十分な情報が提供されないまま、「原発は安全」「防災対策は万全」という面ばかりが強調されていた。前記の防災指針改訂の検討をめぐるやり取りに関わり、広瀬研吉保安院長が、安全委員会との意見交換を目的とした昼食会の席で、「防災対策をめぐってようやく国民が落ち着いたときに、寝た子を起こすな」という趣旨の発言をしたとされているが、これはこれまで規制関係機関に前記のような視点が希薄であったことを示す一つの事例であると言えよう。

⑤ 保安院は、地域の防災訓練はしっかりと行われていると強調し、そのことを改めて防災対策の変更の必要はない理由の一つにしていたが、防災訓練の実態は、ウィークデーに住民が一つの自治体でせいぜいのところ数百人規模で参加する程度のもので、本格的な原発事故に対応できるような中身のものではなかった。

このように、被害者の視点からシステムの問題点を点検し洗い出すと、重要な「穴」がいかに多いかが浮かび上がってくるのである。

さらに、「システム支援領域」をも「被害者の視点からの欠陥分析」の視角で検証してみると、放射性物質放出源の計測設備や周辺地域のモニタリング設備は地震・津波・停電によっても作動し情報をきちんと伝えてくれるか、SPEEDI 情報は有効に活用できるのか、オフサイトセンターは放射性物質が飛散している中でも機能し得るか、災害対応に不可欠の通信インフラ、交通インフラは万全か、各種支援機材は万全か等の問題点が浮かび上がってくる。このような「被害者の視点からの欠陥分析」は、住民（被害者）の切実感、切迫感に寄り添った安全性の点検・分析であるところに重い意味がある。

そこで、行政と事業者がなすべきことは、分析によって浮かび上がった対策の不備や欠陥について改善策を講じていくことであるが、すぐに全ての欠陥の「穴」を塞ぐのは困難であろう。その場合、残された対策とその問題点を公表し、今後どう対処していくべきかを規制関係機関と関係自治体が地域の住民と議論して、共働で次善の策を絞り出すという取組が重要となるだろう。そのような地域の住民の視点に立った災害の捉え方と安全への取組が定着して初めて、この国に真の安全で安心できる社会を創造することができると言えよう。

以上の分析から導き出すことのできる教訓として、**事故が起きると広範囲の被害をもたらすおそれのある原子力発電所のようなシステムの設計、設置、運用に当たっては、地域の避難計画を含めて、安全性を確実なものにするために、事業者や規制関係機関による、「被害者の視点」を見据えたリスク要因の点検・洗い出しが必要であり、そうした取組を定着させるべきである。**

なお、本項で言及した**住民の避難計画とその訓練については、**中間報告でも述べたが、**原発事故による放射性物質の飛散範囲が極めて広くなることを考慮して、県と関係市町村が連合して、混乱を最小限にとどめる実効性のある態勢を構築すべき**ことを改めて指摘しておく。

（5）「想定外」問題と行政・東京電力の危機感の希薄さ

原発事故を引き起こし、東日本の太平洋沿岸に甚大な被害をもたらした巨大地震と大津波の発生について、政府関係者や東京電力幹部からしばしば「想定外」という言葉が発せられた。複数の震源がほぼ同時に動く、地震の規模が M9.0 という巨大地震が起こるという予測は、地震の専門家によってもなされていなかったという

点では、確かに「想定外」という側面はあった。

しかし、それは地震の震源のメカニズムや規模について学問的に厳密な捉え方をした場合に「想定外」の地震が起きたということであって、一般的に仙台平野や福島県沿岸部に大津波をもたらすような地震は全く予測されていなかったかというと、必ずしもそうではない。

そもそも「想定外」という言葉には、大別すると二つの意味がある。一つは、最先端の学術的な知見をもってしても予測できなかった事象が起きた場合であり、もう一つは、制度や建築物を作ったり、自然災害の発生を予測したりする場合に、予想されるあらゆる事態に対応できるようにするには財源等の制約から無理があるため、現実的な判断により発生確率の低い事象については除外するという線引きをしていたところ、線引きした範囲を大きく超える事象が起きたという場合である。今回の大津波の発生は、この 10 年余りの地震学の進展と防災行政の経緯を調べてみると、後者であったことが分かる。

海洋底（プレート）の沈み込みによって大地震が起こるというプレートテクトニクス理論が 1960 年代末に登場して以降、大地震の発生メカニズムの理解は深まった。また、日本列島では 1990 年代以降、GPS による地殻変動連続観測網が整備されたことにより、東北地方の太平洋沖では、プレートの沈み込みによりひずみの蓄積が進行している観測事実が明らかになってきた。これにより、東北地方沖の日本海溝付近で大地震が起きる可能性があること、換言すれば、わずか数百年の歴史の中で大地震が起きていない場所だから将来も地震が起きないと考えることは危険だと考える研究者も増えていた。そうした中、平成 14 年 7 月の推本の長期評価が、三陸沖から房総沖にかけての日本海溝付近ではどこでも津波地震が起こる可能性があるということを指摘した。これは、地震空白域となっている福島県沖でも津波地震が起こる可能性があることを示唆していた。しかし、この長期評価（予測）については、内閣府防災担当部局の強い要請によって、データの制約のため発生確率や地震の規模の数値に誤差を含んでいるから注意されたい、というただし書きが付せられた。

その後、地震空白域を国の防災対策から外すことを明確に決定したのは、国の全体的な防災計画を決める中央防災会議だった。前記Ｖ２（２）で詳述したように、中央防災会議の「日本海溝・千島海溝周辺海溝型地震に関する専門調査会」の第２

回会合で、事務局が防災対策の検討対象とする地震について、大きく割り切る案を提示した。それは、①過去に大きな地震が繰り返し発生している領域、②大きな地震がまれに発生する領域については、防災対策の対象にするが、③大きな地震が発生した記録のない領域については対象から外す、というものだった。「発生の可能性に関する十分な知見が得られていない（＝科学的な研究が未成熟）」というのがその理由であった。

これに対し、同専門調査会の委員のうち地震・津波の専門家たちは、地震空白域の福島県沖・茨城県沖の日本海溝沿い領域の津波地震を防災対策の対象にすべきであり、実態が解明されつつあった貞観津波のタイプも考慮すべきであると主張した。しかし、事務局は、防災計画は法律によって義務化されるものであり、予算の制約や関係自治体の対応力も絡むので、対象地域を決めるには相当の説得力を持つ根拠が必要であるという理由で方針を変えなかった。その後、同専門調査会が平成 18 年にまとめた報告書は、前記の事務局方針を基本的に踏襲し、福島県沖・茨城県沖海溝沿い領域の津波地震を検討対象から外すとともに、貞観津波については「留意が必要」と記すだけにとどめた。一方、根室沖から十勝沖にかけての領域の「500 年間隔地震」については、地道な研究の積み重ねにより、発生周期や断層モデルの研究が説得力を持つまでに進んでいるとして、防災対策の対象に指定された。

以上のような防災対策に関する行政の意思決定過程を、行政の論理の枠内で見ると、それなりの合理性があったことは否定できない。しかし、大津波により 2 万人近くの犠牲者が発生し、高さ 14mを超える大津波が来襲して原発事故が引き起こされ、十数万人が避難を余儀なくされたという事実を前にして、行政には何の誤りもなかった、「想定外」の大地震・大津波だったから仕方がないと言って済ますことはできるだろうか。それでは、安全な社会づくりの教訓は何も得られないだろう。

この疑問に答えを見いだすには、行政の論理にとらわれない事故調査の方法による分析が必要になってくる。事故調査の方法とは、行政の論理や責任の有無とは関係なく、被害を少しでも小さくする方法あるいは選択肢はなかったのか、行政の意思決定の枠組みを変革する道はなかったのかという視点から、要因分析を行う取組である。その視点から分析すると、次のような問題点が浮かび上がってくる。

① これまで地震研究者の間では南海トラフへの注目が高く、日本海溝・千島海溝で起こる巨大地震の研究は十分ではなかった。これには、明瞭な歴史記録が残っ

ていることと、多くの人々が住む日本の中心部で起こる地震であるため社会的に注目度が高いという事情が影響していた。貞観地震を始めとした日本海溝・千島海溝で起きる巨大地震については 1990 年前後に先駆的な研究がなされた後、10 年余りの間は細々とした研究が行われていたに過ぎなかった。日本は歴史的に数多くの地震・津波災害を経験してきた「災害常襲国」であるが、科学研究予算等の公的な研究資金プロジェクトにおいて、ターゲットを絞って研究するスタイルの拡大が、地震研究においていわゆる日の当たる場所、日の当たらない場所を作ってしまった側面があり、そうした研究に基づいた知見に頼って防災対策の重点を置くことは、「想定外」のリスクを大きくする可能性があったことに注目する必要がある（このことは、前記（3）で論じたリスクの確率計算の精度を上げることにばかり傾注することによって生じる落とし穴の問題と同質と言えよう。）。**地震についての科学的知見はいまだ不十分なものであり、研究成果を逐次取り入れて防災対策に生かしていかなければならない。換言すれば、ある時点までの知見で決められた方針を長期間にわたって引きずり続けることなく、地震・津波の学問研究の進展に敏感に対応し、新しい重要な知見が登場した場合には、適時必要な見直しや修正を行うことが必要である。**

② **発生確率が低いかあるいは不明という理由により、財源等の制約からある地域が防災対策の強化対象から外されていた場合、万一、大地震・大津波が発生すると被害は非常に大きくなると考えられる。行政は、少数であっても地震研究者が危険性を指摘する特定の領域や、例えば津波堆積物のような古い時代に大地震・大津波が発生した形跡がある領域については、地震の実態解明を急ぐための研究プロジェクトを立ち上げるとか、関係地域に情報を開示して、行政、住民、専門家が一体となって万一に備える新しい発想の防災計画を策定する等の取組をすべきであろう。**

③ 中央防災会議が決める防災計画は、原発立地を特別視することなく進められてきたが、**今後は原発立地の領域における災害リスクを注視すべきである。原子力発電所の防災対策は保安院の担当とされてきたが、中央防災会議の方針は原子力発電所の防災対策にも密接に関連することから、中央防災会議においても原子力発電所を念頭に置いた検討を行うべきである。**

一方、東京電力の津波対策はどうだったのか。

東京電力は、平成 14 年に土木学会が取りまとめた津波評価技術によって、福島第一原発及び福島第二原発における想定津波の最大波高を計算し、福島第一原発で小名浜港工事基準面から 5.4～5.7m、福島第二原発で 5.1～5.2m という値を得て、それなりの対策を立てた。その後、推本の長期評価の中で、福島県沖でも津波地震の発生を否定できないという見解が出されたことを受けて、平成 20 年 5 月から 6 月にかけて、明治三陸地震クラスの地震が福島県沖で発生したという想定で津波の波高を計算したところ、福島第一原発の敷地内で 9.3～15.7m という極めて高い数値を得た。さらに、同年 10 月頃にも、別の専門家の貞観津波シミュレーションに関する論文を参考に、津波の波高を試算したところ、福島第一原発で 8.6～9.2m、福島第二原発で 7.7～8.0m というやはり高い数値を得た。

しかし、東京電力の幹部は、平成 14 年の長期評価による福島県沖を含む日本海溝付近の地震予測にしても、新しい貞観津波シミュレーション研究にしても、単に可能性を指摘しているだけで、実際にはそのような津波は来ないだろうと考えた。そして、すぐに新たな津波対策に取り組むのではなく、土木学会に検討を依頼するとともに、福島県沿岸部の津波堆積物調査を行う方針を決めるだけにとどめた。

また、東京電力は、平成 21 年 9 月、平成 22 年 5 月、平成 23 年 3 月 7 日（東日本大震災が発生した同月 11 日の四日前）の 3 回にわたって、保安院の求めに応じて前記の津波の試算結果を報告するなどしたが、保安院も東京電力も津波発生に対し切迫感を抱いていなかったことから、積極的な津波対策を急ごうとする行動につながらず、平成 14 年の津波想定に対する対策のままとどめおいた。

この時期に、推本地震調査委員会は、貞観津波研究の進展等を踏まえて、平成 23 年 10 月に発表する予定で、新たな「長期評価」の報告書をまとめつつあった。そのことを知った東京電力は、同年 3 月 3 日文部科学省の推本事務局に対し、「貞観三陸沖地震の震源はまだ特定できていないと読めるようにしてほしい、貞観三陸沖地震が繰り返し発生しているかのように読めるので表現を工夫してほしい」等の要請をした。この行為は、国の機関による地震・津波予測の結果を真摯に受け止めるというより、貞観津波級の大津波への対策を迫られないようにしようとか、津波対策の不備を問われないようにしようとするものだったとの疑いを禁じ得ない。

以上のような東京電力の対応を追ってみると、同社には原発プラントに致命的な打撃を与えるおそれのある大津波に対する緊迫感と想像力が欠けていたと言わざる

を得ない。そして、そのことが深刻な原発事故を生じさせ、また、被害の拡大を防ぐ対策が不十分であったことの重要な背景要因の一つであったと言えるであろう。

（6）政府の危機管理態勢の問題点

平成 11 年の株式会社ジェー・シー・オー核燃料加工施設における臨界事故（以下「JCO 臨界事故」という。）を受けて、同年、原子力災害に対する対策の強化を図ることにより、原子力災害から国民の生命、身体及び財産を保護することを目的に、原災法が制定された。JCO 臨界事故の教訓から、同法では、原子力災害が発生した場合、現地に現地対策本部を設置することとし、また、内閣総理大臣から権限の委任を受けた現地対策本部長が中心となって事態の対応に当たることとされた。同法に基づいて作成された原災マニュアルも、現地対策本部が中心となって事態の対応に当たることを前提としていた。

実際、今回のケースでも原災マニュアルに沿って、災害発生とともに現地対策本部を機能させるべく、現地対策本部長となる池田元久経済産業副大臣を始めとする現地対策本部の主要メンバーや東京電力の武藤栄副社長などが現地へ参集した。しかしながら、拠点となるオフサイトセンターの通信設備のほとんどが地震により使用できず、現地対策本部は司令センターとしての機能を十分果たすことができなかった。

このため、東京に設置された原災本部（本部長は内閣総理大臣）が現地対策本部の担うべき業務を含め、災害対策の前面に立たざるを得なくなった。その際、関係省庁の幹部職員が参集した官邸地下の危機管理センターの機能が活用されずに、官邸 5 階を中心に、菅総理を中心として重要案件の決定が行われた。しかも、自らが積極的に情報収集に当たったり、事故現場へ視察に赴いたりするなど菅総理自身が前面に出た形で原発事故への初期対応が展開された。

官邸 5 階が一種の司令センターとなったことについて、当委員会によるヒアリングにおいて、菅総理は「平時に想定していたシステムが動かず、官邸が主導せざるを得なかったが、官邸 5 階には原子力安全委員会の班目委員長や保安院の幹部がおり、その都度意見を聴取して対応していたので、実質的には問題がなかった」旨述べている。しかし、自身が工学部の出身で原子力に「土地鑑」（当委員会によるヒアリングの際の発言）があると自負していた菅総理は、地震・津波被害の対応に関

しては官邸地下の緊急参集チームの伊藤危機管理監らから必要に応じ報告を受けて事態の対応に当たっていたのに対して、原子力災害対策については、官邸地下危機管理センターの機能を活用して組織的に事態の収拾に当たろうとはしなかった。SPEEDI を所管する文部科学省幹部は官邸 5 階の意思決定メンバーに加わっていなかったことなどから、SPEEDI の存在を知った上で、その活用可能性について検討する契機を失したことなどは、その弊害の一つである。

今回、原災マニュアルに規定のない官邸5階が一種の司令センターとなり、また、菅総理が前面に出た形で事故対応に当たった背景には、現地対策本部が本来的な役割を果たせなかったこと、官邸による情報集約態勢や安全委員会による助言機能が十分ではなかったことなどの事情があった。しかしながら、内閣総理大臣は、政府の各機関・部局に情報収集とその対応策を任せ、専門部署から上がる重要事項に関してのみ選択肢を出させた上で適切な最終決断を行うというのがその本来の役割である。自らが、当事者として現場介入することは現場を混乱させるとともに、重要判断の機会を失し、あるいは判断を誤る結果を生むことにもつながりかねず、弊害の方が大きいと言うべきであろう。

今回の事態を教訓に、原子力事故と地震・津波災害との複合災害の発生を想定した原災マニュアルの見直しを含め、原子力災害発生時の危機管理態勢の再構築を早急に図る必要がある。その検討に当たっては、オフサイトセンターの強化という観点に加えて、そもそも現地対策本部に関係機関が参集して事故対処に当たるという枠組みでは対応できない事態が発生した場合に、どのような態勢で対応に当たるべきかについても具体的に検討し、必要な態勢を構築しておく必要がある。

（7）広報の問題点とリスクコミュニケーション

広範囲に深刻な影響を与え、しかも刻々と事態が変化する原子力災害が発生した場合、関係機関による国内外への情報提供の在り方は極めて重要である。情報発信の手段は、記者会見やホームページなど多様であるが、行政や専門家の判断を一方的に伝えることをリスクメッセージという。しかし、原子力災害の場合の情報発信においては、一般の国民にとって日常の生活とは無縁の高度な科学技術情報や、放射線・放射能の情報発信が伴うため、一方的なリスクメッセージは、かえって国民の間に混乱と不信を生じさせるおそれがある。国民、特に周辺住民にとってどのよう

な情報が必要とされているか、発信した災害情報が周辺住民や国民にどのように受け止められて(解読されて)いるかなどのフィードバックを活用した災害情報発信が望まれる。

既述のとおり、今回の事故において、事故発生後の政府の国民に対する情報の提供の仕方には、避難を余儀なくされた周辺住民や国民の立場からは、真実を迅速・正確に伝えていないのではないか、との疑問や疑いを生じさせかねないものが多く見られた。周辺住民の避難にとって重要な放射性物質の拡散状況とその予測についての情報提供方法、炉心の状態（特に炉心溶融）や福島第一原発 3 号機の危機的な状態等に関する情報提供方法、また、放射線の人体への影響について、頻繁に「直ちに人体に影響を及ぼすものではない。」といった分かりにくい説明が繰り返されたことなどである。

このように、どのような事情があったにせよ、急ぐべき情報の伝達や公表が遅れたり、プレス発表を控えたり、分かりやすい説明が十分になされないなどの問題が重なったことで、周辺住民による適切な自主判断を妨げ、加えて「政府や東京電力は何か隠しているのではないか」などの国民の疑惑や不信を招いてしまい、非常災害時のリスクコミュニケーションの在り方として適切なものではなかった。

広報の基本原則は、事実を迅速に、正確に、かつ分かりやすく伝えるということにある。非常災害時においてもこの原則を貫くことが、結果として周辺住民による適切な自主判断を助け、国民にいたずらな不安感や混乱を生じさせたりしないために肝要である。もっとも、「迅速さ」と「正確さ」は、時に相反する場合がある。その場合、「正確さ」の確認にとらわれて「迅速さ」を欠くことは、かえって国民の不安や不信を招くおそれがあることに留意すべきである。情報が入らず、正確な広報ができない事態が生じた場合には、そのことをありのままに伝えることも必要であり、かつ重要である。

さらに、「分かりやすさ」という観点から見た場合、評価的事実の広報については、特に配慮が必要である。広報の対象となる事実としては、既発ないし既知の単純な事実（例えば、原子炉建屋で爆発が起こった、汚染水が海洋へ漏出した等）だけでなく、様々な既知の事実から推論される評価的事実（例えば、炉心溶融、放射線の人体への影響等）もある。このような評価的事実については、よほど丁寧に説明しないと、国民の理解を得ることは難しい場合が少なくない。評価的事実につい

て、情報不足や事象の不確実性のために確定的なことが言えないこともあろうかと思われるが、そのような場合であってもその旨をきちんと説明した上で、可能な限り迅速に広報することが望まれる。

原子力災害のみならず、あらゆる緊急事態の際にも言えることだが、**国民と政府機関との信頼関係を構築し、社会に混乱や不信を引き起こさない適切な情報発信をしていくためには、関係者間でリスクに関する情報や意見を相互に交換して信頼関係を構築しつつ合意形成を図るというリスクコミュニケーションの視点を取り入れる必要がある。**今回、複合災害の発生という混乱状況の中で、前記のとおり、保安院を含む政府広報にはリスクコミュニケーションの観点から多くの問題点が見られた。**緊急時における、迅速かつ正確で、しかも分かりやすく、誤解を生まないような国民への情報提供の在り方について、しかるべき組織を設置して政府として検討を行うことが必要である。加えて、広報の仕方によっては、国民にいたずらに不安を与えかねないこともあることから、非常時・緊急時において広報担当の官房長官に的確な助言をすることのできるクライシスコミニュケーションの専門家を配置するなどの検討が必要である。**

（8）国民の命に関わる安全文化の重要性

原子力発電分野おける安全文化とは、「原子力発電所の安全の問題には、その重要性に相応しい注意が最優先で必ず払われなければならないとする組織や個人の特性と姿勢の総体」のことを言う。これは、IAEA の国際原子力安全諮問グループ（INSAG）が「チェルノブイリ事故の事故後検討会議の概要報告書」（1986 年）において初めて提唱した考え方で、INSAG のその後の報告書において、施設の安全確保のための基本原則の一つとされている。その考え方の核心は、「原子力の安全問題に、その重要性にふさわしい注意が必ず最優先で払われるようにするために、組織や個人が備えるべき統合された認識や気質であり、態度である。」という点にある。

一般に、事故は単一のエラーや故障だけで起こるのは極めてまれで、多くの要因が重なり合う形で起こる。しかも、それらの不安全要因は、事故が起こる前から組織やシステムに内在している場合が多く、事故からは時間的にも空間的にもかけ離れた、事業の意思決定者（経営陣や管理層）あるいは作業の規則やマニュアルを決める者たちによって作られる場合もある。そうした事故を、世界の事故調査制度に

大きな理論的影響を与えているJ.リーズンは「組織事故」(organizational accident)と呼んでいる。

組織事故を発現させる不安全要因は、事業者だけでなく、規制当局である行政組織が作り出す場合もある。それらの不安全要因が作られやすいかどうかは、その組織の安全文化のレベルが関わっている。

そうした安全文化は、事業者においては経営陣や管理層、規制当局においては幹部や担当官の考え方、意思決定の仕方、行動に染みついた形（あるいは習慣化した形）で存在する。そうした安全文化のレベルを判断する具体的なチェック項目を、J.リーズンの所説などを参考にして作成・例示すると以下のとおりである。

（ⅰ）事業者のレベル

① 安全を事業重要目標（mission）として公式に表明しているか。

② 経営陣は安全に関わる意思決定をゆるぎなく下せるか。

③ 財務状況や営業成績に関係なく、安全を独立して守るポリシーが確立されているか。

④ 不安全要因やリスクが存在している時に、それらへの対処への判断が甘くなったり、外見を取りつくろうだけだったりしていないか。

⑤ タテ割り組織の壁が厚く、組織内のヨコの連携やリスク情報の共有が阻害されていないか。

⑥ 組織の本部と現場のコミュニケーションがしばしば切れていることはないか。

⑦ 複雑なシステムの運用やトラブル発生時の対処について、システム全体を理解し対処することのできる人物がしかるべきポジションにいるか。

⑧ 事故が発生した時、その対処をめぐって、組織が機能不全に陥ることはないか。

⑨ 経営陣の判断・指示と現場の判断・行動に矛盾は生じないか。

⑩ 経営陣は安全への取組や周辺住民の避難対策について、偽りのない情報発信をしているか。

（ⅱ）規制当局のレベル

① 原子力政策の推進と規制業務が分離されているか。

② 物的・人的資源の事情に関わりなく、安全の確保を使命とする意思がゆる

ぎないものになっているか。

③　政治的又は行政的事情で完全な安全対策が取れない場合、その現状や次善の策につき、住民や一般国民に情報を開示する姿勢が確立されているか。

④　複雑な技術システムについて、事業者に劣らない専門的知見・理解力を持ったスタッフを抱えているか。

⑤　監督官は十分な技術的理解力と調査能力を持って、現場で任務を果たしているか。

⑥　技術的に枝葉末節のチェックに追われ、安全のための大局を見る余裕のない業務の在り方になっていないか。

また、安全を確保するためには、これらの組織的観点に加えて、組織に属する各個人の役割と責務も重要であり、各個人が鋭敏なリスク感知能力を身に付け、それぞれが感知したリスクや問題意識を組織内で自由に表明し、それらが上層部にまで共有されて適切な対応がなされることが重要である。

当委員会の調査・検証の結果に鑑みると、事業者である東京電力については、福島第一原発が想定を超える津波に襲われるリスクについて、結果として十分な対策を講じていなかったこと、社員が専門分野ごとに縦割り的になっており、今回の事故対処に当たっても、事態を総合的に見渡して必要な業務を行うという視点が十分でなかったこと、事故対処に関わる重要な措置が幹部社員の指示を仰ぐことなく行われるなど、情報共有体制に不備があったことなど、前記チェック項目の幾つかについて、条件を満たしているとは言い難い状況が見受けられた。また、規制当局である保安院については、モニタリング結果やSPEEDI情報を公表して避難に役立てようとする発想が全くなく、炉心溶融をめぐる広報にも不適切な点があるなど、情報開示の姿勢に問題があったこと、今回の事故対処に当たって、現場の状況をよく理解して官邸等に的確に説明する能力に欠けるところがあったこと、福島第一原発においては保安検査官が積極的に役割を果たしたとは言い難いこと、短期的業務に追われ、態勢の不十分さもあって、中長期的課題に十分取り組まなかったことなど、前記チェック項目の多くについて、条件を満たしているとは言い難い状況が見受けられた。このように、事業者及び規制当局のいずれについても、安全文化が十分に定着しているとは言い難い状況にあった。

一旦事故が起きると、重大な事態が生じる原子力発電事業においては、安全文化

の確立は国民の命に関わる問題である。我が国において、安全文化が十分に定着しているとは言い難い状況にあったことに鑑みると、今回の大災害の発生を踏まえ、事業者や規制当局、関係団体、審議会関係者などおよそあらゆる原発関係者には、安全文化の再構築を図ることを強く求めたい。

（9）事故原因・被害の全容を解明する調査継続の必要性

a　引き続き事故原因の解明が必要

当委員会は、本最終報告の提出をもって任務を終えることとなるが、前記１（１）ｂのとおり、原子炉建屋内に立ち入った現地調査ができないことや時間的制約等のために、福島第一原発の主要施設の損傷が生じた箇所、その程度、時間的経緯を始めとする被害状況の詳細、放射性物質の漏出経緯、原子炉建屋爆発の原因等について、いまだに解明できていない点も多々存在する。

また、住民等の健康への影響、農畜水産物等や空気・土壌・水等の汚染などは、今後も継続的な調査・検証を要する問題であるが、現時点までの調査・検証にとどめざるを得なかった。さらに、原子力損害賠償の在り方や除染等のように、生じた損害の修復の問題であり、かつ、今後長期間の対応を要すると見込まれることから、当委員会の調査・検証の対象とはしなかったものの、被害者や被災地にとって極めて重要で、社会的関心の高い問題もある。

国、電力事業者、原子力発電プラントメーカー、研究機関、関連学会といったおよそ原子力発電に関わる関係者（関係組織）は、今回の事故の検証及び事実解明を積極的に担うべき立場にあり、こうした未解明の諸事項について、それぞれの立場で包括的かつ徹底した調査・検証を継続するべきである。特に国は、当委員会や国会に設置された東京電力福島原子力発電所事故調査委員会の活動が終わったことをもって、福島原発災害に関する事故調査・検証を終えたとするのでなく、引き続き事故原因の究明に主導的に取り組むべきである。とりわけ、放射線レベルが下がった段階での原子炉建屋内の詳細な実地検証（地震動の影響の検証も含む。）は必ず行うべき作業である。

b　被害の全容を明らかにするための調査が必要

今回の原発事故は、実に様々な深刻な被害を広範囲にわたる地域にもたらした。

放射性物質の高濃度汚染地域の住民は長期にわたる避難生活や移住（転居）を強いられ、災害関連死、自殺、家族の分離、農業（果樹園経営を含む。）・畜産業・商業・流通業・食品加工業・町工場等の続行不能や勤務先の喪失等の事態に追い込まれた。このような不安定な生活によるストレスで、体調を崩す中高年層の人々が少なくなく、いわゆる災害関連死で亡くなる人が相次いだ。

さらに、医療・福祉分野では、原子力発電所周辺地域における医療機関と医師の大幅な減少によって、住民が診療を受けるのが困難になったこと、使用できなくなった福祉施設が少なくないこと等の被害が出たほか、本最終報告で詳述したように、重症の老人患者の多かった大熊町の双葉病院で、避難バスによる長時間かけての無理な行程などから、死亡者が続出したという悲劇も発生した。

農業関係では、農家の人々が農地の喪失、畜産業の廃業などによって、転職を迫られるという困難に直面した。汚染による生産物の廃棄や風評被害による生産物の値崩れ等の被害も深刻な状況になっている。各種自営業者が店を閉じたり、町工場を閉じたりした後の生活設計も苛酷なものとなっている。

放射能汚染地域では、学校や幼稚園・保育園が長期にわたって休校・休園に追い込まれ、遠く離れた別の学校などを利用して授業をしなければならなくなった。子どもたちにとっては、屋外で遊べないという時期が長く続き、心身両面で発達にゆがみが生じかねない状態が続いた。

除染対策は費用の点でも除染効果の点でも困難な問題が多く、混迷が続いている。高濃度汚染地域の除染はできないとされ、復帰できなくなった「故郷喪失」の住民たちがこれからどうコミュニティを再生し、どう生きていくのか、見通しは立っていない。

原発事故の被害を分析するに当たって重要なのは、総計的な数量で概況を捉えるだけでなく、一人一人の人間の生命と尊厳がどのように脅かされ、生活と人生がいかにゆがめられたり破壊されたりしたのか、放射能汚染によって地域はどのように壊され、どこが再生不能になったのかといった状況について、人間の被害の全体像とその詳細を可能な限り具体的に捉えるという点である。こうした被害の全体像とその詳細を記録するという意味での調査は、現時点では行われていない。また、行政機関も、所管の問題について、必要な範囲で被害状況を調べて対処しているが、被害実態を直視してこれを記録するという意味での調査は行って

いない。

未曽有の原子力災害を経験した我が国としてなすべきことは、「人間の被害」の全容について、専門分野別の学術調査と膨大な数の関係者・被害者の証言記録の収集による総合的な調査を行ってこれらを記録にまとめ、被害者の救済・支援復興事業が十分かどうかを検証するとともに、原発事故がもたらす被害がいかに深く広いものであるか、その詳細な事実を未来への教訓として後世に伝えることであろう。我が国にはこれまでの大災害による「人間の被害」のリアリティに満ちた総合的な調査記録が存在するが[25]、福島原発災害についても、これに関わる総合的な調査の結果を踏まえて記された「人間の被害」の全容を教訓として後世に伝えることは、国家的な責務であると当委員会は考える。「人間の被害」の調査には、様々な学問分野の研究者の参加と多くの費用と時間が必要となるだろうが、国が率先して自治体、研究機関、民間団体等の協力を得て調査態勢を構築するとともに、調査の実施についても必要な支援を行うことを求めたい。

25　自然災害による人間の被害の全容を詳細にまとめたものとして、例えば、大正12年の関東大震災（死者・行方不明者約10万5,000人）に関する「大正大震火災誌」（改造社、大正13年）や昭和34年の伊勢湾台風（死者・行方不明者5,098人）に関する名古屋市編「伊勢湾台風災害誌」（昭和36年）などがある。また、自然災害に関するものではないが、総合的な調査の方法や記録のまとめ方として大いに参考になるものとして、戦争被害を扱った昭和20年の広島・長崎の原爆被害（死者・行方不明者合計約21万人）に関する広島市編「広島原爆戦災誌」（全5巻、昭和46年）及び長崎市編「長崎原爆戦災誌」（全5巻、昭和52～58年）がある。

3　原子力災害の再発防止及び被害軽減のための提言

当委員会は、本最終報告において、前記のとおり、事故の原因調査・検証によって判明した事実を基に必要な提言を行った。また、既に中間報告においても、その時点までの調査・検証に基づいて幾つかの提言を行っている。当委員会は、これらの提言を実現することが、原子力災害の再発防止及び被害軽減のために有益かつ重要であると考えており、国、関係自治体、事業者等の関係機関が、これらを今後の安全対策・防災対策に反映させ、実施していくことを強く要望する。

当委員会がこれらの提言を行ったのは、当委員会の設置根拠である平成23年5月24日の閣議決定で、福島第一原発事故による被害の拡大防止及び同種事故の再発防止等に関する政策提言を求められているためである。中間報告Ⅰ5でも述べたとおり、原子力発電所を存続させるべきか否か、あるいは再稼働すべきか否かなどの原子力発電の是非に関わる問題は、当委員会の調査・検証の対象ではない。また、当委員会の提言も、今後も原子力発電所を存続・活用すべきとの考えを前提としたものでもない。原子力発電の是非に関わる問題は、最終的には国民の選択により判断されるべきものであり、それについて当委員会としては何ら見解を有していない。ただ、現に我が国には多数の原子力発電所が存在しており、それらを今後どうするかにかかわらず、安全対策や防災対策は必要であることを指摘しておきたい。

当委員会の提言は、いずれも迅速かつ確実に実現を図ることが重要であることから、政府においては、関係省庁・関係部局に提言の反映や実施に向けた具体化を指示するとともに、関係省庁・関係部局の取組状況を把握し、その状況を取りまとめて公表するなど、確実なフォローアップをすることを求めたい。また、関係自治体、東京電力、その他の関係機関においても、同様に提言を反映・実施するとともに、取組状況をフォローアップすることを求めたい。

ここでは、中間報告及び最終報告で行った提言を、

（1）安全対策・防災対策の基本的視点に関するもの
（2）原子力発電の安全対策に関するもの
（3）原子力災害に対応する態勢に関するもの
（4）被害の防止・軽減策に関するもの
（5）国際的調和に関するもの
（6）関係機関の在り方に関するもの

（7）継続的な原因解明・被害調査に関するもの

の七つの項目に分類して再録しておく。各項目の中では、おおむねより基本的・一般的なものを先に、個別的・各論的なものを後に記載することとした。

なお、それぞれの提言には、中間報告及び最終報告の記載箇所について付記しておく。

（1）安全対策・防災対策の基本的視点に関するもの

○ **複合災害を視野に入れた対策に関する提言**（最終報告Ⅵ２（２））

今後、原子力発電所の安全対策を見直す際には、大規模な複合災害の発生という点を十分に視野に入れた対応策の策定が必要である。

○ **リスク認識の転換を求める提言**（最終報告Ⅵ２（３））

① 日本は古来、様々な自然災害に襲われてきた「災害大国」であることを肝に命じて、自然界の脅威、地殻変動の規模と時間スケールの大きさに対し、謙虚に向き合うことが必要である。

② リスクの捉え方を大きく転換することが必要である。今回のような巨大津波災害や原子力発電所のシビアアクシデントのように広域にわたり甚大な被害をもたらす事故・災害の場合には、発生確率にかかわらずしかるべき安全対策・防災対策を立てておくべきである、という新たな防災思想が、行政においても企業においても確立される必要がある。

③ 安全対策･防災対策の範囲について一定の線引きをした場合､「残余のリスク」「残る課題」とされた問題を放置することなく、更なる掘り下げた検討を確実に継続させるための制度が必要である。

○ **「被害者の視点からの欠陥分析」に関する提言**（最終報告Ⅵ２（４））

事故が起きると広範囲の被害をもたらすおそれのある原子力発電所のようなシステムの設計、設置、運用に当たっては、地域の避難計画を含めて、安全性を確実なものにするために、事業者や規制関係機関による、「被害者の視点」を見据えたリスク要因の点検・洗い出しが必要であり、そうした取組を定着させるべきである。

なお、住民の避難計画とその訓練については、原発事故による放射性物質の飛散範囲が極めて広くなることを考慮して、県と関係市町村が連合して、混乱を最

小限にとどめる実効性のある態勢を構築すべきである。

○　**防災計画に新しい知見を取り入れることに関する提言**（最終報告Ⅵ２（５））

①　地震についての科学的知見はいまだ不十分なものであり、研究成果を逐次取り入れて防災対策に生かしていかなければならない。換言すれば、ある時点までの知見で決められた方針を長期間にわたって引きずり続けることなく、地震・津波の学問研究の進展に敏感に対応し、新しい重要な知見が登場した場合には、適時必要な見直しや修正を行うことが必要である。

②　発生確率が低いかあるいは不明という理由により、財源等の制約からある地域が防災対策の強化対象から外されていた場合、万一、大地震・大津波が発生すると被害は非常に大きくなると考えられる。行政は、少数であっても地震研究者が危険性を指摘する特定の領域や、例えば津波堆積物のような古い時代に大地震・大津波が発生した形跡がある領域については、地震の実態解明を急ぐための研究プロジェクトを立ち上げるとか、関係地域に情報を開示して、行政、住民、専門家が一体となって万一に備える新しい発想の防災計画を策定する等の取組をすべきである。

③　今後は原発立地の領域における災害リスクを注視すべきである。原子力発電所の防災対策は保安院の担当とされてきたが、中央防災会議の方針は原子力発電所の防災対策にも密接に関連することから、中央防災会議においても原子力発電所を念頭に置いた検討を行うべきである。

（２）原子力発電の安全対策に関するもの

○　**事故防止策の構築に関する提言**（最終報告Ⅵ２（１））

福島第一原発における事故対処や、国や東京電力等による事前の事故防止策に関わる技術的、原子力工学的な問題点を解消・改善するためにどのような具体的取組が必要かは、原子力全般についての高度な専門的知見を踏まえた検討が必要なものも少なくない。これについては、原子力発電に関わる関係者において、その専門的知見を活用して具体化すべきであり、その検討に当たっては、当委員会が指摘した問題点を十分考慮するとともに、その検討の経緯及び結果について社会への説明責任を果たす必要があると考える。

○　**総合的リスク評価の必要性に関する提言**（最終報告Ⅵ１（４）ａ（ｂ））

施設の置かれた自然環境は様々であり、発生頻度は高くない場合ではあっても、地震・地震随伴事象以外の溢水・火山・火災等の外的事象及び従前から評価の対象としてきた内的事象をも考慮に入れて、施設の置かれた自然環境特性に応じて総合的なリスク評価を事業者が行い、規制当局等が確認を行うことが必要である。その際には、必ずしも PSA の標準化が完了していない外的事象についても、事業者は現段階で可能な手法を積極的に用いるとともに、国においてもその研究が促進されるよう支援することが必要である。

○　**シビアアクシデント対策に関する提言**（最終報告Ⅵ１（４）ａ（ｃ））

原子力発電施設の安全を今後とも確保していくためには、外的事象をも考慮に入れた総合的安全評価を実施し、様々な種類の内的事象や外的事象の各特性に対する施設の脆弱性を見いだし、それらの脆弱性に対し、設計基準事象を大幅に超え、炉心が重大な損傷を受けるような場合を想定して有効な対策（シビアアクシデント対策）を検討し準備しておく必要がある。また、それらのシビアアクシデント対策の有効性について、PSA 等の手法により評価する必要がある。

（３）原子力災害に対応する態勢に関するもの

○　**原災時の危機管理態勢の再構築に関する提言**（最終報告Ⅵ２（６））

今回の事態を教訓に、原子力事故と地震・津波災害との複合災害の発生を想定した原災マニュアルの見直しを含め、原子力災害発生時の危機管理態勢の再構築を早急に図る必要がある。その検討に当たっては、オフサイトセンターの強化という観点に加えて、そもそも現地対策本部に関係機関が参集して事故対処に当たるという枠組みでは対応できない事態が発生した場合に、どのような態勢で対応に当たるべきかについても具体的に検討し、必要な態勢を構築しておく必要がある。

○　**原子力災害対策本部の在り方に関する提言**（最終報告Ⅵ１（２）ｂ（ａ））

一般に、原子力災害が発生した場合、できる限り情報入手が容易で、現場の動きを把握しやすい、現場に近い場所に対策の拠点が設置される必要がある。正確な情報を迅速に入手することは、いうまでもなく原子力災害対策の基本である。電力事業者の本社本店に移動することなく、官邸等、政府施設内にいながら、よ

り情報に近接することのできる仕組みの構築が検討されるべきである。

○　**オフサイトセンターに関する提言**（中間報告Ⅶ３（１）ａ）

政府は、オフサイトセンターが放射能汚染に十分配慮していなかったことにより使用不能に陥ったことを踏まえ、大規模災害にあっても機能を維持できるオフサイトセンターとなるよう、速やかに適切な整備を図る必要がある。

○　**原災対応における県の役割に関する提言**（最終報告Ⅵ１（２）ｃ）

原子力災害においては、その規模の大きさから、県が前面に出て対応に当たらなければならず、この点を踏まえた防災計画を策定する必要がある。

（４）被害の防止・軽減策に関するもの

○　**広報とリスクコミュニケーションに関する提言**（最終報告Ⅵ２（７））

国民と政府機関との信頼関係を構築し、社会に混乱や不信を引き起こさない適切な情報発信をしていくためには、関係者間でリスクに関する情報や意見を相互に交換して信頼関係を構築しつつ合意形成を図るというリスクコミュニケーションの視点を取り入れる必要がある。緊急時における、迅速かつ正確で、しかも分かりやすく、誤解を生まないような国民への情報提供の在り方について、しかるべき組織を設置して政府として検討を行うことが必要である。広報の仕方によっては、国民にいたずらに不安を与えかねないこともあることから、非常時・緊急時において広報担当の官房長官に的確な助言をすることのできるクライシスコミュニケーションの専門家を配置するなどの検討が必要である。

○　**モニタリングの運用改善に関する提言**（中間報告Ⅶ５（２）ｄ）

①　モニタリングシステムが肝心なときにデータ収集ができないなどの機能不全に陥らないよう、単に地震のみでなく、津波・高潮・洪水・土砂災害・噴火・強風等の様々な事象を想定してシステム設計を行うとともに、それらの事象の二つ以上が重なって発生する複合災害の場合も想定して、システムの機能が損なわれないような対策を講じておく必要がある。また、モニタリングカーについて、地震による道路の損傷等の事態が発生した場合の移動・巡回等の方法に関して必要な対策を講じるべきである。

②　モニタリングシステムの機能・重要性について、関係機関及び職員の認識を深めるために、研修等の機会を充実させる必要がある。

○ **SPEEDI システムに関する提言**（中間報告Ⅶ５（３）ｃ）

被害住民の命、尊厳を守る視点を重視して、被害拡大を防止し、国民の納得できる有効な放射線情報を迅速に提供できるよう、SPEEDI システムの運用上の改善措置を講じる必要がある。今後は、様々な複合要因に対して、システムの機能が損なわれることのないよう、ハード面でも強化策が講じられる必要がある。

○ **住民避難の在り方に関する提言**（①～④は中間報告Ⅶ５（４）ｃ、⑤は最終報告Ⅵ１（４）ｂ）

① 重大な原発事故が発生した場合に、放射性物質がどのように放出され、風等の影響でどのように流され、地上にはどのように降ってくるのかについて、また、放射線被ばくによる健康被害について、住民が常日頃から基本的な知識を持っておけるよう、公的な啓発活動を行うことが必要である。

② 地方自治体は、原発事故の特異さを考慮した避難態勢を準備し、実際に近い形での避難訓練を定期的に実施し、住民も真剣に訓練に参加する取組が必要である。

③ 避難に関しては、数千人から十数万人規模[26]の住民の移動が必要になる場合もあることを念頭に置いて、交通手段の確保、交通整理、遠隔地における避難場所の確保、避難先での水・食糧の確保等について具体的な計画を立案するなど、平常時から準備しておく必要がある。特に、医療機関、老人ホーム、福祉施設、自宅等における重症患者、重度障害者等、社会的弱者の避難については、格別の対策を講じる必要がある。

④ 以上のような対策を地元の市町村任せにするのではなく、避難計画や防災計画の策定と運用について、原子力災害が広域にわたることも考慮して、県や国も積極的に関与していく必要がある。

⑤ 今回の事故以前の原子力防災対策を重点的に充実すべき地域の範囲は、原子力発電所から 8～10km 圏内とすることを大前提に、仮想事故を相当に上回る事故の発生時でも十分対応可能であるとみなして設定されていたが、今回の事故に鑑み、どのような事故を想定して避難区域等を設定するのか再検討することが必要である。また、原子力災害の際の国の責任の重要性に鑑み、単に住民

---

26 中間報告においては「数千人から数万人規模」としていたが、今回の事故における避難者数に鑑み訂正する。なお、事故の規模によっては、更に多数の住民の避難が必要となる場合もあり得る。

避難等の原子力施設敷地外の対応にとどまらず、事業者と協議しつつ原子力災害の際に事業者への支援や協力として国が行うべきことの内容を検討すべきである。

○　**安定ヨウ素剤の服用に関する提言**（最終報告Ⅵ１（３）ｅ（ｃ））

現在、安定ヨウ素剤の服用については、基本的に国の災害対策本部の判断に委ねる運用となっているが、各自治体等が独自の判断で住民に服用させることができる仕組み、事前に住民に安定ヨウ素剤を配布することの是非等について、見直すことが必要である。

○　**緊急被ばく医療機関に関する提言**（最終報告Ⅵ１（３）ｅ（ｆ））

今回のようなシビアアクシデントが発生した場合においても緊急被ばく医療が提供できるよう、緊急被ばく医療機関を原子力発電所周辺に集中させず、避難区域に含まれる可能性の低い地域を選定し、そこに相当数の初期被ばく医療機関を指定しておくとともに、緊急被ばく医療機関が都道府県を超えて広域的に連携する態勢を整える必要がある。

○　**放射線に関する国民の理解に関する提言**（最終報告Ⅵ１（３）ｅ（ｇ））

個々の国民が放射線のリスクについて正確な情報に基づいて判断できるよう、すなわち、情報がないためにいたずらに不安を感じたり、逆にリスクを軽視したりすることがないよう、できる限り国民が放射線に関する知識や理解を深める機会が多く設けられる必要がある。

○　**諸外国との情報共有や諸外国からの支援受入れに関する提言**（最終報告Ⅵ１（３）ｇ（ａ）、（ｂ））

諸外国、とりわけ日本国内に多数の市民が在住する国や近隣国に対する情報提供は、我が国の国民に対するそれと同様に極めて重要であり、迅速かつ正確な情報提供ができるよう、言語の違いにも配慮した上、積極的かつ丁寧な対応が求められる。

原子力災害発生時に諸外国から支援物資の提供があった場合は、できる限り早くこれを受け入れることが、国際礼譲の点からも、国内における支援物資の必要性を迅速に満たすという点からも必要である。今後は、今回のような初期段階での混乱と不適切な対応が生じないよう、支援物資の受入態勢について、担当官庁のマニュアルや原子力事業者防災業務計画等において対応方法を定めておく必要

がある。

（5）国際的調和に関するもの

○　IAEA 基準などとの国際的調和に関する提言（最終報告Ⅵ１（７））

原子力発電の安全を確保するためには、国内外の原子力に関する知見の蓄積や技術進歩に合わせて国内の規制水準を常に最新のものとしていくことが必要である。そのためには、IAEA 等の国際基準の動向も参照して、国内基準を最新・最善のものとする不断の努力をすべきである。今回の事故への反省を踏まえて、原子力安全に関する教訓を学び、それを我が国のみならず他国での同様の事故の発生防止に資するよう、事故から得られた知見と教訓を国際社会に発信していく必要がある。また、国内基準の見直しを行う場合、それを国際基準として一般化することが有効・有益なものについては、IAEA 等の基準に反映されるように努めるなどして国際貢献を行うべきである。

（6）関係機関の在り方に関するもの

○　原子力安全規制機関の在り方に関する提言

①　独立性と透明性の確保（中間報告Ⅶ８（２）ａ）

原子力安全規制機関は、原子力安全関連の意思決定を実効的に独立して行うことができ、意思決定に不当な影響を及ぼす可能性のある組織から機能面で分離されていなければならない。新たな規制機関は、このような独立性と透明性を確保することが必要である。

新たな規制機関に対し、原子力安全に関与する組織として自律的に機能できるために必要な権限・財源と人員を付与すると同時に、国民に対する原子力安全についての説明責任を持たせることが必要である。

②　緊急事態に迅速かつ適切に対応する組織力（中間報告Ⅶ８（２）ｂ）

原子力災害の社会への影響の大きさに鑑みれば、その対応の中心となるべき原子力安全規制機関にあっては、災害発生時に迅速な活動が展開できるよう、平常時から防災計画の策定や防災訓練等を実施しておくことのみならず、緊急事態において対応に当たる責任者や関係機関に対して専門知識に基づく助言・指導ができる専門能力や、組織が有するリソースを有効かつ効率的に機能

させるマネジメント能力の涵養が必要である。

また、規制機関においては、責任を持って危機対処の任に当たることの自覚を強く持つとともに、大規模災害に対応できるだけの体制を事前に整備し、関係省庁や関係地方自治体と連携して関係組織全体で対応できる体制の整備も図った上、その中での規制機関の役割も明確にしておく必要がある。

③　国内外への災害情報の提供機関としての役割の自覚（中間報告Ⅶ８（２）ｃ）

新たな原子力安全規制機関にあっては、情報提供の在り方の重要性を組織として深く自覚し、緊急時に適時適切な情報提供を行い得るよう、平素から組織的に態勢を整備しておく必要がある。

④　優秀な人材の確保と専門能力の向上（中間報告Ⅶ８（２）ｄ）

新たな原子力安全規制機関は、優れた専門能力を有する優秀な人材を確保できるような処遇条件の改善、職員が長期的研修や実習を経験できる機会の拡大、原子力・放射線関係を含む他の行政機関や研究機関との人事交流の実施など、職員の一貫性あるキャリア形成を可能とするような人事運用・計画の検討が必要である。

⑤　科学的知見蓄積と情報収集の努力（中間報告Ⅶ８（２）ｅ）

新たに発足する原子力安全規制機関は、関連学会や専門ジャーナル（海外も含む。）、海外の規制機関等の動向を絶えずフォローアップし、規制活動に資する知見を継続的に獲得していく必要がある。また、その知見の意味するところを理解し、これを組織的に共有した上で十分に活用するとともに、その成果を組織として継承・伝達していく必要がある。

⑥　国際機関・外国規制当局との積極的交流（最終報告Ⅵ１（５））

国の行政機関の定員措置については行政機関全体の問題であることから保安院等のみに関する検討で済むものではないが、原子力安全の重要性に鑑み、新たに設置される原子力安全規制機関の定員措置については十分に考慮する必要がある。また、新設の規制機関においては、前記定員措置のほか、国際貢献を果たすにふさわしい態勢整備に努めるとともに、国際機関・外国規制当局との人的交流を担える人材の育成に努めるべきである。

⑦　規制当局の態勢の強化（最終報告Ⅵ１（５））

原子力発電の安全を確保するためには、単に発生した個別問題への対応にと

どまらず、国内外の最新の知見はもとより、国際的な安全規制や核セキュリティ等の動向にも留意しつつ、国内規制を最新・最善のものに改訂する努力を不断に継続する必要がある。原子力災害の社会への影響の大きさに鑑みれば、災害発生時に迅速かつ有効な活動が展開できるよう、平常時から防災計画の策定や防災訓練等を実施し緊急時の対応に万全を期すべきである。さらに、緊急事態において専門知識に基づく的確な助言・指導ができる専門的技術能力や、組織が有するリソースを有効かつ効率的に機能させるマネジメント能力の涵養に努めなければならない。そのためには、それにふさわしい予算・人的スタッフの在り方の検討が必要である。

○　**東京電力の在り方に関する提言**（最終報告Ⅵ１（６）ｅ）

東京電力は、原子力発電所の安全性に一義的な責任を負う事業者として、国民に対して重大な社会的責任を負っているが、津波を始め、自然災害によって炉心が重大な損傷を受ける事態に至る事故の対策が不十分であり、福島第一原発が設計基準を超える津波に襲われるリスクについても、結果として十分な対応を講じていなかった。組織的に見ても、危機対応能力に脆弱な面があったこと、事故対応に当たって縦割り組織の問題が見受けられたこと、過酷な事態を想定した教育・訓練が不十分であったこと、事故原因究明への熱意が十分感じられないことなどの多くの問題が認められた。東京電力は、当委員会の指摘を真摯に受け止めて、これらの問題点を解消し、より高いレベルの安全文化を全社的に構築するよう、更に努力すべきである。

○　**安全文化の再構築に関する提言**（最終報告Ⅵ２（８））

一旦事故が起きると、重大な事態が生じる原子力発電事業においては、安全文化の確立は国民の命に関わる問題である。我が国において、安全文化が十分に定着しているとは言い難い状況にあったことに鑑みると、今回の大災害の発生を踏まえ、事業者や規制当局、関係団体、審議会関係者などおよそあらゆる原発関係者には、安全文化の再構築を図ることを強く求めたい。

（７）継続的な原因解明・被害調査に関するもの

○　**事故原因の解明継続に関する提言**（最終報告Ⅵ２（９）ａ）

国、電力事業者、原子力発電プラントメーカー、研究機関、関連学会といった

およそ原子力発電に関わる関係者（関係組織）は、今回の事故の検証及び事実解明を積極的に担うべき立場にあり、こうした未解明の諸事項について、それぞれの立場で包括的かつ徹底した調査・検証を継続するべきである。特に国は、当委員会や国会に設置された東京電力福島原子力発電所事故調査委員会の活動が終わったことをもって、福島原発災害に関する事故調査・検証を終えたとするのでなく、引き続き事故原因の究明に主導的に取り組むべきである。とりわけ、放射線レベルが下がった段階での原子炉建屋内の詳細な実地検証（地震動の影響の検証も含む。）は必ず行うべき作業である。

○　**被害の全容を明らかにする調査の実施に関する提言**（最終報告Ⅵ２（９）ｂ）

未曽有の原子力災害を経験した我が国としてなすべきことは、「人間の被害」の全容について、専門分野別の学術調査と膨大な数の関係者・被害者の証言記録の収集による総合的な調査を行ってこれらを記録にまとめ、被害者の救済・支援復興事業が十分かどうかを検証するとともに、原発事故がもたらす被害がいかに深く広いものであるか、その詳細な事実を未来への教訓として後世に伝えることであろう。福島原発災害に関わる総合的な調査の結果を踏まえて記された「人間の被害」の全容を教訓として後世に伝えることは、国家的な責務であると当委員会は考える。「人間の被害」の調査には、様々な学問分野の研究者の参加と多くの費用と時間が必要となるだろうが、国が率先して自治体、研究機関、民間団体等の協力を得て調査態勢を構築するとともに、調査の実施についても必要な支援を行うことを求めたい。

委員長所感

当委員会として１年１か月にわたり調査・検証を行った結果は、中間報告と最終報告に記載したとおりであるが、この調査・検証を通して様々な事実を確認することができた。それらの事実から浮かび上がった問題点については、中間報告Ⅶと本最終報告Ⅵで考察を加え、それを踏まえ、原子力災害の再発を防ぎ、被害の発生・拡大を防止するための具体的施策や取組の在り方について、多くの提言を行った。

当委員会の調査・検証については、いまだ放射線量が高いため原子炉周辺への立ち入りが不可能なことなど現地調査の困難性や時間的制約等のために、起こった事故の事象そのものについても解明できていない点も残った。１号機から３号機の耐震性のほか、多数の使用済燃料が保管されている４号機の耐震性についても強い関心が寄せられているが、この点についても時間的制約から調査・検証を行うことはできなかった。

また、委員長就任当初に考えていた「再現実験」を行うこともできなかった。特に再現実験が必要と考えられるのは水位計の誤表示及び水素の発生とその漏えい経路についてである。なお、再現実験というと実物を使った大掛かりな実験を想起する人もいるが、ここで述べた再現実験とは、実験可能な材料を用いて実際の事象と等価な条件で、現象を端的に再現する小規模のものである。再現実験は、起こった事象の確認等に有用なだけでなく、これを行うことによって新たな事実や新たな視点を発見できることもあり、理解を深め、将来の有効な対応策を探る上でも極めて有用である。今後、原子力に関係する様々な組織・機関において、当委員会の調査・検証結果を参照しつつ事故の全容解明及び原因究明を継続し、真に有効な事故防止策を包括的に構築するために必要な知見を得る努力が継続されることを強く希望する。そして、その際、再現実験も行われることを期待したい。

今回の事故及びこれによる被害は現在も継続しており、今後も様々な局面で対応が必要になると思われる。その大きな課題の一つが廃炉問題である。事故を起こした福島第一原発の４基の原子炉については廃炉が決定したが、廃炉作業は少なくても数十年以上かかると考えられている。廃炉にはこれまでになかった新しい技術が必要となり、長期間にわたり有能な技術者を養成し供給し続けることが必要となる。また、廃炉作業に携わる作業員の安全確保、地域の問題なども重要な課題である。事故処理が終わって事故が完全に終息したと言えるようになるまで、政府を始めとした関係機関が継続的に廃炉作業の監視を行わなければならない。

また、放射線の影響は今後長期間にわたって継続すると考えられる。被害の実情を踏まえた被害者の救済・復興支援のための取組を、政府を挙げて進めるべきである。放射線による被害が実際にどのような影響を生ずるかなどについては、相当長期間の観察を経なければ確認が困難である。当委員会は、事故による被害の実情やこれに対する対策も調査・検証の対象としているが、時間的制約から、取り上げることのできなかった項目も少なくない。このような被害の状況やこれに対する対応についても、当委員会の調査・検証をもって終わりとせず、政府を始めとした関係機関が継続的に調査・検証を行っていくことを強く希望する。

以上のような限界はありながらも、当委員会は、1 年余りの作業の中で、事故と被害の経緯を相当程度明らかにすることができたと考える。今回の事故で様々な知見が得られたが、これらの知見は、原子力に限らず、様々な技術を社会生活の中で活用するとき、それによる事故や被害を防止する上でも有用なものとなろう。

今回の事故で得られた知見を、他の分野にも適用することができ、100 年後の評価にも耐えるようにするためには、これを単なる個別の分野における知見で終わらせず、より一般化・普遍化された知識にまで高めることが必要である。そのような知識は、後々の我々社会が新たな技術との共存を図っていく上で重要な参考になるものである。以下、福島原発事故という未曽有の災害についての調査・検証を締めくくるに当たり、今回の事故からどのような知識が得られるかについて整理し、その主なものを示しておくこととしたい。

（1）あり得ることは起こる。あり得ないと思うことも起こる。

今回の事故の直接的な原因は、「長時間の全電源喪失は起こらない」との前提の下に全てが構築・運営されていたことに尽きる。しかし、本来は「あり得ることは起こる」と考えるべきである。当委員会が中間報告を取りまとめた後の平成 24 年 2 月に海外の専門家を招いて開催した国際会議においてフランスの専門家などから、原子力発電分野では“ありそうにないことも起こり得る（improbable est possible）、と考えなければならない”と指摘された。どのようなことについて考えるべきかを考える上で最も重要なことは、経験と論理で考えることである。国内外で過去に起こった事柄や経験に学ぶことと、あらゆる要素を考えて論理的にあり得ることを見付けることである。発生確率が低いということは発生しないということではない。発生確率の低いものや知見として確立していないものは考えなくてもよい、対応しなくてもよいと考えるこ

とは誤りである。

さらに、「あり得ないと思う」という認識にすら至らない現象もあり得る、言い換えれば「思い付きもしない現象も起こり得る」ことも併せて認識しておく必要があろう。

（2）見たくないものは見えない。見たいものが見える。

人間はものを見たり考えたりするとき、自分が好ましいと思うものや、自分がやろうと思う方向だけを見がちで、見たくないもの、都合の悪いことは見えないものである*。東京電力の自然災害対策において、津波に対する AM 策を整備していなかったことや、複数の原子炉施設が同時に全電源喪失する事態への備えがなかったことにも、このような人間の心理的影響が垣間見える。このようなことを防ぐには、自分の利害だけでなく自分を取り巻く組織・社会・時代の様々な影響によって自分の見方が偏っていることを常に自覚し、必ず見落としがあると意識していなければならない。

このことは、当委員会の報告書についても当てはまる。当委員会が公表した報告書は福島原発事故の全貌を明らかにしたものではなく、あくまで事故の事実解明への一里塚に過ぎない。今後、福島原発事故の原因究明に努力する人々によって、見落としや誤りがないか事後点検がなされ、これを踏まえて更に事実解明と事故防止に向けた努力が継続されることを要望する。

＊　ユリウス・カエサルは、部下の総督代理サビヌスがガリアのウェネティ族に仕掛けた計略が奏功したことを描写した『ガリア戦記』第 3 巻 18 において、fere libenter homines id quod volunt credunt（人間は自分たちが望んでいることを大抵勝手に信じてしまう）と記した。このフレーズが、「人は自分の見たいものしか見ない」又は「人は見たいと欲するものしか見ない」などと意訳され、カエサルの格言とされるようになった。

（3）可能な限りの想定と十分な準備をする。

可能な限りの想定と十分な準備をすることが重要である。さらに、思い付きもしないことが起こり得る可能性を否定せず、最悪の事態に至らないような備えをしておくことが必要である。今回の事故では、調査の結果、地震に対する備えは相当程度行われており、地震自体によって重要設備が機能を喪失したことは確認できていないが、想定を超える津波に襲われた場合の備えがなかったために対応できず、大事故に至ったと考えられる。確立していないものであっても新たな知見を受け入れて津波の想定

を見直し、それに対して十分な準備がしてあれば、又は予期せぬ事態の出来に備え十分な準備がしてあれば、今回のような大事故には至らなかった可能性がある。

後から考えてこのようなことを言うのは容易であるが、まだ起こっていない時にこのような考え方をするのは非常に難しい。しかし、設計段階など過去のある時点での想定にとらわれず、常に可能な限り想定の見直しを行って事故や災害の未然防止策を講じるとともに、これまで思い付きもしない事態も起こり得るとの発想の下で十分な準備をすることが必要である。

（4）形を作っただけでは機能しない。仕組みは作れるが、目的は共有されない。

事業者も規制関係機関も地方自治体も、それぞれの組織が形式的には原発事故に対応する仕組みを作っていた。しかし、いざ事故が起こるとその対応には不備が散見された。それは組織の構成員がその仕組みが何を目的とし、社会から何を預託されているかについて十分自覚していなかったためと考えられる。各構成員が何をしなければいけないかを自分の問題として自覚している状態を作らなければ、仕組みを作っても全体としては機能しない。目的が共有されないからである。緊急時のために構築されたSPEEDIのシステムが避難に活用されなかったのは正にこの例である。

構成員全員が目的を共有するには、それぞれが社会から何を預託され、自分が全体の中でどこにいるのか、また自分の働きが全体にどのような影響を与えるかを常に考えているような状態を作らなければならない。その状態を更に維持するためには教育と訓練が必要である。社会がそれぞれの構成員に預託している事柄をきっちり自覚できるような社会運営をしなければならない。

（5）全ては変わるのであり、変化に柔軟に対応する。

与条件を固定して考えると、詳細にしかも形の上では立派な対応ができる。しかし、与条件は常に変化するものであり、常に変化に応じた対応を模索し続けなければ実態に合わなくなる。例えば、地震や津波についての調査研究が進展し、福島県沖について、従来考えられていたものより大規模な地震・津波が発生する可能性を指摘する見解もあらわれていた。関係者も、このような新たな見解をキャッチし、それなりの対応を講じてはいたが、災害の未然防止という観点からは結果的に十分な対応を講じるには至らなかった。今後、このような事態を生じさせないためには、全ての事柄が変

化すると考え、細心の注意を払って観察し、外部の声に謙虚に耳を傾け、適切な対応を続ける以外にない。

（6）危険の存在を認め、危険に正対して議論できる文化を作る。

危険が存在することを認めず、完全に排除すべきと考えるのは一見誠実な考え方のようであるが、実態に合わないことがままある。どのような事態が生ずるかを完全に予見することは何人にもできないにもかかわらず、危険を完全に排除すべきと考えることは、可能性の低い危険の存在をないことにする「安全神話」につながる危険がある。原子力発電は極めてエネルギー密度が高く、元来危険なものであるにもかかわらず、社会の不安感を払拭するために危険がないものとして原子力利用の推進が図られてきたことは否定できない。原子力防災マニュアルが今回のような大規模な災害に対応できるものとはなっておらず、事前の防災訓練も不十分であったなど、原子力防災対策が不十分であったことの背景に、我が国の原子力発電所では大量の放射性物質が飛散するような重大な事故は起きないという思い込みがあったことは否定できない。

危険の存在を認めなければ､考え方が硬直化して実態に合わなくなるばかりでなく、真に必要な防災・減災対策を取ることができなくなる。危険を完全に排除しようとするために余計なコストを抱え込むことになったり、危険が顕在化してしまった後の被害の拡大を防止し影響を緩和するための減災対策を議論し、実施することができなくなる。原子力に限らず、危険を危険として認め、危険に正対して議論できる文化を作らなければ、安全というベールに覆われた大きな危険を放置することになる。

このように考えると、一つの物事を見るとき、それのもたらす利便と危険の二つを同時に正視し、それらのバランスを考慮して判断することが必要となる。その時、対立する考えを否定し、真の討論を行わずに一方の考えのみで物事を処すれば、最悪の道をたどることになる。今回の大事故は我々日本人に考え方を変えることを求めている。

（7）自分の目で見て自分の頭で考え、判断・行動することが重要であることを認識し、そのような能力を涵養することが重要である。

頼りとするマニュアルがないような想定外の事故・災害に対処するには、それに関与する人々がそれぞれ入手した情報からあらゆる可能性を考えて、いかに対処すべき

か判断し、行動しなければならない。今回の事故対応では不適切な対応が多々あったが、他方、例えば周囲にあった自動車のバッテリーをかき集めて応急の電源として計測器を動かし、必要最小限のデータを収集するなど、臨機の工夫と判断で事態を打開するための努力がなされた例も多い。そのような対応は、関与した人たちが、実現したい事柄に向けて自ら考え、判断し、行動することによって可能になったものである。頼りとなるものがない状況で最善な行動を可能とするには、自ら考えて事態に臨む姿勢と柔軟かつ能動的な思考が必要である。平時からこのような資質や能力を高める組織運営を行うとともに、教育や訓練を行っておくことが重要である。

今回の福島原発事故は人間の歴史の中でも際立った大事故である。津波による浸水後に発電所内で起こったことは、我が国の原子力発電関係者がこれまでに遭遇したことがない事象の連続であり、発電所で事故対処に当たった関係者の身を賭した活動がなければ、事故は更に拡大し、現在よりはるかに広範な地域に放射線物質が飛散したかもしれなかった。中間報告及び本最終報告で述べたとおり、個々の事象への対処には不適切なものがあったことは否めないが、他方で、現場作業に当たった関係者の懸命の努力があったことも是非ここに記しておきたい。

原子力発電所の事故は、事故発生から廃炉作業などの必要な措置が終了して真に事故が終息したと言えるまで、非常に長い期間を必要とするだけでなく、飛散した放射性物質によってその周囲に生活していた人々を全く理不尽にその場所から引きはがし、広範な地域において人間の生活と社会活動を破壊してしまう恐ろしいものである。現に、福島県の十万人以上に上る人々が避難を余儀なくされているなど、多数の人々が現在もこの事故の被害を受け、国民生活にも大きな影響が続いている。世界の人々も、今回の事故に強い衝撃と不安を感じた。我々は、この事故を通じて学んだ事柄を今後の社会運営に生かさなければならない。この事故は自然が人間の考えに欠落があることを教えてくれたものと受け止め、この事故を永遠に忘れることなく、教訓を学び続けなければならない。

平成 24 年 7 月 23 日

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
委員長　畑村　洋太郎

最　終　報　告

（資料編）

平成２４年７月２３日

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

目　　次

第Ⅱ章資料

資料Ⅱ－１－１　主要施設、設備の被害状況に関する検証結果報告　1

資料Ⅱ－１－１－１　1 号機原子炉水位　227

資料Ⅱ－１－１－２　1 号機原子炉圧力　228

資料Ⅱ－１－１－３　1 号機原子炉圧力容器温度　229

資料Ⅱ－１－１－４　1 号機ベッセル・ボトム温度　230

資料Ⅱ－１－１－５　1 号機 D/W 圧力　231

資料Ⅱ－１－１－６　1 号機 D/W HVH 廻り温度　232

資料Ⅱ－１－１－７　1 号機格納容器雰囲気監視系放射線モニタ　233

資料Ⅱ－１－１－８　1 号機排気筒放射線モニタ　234

資料Ⅱ－１－１－９　モニタリングポスト（MP）の線量　235

資料Ⅱ－１－１－10　起動用 LOCA 信号が発されるまでの流れ　238

資料Ⅱ－１－１－11　1 号機主蒸気流量、APRM 出力　240

資料Ⅱ－１－１－12　1 号機 D/W 圧力、D/W 温度、S/C 圧力及び S/C 水温　241

資料Ⅱ－１－１－13　1 号機 PLR ポンプ(A)(B)入口温度　242

資料Ⅱ－１－１－14　1 号機非常用復水器タンク入口圧力　243

資料Ⅱ－１－１－15　1 号機非常用復水器タンク水位　244

資料Ⅱ－１－１－16　1 号機非常用復水器タンク水温　245

資料Ⅱ－１－１－17　1 号機 HPCI タービン入口圧力　246

資料Ⅱ－１－１－18　1 号機 HPCI に関連する電源の概要　247

資料Ⅱ－１－１－19　2 号機原子炉水位・原子炉圧力　248

資料Ⅱ－１－１－20　2 号機原子炉圧力容器温度　249

資料Ⅱ－１－１－21　2 号機格納容器窒素圧力　250

資料Ⅱ－１－１－22　2 号機ドライウェルクーラ HVH 温度　251

資料Ⅱ－１－１－23　2 号機格納容器雰囲気放射線モニタ　252

資料Ⅱ－１－１－24　2 号機 SR 弁の動作　253

資料Ⅱ－１－１－25　2 号機 PLR ポンプ入口温度　254

資料Ⅱ－１－１－26　2 号機主蒸気流量、APRM 出力　255

資料Ⅱ－１－１－27　2 号機 D/W 内床ドレンサンプ液位　256

資料Ⅱ－１－１－28　2 号機非常用ガス処理系排ガス放射線モニタ　257
資料Ⅱ－１－１－29　2 号機 S/C 水位　258
資料Ⅱ－１－１－30　2 号機冷却水による S/C 水温の低下　259
資料Ⅱ－１－１－31　2 号機 RCIC ポンプ吐出流量等　260
資料Ⅱ－１－１－32　2 号機 RCIC ポンプ吐出圧力等　261
資料Ⅱ－１－１－33　2 号機 HPCI に関連する電源の概要　262
資料Ⅱ－１－１－34　3 号機原子炉水位　263
資料Ⅱ－１－１－35　3 号機原子炉圧力容器温度　264
資料Ⅱ－１－１－36　3 号機格納容器窒素圧力　265
資料Ⅱ－１－１－37　3 号機格納容器空調機供給空気温度　266
資料Ⅱ－１－１－38　3 号機格納容器雰囲気放射線モニタ　267
資料Ⅱ－１－１－39　3 号機主排気筒放射線モニタ　268
資料Ⅱ－１－１－40　3 号機 SR 弁の動作　269
資料Ⅱ－１－１－41　3 号機主蒸気流量、APRM 出力　270
資料Ⅱ－１－１－42　3 号機 PLR ポンプ入口温度　271
資料Ⅱ－１－１－43　3 号機アラームタイパ　272
資料Ⅱ－１－１－44　3 号機原子炉水位・原子炉圧力　273
資料Ⅱ－１－１－45　3 号機当直引継日誌　275
資料Ⅱ－１－１－46　3 号機原子炉圧力　276
資料Ⅱ－１－１－47　3 号機 SR 弁の構成　277
資料Ⅱ－１－１－48　3 号機原子炉圧力　278
資料Ⅱ－１－１－49　3 号機非常用ガス処理系放射線モニタ　279
資料Ⅱ－１－１－50　3 号機 S/C 水位　280
資料Ⅱ－１－１－51　3 号機原子炉圧力・D/W 圧力の解析結果　281
資料Ⅱ－１－１－52　3 号機格納容器温度　282
資料Ⅱ－１－１－53　3 号機原子炉水位と RCIC　283
資料Ⅱ－１－１－54　3 号機原子炉水位、RCIC ポンプ吐出圧力等　284
資料Ⅱ－１－１－55　1 号機現場対処及び計装機器が示す指示値の推移　285
資料Ⅱ－１－１－56　2 号機現場対処及び計装機器が示す指示値の推移　286
資料Ⅱ－１－１－57　3 号機現場対処及び計装機器が示す指示値の推移　287
資料Ⅱ－１－２　原子炉圧力計の誤差　289

資料Ⅱ－１－３　原子炉水位計の誤差　290
資料Ⅱ－２－１　1 号機及び 3 号機の水素ガス爆発映像　293
資料Ⅱ－２－２　1 号機 R/B5 階の損傷状況　294
資料Ⅱ－２－３　R/B 内における主な水素発生原因　295
資料Ⅱ－２－４　1 号機における水素発生量　296
資料Ⅱ－２－５　格納容器から水素が漏えいした可能性のある箇所　297
資料Ⅱ－２－６　2 号機 R/B5 階の損傷状況　299
資料Ⅱ－２－７　福島第一原子力発電所構内における地震観測記録計設置箇所　301
資料Ⅱ－２－８　3 号機 R/B の損傷状況　311
資料Ⅱ－２－９　3 号機及び 4 号機における水素発生量　315
資料Ⅱ－２－10　4 号機 R/B の損傷状況　317
資料Ⅱ－２－11　3 号機から 4 号機への水素が流入した可能性のある経路　320
資料Ⅱ－３－１　福島第一原子力発電所 5 号機及び 6 号機における冷温停止までの流れ（概要）　323
資料Ⅱ－３－２　福島第一原子力発電所 5 号機及び 6 号機の原子炉水位図　324
資料Ⅱ－３－３　福島第一原子力発電所 5 号機及び 6 号機の電源復旧等の概略図　325
資料Ⅱ－３－４　福島第一原子力発電所 5 号機の設備構成の概要　326
資料Ⅱ－３－５　福島第一原子力発電所 6 号機の設備構成の概要　327
資料Ⅱ－４－１　福島第一原子力発電所内外の電気設備　328
資料Ⅱ－４－２　福島第一原子力発電所配置図　329
資料Ⅱ－４－３　福島第一原子力発電所内外の電気設備の主な被害状況　330
資料Ⅱ－４－４　新福島変電所の主な被害状況　331
資料Ⅱ－４－５　福島第一原子力発電所の外部電源復旧の検討状況（1 号機から 4 号機の外部電源復旧の検討内容①－3 月 12 日昼頃まで－）　332
資料Ⅱ－４－６　福島第一原子力発電所の外部電源復旧の検討状況（1 号機から 4 号機の外部電源復旧の検討内容②－3 号機 R/B 爆発まで－）　333

資料Ⅱ－４－７　福島第一原子力発電所の外部電源復旧状況
（1 号機及び 2 号機の外部電源復旧－東電原子力線活用－）334
資料Ⅱ－４－８　福島第一原子力発電所の外部電源復旧状況
（3 号機及び 4 号機の外部電源復旧－夜の森・大熊接続線
活用－）335
資料Ⅱ－４－９　福島第一原子力発電所の外部電源復旧状況
（5 号機及び 6 号機の外部電源復旧－夜の森線 2L 活用－）336
資料Ⅱ－４－10　福島第一原子力発電所の外部電源復旧状況
（7 月までに実施された外部電源安定化策）337
資料Ⅱ－５－１　福島第二原子力発電所における冷温停止までの流れ（概要）339
資料Ⅱ－５－２　福島第二原子力発電所設備 341
資料Ⅱ－５－３　福島第二原子力発電所配置図 342
資料Ⅱ－５－４　福島第二原子力発電所 1 号機から 4 号機の設備構成の概要
343
資料Ⅱ－５－５　福島第二原子力発電所内外の電気設備概要 344
資料Ⅱ－５－６　福島第二原子力発電所における津波の調査結果
（浸水高、浸水深及び浸水域）345
資料Ⅱ－５－７　福島第二原子力発電所における非常用 DG、M/C 及び
P/C の被害状況 346
資料Ⅱ－５－８　福島第二原子力発電所 1 号機から第 4 号機の海水熱交換器
建屋の浸水状況 347
資料Ⅱ－５－９　福島第二原子力発電所 1 号機から 4 号機の原子炉水位図 353
資料Ⅱ－５－10　福島第二原子力発電所における組織体制 354
資料Ⅱ－５－11　福島第二原子力発電所緊急時対策室のレイアウト 355
資料Ⅱ－５－12　福島第二原子力発電所 1 号機「MSIV 原子炉水位低（L－2）」
記録の発生メカニズム 356
資料Ⅱ－５－13　福島第二原子力発電所 1 号機～4 号機の
RHR 運転モード概要図 357

参考資料
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　活動年表 359

東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会の開催について　361
東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会事務局の設置に関する規則　362
東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会の体制　363
東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会事務局専門家(政策・技術調査参事)名簿　364
東東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会運営要領　365
非公表とする必要のある資料・情報の取扱い等について　367
ヒアリングの方法等について　368
第 8 回委員会（平成 24 年 2 月 24 日、25 日）における国際専門家の意見・助言要旨　370

略語表・英略語表　375

This page intentionally left blank.

資料Ⅱ-1-1

主要施設、設備の被害状況に関する検証結果報告

目　次

第１　はじめに・・・

第１　はじめに

① 福島第一原子力発電所（以下「福島第一原発」という。）の各号機の主要な施設・設備については、いまだ原子炉建屋（以下「R/B」という。）及びその周辺の放射線量が高く、また、R/B には高線量の汚染水が蓄積していることなどから、その詳細を直接確認することが極めて困難である。しかし、主要な施設・設備を直接視認できなくとも、その被害発生時期、被害の程度その他の被害状況について、事故当時の客観的な資料等からある程度推測することは可能であるし、仮にこれらの施設・設備を直接視認したとしても、被害が生じた時期や原因等については直接確認できず、結局、事故当時の客観的な資料等から推測するよりほかにない。

そこで、当委員会は、事故当時のプラント関連パラメータ、アラームタイパ、過渡現象記録装置データ、記録計チャート及びメモ書きその他の客観的な資料を精査するとともに、東京電力株式会社（以下「東京電力」という。）、プラントメーカー及び独立行政法人原子力安全基盤機構（以下「JNES」という。）その他の関係者から詳細なヒアリングを実施するなどして、特に 1~3 号機について、主要な施設・設備の被害状況を可能な限り解明するための調査を進めた。

② 調査対象とした主要な施設・設備には、原子炉圧力容器（以下「圧力容器」という。）、原子炉格納容器（以下「格納容器」という。）のほか、非常用復水器（IC）、原子炉隔離時冷却系（RCIC）及び高圧注水系（HPCI）といった冷却・注水用設備がある。

これらの施設・設備に、その機能に影響を及ぼさないような軽微な損傷が生じたとしても、原子炉圧力、原子炉水位等のプラント関連パラメータ上、明確な兆候が現れるわけではないし、現場対処を行う者も、損傷が生じているとの認識を持たないことが多いと考えられる。また、この程度の損傷にとどまる限りは、冷温停止に向けた現場対処の上でさしたる影響がない。そこで、当委員会は、これらの施設・設備の被害状況については、その機能に影響を及ぼすような損傷が生じたか否かという観点から、そのような損傷の有無、程度及び時期等を、できるだけ動態的に捉えるよう努めた。

そのため、ある時点で、主要な施設・設備の機能に影響を及ぼさない程度の軽微な亀裂、ひび割れ等の損傷が生じ、その後に高温、高圧状態下にさらされるなどの影響を受けて、当該亀裂、ひび割れ等が大きくなり、結果としてその機能に影響を及ぼすような損傷が生じた場合、被害の発生時期としては、機能に影響を及ぼすような損傷が生じた時点を捉えることになるが、これは、そのような軽微な損傷が生じた時期を特定する趣旨ではないので念のため付言しておく。

③ 以下では、本検証の過程及び結果を可能な限り明らかにするため、まず、各号機に分けた上で、圧力容器、格納容器及び冷却・注水設備ごとに、その被害状況を論じることとした。さらに、各施設・設備につき、まず、時系列に沿って、ある時点からある時点までの間の損傷可能性の有無、程度等を述べた上で、その根拠となった事実を掲げ、最後に、小括として被害状況をまとめて論じることとした。

第２　１号機の主要施設・設備の被害状況に関する検討[*1]

１　圧力容器

(1)　地震発生後、津波到達までの間、圧力容器又は計装配管を含む貫通配管、これらと圧力容器の接合部、主蒸気逃し安全弁（以下「SR 弁」という。）[*2] のフランジガスケット部その他の圧力容器周辺部（以下「圧力容器又はその周辺部」という。）に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じた可能性は否定されること

ａ　原子炉水位、原子炉圧力、原子炉圧力容器温度の挙動との関係

①　１号機の過渡現象記録装置データ[*3] によれば、１号機の原子炉水位は、地震発生後、津波到達までの間、広帯域及び狭帯域を計測する複数の原子炉水位計によって計測されているが、そのいずれにおいても、原子炉スクラム直後のボイド効果や IC の作動状況に応じて原子炉水位に増減が認められるものの、一定の原子炉水位が保たれており[*4]、少なくとも原子炉水位を保持できなくなるような大きな損傷を窺わせる原子炉水位の急激な低下は認められない。

②　１号機の記録計チャート[*5] 及び過渡現象記録装置データ[*6] によれば、１号機の原子炉圧力は、地震発生後、津波到達までの間、IC の作動状況に応じて増減はあるものの、IC の作動停止によって 7MPa gage 程度まで上昇する

---

*1　１号機タービン建屋（以下「T/B」という。）には、T/B の屋上を取り囲むように「パラペット」と呼ばれるコンクリート壁が設けられている。パラペットの高さは、東側が T/B 最上部から約 880mm、西側が T/B 最上部から約 550mm で（T/B 屋根は、西側から東側に向けてやや下がり勾配となっている。）、パラペットは T/B 最上部と鉄筋で接合している。

地震発生直後、津波到達までの間、１号機 T/B 最上部の北東角付近のパラペットを中心に、T/B 東側壁面の一部を含め、表面塗装及び一部コンクリートが剥落する損傷箇所が確認されており、これは、地震動の影響による損傷と認められる。上記損傷は、パラペットのみならず、T/B 外壁の一部にも及んでいるが、T/B は耐震クラス B（これに対し、R/B は耐震クラス S）であり、今回の東北地方太平洋沖地震の規模であれば、T/B にこの程度の損傷が生じることは予想外とは言えないと思われる。T/B は、主として、柱、梁、耐震壁、床によって耐震性を確保しており、パラペットによって T/B が支持されているわけではない以上、パラペットの破損によって T/B の耐震性に影響を及ぼすことはない。上記損傷は、表面塗装やコンクリートの一部が剥落したのみで建屋内部が露出するようなものではなく、他の T/B 外壁部分にも損傷箇所は確認されていないことから、T/B の閉じ込め機能に影響を及ぼすほどの損傷ではなかったと考えられる。

なお、目視確認の結果、１号機 R/B 並びに他号機 R/B 及び T/B には、同様の損傷は確認されていない。

*2　本章でいう SR 弁には、バネ圧によって開状態となる安全弁機能及びドライウェル（以下「D/W」という。）吹き出し機能のみを有する安全弁を含むものとする。

*3　資料Ⅱ-1-1-1 参照。

*4　１号機の過渡現象記録装置データには停止域水位計に関するデータも記録されており、他の水位計と異なる挙動を示しているものの、停止域水位計は、定期検査中、原子炉内が大気圧と等圧であって、炉内循環がなされていない場合の計測に用いることが予定されているものであって、原子炉圧力が大気圧の数十倍程度で運転中やスクラム直後の原子炉水位を計測するものではないから、停止域水位計の指示値は、運転中やスクラム直後の原子炉水位を示すものとしては信用できない。

*5　資料Ⅱ-1-1-2 参照。

*6　資料Ⅱ-1-1-2 参照。

など、一定の圧力が保たれており、少なくとも、その閉じ込め機能を大きく損なうような損傷を窺わせる圧力の急激な低下は認められない。

③　1 号機の記録計チャート[*7]によれば、地震発生後、津波到達までの間、原子炉圧力容器温度のうち、ベッセル・ダウンカマ温度[*8]が 180 ℃程度まで低下している。これらの温度計が設置された場所は、圧力容器下部のバッフル板のやや上方であり、同所は、IC の戻り水がダウンカマ部に戻った際に影響を受けやすい部分であることから、比較的低温の IC 戻り水によって水温が低下したと考えて矛盾はない。

また、1 号機の記録計チャート[*9]によれば、制御棒駆動系（CRD）ハウジング上部温度[*10]がいずれも 160 ℃程度まで急上昇している。これらは、原子炉スクラム後、CRD ハウジング上部にある 50~60 ℃程度の冷水が、圧力容器内の熱い水と混然一体となり、温度が上昇したものと考えられる。

また、1 号機の記録計チャート[*11]によれば、ベッセル・ボトム温度[*12]が 140 ℃程度まで低下している。これは、原子炉再循環系（PLR）ポンプが停止して冷水が圧力容器底部に滞留するともに、原子炉スクラム時に CRD ハウジング側から冷水が流入したこと等によって水温が低下したと考えて矛盾はない。

さらに、1 号機の記録計チャート[*13]によれば、ベッセル・ボトム温度[*14]は、地震発生後 140 ℃程度まで下降した後、平成 23 年 3 月 11 日 15 時 20 分頃から上昇傾向に転じて 160 ℃程度まで上昇しているが、IC の作動状況に伴う温度の変化と考えて矛盾はない。

---

*7　資料Ⅱ-1-1-3 参照。

*8　1 号機記録計チャート（資料Ⅱ-1-1-3）中の№ 11~13 までの温度を指す。もっとも、平成 13 年の定期検査後の原子炉起動時、福島第一原発は、№ 11 として指示されるはずのベッセル・ダウンカマ 15 °にある温度計（TE-263-69G1）が指示不良であったため、この温度計のケーブルを記録計から取り外しただけではなく、この記録計と、№ 12 として指示されるベッセル・ダウンカマ 130 °にある温度計（TE-263-69G2）と接続する記録計との間をケーブルで接続し、それ以降、指示不良に係る温度計（TE-263-69G1）の交換をしないまま放置していた。このことは、定期検査時の記録にその旨記載していたものの、十分な共有が図られていなかった。その結果、平成 23 年 3 月 11 日当時においても、記録計チャート上、№ 11 として指示される値は、ベッセル・ダウンカマ 15 °にある温度計ではなく、ベッセル・ダウンカマ 130 °にある温度計で計測されたものとなり、№ 12 として指示される値と同一となっていた。

なお、東京電力において、1~3 号機の記録計チャート中に記録される計装機器の中に同様の結線がなされていないか確認したところ、上記以外に、1 号機記録計チャート（資料Ⅱ-1-1-3）中の№ 3 及び 4、すなわち、1 号機のベッセル・ビロウ・ウォーター・レベル温度を計測する 2 つの温度計（TE263-69C1、TE263-69C3）が結線され、同一の検出器で計測されていたが、その他には同様の結線はなされていなかったことが確認されている。

*9　資料Ⅱ-1-1-3 参照。

*10　1 号機記録計チャート（資料Ⅱ-1-1-3）中の№ 20 及び 21 の温度を指す。

*11　資料Ⅱ-1-1-4 参照。

*12　1 号機記録計チャート（資料Ⅱ-1-1-4）中の№ 4 及び 5 の温度を指す。

*13　資料Ⅱ-1-1-4 参照。

*14　1 号機記録計チャート（資料Ⅱ-1-1-4）中の№ 4 及び 5 の温度を指す。

その他、1 号機の記録計チャートが示す圧力容器内の合計 20 系統の温度計の計測値を見ても、地震発生後、津波到達までの間、圧力容器又はその周辺部の破損、水位低下、炉心露出による急激な温度変化を示す兆候は認められない。

b　ドライウェル圧力及びドライウェル温度の挙動との関係

① 1 号機の記録計チャート[*15]によれば、1 号機のドライウェル（以下「D/W」という。）圧力は、地震発生後、津波到達までの間、2kPa 余りの上昇が認められるにとどまり、その上昇は、後記②記載のとおり、格納容器空調系（以下「HVH」という。）が外部電源喪失によって機能停止して格納容器温度が上昇したためと考えられる。

仮に圧力容器又は主蒸気配管、PLR 配管その他の貫通部配管等から蒸気が漏えいしていた場合には、このような僅かな圧力上昇にとどまるとは考え難い。

② 1 号機の記録計チャート[*16]によれば、地震発生後、津波到達までの間、1 号機の D/W　HVH 廻り温度として、合計 15 か所において D/W 内温度を計測しており、D/W 内の構造物等の影響で計測場所によって 30~40 ℃程度の開きがあるが、最も温度上昇が認められるものでも、HVH 供給吸気温度が 30~40 ℃程度上昇しただけであり、その他の指示計を見ても、急激な温度上昇は認められない。

この HVH 供給吸気温度の上昇については、地震発生前は HVH が作動しており、その供給吸気口付近の冷気温度を計測していたために 20 ℃を下回っていたが、地震発生後に HVH が機能停止したため、HVH 入口部の冷気が、周囲の高温雰囲気と混和して温度上昇に至ったものと考えられ、特に圧力容器側からの蒸気漏えいを疑わせるものではない。

③ JNES が平成 23 年 12 月 9 日に公表した「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」[*17]によると、再循環ラインから漏えい面積 3 ㎠の液相漏えいを仮定した場合、再循環ラインの A 系及び B 系のいずれから漏えいしたとしても、IC（A 系）のみ作動させた同年 3 月 11 日 15 時 17 分頃以降、IC の起動・停止を、実挙動と思われる合計 3 回を超えて繰り返さなければ原子炉圧力を 6.0~7.0MPa　gage 程度に保つことができず、原子炉水位に至っては、漏えいにより低下して次第に実測データとかい離していく状況が認められる。

また、主蒸気ライン又は IC 配管から漏えい面積 3 ㎠の気相漏えいを仮定した場合、原子炉圧力の低下が大きいため、原子炉圧力の上昇速度が実測データよりも明らかに小さくなる状況が認められる。

---

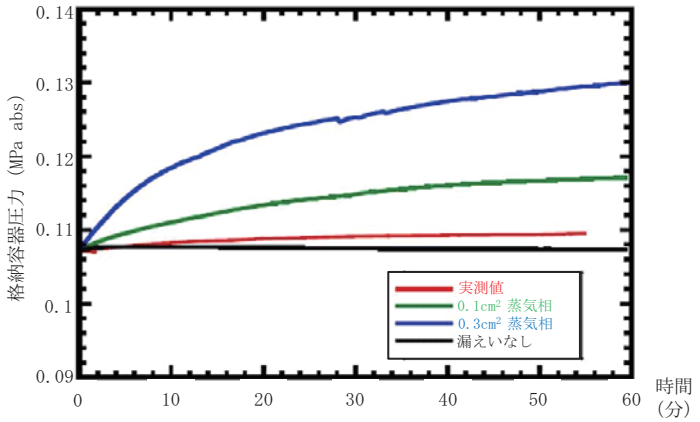
*15　資料Ⅱ-1-1-5 参照。
*16　資料Ⅱ-1-1-6 参照。
*17　平成 24 年 3 月 27 日に一部改訂されている。

さらに、IC 配管からの漏えい面積 3 ㎠の液相漏えいを仮定した場合、IC での蒸気凝縮量が増え、原子炉圧力の低下が実測データよりも明らかに大きくなる。

したがって、これら漏えい面積 3 ㎠の漏えいを仮定した場合には、いずれも実測データを再現できなかったことが明らかである。しかし、JNES の上記報告によれば、再循環ラインや主蒸気ラインから漏えい面積 0.3 ㎠以下の液相・気相漏えいを仮定した場合には、原子炉圧力や原子炉水位の実測データとの差はほとんど無かったとされる。

④　他方で、圧力容器又はその周辺部から格納容器側へ漏えいが生じた場合には、原子炉圧力や原子炉水位のみならず、D/W 圧力にも影響を及ぼすと考えられる。

この点、まず、JNES が平成 24 年 2 月 1 日に報告した「福島第一原子力発電所 1 号機冷却材微小漏えい時の格納容器圧力・温度の挙動について」によると、MELCOR 解析を用いて、圧力容器から格納容器への漏えい面積を 0.3 ㎠、0.1 ㎠と仮定した D/W 圧力の解析を実施した結果、実測の D/W 圧力の変化に対し、蒸気相漏えいの場合にはそれぞれ約 9.7 倍、約 4.2 倍の圧力上昇を示した（図表 1 参照）。

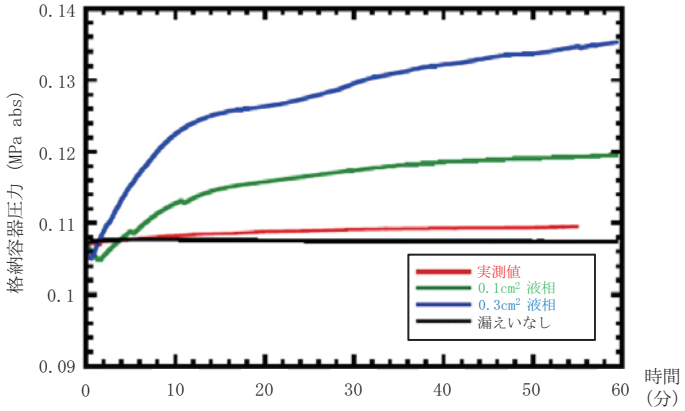


図表1 漏えい面積0.3cm²、0.1cm²の格納容器圧力の変化（蒸気相漏えいの場合）

独立行政法人原子力安全基盤機構「福島第一原子力発電所１号機冷却材微小漏えい時の格納容器圧力・温度の挙動について」（東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する意見聴取会第7回資料4）（平成24年2月1日）を基に作成

また、上記報告によれば、液相漏えいの場合についても、MELCOR 解析を用いて、圧力容器から格納容器への漏えい面積を 0.3 ㎠、0.1 ㎠と仮定した D/W 圧力の解析を実施した結果、実測の D/W 圧力の変化に対し、それぞ

れ約 12 倍、約 5.3 倍の圧力上昇を示した（図表 2 参照）。

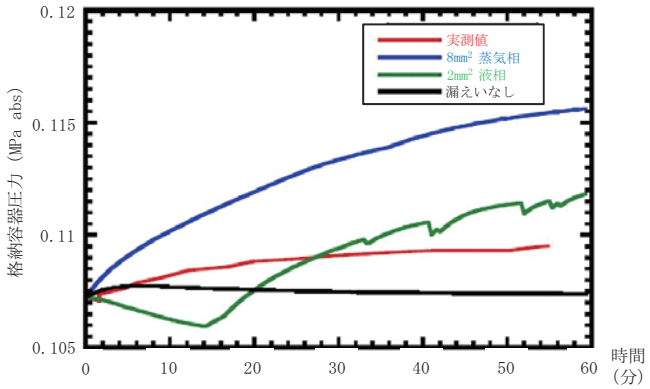


図表2 漏えい面積0.3cm²、0.1cm²の格納容器圧力の変化（液相漏えいの場合）

独立行政法人原子力安全基盤機構「福島第一原子力発電所１号機冷却材微小漏えい時の格納容器圧力・温度の挙動について」（東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する意見聴取会第7回資料4）（平成24年2月1日）を基に作成

すなわち、圧力容器から格納容器への漏えい面積を 0.3 ㎠、0.1 ㎠と仮定すると、D/W 圧力の実測値を整合的に再現するには至らなかった。

さらに、上記報告によれば、福島第一原子力発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）第 31 条で定める運転上許容された「不明確な箇所からの漏えい率」の上限である漏えい率 0.23 ㎥/h 相当の冷却材漏えいとなる漏えい面積 *18 を仮定した D/W 圧力の解析を実施した。その結果、実測の D/W 圧力の変化に対し、蒸気相漏えいの場合には約 3.6 倍の圧力上昇を示し、液相漏えいの場合には約 1.9 倍の圧力上昇を示した（図表 3 参照）。



図表3 0.23m³/h相当の冷却材漏えいが生じた場合の格納容器圧力の変化

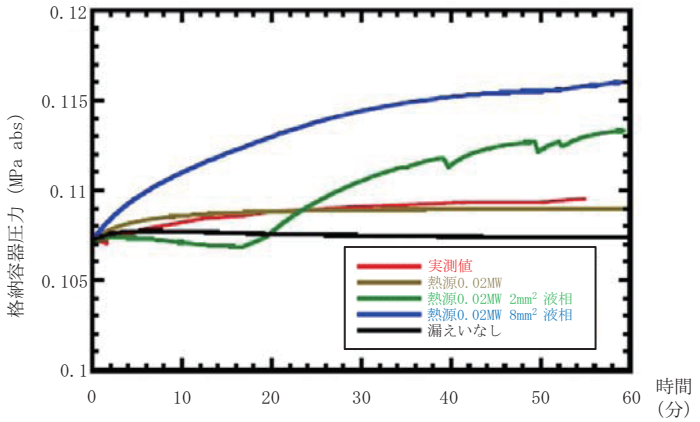
独立行政法人原子力安全基盤機構「福島第一原子力発電所１号機冷却材微小漏えい時の格納容器圧力・温度の挙動について」（東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する意見聴取会第7回資料4）（平成24年2月1日）を基に作成

すなわち、この場合も、D/W 圧力の変化が実測値よりも大きくなったことから、地震発生後、津波到達までの間、保安規定で運転上の制限とされる漏えい率 0.23 ㎥/h 相当以上の漏えいが発生していた可能性は低いと考えら

*18　蒸気相漏えいの場合で漏えい面積 8 ㎟、液相漏えいの場合で漏えい面積 2 ㎟としている。

れる。

また、上記報告によれば、ドライウェルクーラーが停止したことによる圧力容器からの放熱を再現するため、D/W 内に熱源を設定して漏えい率 0.23 ㎥/h 相当の冷却材漏えいとなる漏えい面積を仮定した D/W 圧力の解析を実施した。その結果、実測の D/W 圧力の変化に対し、蒸気相漏えいの場合には約 3.6 倍の圧力上昇を示し、液相漏えいの場合には約 2.2 倍の圧力上昇を示した（図表 4 参照）。



図表4 ドライウェルクーラ停止を模擬した場合の格納容器圧力の変化

独立行政法人原子力安全基盤機構「福島第一原子力発電所１号機冷却材微小漏えい時の格納容器圧力・温度の挙動について」（東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する意見聴取会第7回資料4）（平成24年2月1日）を基に作成

すなわち、この場合も、D/W 圧力の変化は実測値よりも大きくなったことから、地震発生後、津波到達までの間、保安規定で運転上の制限とされる漏えい率 0.23 ㎥/h 相当以上の漏えいが発生していた可能性は低いと考えられる。

そして、上記報告の内容及び解析実施者のヒアリングによっても、これらの解析結果には、特段、その信用性に疑いを差し挟む点は認められない。

これらの解析は、格納容器から外気への熱伝導の影響や格納容器からの漏えい面積等の設定条件をいかに設定するかによって結論が変わり得る。しかし、地震発生当時、格納容器からの正常な漏えい率を超える有意な漏えいが生じていたことを窺わせる根拠は薄弱である。また、圧力容器から格納容器への漏えい面積を 0.3 ㎠、0.1 ㎠と仮定した D/W 圧力の解析結果と、実測の D/W 圧力変化とのかい離は余りに大きい。そうすると、圧力容器から格納容器への漏えい面積が 0.1 ㎠以上生じ、あるいは、保安規定により運転上許容された 0.23 ㎥/h を超える冷却材漏えいが生じていた可能性は低いと考えられる。

したがって、地震発生直後、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「不明確な箇所からの漏えい率」として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。

c　放射線量との関係

①　1 号機の記録計チャート[*19]によれば、1 号機の格納容器雰囲気監視系放射線モニタは、地震発生後、津波の影響で電源喪失により記録計が停止するまでの間、一貫して最下限値を示している。

したがって、この時点では、炉心損傷によって希ガスその他の核種が発生し、圧力容器又はその周辺部の損傷によって格納容器内へ希ガスその他の核種が漏えいするという状況にはなかったと考えるのが自然である。

②　1 号機のアラームタイパ[*20]によれば、平成 23 年 3 月 11 日 14 時 47 分頃には非常用ガス処理系（SGTS）が起動開始していたと考えられるところ、1 号機の記録計チャート[*21]によれば、排気筒放射線モニタ上、有意な放射線量の上昇は認められない。

したがって、その頃 1 号機 R/B 内において放射線量が異常上昇するような状況にはなかったと考えるのが自然である。

③　1 号機当直引継日誌及びホワイトボード[*22]によれば、平成 23 年 3 月 11 日 15 時 29 分に「MP-3　Hi-Hi　警報発生」の記載が認められ、同日 15 時 36 分に、この警報が「クリア」された旨の記載が認められる。

モニタリングポストにおける局舎にあるモニタリングポスト検出器で検出した放射線量率は、光回線又はメタル回線を通じて、1/2 号中央制御室にある受信記録装置に電送され、受信切替装置を介して、記録計に記録され、レンジマーカー回路によって低レンジと高レンジを切り替えられ、指示計に表示される。

そして、HiHi 警報は、低線量モニタリングポストの指示計が指示する針が 430nGy/h に達する場合か、高線量モニタリングポストの検出器が 1.2 × 10^5nGy/h を計測して低レンジから高レンジに切り替わった場合に発生する仕組みとなっており、上記各記載からすると、同日 15 時 29 分に、モニタリングポスト 3 番の低線量モニタリングポスト用指示計が 430nGy/h を示したか、高線量モニタリングポストの検出器が 1.2 × 10^5nGy/h を計測したために HiHi 警報が発生したことが確認され、同日 15 時 36 分に、この警報がクリアされたものと考えられる。

また、1 号機当直引継日誌及びホワイトボード[*23]によれば、時期は不明であるが、その頃、「MP7 リセット不可」の記載が認められる。「MP7」、

---

*19　資料Ⅱ-1-1-7 参照。
*20　資料Ⅱ-1-1-8 参照。
*21　資料Ⅱ-1-1-8 参照。
*22　東京電力ホーム―ページ上の http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/index10-j.html（以下「東京電力 HP」という。）により、1 号機当直引継日誌の閲覧が可能である。
*23　前掲東京電力 HP 参照。

すなわち、モニタリングポスト 7 番に関し、何らかの警報が発生したものの、リセットできなかった旨の記載と考えられるが、その詳細は不明である。

いずれにしても、この頃、モニタリングポスト 3 番及び 7 番において、放射線量が上昇した可能性があるため、この点について考察する。

まず、当時、1/2 号中央制御室にあった記録計チャート[*24]によれば、地震発生後、津波到達の影響で電源喪失により記録が途絶えるまでの間、モニタリングポスト 3 番及び 7 番（低線量モニタリングポスト）の放射線量率は、いずれも 40nGy/h 前後を推移しており、HiHi 警報が発生する 430nGy/h に達するような挙動は一切認められない。

また、記録計チャートに記録されたモニタリングポスト 3 番及び 7 番における放射線量の挙動も、特に有意な放射線量の上昇は認められず、他の六つのモニタリングポストにおける放射線量の挙動と整合的である。

さらに、仮に、地震発生前に運転中であった 1~3 号機の炉心に由来する放射性物質が漏えいしたのであれば、それぞれの格納容器雰囲気監視系放射線モニタや排気筒放射線モニタで有意な放射線量の上昇が認められるはずであるが、記録計チャート[*25]によれば、そのような形跡は認められない。また、仮に、1~6 号機 R/B5 階にある使用済み燃料プール内の燃料由来の放射性物質が漏えいしたのであれば、排気筒放射線モニタで有意な放射線量の上昇が認められるはずであるが、記録計チャート[*26]によれば、そのような形跡は認められない。したがって、記録計チャートに記録されたモニタリングポスト 3 番及び 7 番における放射線量の挙動は、このような格納容器雰囲気監視系放射線モニタや排気筒放射線モニタにおける放射線量の挙動とも整合的である。

また、前記 a 及び b 記載のとおり、原子炉水位、原子炉圧力、原子炉圧力容器温度、D/W 圧力及び D/W 温度の推移からすれば、いまだ 1 号機で圧力容器又はその周辺部に圧力が抜けるような損傷が生じていたとは考え難い。このことは、後記第 3(1)a 及び第 4(1)a 記載のとおり、2 号機及び 3 号機も同様である。

そうすると、モニタリングポスト 3 番の放射線が上昇したとして HiHi 警報が発生したこととの関係が問題となる。

まず、低線量モニタリングポストの指示計が指示する針が 430nGy/h に達したときには HiHi 警報が発生するので、例えば、地震動の影響で、指示計の針が、検出器による計測値よりも大きく振れて 430nGy/h に達しても、HiHi 警報が発生することになる。このとき、指示計の針が大きく振れても、モニタリングポスト検出器による計測結果自体が変更されるわけではないので、中央制御室にある記録計チャート上の記録には、指示計の針が指し示す

---

*24　資料Ⅱ-1-1-9 参照。
*25　資料Ⅱ-1-1-9 参照。
*26　資料Ⅱ-1-1-9 参照。

数値ではなく、モニタリングポスト検出器による計測結果が記録されることになる。そうすると、例えば、モニタリングポスト検出器で 40nGy/h と計測した場合、記録計チャートには 40nGy/h と記録されるが、その頃、指示計が 40nGy/h を指示しようとして地震動その他の影響で大きく振れて 430nGy/h 以上を指示すれば、HiHi 警報が発生した可能性がある。

また、高線量モニタリングポストの検出器が 1.2×10^5nGy/h を計測して低レンジから高レンジに切り替わった場合にも HiHi 警報が発生する。すなわち、低レンジから高レンジへの切替は、高線量モニタリングポストの検出器が 1.2×10^5nGy/h を計測すると、モニタリングポスト局舎内にある切替用の回路が接続されて電流が流れ、1/2 号中央制御室内にあるレンジマーカー回路にも電流が流れて HiHi 警報が発生する仕組みである。そうすると、高線量モニタリングポストの検出器が 1.2×10^5nGy/h を計測していなくても、例えば、地震動その他の影響でモニタリングポスト 3 番付近が大きく揺れるなどして切替用回路のスイッチが入って接続され、レンジマーカー回路にも電流が流れて HiHi 警報が発生した可能性も否定できない。

したがって、他のモニタリングポスト、格納容器雰囲気監視系放射線モニタ、排気筒放射線モニタにおける放射線量の挙動、原子炉水位、原子炉圧力、原子炉圧力容器温度、D/W 圧力及び D/W 温度の推移との整合性を考慮すれば、モニタリングポスト 3 番における放射線量は、記録計チャートに記録された 40nGy/h 前後の通常値を示していたと考えるのが自然であり、モニタリングポスト 3 番の HiHi 警報は、地震動その他の原因によって誤作動した可能性が高い。

また、現時点では、モニタリングポスト 7 番の警報が何であったのか特定困難であるも、いずれにせよ、モニタリングポスト 7 番における放射線量の挙動も、同様の理由から、記録計チャートに記録された 40nGy/h 前後の通常値を示していたと考えるのが自然である。

④　以上からすると、この時点で、1 号機圧力容器から格納容器、格納容器から R/B 内への放射性物質の漏えいがあったとは考え難く、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て矛盾はない。

d　警報信号との関係

1 号機の過渡現象記録装置データ[*27] によれば、地震発生後、津波到達までの間、「REACTOR VESSEL LOW-LOW WATER LEVEL（以下「原子炉水位低低」という。）」又は「HIGH DRYWELL PRESSURE（以下「格納容器圧力高」という。）」によって発信されるはずの HPCI 起動用 LOCA[*28] 信号、非

*27　資料Ⅱ-1-1-10 参照。
*28　貫通配管の破断等による冷却水喪失事故を指す。

常用 D/G 起動用の LOCA_D/G_1A 起動信号及び LOCA_D/G_1B 起動信号、炉心スプレイ系起動用の A 系_LOCA 信号及び B 系_LOCA 信号は、いずれも発信されなかったと認められる。

これらの起動用 LOCA 信号が発信される前提となる検出器はいずれも共通であるが、原子炉水位及び格納容器圧力について、それぞれ A~D の異なる 4 つの検出器がある。

そして、原子炉水位につき、A 又は B のいずれかの検出器及び C 又は D のいずれかの検出器によって、それぞれ「原子炉水位低低」となる原子炉水位 -148cm [*29] を検出するか、格納容器圧力につき、A 又は B のいずれかの検出器及び C 又は D のいずれかの検出器によって、それぞれ「格納容器圧力高」となる D/W 圧力 13.7kPa　gage を検出すれば、いずれの起動用 LOCA 信号も発信されることになる。

すなわち、原子炉水位の検出器が A 及び B の組合せ又は C 及び D の組合せで故障し、かつ、格納容器圧力の検出器も A 及び B の組合せ又は C 及び D の組合せで故障しない限り、実際に「原子炉水位低低」や「格納容器圧力高」となるような原子炉水位や格納容器圧力の状態となれば、これらの LOCA 信号が発信されることになる。

そして、地震発生直後、津波到達までの間、地震動の影響で、これらの原子炉水位及び格納容器圧力の検出器が、それぞれ、上記の組合せ条件を満たすように故障する可能性は低いと考えられる。

そうすると、いずれの起動用 LOCA 信号も発信されなかったのは、かかる起動の前提条件となる「原子炉水位低低」や「格納容器圧力高」の警報信号が発信されるような状況、すなわち、LOCA に起因して原子炉水位が急激に低下したり、D/W 圧力が異常上昇したりするような状況にはなかったと考えるのが自然であり、これを否定する証拠もない [*30]。

したがって、地震発生直後、津波到達までの間、圧力容器又はその周辺部に、大量の蒸気が D/W 側に漏えいするような損傷までは生じていなかったと考えられる。

e　主蒸気流量変化との関係

1 号機の過渡現象記録装置データ [*31] によれば、平成 23 年 3 月 11 日 14 時 47 分 31 秒頃に主蒸気流量が低下し始め、同日 14 時 47 分 43 秒頃に主蒸気流量が 0t/h となっているため、その原因について考察する。

---

*29　TAF+1,947mm に相当する。

*30　なお、地震発生直後、津波到達までの間、これらの起動用 LOCA 信号発信のため必要な検出器用電源、リレー回路用電源、論理回路用電源（いずれも 125V 直流電源）が失われるような状況にはなかったと考えられる。

*31　資料Ⅱ-1-1-11 参照。

まず、1 号機のアラームタイパ[*32]によれば、同日 14 時 47 分 50 秒頃に A 系及び C 系で「主蒸気管流量高」、同日 14 時 47 分 51 秒頃に B 系及び D 系で「主蒸気管流量高」の警報信号がそれぞれ発信されているが、それ以前には配管破断を窺わせる警報信号は発信されておらず、主蒸気流量の低下は、これらの警報信号よりも前から生じているから、これらの警報信号の発信は、主蒸気配管の破断に起因するものではないと考えられる。そして、主蒸気流量が低下し始める前に地震動の影響で制御棒が挿入されて原子炉スクラムが開始される「原子炉スクラム」及び「地震トリップ」の各信号が発信されていることからすると、主蒸気流量の低下は、制御棒が挿入される過程で出力が低下していったことに起因するものと考えられる。

さらに、1 号機の過渡現象記録装置データに記録された制御棒の位置関係を監視する平均出力領域モニタ（APRM）上の APRM 出力と主蒸気流量の各挙動を対比すると、APRM 出力の低下開始時期と主蒸気流量の低下開始時期との関係や、それぞれの低下傾向が、いずれも整合的なものとなっている。このことからも、1 号機について、制御棒がすべて挿入されてスクラム停止する過程で出力が低下してゼロとなり、その影響で、主蒸気流量も低下して 0t/h となったものと考えられる。

なお、1 号機のアラームタイパによれば、主蒸気流量が低下した後になって、「主蒸気管流量高」や「主蒸気管漏えい高」の警報信号が発信されているが、これらは、その発信時期から、外部電源喪失に伴い各信号用論理回路を流れる電源が喪失したことにより動作したものと考えられる。

仮に実挙動として主蒸気管からの漏えいが生じたのであれば、主蒸気流量が低下していく中での主蒸気管漏えいということになるため、過渡現象記録装置データの主蒸気流量に関する記録上も、流量低下傾向に何らかの変化を来すはずであるのに、そのような傾向は認められない。したがって、これらの警報信号は実挙動を示すものではないと考えられる。

(2) 平成 23 年 3 月 11 日 20 時 7 分頃までの間に、圧力容器又はその周辺部には、放射性物質が正規の漏えい率を超えて漏えいするに足りる程度の損傷が生じた可能性を完全に否定することまではできないが、閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じた可能性は低いこと

a 原子炉圧力との関係

1 号機のプラント関連パラメータ[*33]によれば、平成 23 年 3 月 11 日 20 時 7

---

*32 資料Ⅱ-1-1-11 参照。

*33 各号機のプラント関連パラメータについては、前掲東京電力 HP により閲覧可能である。なお、1 号機の主要な計装機器が被災後平成 23 年 3 月 12 日 18 時までに示した指示値の推移について、資料Ⅱ-1-1-55 に掲載している。

分頃、原子炉圧力は 6.900MPa gage を示していた[*34]。

この原子炉圧力は、1 号機 R/B2 階にある計器ラックに備え付けられた非電気系計測指示器を直接読み取った値であり、その仕組み上、電気系統のトラブルによる誤計測、誤表示はあり得ない。かかる計測指示器は、基準面器の水位低下によって数十 kPa gage 程度、実際より小さく原子炉圧力を表示する可能性があるものの、この時点では、いまだ 1 号機の圧力容器が低圧状態、又は D/W が高温状態にあったとまでは考え難く、それほどの誤差が生じていた可能性は低い。したがって、この時点では、原子炉圧力は、原子炉圧力計が指示していた 6.900MPa gage 又はこれを数十 kPa gage 程度上回る圧力であったと認められる。

もとより、一定の原子炉圧力が保たれているからといって、それだけで、直ちに圧力容器が健全であったとまで認めることはできない。

しかし、後記 b で述べる現場対処との関係等を考えると、同日 20 時 7 分頃までの間に、1 号機の圧力容器又はその周辺部に、圧力が維持できなくなるほどの大規模な損傷が生じていた可能性は否定される。

b　現場対処との関係

① 平成 23 年 3 月 11 日 18 時 30 分頃以降、同日 20 時頃までの間、1 号機の当直は、防護服を着用しないまま、原子炉注水ラインを構成するため、1 号機 R/B 内に立ち入って注入弁の開操作をするなどの現場対処を実施した。その際、当直は、1 号機 R/B 地下のトーラス室内に S/C スプレイ用の弁を閉操作するために立ち入っていることから、同室内の放射線量は、人の立入りが全く不可能となる程度まで上昇していたとは認められない。

特に、S/C の外壁は約 15mm の鋼鉄製[*35] であるが、D/W 側のように外側がコンクリートで遮へいされていないため、ガンマ線の透過性が比較的高いのに、この時点ではトーラス室内へ人の立入りが可能であった。

そうすると、この時点ではまだ、圧力容器から S/C 側に大量の放射性物質含有の蒸気が流れ込んで S/C 気相部が放射性物質で満たされるといった状況にはなかったと考えるのが自然である。

② 1 号機について、圧力容器側から格納容器側へ蒸気が流れ込む場合として、まず、原子炉圧力上昇に伴い SR 弁が開状態となった可能性が考えられる。

そして、当直による手動開操作によらず SR 弁が開状態になる場合としては、D/W 吹き出し機能、安全弁機能、逃し弁機能又は ADS 機能が動作する

---

*34　この時の 1 号機原子炉圧力は、計器ラックに備えられた非電気系計測指示器を直接読み取ったもので、6.9MPa gage を示していたものと考えられるが、プラント関連パラメータ上、6.900MPa gage と記録されており、プラント関連パラメータに記録された数値をそのまま採用することとした。また、以下でも同様に、各パラメータの有効桁数につき、プラント関連パラメータに記録された数値に従うこととした。

*35　設置許可申請書によれば、材料は、ASTMA-201GradeB 又は A-212GradeB とされる。

ことが考えられる[*36]。

このうち、1号機の SR 弁の逃し弁機能は、津波の影響で電源が喪失したことによって、設定圧力に到達しても信号が発信されないため、駆動用の窒素圧力を送るために開操作が必要な電磁弁を励磁できず、津波到達以降に動作したとは考え難い。

また、1号機の SR 弁の ADS 機能は、「格納容器圧力高（13.7kPa gage）」かつ「原子炉水位低低（-148cm（L-L））」を作動条件として作動するように設定されており、ADS 機能が作動すれば、圧力容器内の圧力が S/C 側に抜け、S/C 側と等圧になるまで減圧されることになる。しかし、津波到達後、これらの ADS 機能が動作する引き金となる信号の論理回路に必要な直流125V の電源盤はコントロール建屋（以下「C/B」という。）地下1階に設置されており、津波で被水して動作不能となったため、ADS 機能も動作しなかったと考えられる。

他方、一定の原子炉圧力に達した場合にバネ力で SR 弁が開状態となる D/W 吹き出し機能や安全弁機能が動作した可能性が考えられる。D/W 吹き出し機能が動作するのは、原子炉圧力が 8.51~8.62MPa gage 以上の場合であり、安全弁機能が動作するのは、原子炉圧力が 7.64~7.71MPa gage 以上の場合である。仮に、原子炉圧力がそれ以上に高まって SR 弁が開状態になったとすれば、安全弁機能が動作して開となった SR 弁にもよるが、原子炉圧力が約 6.88~6.94MPa gage までのいずれかの圧力[*37]まで低下した時点で SR 弁が閉じ、少なくとも原子炉圧力は約 6.88MPa gage 以上で維持されることになる（図表5参照）。

<table>
<tr><th>機能</th><th>弁番号</th><th>駆動源</th><th>作動圧（MPa）又は作動条件</th><th>復帰値（MPa）</th></tr>
<tr><td>D/W吹き出し</td><td>203-4A～
203-4C</td><td rowspan="2">バネ力</td><td>8.51～8.62</td><td>7.66以上～7.76以上
（※1）</td></tr>
<tr><td>安全弁</td><td rowspan="4">203-3A～
203-3D</td><td>7.64～7.71</td><td>6.88以上～6.94以上
（※2）</td></tr>
<tr><td>逃し弁</td><td rowspan="3">窒素圧</td><td>7.27～7.41</td><td>6.97以上～7.11以上
（※3）</td></tr>
<tr><td>遠隔操作</td><td colspan="2">操作に従う</td></tr>
<tr><td>ADS</td><td>・格納容器圧力（高）13.7kPa
・原子炉水位 低－低 -148cm
（狭帯域・広帯域）
→120秒経過</td><td>左記信号がクリアされ、リセットボタンが押されない限り、全開を保持。</td></tr>
</table>

図表5 SR弁（1号機）の作動圧、復帰値等

※1、※2：弁の設計仕様より算出したもので、あくまでも参考値である。
※3：計器の仕様より算出したもので、あくまでも参考値である。

東京電力「SRV配置及び設定値」等を基に作成

*36 1号機については、逃し弁機能、ADS 機能及び安全弁機能を有する SR 弁が 4 つ、D/W 吹き出し機能を有する SR 弁が 3 つある。逃し弁機能及び ADS 機能は、駆動用窒素ガス供給用配管の電磁弁を励磁して開操作し、アキュームレータから窒素圧力を与えることで SR 弁を開状態とするのに対し、安全弁機能及び D/W 吹き出し機能は、バネ圧のみで SR 弁を開状態とするものである。また、D/W 吹き出し機能以外は、いずれも圧力容器から S/C 側に蒸気が流出する。

*37 1号機の SR 弁の安全弁機能は、7.64~7.71MPa gage で動作し、弁の設計仕様上、原子炉圧力が最大 10%低下するまでに復帰することとされているため、原子炉圧力が約 6.88~6.94MPa gage までのいずれかの圧力に低下した時点で、SR 弁が閉じることになる。

したがって、同日 20 時 7 分頃の時点で原子炉圧力が 6.900MPa gage を示していたことから、SR 弁の安全弁機能が動作していた可能性がある[*38]。

③ もっとも、平成 23 年 3 月 11 日 20 時頃までの間に、当直が、1 号機への D/DFP による代替注水ラインを構成する一環として、1 号機 R/B 地下のトーラス室内に S/C スプレイを実施するために必要な注入弁を閉操作する目的で立ち入ることができたことからすると、依然として圧力容器内で燃料損傷によって大量の放射性物質が S/C 側に放出されるような事態には至っていなかった可能性が高い。

いずれにしても、1 号機については、平成 23 年 3 月 11 日 20 時 7 分頃までの時点では、ある程度燃料損傷が進んでいた可能性は否定できないものの、いまだ大量の放射性物質が放出されるほどの燃料損傷には至っていなかったと考えるのが自然であり、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じていた可能性も低いと考えられる。

c 小規模破断が生じた可能性

圧力容器を貫通する配管等にごく小規模な破断が生じた場合でも、原子炉圧力及び原子炉水位にさしたる影響を与えない一方で、破断箇所から放射性物質が漏えいすることは可能である。

もっとも、この場合であっても、D/W 圧力や温度には影響を及ぼし得ることから、D/W 圧力や温度の挙動を見れば、かかる小規模破断が生じた可能性の有無についてより詳しく検証が可能になると考えられる。しかし、1 号機については、津波到達後、平成 23 年 3 月 11 日 23 時 50 分頃までの間、D/W 圧力や D/W 温度について計測がなされておらず、その推移を把握できない。したがって、D/W 圧力や温度から、圧力容器を貫通する配管等に小規模破断が生じた可能性の程度について検討することはできない。

この程度の微少な破断によって格納容器内又は建屋内に放射性物質が漏えいしたとしても、建屋内の線量上昇はいまだ限定的であった可能性も否定できず、この時点で、圧力容器又はその周辺部に、放射性物質が正規の漏えい率を超えて漏えいするに足りる程度の破損が生じた可能性を完全に否定することまではできない。

なお、放射性物質が正規の漏えい率を超えて漏えいするに足りる程度の破損が生じたか否かという点と、実際に放射性物質が当該破損箇所から漏えいした

---

*38 これに対し、D/W 吹き出し機能は、8.51~8.62MPa gage で動作し、弁の設計仕様上、原子炉圧力が最大 10%低下するまでに復帰することとされているため、原子炉圧力が約 7.66~7.76MPa gage までのいずれかの圧力まで低下した時点で、SR 弁が閉じることになる。したがって、D/W 吹き出し機能が動作したことによって原子炉圧力が 6.900MPa gage まで低下したとは考え難い。

か否かとは別次元の問題であり[*39]、ここでは物理的な損傷可能性のみを論じている。

(3) 平成 23 年 3 月 11 日 22 時頃までには、炉心損傷が相当程度進んでいたと考えられ、圧力容器又はその周辺部に、閉じ込め機能を喪失するような損傷が生じていた可能性があること

a 注水状況との関係

1 号機については、平成 23 年 3 月 11 日 15 時 37 分から同日 15 時 50 分にかけての頃、全交流電源及び直流電源が失われ、その頃 IC も機能をほぼ喪失し、その後は、何らの注水も実施されないまま、時間のみが経過する状態となったことから、原子炉水位の低下が進み、6 時間以上が経過した同日 22 時頃の時点では、既に炉心が露出し、炉心損傷・溶融が相当程度進行して[*40]、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を喪失するような損傷が生じていた可能性を否定できない。

b 放射線量との関係

① 平成 23 年 3 月 11 日 21 時 51 分頃、1 号機 R/B 内の放射線量が上昇して入域禁止措置が講じられた。

② 平成 23 年 3 月 11 日 22 時頃、1 号機 R/B 二重扉外側付近で、10 秒間で約 0.8mSv を計測しており、これを毎時換算すれば、R/B 内の線量は 300mSv/h 程度であったと考えられる。

③ この頃放射線量が上昇する原因としては、1 号機につき、炉心損傷が相当程度進行し、圧力容器から格納容器側へ漏えいした放射性物質が、1 号機 R/B 内まで漏えいしていたことによると考えるのが自然である。

この時点で放射線量が上昇した原因については、原子炉圧力の上昇に伴い、SR 弁の安全弁機能が動作し、高濃度の放射性物質を含有する蒸気が圧力容器から S/C に流出した可能性も考えられる。

しかし、1 号機 R/B は鉄筋コンクリート造りであるのに、単に 1 号機 R/B 地下にあるトーラス室の放射線量のみが上昇するのではなく、1 号機 R/B 全体への入域が禁止される程度まで放射線量が上昇し、1 号機 R/B 二重扉外側付近でも 10 秒間で約 0.8mSv もの高い放射線量が計測されていたことからすると、このような放射線量の上昇は、1 号機につき、炉心損傷が相当程度進行し、圧力容器から格納容器側へ漏えいした放射性物質が、1 号機 R/B 内

---

*39 例えば、格納容器に破損が生じていたとしても、圧力容器の閉じ込め機能が損なわれていなければ、実際には放射性物質が当該破損箇所から漏えいしない。

*40 「1 号機事故時運転操作手順書（徴候ベース）」によれば、1 号機が定格出力から原子炉停止した後約 7 時間で炉心が露出した場合、炉心露出後十数分で被覆管の温度が 1,200 ℃に上昇するとされ、炉心損傷に至る可能性がある。炉心露出から被覆管温度が 1,200 ℃に達するまでに要する時間を最長許容炉心露出時間という。

まで漏えいしていたことによる可能性がある。

④　そうすると、平成 23 年 3 月 11 日 22 時頃までには、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を喪失するような損傷が生じていた可能性がある。

c　原子炉水位との関係

①　1 号機のプラント関連パラメータ[*41]によれば、原子炉水位（燃料域 A 系）は、平成 23 年 3 月 11 日 21 時 30 分頃に有効燃料頂部（以下「TAF」という。）+450mm、同日 22 時頃に TAF+550mm を示しており、一定の原子炉水位を確保しているかのようである（図表 6 参照）。

H23.3.11 時 刻	原子炉水位 燃料域(A)(mm)
21:30	450
22:00	550
22:10	550
22:20	590
22:35	590
22:47	590
23:05	590
23:24	590

図表6 1号機 原子炉水位
（燃料域(A)）

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

②　しかし、原子炉水位計は、基準面器を用いており、基準面器に水が張られていること及び圧力容器下部の炉側計装配管（以下「炉側配管」という。）入口を上回る原子炉水位が確保されていることを前提として、差圧伝送器において、炉側配管を通じて送られる水の圧力（以下「炉側配管圧力」という。）から、基準面器から基準面器側配管を通じて差圧伝送器に送られる水の圧力（以下「基準面器側配管圧力」という。）を差し引いた値を測定して原子炉水位を計測しているものである。通常、炉側配管圧力は、基準面器側配管圧力よりも小さいため、差圧伝送器において計測される差圧は負の値となる。すなわち、炉側配管圧力と基準面器側配管圧力との間の差圧が小さくなれば、差圧伝送器で計測される炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた値は、絶対値の小さな負の値になる。

まず、炉心損傷が開始し、圧力容器から格納容器側へ蒸気が抜けるなど[*42]して圧力容器が低圧状態又は格納容器が高温状態となれば、基準面器内の水が蒸発して基準面器及び基準面器側配管内の水位が低下する可能性がある。この場合には基準面器側配管圧力が小さくなり、炉側配管圧力と基準面器側配管圧力との間の差圧が小さくなる。そして、差圧伝送器は、炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた負の値を差圧として計測するため、計測された負の値は本来より絶対値の小さなものとなる。そして、原子炉水位計は、基準面器側配管圧力が一定であることを前提として、差圧伝送器によって計測された差圧を原子炉水位として表示するため、実際よりも原子炉水

*41　前掲東京電力 HP 参照。
*42　SR 弁が開となった可能性も否定できない。

位を高めに誤表示することになる[*43]。

また、原子炉水位が低下して有効燃料下端（以下「BAF」という。）のやや下方に位置する炉側配管入口を下回り、炉側配管にも水が十分満たされない事態になれば、単に、炉側配管内の水位と基準面器側配管内の水位との間の水頭圧差を原子炉水位に換算して表示することになる。

さらに、各配管内にある水の蒸発が収まった場合には、注水を全く行っていてもいなくても、見かけ上、原子炉水位が変化を示さなくなることになる。

いずれにしても、これらの場合には実際の原子炉水位を指し示すものとはならない。

③　そして、1 号機の原子炉水位計（広帯域）は、平成 23 年 3 月 11 日 16 時 42 分頃に-90cm を示していたが、同日 16 時 56 分頃には-150cm と急激な低下を示した。その頃、福島第一原発緊急時災害対策本部（以下「発電所対策本部」という。）技術班は、かかる原子炉水位の挙動から、同日 18 時 15 分頃には TAF 到達と予測した。

かかる状況において、1 号機については、津波到達後、IC がほぼ機能喪失して代替注水もなされないまま、6 時間以上経過して同日 22 時頃に至っていることを考えると、1 号機プラント関連パラメータに記録されているように、原子炉水位がなおも TAF プラス領域にあることや、同日 21 時 30 分頃から同日 22 時頃にかけて原子炉水位が上昇することは、物理的に考えてあり得ない事態である。

④　したがって、1 号機のプラント関連パラメータに記録された原子炉水位について、その数値をそのまま信用することはできず、平成 23 年 3 月 11 日 21 時 30 分頃には、代替注水がなされないまま約 6 時間が経過していることを勘案すると、圧力容器の閉じ込め機能の喪失等により、既に 1 号機の圧力容器内が低圧状態下にあり、又は D/W 温度が上昇していたとしても不自然ではないため、基準面器内の水位が低下して、実際の原子炉水位よりも原子炉水位計の指示値が高めに表示されていただけでなく、既に原子炉水位が炉側配管入口を下回り、炉側配管内及び基準面器側配管内の各水位の水頭圧差を原子炉水位として誤表示していた可能性が高い。

このことは、その後に原子炉水位計が示した指示値の推移とも整合する。すなわち、1 号機のプラント関連パラメータによれば、同日 22 時 20 分頃から同日 23 時 24 分頃までの間、合計 5 回にわたり、原子炉水位計（燃料域 A 系）を計測しても、TAF+590mm と同じ値を指示している（前掲図表 6 参

---

*43　例えば、本来、基準面器側配管圧力が 90kPa　abs あるのに、基準面器内水位が低下して基準面器側配管圧力が 80kPa　abs となったのに対し、炉側配管圧力が 60kPa　abs であったと仮定する。この場合、炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた差圧は、基準面まで水位が確保されていれば-30kPa であるのに、基準面器内水位が低下したために-20kPa となる。その結果、原子炉水位計は、基準面まで水位が確保されていれば差圧-30kPa として原子炉水位に換算するはずであるのに、それよりも小さい差圧-20kPa として原子炉水位に換算することになり、原子炉水位を高めに表示することになる。

照)。これは、既に 1 号機の原子炉水位が BAF のやや下方に位置する炉側配管入口をも下回り、炉側配管内にも水が十分満たされないような事態に陥っていた可能性が高いことを示すものと考えられる。

⑤ そうすると、平成 23 年 3 月 11 日 22 時頃には、1 号機の原子炉水位は BAF を下回り、既に炉心損傷が相当程度進んでいた可能性を否定できず、その頃までに、圧力容器又はその周辺部に閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていた可能性がある[*44]。

(4) 平成 23 年 3 月 11 日 23 時 50 分頃までに、圧力容器又はその周辺部に、閉じ込め機能を喪失するような損傷が生じていた可能性が十分認められること

a 注水状況との関係

平成 23 年 3 月 11 日 15 時 37 分頃から同日 15 時 50 分頃にかけて、1 号機の全交流電源及び直流電源が失われ、その頃 IC も機能をほぼ喪失し、その後

---

*44 このように理解すれば、更にその後の原子炉水位の挙動についても説明可能である。

すなわち、1 号機のプラント関連パラメータ（後掲図表 7 参照）によれば、平成 23 年 3 月 12 日零時 30 分頃に原子炉水位計（燃料域 A 系）が TAF+1,300mm を示しているため、同月 11 日 23 時 24 分頃に TAF+590mm を示した後、その指示値に変化が認められるようになったことになる。これは、既に実際の原子炉水位が炉側配管入口を下回っていたとしても、その後に基準面器側配管内の水位が低下することで、炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた差圧の数値（負の値）の絶対値が小さくなり、見かけ上、原子炉水位が上昇するような変化を示したと考えても矛盾はない。そればかりか、そのように考えることによって、全く注水がなされていない中で指示値が上昇したことを合理的に説明できる。反対に、IC の作動状況のいかんにかかわらず、IC の作動状況のみによって、このような原子炉水位の上昇を説明するのは困難である。

まず、この原子炉水位計（LT-263-121A/B）は、差圧伝送器において、-78.53kPa（TAF-3,000mm）~-1.06kPa（TAF+5,000mm）を計測し、炉側配管入口と炉側配管の格納容器貫通部の高低差は 3,332mm、基準面器側配管及び炉側配管の格納容器貫通部の高低差は 6,900mm である。圧力容器内雰囲気や格納容器外に位置する各配管内の水の温度によって必ずしも一定ではないが、格納容器外に位置する配管内の水温を 27 ℃（密度 997 × 10^{-6}kg/㎤）、格納容器内に位置する配管内の水温を 50 ℃（密度 988 × 10^{-6}kg/㎤）、圧力容器内飽和蒸気温度を 100 ℃（0.59773 × 10^{-6}kg/㎤）と仮定すると、炉側配管につき炉側配管入口付近まで水位があり、かつ、基準面器側配管につき格納容器貫通部付近まで水位がある場合には、差圧伝送器において炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた差圧が約-35.16kPa となり、これを原子炉水位に換算すると約 TAF+1,478mm となる。また、炉側配管及び基準面器側配管の各水位が格納容器貫通部付近にある場合には、差圧伝送器において炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた差圧が約-67.42kPa となり、これを原子炉水位に換算すると約-1,853mm となる。

次に、1 号機のプラント関連パラメータ（後掲図表 7 参照）によれば、原子炉水位計（燃料域 A 系）は、同日零時 30 分頃から同日 6 時 30 分頃まで TAF+1,300mm を示したまま変化がなかったが、その後、低下傾向を示し、同日 12 時 35 分頃以降、TAF-1,700mm を示してから変化を示さなくなっており、多少の前後はあるものの、上記原子炉水位計の炉側配管及び基準面器側配管の位置関係からすると、まず、同日零時 30 分頃、基準面器側配管内の水位が格納容器外側付近まで低下して変化を示さなくなり、その状態がしばらく続き、その後、炉側配管入口周囲が高温環境に置かれるようになり、同日 6 時 30 分頃以降、炉側配管内の水位が低下していったため、炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた差圧の値が小さくなっていき、さらに、基準面器側配管内の水位が格納容器外側付近まで低下して、同日 12 時 35 分頃に変化を示さなくなったと考えれば、原子炉水位計（燃料域 A 系）の指示値の推移を矛盾なく説明できる。

は何らの注水も実施されないまま時間のみが経過し、同日 23 時 50 分頃には既に約 8 時間経過していた。そうすると、この頃、1 号機については、既に炉心が露出し、損傷も相当程度進んでいたと考えられ、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を喪失するような破損が生じた可能性も十分認められる。

b　D/W 圧力の挙動との関係

平成 23 年 3 月 11 日 23 時 50 分頃、1 号機の D/W 圧力計は 0.600MPa　abs を示している[*45]。この D/W 圧力計は、格納容器内側の検知地点から直接計装配管を通じて圧力伝送器に送られる D/W 雰囲気の圧力を電気変換して計測するものであり、原子炉水位計などの基準面器を用いた計装機器と比較して誤計測又は誤表示する可能性は低い。

そして、D/W 圧力は、通常 0.1MPa abs 程度にすぎないのに、0.600MPa abs まで上昇した原因として、一つには、原子炉圧力の上昇によって SR 弁の安全弁機能が動作して、圧力容器内の蒸気が S/C 側に流れ込んだことに伴い、S/C 圧力が上昇し、その結果、D/W 圧力を上回ったことで真空破壊装置が動作して、D/W 圧力も上昇したという可能性も考えられる。

しかし、通常、圧力容器から S/C 側に流れ込んだ蒸気の多くは、S/C 内のプール水で凝縮される上、1 号機 SR 弁の安全弁機能は、少なくとも原子炉圧力が 6.88MPa　gage を下回れば作動停止となるのであって、SR 弁の安全弁機能が動作したことの反射的効果のみで、D/W 圧力が設計圧力をはるかに超える 0.600MPa abs まで上昇したとは考え難い。

そうすると、このような D/W 圧力の異常上昇は、まず、この頃までに炉心損傷の過程で発生した非凝縮性ガスである水素や希ガスが影響している可能性があるが、他方で、既に圧力容器から D/W 側へ直接圧力が抜ける箇所が生じていた可能性もあり、また、これらの 2 つの可能性は二者択一の関係ではなく両立し得るから、これらの双方が原因となって D/W 圧力が異常上昇した可能性があり、同日 23 時 50 分頃までに、圧力容器又はその周辺部に閉じ込め機能を喪失するような損傷が生じた可能性もある。

c　放射線量との関係

平成 23 年 3 月 11 日 23 時頃、1 号機タービン建屋（以下「T/B」という。）1 階北側二重扉前で 1.2mSv/h、南側二重扉前で 0.5mSv/h をそれぞれ示しており、この頃同所付近で放射線量が飛躍的に上昇した要因としては、1 号機の炉心由来の放射性物質以外に考え難い。

また、1 号機の炉心由来の放射性物質は、圧力容器にとどまっているのであれば、圧力容器、コンクリート遮へい体、格納容器、格納容器外縁のコンクリート構造物、鉄筋コンクリート造りの R/B によって遮へいされており、1 号機

*45　この D/W 圧力の指示値については、1 号機プラント関連パラメータには記載されていない。

T/B1 階北側二重扉前や南側二重扉前で高い放射線量が計測されるとは考え難い。

そうすると、この頃に 1 号機 T/B 周辺で放射線量が飛躍的に上昇した原因は、圧力容器内にとどまっている放射性物質から発散される放射線が計測されたことによるものではなく、1 号機の炉心由来の放射性物質が、圧力容器から格納容器、格納容器から R/B へ漏えいし、これが隣接する T/B 内又はその周辺にまで漏えいするに至ったことによるものと考えられ、既に圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を喪失するような損傷が生じていた可能性が十分認められる。

(5) 平成 23 年 3 月 12 日 2 時 45 分頃までには、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じていたと考えるのが自然であり、その後も、その閉じ込め機能を更に大きく損なうような損傷が生じた可能性があること

a 注水状況との関係

1 号機については、平成 23 年 3 月 11 日 15 時 37 分から同日 15 時 50 分にかけての頃、全交流電源及び直流電源が失われ、その頃、IC も機能をほぼ喪失し、その後は何らの注水も実施されないまま、同月 12 日 2 時 45 分頃には約 11 時間が経過しており、この頃までには、既に炉心が露出し、損傷も相当程度進んでいたと考えられ、圧力容器又はその周辺部に閉じ込め機能を大きく喪失するような破損が生じていた可能性が高い。

さらに、同日 4 時頃以降、1 号機への代替注水が断続的になされるようになった。しかし、1 号機のプラント関連パラメータ[*46]によれば、同日 4 時頃から同日 20 時 8 分頃まで原子炉圧力の計測がなされていないものの、同日 6 時頃から同日 13 時 58 分頃までの間、D/W 圧力及び S/C 圧力が 0.750MPa abs 前後を推移しており、原子炉圧力もこれと同等かそれ以上であったと考えられ[*47]、代替注水に用いた消防ポンプの吐出圧力が 0.85MPa gage であり、圧力容器までの注水ラインで更に圧力損失が生じることなど[*48]からすると、十分な注水量を確保できなかったと考えられる。

b 原子炉圧力及び D/W 圧力の挙動との関係

① 1 号機のプラント関連パラメータ[*49]によれば、原子炉圧力は、3 月 11 日 20 時 7 分頃に 6.900MPa gage であったが、その後 SR 弁による減圧操作がな

---

*46 前掲東京電力 HP 参照。
*47 原子炉圧力を更に低下させるためには、格納容器ベントを実施して D/W 圧力及び S/C 圧力を下げる必要があったと考えられる。
*48 その他、注水ラインとなっている消火系配管等に損傷が生じていた可能性も否定できない。
*49 前掲東京電力 HP 参照。

されていないのに[*50]、同月 12 日 2 時 45 分頃には 0.800MPa gage を示していた。

この原子炉圧力計は、1 号機 R/B2 階の計装ラックに備え付けられており、圧力容器外（格納容器内）に備え付けられた基準面器から計装配管を通じて圧力伝送器に送られる水の圧力から、基準面器内の基準面水位から計装ラック内の圧力伝送器までの水頭圧（90kPa）を差し引いて原子炉圧力の値を指し示すもので、計装ラックにおいて直接読み取り可能である。

したがって、この原子炉圧力計は、圧力伝送器内で電気抵抗に変換・増幅して計測するものではないため、誤差が生じ得る要因としては基準面器内水位の低下以外に考え難く、その誤差も、基準面器内の水位低下によって、本来の基準面と実際に低下した水面の水頭圧差分だけ、実際の原子炉圧力より小さく表示されるおそれがあるものの、最大でも 90kPa 程度であり、原子炉水位計と比較してその誤差は僅かといえ、その指示値はおおむね正しい数値といえる。

② 次に、1 号機の原子炉圧力が、SR 弁による減圧操作がなされていないのに、0.800MPa gage を示すに至った原因について検討する。

まず、SR 弁の D/W 吹き出し機能や安全弁機能は、電源を必要とせず圧力容器内が一定の圧力に達した時にバネの力で開閉するものであるが、D/W 吹き出し機能の場合は、原子炉圧力が約 7.66~7.76MPa gage に低下するまでに閉となり、安全弁機能の場合は、原子炉圧力が約 6.88~6.94MPa gage に低下するまでに閉となる仕組みであり、原子炉圧力が 0.800MPa gage に減圧されるまで開状態が維持されることはない。そのため、SR 弁の D/W 吹き出し機能や安全弁機能が動作したことによる減圧では説明がつかない（前掲図表 5 参照）。

また、前記(2)b ②記載のとおり、1 号機の SR 弁については、津波の影響で、駆動用窒素ガス供給用配管の電磁弁を励磁するのに必要な電源を喪失しているので、逃し弁機能及び ADS 機能が動作したとも考え難い。

そうすると、平成 23 年 3 月 12 日 2 時 45 分頃までに、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を大きく喪失する損傷が生じ[*51]、同損傷箇所

---

*50 1 号機については、平成 23 年 3 月 11 日 20 時頃までに、当直が、D/DFP による代替注水ラインを構成していた。ただし、D/DFP による代替注水を実施するには、それが低圧注水系である以上、SR 弁による減圧操作が必要となるものの、当時、1/2 号中央制御室では SR 弁開操作用の電源が枯渇しており、電源復旧が必須であった。しかし、当直から発電所対策本部に対し、SR 弁開操作用の電源復旧が要請された形跡は認められず、発電所対策本部は IC が作動していると誤認識していたため、SR 弁の開操作どころか、電源復旧作業も開始されないまま、同月 12 日 2 時 45 分頃に原子炉圧力を計測した時点では、既に 0.800MPa gage まで大きく減圧していた。

*51 原子炉圧力が低下した原因として、SR 弁の D/W 吹き出し機能や安全弁機能が動作して弁が開いた後開閉に用いるバネの伸縮性が損なわれて弁が閉じなくなった可能性も考えられないではない。仮にそうであったとしても、本来閉じられるべきものが閉じられなくなったのであるから、貫通配管やフランジガスケット部等の圧力容器周辺部に損傷が生じて、圧力容器の閉じ込め機能が喪失した場合と何ら異なるところはない。

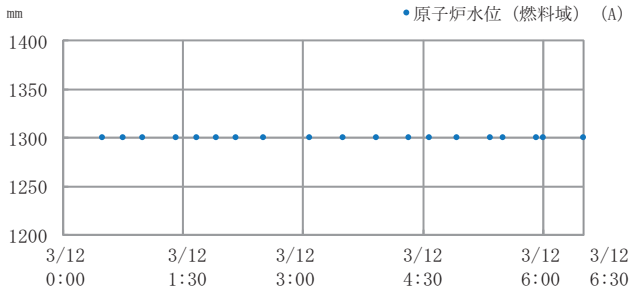
から、格納容器側に直接圧力が抜けたことにより原子炉圧力が低下し、同時刻頃、0.800MPa gage と計測された可能性が極めて高い。

③　原子炉圧力計及び D/W 圧力計は、その仕組み上、圧力容器が低圧状態又は格納容器が高温状態にあっても、原子炉水位計に比べれば誤計測、誤表示の程度は小さいと考えられるところ、平成 23 年 3 月 12 日 2 時 45 分頃の時点で、1 号機の原子炉圧力は、原子炉圧力計によれば 0.800MPa　gage（＝約 0.901MPa　abs）であるのに対し、D/W 圧力は、D/W 圧力計によれば 0.840MPa abs を示している。

そうすると、この頃までに、1 号機の原子炉圧力は、SR 弁による減圧操作を経ないまま、D/W 圧力とほぼ等圧状態に至ったと認められ、その原因は、同日 2 時 45 分頃までに、圧力容器又はその周辺部から格納容器側に直接圧力が抜ける損傷箇所が生じていたことによる可能性が極めて高い。

c　原子炉水位との関係

1 号機については、津波到達後、IC の機能がほぼ喪失し、平成 23 年 3 月 12 日 4 時頃まで全く代替注水がなされず、同時刻頃以降も断続的かつ不十分な代替注水しかなされていなかったのに、1 号機のプラント関連パラメータ[*52]によれば、原子炉水位計（燃料域 A 系）は、同日零時 30 分頃から同日 6 時 30 分頃まで TAF+1,300mm を示したまま変化がない（図表 7 参照）。



図表7 1号機原子炉水位の挙動（3/12 0:00～3/12 6:30）

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

これは、遅くとも同日零時 30 分頃までには、実際の原子炉水位が炉側配管入口を下回った上、基準面器側配管内の水位が格納容器外側付近まで低下して変化を示さなくなったことによる可能性が高いと考えられる。このような原子炉水位計の指示値が全く変化を示さないことについて、仮に IC が作動していたとしても IC の作動のみから説明することは困難であるし、同日 4 時頃まで全く代替注水がなされず、それ以降も不十分な代替注水しかなされなかったという状況を踏まえればなおのこと、実際の原子炉水位の挙動として説明するのは困難である。

そうすると、遅くとも同日零時 30 分頃までには、原子炉水位は、BAF を相

*52　前掲東京電力 HP 参照。

当下回っていた可能性が高く、同日 2 時 45 分頃までに、燃料の溶融が進み、燃料支持板から圧力容器底部に落下し、更には、圧力容器底部が破損したと考えても不自然ではない。

d　放射線量との関係

(a)　平成 23 年 3 月 12 日未明に放射線量が上昇したこととの関係

①　平成 23 年 3 月 12 日未明、発電所対策本部は、放射線量の異常上昇に対応し、飛散する放射性物質の吸引・汚染リスクを緩和するため、免震重要棟から外に出る際には、「全面マスク及び C 装備」を着用せざるを得ない状態になっていた。これは、1 号機炉心由来の放射性物質が、圧力容器又はその周辺部から格納容器、更には、格納容器から R/B、R/B から R/B 外へ漏えいし、免震重要棟近辺の大気中にまで浮遊、付着していたためと考えられる。

②　平成 23 年 3 月 12 日 3 時 45 分頃、1 号機 R/B 内に白いもやが立ち込め、放射線管理員が R/B 内へ立ち入れなくなった。その後、同日 4 時頃以降、1/2 号中央制御室内の 1 号機側の放射線量が異常上昇したため、当直は、その場に止まれず、同室内の 2 号機側に退避し、なおも同室内上方の放射線量が高かったため、同室内床上に着座して被ばくを回避せざるを得なくなった。

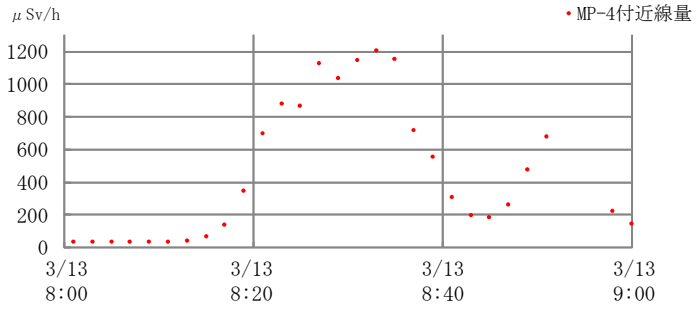
③　平成 23 年 3 月 12 日 4 時 50 分頃、1 号機 R/B から免震重要棟に戻った作業員に放射性物質による汚染が認められた。

④　このような状況からすると、圧力容器内で燃料損傷が相当程度進んで放射性物質が大量に放出され、これが圧力容器又はその周辺部から格納容器内に漏えいし、さらに、格納容器又は格納容器フランジ部、電気配線貫通部、機器搬入用ハッチ、人の出入り用のエアロック、計装配管その他の周辺部（以下「格納容器又はその周辺部」という。）から 1 号機 R/B 内に漏えいし、更にはその周辺にまで拡散し浮遊していた可能性が極めて高い。

(b)　平成 23 年 3 月 13 日 8 時 1 分頃の放射線量上昇との関係

①　モニタリングポスト 4 番付近での放射線量測定の結果、平成 23 年 3 月 13 日 8 時 1 分頃に 34.9 μ Sv/h であったのに対し、その後急激に上昇していき、同日 8 時 17 分頃に 135.5 μ Sv/h、同日 8 時 21 分頃に 698.2 μ Sv/h、同日 8 時 27 分頃に 1,124.3 μ Sv/h、同日 8 時 33 分頃に 1,204.2 μ Sv/h を示し、その後下降線をたどり、同日 8 時 45 分頃にいったん 186.2

μ Sv/h を示し、再び上昇傾向に転じている（図表 8 参照）



図表8 モニタリングポスト4付近の放射線量の挙動（3/13 8:00～3/13 9:00）

東京電力「福島第一原子力発電所構内での計測データ」（平成23年5月）を基に作成

② 平成 23 年 3 月 13 日 8 時 1 分頃以降の放射線量の上昇は、1 号機について、R/B 爆発や格納容器ベントの実施に伴い放射線量が上昇してから相当時間が経過し、既に、その影響で上昇していた放射線量が下降した後の挙動であるから、これらの事象が直接の原因とは考え難い。

2 号機については、同日 11 時頃になってようやく、ラプチャーディスクを除く格納容器ベントラインが完成しており[*53]、同日 8 時頃にはいまだ格納容器ベントラインが完成していないから、同日 8 時 1 分頃以降の放射線量の上昇は、2 号機の格納容器ベントの影響とは考えられない。

3 号機については、同日 8 時 41 分頃になってようやく、ラプチャーディスクを除く格納容器ベントラインが完成し[*54]、3 号機のプラント関連パラメータ[*55]によれば、D/W 圧力が低下し始めるのは同日 9 時 10 分頃以降であるから、少なくともそれ以前の同日 8 時 1 分頃以降の放射線量の上昇は、3 号機の格納容器ベントの影響とは考えられない。

これに対し、原子力安全・保安院（以下「保安院」という。）は、平成 24 年 3 月に公表した「東京電力福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する『中間とりまとめ』」の中で、「13 日 8 時頃からベント操作を実施し、敷地内の線量率が上昇するとともに格納容器圧力も上昇した」として、平成 23 年 3 月 13 日 8 時 1 分頃以降の放射線量の上昇について、3 号機のベント操作による影響を指摘する[*56]。

しかし、格納容器ベントに必要な操作を開始したとしても、格納容器ベントラインが完成しなければ、格納容器ベントが放射線量上昇の原因となり得ないから、保安院の上記指摘は、放射線量が上昇する同日 8 時 1 分頃に先立つ同日 8 時頃に 3 号機の格納容器ベントラインが完成していた

---

*53 中間報告 208~209 頁参照。
*54 中間報告 202~203 頁参照。
*55 前掲東京電力 HP 参照。
*56 保安院が、平成 24 年 3 月に公表した「東京電力福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する『中間とりまとめ』」31 頁及び参考資料図Ⅴ-1-4 参照。

と認定できなければ成立し得ない。しかしながら、そのように認定する根拠は全くなく、かえって、3 号機の当直引継日誌には「8:35　PCV ベント弁 MO-271　15%手動開」、「8:41　S/C ベント ライン構成終了 AO-205 開確認はトーラスルームでこわくていけない」と記載されている上、テレビ会議内容、発電所対策本部情報班その他の関係者のメモ書き及び当直らの各供述もこれに沿う内容であると考えられる。そうすると、保安院の上記指摘は、これら関係各証拠を全く考慮していないものであって、実際の事実経過とは異なり、誤った事実認定によるものというほかない。

これらの証拠からすると、当委員会が認定したとおり、3 号機については、同日 8 時 41 分頃になってようやく、ラプチャーディスクを除く格納容器ベントラインが完成したことは疑いの余地がないのであって、保安院が、この頃放射線量が上昇した原因として、「ベント操作による影響」の可能性を挙げていることは、甚だ理解に苦しむところである。

③　次に、1~3 号機のプラント状態について考察する。

まず、1 号機については、津波到達後、平成 23 年 3 月 12 日 4 時頃までの間、IC がほぼ機能を喪失していた上、全く代替注水も実施されず、炉心損傷、溶融が進行して、大量の放射性物質が放出されたと考えられる。その後、1 号機については、断続的かつ不十分な代替注水がなされるようになったが[*57]、1 号機のプラント関連パラメータ[*58]によれば、原子炉水位（燃料域 B 系）が同日 13 時 48 分頃に TAF-1,650mm を示してからほとんど変化を示さなくなっており、原子炉水位が炉側配管入口を上回るようなことはなかったと考えられる。そうすると、代替注水開始後も、1 号機については、原子炉水位が BAF を上回ることがないまま、炉心損傷、溶融が進行し、その過程で、大量の放射性物質が放出された可能性も十分あると考えられ、同月 13 日 8 時 1 分頃までに、1 号機の炉心損傷の過程で放出された放射性物質が R/B 外に漏えいし、同日 8 時 1 分頃以降の放射線量の上昇に寄与した可能性も十分認められる。

これに対し、2 号機については、同日 8 時 1 分頃、いまだ RCIC 作動中であり、原子炉水位も確保されていたため、炉心損傷が進行するような状況にはなかったと考えられ、同日 8 時 1 分頃以降の放射線量の上昇に寄与したとは考え難い。

もっとも、3 号機については、同日 2 時 42 分頃に HPCI を停止してから全く注水しておらず、同日 3 時 51 分頃には TAF に到達していた可能性があり、それ以降、原子炉水位が低下していくとともに、炉心が露出して、炉心損傷が開始し、大量の放射性物質が放出され、これが、圧力容器

---

*57　平成 23 年 3 月 14 日 22 時 45 分頃に東京電力本店が発電所対策本部に確認した結果によれば、1 号機については、例えば、同月 12 日 21 時 45 分頃から同日 23 時 50 分頃までの間、消防ポンプが燃料切れのため代替注水が停止していることが明らかである。

*58　前掲東京電力 HP 参照。

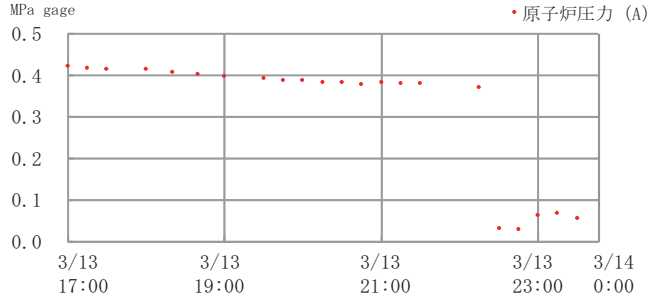
から格納容器に流れ込み、格納容器又はその周辺部にも過温その他の原因によって損傷箇所が生じていたために格納容器外に漏えいし、さらに、建屋外に漏えいした可能性も否定できない。

④　したがって、平成 23 年 3 月 13 日 8 時 1 分頃以降にモニタリングポスト 4 番付近で放射線量が上昇した要因は、1 号機及び 3 号機の双方又はいずれかの炉心損傷の過程で放出された放射性物質が、圧力容器及び格納容器又はその周辺部から漏えいしたことによるものと考えられる。

そうすると、同日 8 時 1 分頃までに、1 号機の炉心損傷、溶融が更に進行して大量の放射性物質が放出され、これが、圧力容器から格納容器、格納容器から R/B へと漏えいし、爆発によって破損した R/B5 階部分から大気中に放出された可能性は十分に認められる。さらに、その前提として、その頃までに、1 号機の圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を更に大きく損なうような損傷が生じていた可能性もある。

e　その後の現場対処と原子炉圧力の挙動との関係

1 号機のプラント関連パラメータ[*59]によれば、原子炉圧力計（A 系）は、平成 23 年 3 月 13 日 17 時頃に 0.423MPa gage を示していたが、同日 22 時 15 分頃に 0.370MPa gage、同日 22 時 30 分頃には 0.030MPa gage まで急激に下降し、同日 22 時 45 分頃に 0.028MPa　gage、同日 23 時 30 分頃に至っても 0.056MPa gage を示していた[*60]（図表 9 参照）。



図表9 1号機原子炉圧力の挙動（3/13 17:00～3/14 0:00）

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

同日 17 時から同日 22 時 45 分にかけての頃、1 号機については、3 号機 T/B 前の逆洗弁ピットを水源として、消防車による代替注水を実施しており、実際に圧力容器内に注水がなされていたか否かについて断定まではできないが、圧力容器内に多少なりとも注水がなされれば、水が蒸気となり、圧力容器が健全である限り、原子炉圧力が上昇傾向を示すと考えられるのに、実際には、原子炉圧力計（A 系）の指示値は下降傾向を示していたことになる。

---

*59　前掲東京電力 HP 参照。

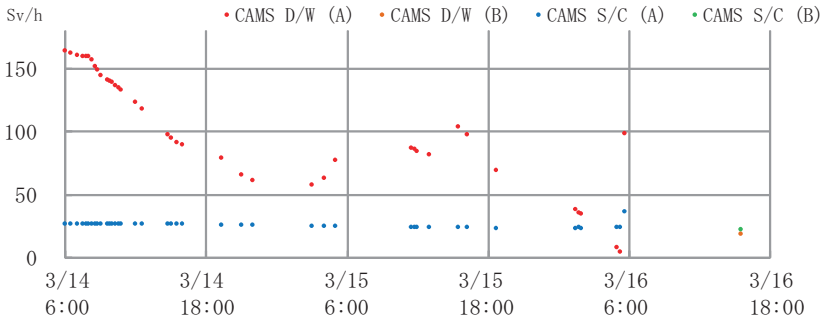
*60　1 号機のプラントパラメータによれば、原子炉圧力（B 系）は、平成 23 年 3 月 13 日 22 時 30 分頃に 0.368MPa gage を示し、A 系よりも高い指示値を示しているが、やはり低下傾向にあり、同月 16 日 1 時 24 分頃には 0.096MPa gage を示している。

さらに、1 号機の原子炉圧力計（A 系）の指示値は、同日 22 時 15 分頃に 0.370MPa gage を示していたが、その頃、1 号機について、SR 弁の開操作を実施していないのに[*61]、同日 22 時 30 分頃には 0.030MPa gage まで急激に下降し、大気圧とほぼ等圧となった。

このような現場対処と原子炉圧力の挙動との関係から見ると、この頃、圧力容器又はその周辺部から格納容器に圧力が抜けるような損傷箇所が生じていたと考えるのが自然であり、原子炉圧力が急激に低下した同日 22 時 30 分頃に、更に損傷が拡大した可能性もある。

f　格納容器内雰囲気モニタ系γ線線量検出器（以下「CAMS」という。）による測定結果との関係

①　1 号機のプラント関連パラメータ[*62] によれば、CAMS 測定結果は、それぞれ D/W(A)、S/C（A）の順に、平成 23 年 3 月 14 日 6 時頃に 164Sv/h、26.6Sv/h、同日 6 時 30 分頃に 162Sv/h、26.6Sv/h、同日 7 時頃に 161Sv/h、26.5Sv/h を示し、その後、ガンマ線量率は、D/W 側が減少傾向、S/C 側が横ばいの数値を示している（図表 10 参照）。



図表10 1号機CAMS D/W等の挙動（3/14 6:00～3/16 18:00）

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

②　まず、CAMS は、D/W 側に 2 か所、S/C 側に 2 か所設置されている。

このうち、D/W 側の CAMS はいずれも、格納容器の壁を貫通し、外側から内側に向かう金属製筒状のへこみに備え付けられており、格納容器雰囲気内のガンマ線を計測する。その際、筒状の金属は、ガンマ線の透過性が高く、CAMS で計測されるガンマ線量率は、格納容器内のガンマ線量率とほぼ等値を示すものと考えられている。

また、S/C 側の CAMS は、トーラス室内の S/C 外壁上方に 2 か所備え付

---

*61　発電所対策本部復旧班計測制御グループが作成した「計測制御作業日報」によれば、1 号機については、平成 23 年 3 月 21 日になってようやく、いつでも SR 弁の開操作を実施できるようにバッテリーを設置し、同月 22 日、SR 弁（B 弁）の開操作を実施した旨記録されている。

*62　前掲東京電力 HP 参照。

けられており、S/C の外壁は約 15mm の鋼鉄製[*63] で、やはりガンマ線の透過性が高く、CAMS で計測されるガンマ線量率は、S/C 内気相部のガンマ線量率とほぼ等値を示すものと考えられている。

そして、CAMS の検出部は、電離箱と呼ばれる放射線検出器を用いている。これは、二つの電極となる金属板によって挟まれ、アルゴンや窒素等の不活性ガスによって満たされた容器からできており、二つの電極の間を放射線が通過して陽イオンと陰イオンに電離することで、この容器と接続された電気回路を流れる電流の大きさが変わり、その変化を読み取ることでガンマ線量率が計測されるものである。

③　ところで、福島第一原発の「アクシデントマネジメントの手引き（以下「AMG」という。）」によれば、これらの CAMS によって計測されたガンマ線量率から炉心損傷割合を算定することとしている。これは、単純に、燃料被覆管及びその内にある燃料ペレット内に存在する希ガスが放出するガンマ線の総量に対し、CAMS によって計測されたガンマ線量率の割合を炉心損傷割合としたものである。

ただし、かかる CAMS 計測結果に基づく炉心損傷割合については、AMG の適用範囲を画する基準として用いられており、そもそも時々刻々と変化していく炉心の状態を読み取るものとして用いられることを予定していない。特に、スクラム後時間が経過していくにつれ、注水量や燃料の有する熱量等その他の諸条件が炉心の状態に影響を与える上、格納容器ベントや格納容器からの漏えいによって放射性物質が格納容器外に放出されることがあり得るため、CAMS によって計測されたガンマ線量率の挙動と実際の炉心損傷割合との間には相当の誤差が生じ得ることも実務的に認識されている[*64]。

④　1 号機については、まず、平成 23 年 3 月 14 日 6 時頃に CAMS によるガンマ線量率測定を開始して以降、ガンマ線量率の飛躍的な上昇が認められず、同日 21 時頃の時点でも、D/W 側のガンマ線量率は 65.6Sv/h であり、これに基づき炉心損傷割合を算定すると 10%前後となる。また、S/C 側のガンマ線量率は 25.7Sv/h であり、これに基づき炉心損傷割合を算定すると 5%前後となるにすぎない。さらに、この頃の CAMS によって計測されたガンマ線量率は、既に炉心損傷が進行していたと考えられる同月 12 日未明から相当程度時間が進行しているため、希ガスのみならず、他の核種のものも含まれていると考えるのが自然である。

1 号機については、同月 11 日 15 時 37 分頃から同月 12 日 4 時頃まで 12 時間を超える間、全く代替注水がなされておらず、SR 弁の開操作も実施し

---

*63　2 号機及び 3 号機については、S/C 外壁の厚さは約 17mm である。

*64　現に、1 号機の CAMS によって計測されたガンマ線量率に基づき AMG 上の炉心損傷割合を算定すると、時間が経過するにつれて炉心損傷割合が小さくなっているが、一度損傷した炉心が回復することは考え難く、これは、放射性物質が格納容器外へ漏えいしたことの影響と考えられる。

ていないのに、1 号機のプラント関連パラメータ[*65]によれば、同日 2 時 45 分頃には原子炉圧力が 0.800MPa gage まで低下して D/W 圧力と等圧に近い状態に至っている。そうすると、この頃までに燃料ペレットの溶融が進行して圧力容器の損傷に至った可能性が高いにもかかわらず、いかにも CAMS によって計測されたガンマ線量率が低いと言わざるを得ない。

そして、1 号機については、同月 12 日 14 時頃から S/C ベントを実施し、1 号機のプラント関連パラメータ[*66]によれば、同日 13 時 58 分頃、D/W 圧力が 0.755MPa　abs、S/C 圧力が 0.744MPa　abs であったのに対し、同日 15 時 12 分頃、D/W 圧力が 0.520MPa abs、S/C 圧力が 0.515MPa abs を示し、D/W 圧力及び S/C 圧力が同程度減圧されており、S/C 内の放射性物質、更には、ベント管を通じて D/W 内の放射性物質の多くが大気中に放出されたものと考えられる。

また、同月 11 日 21 時 51 分頃以降、1 号機 R/B、次いで、その周辺の放射線量が異常上昇しており、放射性物質が格納容器から漏えいしていた可能性が極めて高い。

そうすると、同月 14 日 6 時頃以降に CAMS によって計測されたガンマ線量率は、少なくとも S/C ベント及び格納容器からの漏えいによって、格納容器外へ多くの放射性物質が放出された後の値を示していると考えられるため、1 号機の炉心損傷割合を正しく反映するものとは考え難い。

⑤　このように、平成 23 年 3 月 14 日 6 時頃以降に計測したガンマ線量率が炉心損傷割合を正しく反映するものとは認められないとしても、その推移から、まず、以下のことが言える。

すなわち、まず、1 号機については、少なくとも 3 号機逆洗弁ピットの水が取水不能となった同日 1 時 10 分頃以降、同日 20 時 30 分頃までの間、1 号機への注水を中断している。仮に、1 号機について、同日 6 時頃までに炉心損傷や圧力容器の損傷に至っていなかったのであれば、その後 14 時間 30 分もの間注水を実施していない以上、炉心が露出して損傷を開始するはずである。そうすると、その間、継続的に計測していた CAMS の数値上、S/C 側に吹き出した蒸気に含有する放射性物質のガンマ線量率が大きく上昇するなどの挙動を示したはずであるが、そのような挙動は一切認められない。

したがって、かかるガンマ線量率の推移からすると、CAMS 計測を開始した同日 6 時頃には、既に炉心損傷が相当程度進んでいたと考えるのが自然である。

⑥　さらに、CAMS によるガンマ線量率の測定結果について、D/W 側と S/C 側のガンマ線量率を比較する観点から、以下のことがいえる。

まず、AMG 上、炉心損傷が発生していることの確認は、燃料から放出さ

---

*65　前掲東京電力 HP 参照。
*66　前掲東京電力 HP 参照。

れ格納容器内に存在する希ガスのガンマ線量率を CAMS によって測定することにより、概略を知ることができるとされている。

そして、AMG によれば、その前提条件として、「炉心の損傷開始から圧力容器破損までは、燃料から放出された FP[*67] は逃し安全弁を通って W/W[*68] へ移行する（LOCA を除く）。希ガスは W/W 気相部へ移行するが、他の核種の大半は圧力容器内又は S/P 水[*69] 内にたい積する。しかしながら、長期的には RPV[*70] 破損に至るため、D/W 側への移行も生じるため、この点を考慮して、D/W 及び W/W の両方についてそれぞれ希ガスが放出されたものとして、希ガスを対象として炉心の損傷割合と格納容器の放射線レベルの関係を算出する。」とある。つまり、炉心損傷の進行度にかかわらず、圧力容器又はその周辺部に損傷が生じるまでは、D/W 側には希ガスがほとんど存在せず、この段階では CAMS によって D/W 側で検出されるガンマ線量率は、炉心損傷割合を反映するものではない。

ここで、1 号機のプラント関連パラメータによれば、CAMS によるガンマ線量率の測定結果は、平成 23 年 3 月 14 日 6 時頃に測定を開始して以来、同月 16 日 15 時 30 分頃までの間、一貫して S/C 側よりも D/W 側の方がガンマ線量率が大きい値を示していることに着目すべきである。

かかるガンマ線量率を示した原因として、まず、原子炉圧力が 8.51~8.62MPa gage 程度まで上昇し、SR 弁の D/W 吹き出し機能が動作した可能性が問題となる。しかし、SR 弁の安全弁機能の仕組みとして、D/W 吹き出し機能が動作する以前に、原子炉圧力が 7.64~7.71MPa gage 程度まで上昇した時点で安全弁機能が動作して S/C 側へ蒸気が流出し、D/W 吹き出し機能が動作している間も S/C 側へ同様に蒸気が流出するのであるから[*71]、やはり、S/C 側の方が D/W 側よりもガンマ線量率が大きくなるのが自然であるし、D/W 側の方が S/C 側よりも数倍のガンマ線量率を示していることの説明がつかない。

別の原因として、同月 12 日 14 時頃から実施した S/C ベントの影響も問題となる。しかし、この時点では、S/C ベントによって S/C 圧力が低下すれば、D/W 側の雰囲気圧力がベント管を通じて S/C 側に流れ込むはずであり、やはり、D/W 側の方が S/C 側よりも数倍のガンマ線量率を示していることの説明がつかない。具体的には、1 号機のプラント関連パラメータによれば、同日 13 時 58 分頃、D/W 圧力が 0.755MPa abs、S/C 圧力が 0.744MPa abs であったところ、同日 15 時 12 分頃には、D/W 圧力が 0.520MPa abs、S/C

---

*67　核分裂生成物のことを指す。
*68　S/C のことを指す。
*69　S/C 内に貯留する水を指し、S/C 内に流れ込む蒸気を凝縮して圧力を抑制する機能を有する。
*70　圧力容器を指す。
*71　さらに、D/W 吹き出し機能が動作して D/W 圧力が上昇すれば、ベント管を通じて、D/W 側から S/C 側に蒸気が流出する。

圧力が 0.515MPa　abs を示し、D/W 圧力及び S/C 圧力が同程度減圧されていることから、S/C 内にあった放射性物質のみならず、D/W 内にあった放射性物質もほぼ同様に大気中に放出されたものと考えるのが自然である。

そうすると、同月 14 日 6 時頃の CAMS による計測の結果、D/W 側のガンマ線量率が 164Sv/h、S/C 側のガンマ線量率が 26.6Sv/h であって、D/W 側の方が S/C 側よりも 6 倍以上大きい値を示し、かつ、その後も D/W 側のガンマ線量率が S/C 側のそれを大きく上回っていたことにつき、S/C ベントの影響とみるのは無理がある。

AMG によれば、圧力容器破損に至るまでは、炉心損傷によって発生した希ガスの大半は、圧力容器及び S/C 側に滞留する。そして、S/C 圧力が D/W 圧力を上回り真空破壊装置が動作した可能性や S/C ベントの実施を加味したとしても、D/W 側のガンマ線量率が S/C 側と同程度であれば格別、一貫して D/W 側が S/C 側の数倍程度のガンマ線量率であることの説明がつかない。そうすると、このような現象は、同月 14 日 6 時頃までには、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じ、D/W 側に希ガスや他の核種[*72]が直接漏えいしたと考えるのが自然である。

さらに、既に述べたとおり、同日 6 時頃には、炉心損傷が相当進み、既に CAMS によって計測されるガンマ線は、希ガスよりもむしろ他の核種が多いと考えられるが、他の核種についても、D/W 側の方が S/C 側よりもガンマ線量率がはるかに上回る要因について、同様のことが言えるのであって、やはり、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じ、D/W 側に放射性物質が直接漏えいしたと考えられる。

⑦　以上を前提に考えれば、平成 23 年 3 月 12 日 2 時 45 分頃までに炉心損傷が進んで燃料ペレットも溶融し、圧力容器が損傷して D/W 側に希ガスや他の核種が漏えいし、同月 14 日 6 時頃に CAMS 測定を開始した時点では、S/C ベントを実施したことや格納容器から漏えいしたことによって、D/W 及び S/C 内にあった核種が格納容器外へ相当程度放出されたと考えるのが最も自然である。さらに、同日 6 時頃までに、圧力容器底部が破損して、溶融燃料が格納容器下部プレナムに落下していた可能性もある。

---

*72　例えば、ヨウ化セシウム（CsI）や水酸化セシウム（CsOH）等が挙げられる。

g　汚染水等との関係

① 平成 23 年 3 月 26 日、東京電力が、1 号機 T/B 地下階において採取した滞留水から、ヨウ素（以下「I」という。）-131、セシウム（以下「Cs」という。） -134、Cs-137 が検出された（図表 11 参照）。

採取日時	採取物	核種（半減期）	放射能濃度 (Bq/cm^3)
H23.3.26	1号機T/B地下階滞留水	I-131（約8日）	150,000
		Cs-134（約2年）	120,000
		Cs-137（約30年）	130,000
H23.6.22	1号機使用済燃料プール（SFP）のスキマーサージタンク水	I-131（約8日）	68
		Cs-134（約2年）	12,000
		Cs-137（約30年）	14,000
H23.11.25	1号機R/B地下滞留水	Cs-134（約2年）	140,000
		Cs-137（約30年）	190,000

図表11 1号機汚染水等測定結果

東京電力「原子炉建屋地下滞留水の放射能濃度等の測定結果」（平成23年12月）等を基に作成

② 平成 23 年 11 月 25 日、東京電力が、1 号機 R/B 地下滞留水の放射能濃度等を測定したところ、1 号機 R/B 地下滞留水から、Cs-134、Cs-137 が検出された（前掲図表 11 参照）。

③ 平成 23 年 6 月 22 日、東京電力が、1 号機 SFP のスキマーサージタンク水の核種分析を実施したところ、I-131、Cs-134、Cs-137 が検出された（前掲図表 11 参照）。圧力容器から取り出して SFP に貯蔵されていた燃料のうち最も冷却期間が短い燃料でも 1 年程度冷却されているため、約 8 日と半減期が短い核種である I-131 が、その燃料由来とは考え難い。そうすると、1 号機の炉心由来の核種が、1 号機 R/B 内における蒸気の凝縮水、ダスト、瓦礫への付着等を介して SFP 水に溶け込んだ可能性が高いと考えられる。

④ 以上から、1 号機の R/B 地下滞留水、T/B 地下滞留水及び SFP 水から検出された核種の全部又は一部は、その検出場所との関係からしても、1 号機の炉心由来のものと考えるのが自然であり、圧力容器又はその周辺部から、I や Cs が溶けた冷却水が、格納容器を経由して、建屋へ漏えいしたものと考えられる。

h　原子炉水位計が示す数値との関係

① 平成 23 年 3 月 12 日 2 時 45 分頃までに 1 号機の圧力容器が破損した可能性が高いにもかかわらず、1 号機のプラント関連パラメータ [*73] によれば、同日 3 時 5 分頃においてもなお、原子炉水位計（燃料域 A）が TAF+1,300mm、原子炉水位計（燃料域 B）が TAF+500mm を示している。これは、一見すると、依然として炉心の露出が開始していないかのようであるので、かかる原子炉水位計が示す数値について考察する。

② 原子炉水位計は、基準面器内の基準面まで水位が確保されていること及び BAF のやや下方にある炉側配管入口を上回る原子炉水位が確保されていることを前提として、差圧伝送器において、炉側配管圧力から基準面器側配管

*73　前掲東京電力 HP 参照。

圧力を差し引いた負の値を測定して、これを原子炉水位に換算して指示するものである。

そうすると、まず、基準面器内の水位が低下したり、基準面器側配管内まで水位が落ち込んだりした場合には、基準面器側配管圧力が小さくなるが故に炉側配管圧力と基準面器側配管圧力の差圧は小さくなり、差圧伝送器の計測上、炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた負の値の絶対値も小さくなる。そして、原子炉水位計は、基準面まで水位が確保されていることを前提として、差圧伝送器における計測値から原子炉水位を換算・表示するので、実際よりも原子炉水位を高めに誤表示することになる。

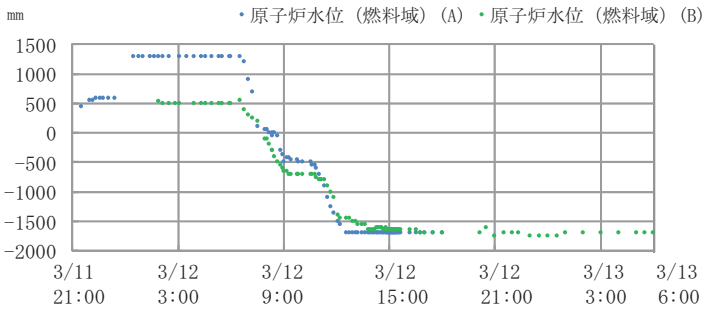
また、BAF よりやや下方に位置する炉側配管入口よりも原子炉水位が下回った場合、原子炉水位に変化が生じても、差圧伝送器において計測される炉側配管圧力に変化が生じなくなり、差圧伝送器において、炉側配管内及び基準面器側配管内の各水位間の水頭圧差を計測し、原子炉水位計は、その水頭圧差を原子炉水位として換算・表示する結果、実際の原子炉水位とは大きくかい離することになる。

さらに、炉側配管及び基準面器側配管内の各水位が低下していくと、次第に圧力容器雰囲気の影響を受けなくなり、また、配管周囲の格納容器雰囲気温度も低下していくことになるので、蒸発がやみ、その時点で水位変化をほとんど示さなくなる。そのため、差圧伝送器において測定する炉側配管圧力と基準面器側配管圧力との間の差圧にも変化が生じなくなるため、原子炉水位計が示す見かけ上の原子炉水位も変化を示さなくなる。

③　1 号機のプラント関連パラメータ[*74] によれば、原子炉水位（燃料域 A）は、平成 23 年 3 月 11 日 21 時 30 分頃に TAF+450mm を示した後、同日 22 時 35 分頃に TAF+590mm まで上昇して同日 23 時 24 分頃まで同一の値を示している。さらに、同月 12 日零時 30 分頃に TAF+1,300mm まで上昇し、同日 6 時 30 分頃まで同一の値を示し、その後下降傾向に至っている。また、原子炉水位（燃料域 B）は、同日 1 時 55 分頃に TAF+530mm、同日 2 時 10 分頃に TAF+500mm を示した後、同日 6 時頃まで変化を示していない（図

*74　前掲東京電力 HP 参照。

表 12 参照)。



図表12 1号機原子炉水位の挙動（3/11 21:00～3/13 6:00）

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

しかし、この間、1 号機については、IC がほとんど機能していなかった上、同日 4 時頃までは少なくとも代替注水が全くなされず、その後も間欠的に代替注水がなされたにすぎないことが明らかであるから、原子炉水位が上昇し、又は同じレベルを維持することは物理的に考え難い。

むしろ、1 号機の原子炉水位計が、同月 11 日 21 時 30 分頃に TAF+450mm を示し、同日 22 時 35 分頃に TAF+590mm を示したのは、基準面器内の水位が低下して基準面器側配管圧力が小さくなった結果、原子炉水位計が、基準面まで水位が確保されている場合に比べて、原子炉水位を高めに誤表示した可能性が高い。

その後、原子炉水位計(燃料域 A) が、同日 23 時 24 分頃まで TAF+590mm を示し、次いで、同月 12 日零時 30 分頃から同日 6 時 30 分頃までの間、TAF+1,300mm を示し、いずれもその間同一の値を示したことや、原子炉水位計(燃料域 B) が、同日 1 時 55 分頃に TAF+530mm、同日 2 時 10 分頃に TAF+500mm を示した後、同日 6 時頃まで同一の値を示し、その後低下傾向を示したことについては、実際の原子炉水位が、BAF のやや下方に位置する炉側配管入口を下回ったことで、実際の原子炉水位の変化に応じた炉側配管圧力の変化が生じなくなる一方で、基準面器側配管内の水位の低下によって、原子炉水位が上昇しているように見え、その後、基準面器側配管内の蒸発がやんで水位低下が止まり、原子炉水位計の指示値が変化しなくなったためと考えられる。

もっとも、1 号機のプラント関連パラメータ[*75]によれば、同月 12 日 6 時 30 分頃以降、原子炉水位に変化が生じ、燃料域 A 及び B ともに、原子炉水位が減少する値を示し、同日 12 時 35 分頃には、いずれも TAF-1,700mm 程度まで落ち込んでいる。

これは、溶融燃料が圧力容器底部、更には格納容器下部ペデスタル部への落下が進むなどして圧力容器内又は格納容器内の下部に熱移動が起こること

*75 前掲東京電力 HP 参照。

で、下部にある炉側配管内の水の蒸発が活発となって水位が低下して炉側配管圧力が小さくなり、これと基準面器側配管圧力の差圧が再び大きくなり始めたために、原子炉水位計が、これを原子炉水位として換算・表示した結果、見かけの原子炉水位が再び低下傾向を示すようになったと考えることができる[*76]。

そして、同日 12 時 35 分頃までには、炉側配管内の水位低下が進んで、同配管内の水の蒸発も収まったため、既に水位変化を示さなくなっていた炉側配管圧力と基準面器配管圧力との間の差圧に変化が生じなくなり、その結果、原子炉水位計が指示する値が TAF-1,700mm 程度でほぼ変化を示さなくなった可能性がある[*77][*78]。

④ 以上からすれば、1 号機については、プラント関連パラメータに記録された原子炉水位計が示す数値自体、信用性に欠けるといえる。

むしろ、ある時間帯において全く注水を実施していないにもかかわらず、原子炉水位計がほぼ不変の数値を示していたということは、原子炉水位が BAF を下回っていた可能性を示唆するものとして重要である。このように考えれば、少なくとも平成 23 年 3 月 11 日 22 時 20 分頃以降、原子炉水位が TAF+590mm を示して約 1 時間変化を示さず、その後同月 12 日零時 30 分頃に TAF+1,300mm を示して約 6 時間変化を示さなかったことも、その頃の 1 号機 R/B 内の放射線量が異常上昇したことや、同月 11 日 23 時 50 分頃に D/W 圧力が異常上昇していたこと、同月 12 日 2 時 45 分頃までに圧力容器が破損していた可能性が高いことと整合的に理解できる。

---

*76　1 号機については、平成 23 年 3 月 12 日 4 時頃以降、代替注水を開始しているが、間欠的に 1 ～ 2 ㎥程度ずつなされたにすぎず、すべての水が圧力容器内に注水されていない可能性も十分認められる状況にあり、原子炉水位計の指示値に変化が生じ始めた同日 6 時 30 分頃の時点で炉側配管入口を上回る原子炉水位を確保できたとは考えられない。このことは、仮に、代替注水によって実際の原子炉水位が炉側配管入口を上回ったとすれば、その時点で原子炉水位計の指示値が急激な変化を示すはずであるし、実際の原子炉水位が上昇していることになるから指示値も上昇傾向を示すと考えられるのに、実測の指示値は、同日 6 時 30 分頃に変化を示してから一貫して低下傾向にあったことからも裏付けられる。

*77　仮に、基準面器に基準面まで水位が確保され、かつ、炉側配管入口を上回る原子炉水位が確保されていれば、炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた差圧が-40~-50kPa 程度となる場合に TAF-1,700mm 程度を示すことになる。そして、炉側配管及び基準面器側配管の設置位置の関係からすれば、かかる差圧は、基準面器側配管内の水位が低下し、かつ、原子炉水位が炉側配管入口を下回って同配管内の水位が低下した場合の両配管の水頭圧差としても再現可能である（脚注 43 参照）。

*78　現に、平成 24 年 5 月 11 日、1 号機の原子炉水位計の計装配管及び基準面器への水張りを実施し、計器の指示値を確認した結果、それまで TAF-1,700mm 程度を示していた計器がダウンスケールし、仮設差圧計によって計測される差圧が 100kPa を超えてオーバースケールとなった。この差圧を水頭値に換算すると、TAF-5,000mm を下回ることになるため、水張り前の原子炉水位計は、実際の水位よりもはるかに高い水位を示していたことが判明した。

(6) 東京電力等が実施した解析結果との関係

a 東京電力が平成 23 年 5 月に公表した MAAP 解析

① 東京電力が平成 23 年 5 月に公表した MAAP 解析[*79] によれば、1 号機の IC が津波到達後に機能を喪失したことを前提として解析を実施し

炉心露出開始時間　　地震発生後約 3 時間
炉心損傷開始時間　　地震発生後約 4 時間
圧力容器破損時間　　地震発生後約 15 時間

との結果が得られた。

② この MAAP 解析結果について、炉心露出開始時間及び炉心損傷開始時間は、当委員会の検証結果と近似するものの、圧力容器破損時間は明らかに遅いと言わざるを得ない。

現に、東京電力も指摘するように、上記解析によっては、平成 23 年 3 月 11 日 23 時 50 分頃に D/W 圧力が 0.600MPa　abs と測定され、同月 12 日 2 時 45 分頃に原子炉圧力が 0.800MPa gage、D/W 圧力が 0.840MPa abs と測定されたこと[*80] を再現できていない。これは、MAAP 解析の解析コード上、単純化された圧力容器破損モデルが、実際の圧力容器破損の過程を再現できないことによると考えられる。

③ さらに、この MAAP 解析にいう圧力容器破損は、炉心溶融によって圧力容器底部が破損することを念頭に置いており、例えば、SR 弁のガスケット部や貫通配管との接合部その他の圧力容器の周辺部分が破損した場合を再現することはできず、その意味では、当委員会のいう「圧力容器又はその周辺部の破損」よりも相当限定的な場合のみを考慮しているにすぎない

④ したがって、東京電力が行った MAAP 解析のうち、圧力容器破損時間が地震発生後約 15 時間とした点については、実測値ともかい離しており、そのかい離の原因を説明できていないので直ちに信用できず、また、圧力容器破損の概念も限定的なものを指すにすぎないから、圧力容器破損可能性に関する当委員会の検証結果を左右するものではない。

---

*79　東京電力が平成 23 年 5 月に公表した MAAP 解析（「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運転記録及び事故記録の分析と影響評価について」）については、http://www.tepco.co.jp/cc/press/betu11_j/images/110524a.pdf により閲覧可能である。なお、東京電力が用いた MAAP 解析コードは、バージョン 4.0.4、開発元 FAI（Fauske & assosiates,LLC）である。

*80　これらの計装機器は、それぞれ異なる場所で異なる方法により計測され、電源を用いず直接圧力を読み取って指示計で表示するものであるので、これらが同時的に故障して誤計測したとは考えにくい。

b　東京電力が平成 24 年 3 月に公表した MAAP 解析

①　東京電力が平成 24 年 3 月に公表した MAAP 解析[*81] によれば、新たに判明した事実を仮定条件として設定し、実測値と整合するように圧力容器や格納容器からの漏えいを仮定するなどして解析を実施し

炉心露出開始時間　　地震発生後約 3 時間
炉心損傷開始時間　　地震発生後約 4 時間
圧力容器破損時間　　地震発生後約 11 時間

との結果が得られた。

②　この MAAP 解析によれば、平成 23 年 3 月 11 日 23 時 50 分頃に D/W 圧力が 0.600MPa　abs と測定され、同月 12 日 2 時 45 分頃に原子炉圧力が 0.800MPa　gage、D/W 圧力が 0.840MPa　abs と測定されたことを再現できることになる。

もっとも、この MAAP 解析の中で東京電力が指摘するとおり、1 号機については、重要な事象進展の過程で、ほとんどのパラメータが見えておらず、仮定条件として設定した圧力容器からの気相漏えいの時期等については不確実性が大きく、かつ、圧力容器破損時間は、かかる仮定条件に大きく依存している。

また、この MAAP 解析では、そのモデル上、燃料支持板が破損するまでは溶融燃料が炉心部にとどまり、燃料支持板を構成するステンレス鋼が溶融温度である 1,700K（=約 1426.85 ℃）に達した段階で燃料支持板が破損し、溶融燃料が一気に下部プレナムに落下し、急激な圧力上昇があったとして再現されている。しかし、このような急激な現象は単純化されたモデルによるものであり、東京電力自らがこの MAAP 解析の中で指摘するとおり、実現象を反映していない可能性がある。

③　さらに、東京電力は、平成 23 年 5 月に公表した MAAP 解析よりも、1 号機の圧力容器破損時間が 4 時間程度早まったことについて、「原子炉圧力の急激な上昇、圧力容器からの気相漏えいの条件、圧力容器底部における溶融燃料のふるまいに関するモデル等に大きく依存しており、評価結果の不確かさが大きい」と指摘している。この指摘自体は当を得たものであるが、このことは、MAAP 解析が大きく依存しているという条件やモデル等次第では、圧力容器破損時間が更に早まることもあり得ることを意味しており、結局、解析実施者が入力する条件や解析コード上の圧力容器破損モデル等をいかに精緻なものとするかによって、解析結果が左右されることになる。

④　また、この MAAP 解析における「圧力容器破損」は、炉心溶融によって

*81　東京電力は、平成 23 年 5 月以降に判明した事実等を踏まえ、平成 24 年 3 月に、MAAP 解析（「MAAP コードによる炉心・格納容器の状態の推定」）を公表したが、この解析については、http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/images/handouts_120312_02-j.pdf により閲覧可能である。なお、東京電力が用いた MAAP 解析コード（バージョン 4.0.4）は、開発元 FAI（Fauske & assosiates,LLC）である。

圧力容器底部が破損することを念頭に置いており、当委員会における「圧力容器又はその周辺部の破損」よりも相当限定的な場合のみを考慮している。

⑤　以上から、この MAAP 解析結果は、圧力容器破損可能性に関する当委員会の検証結果を左右するものではない。

c　JNES が平成 23 年 9 月に公表した MELCOR 解析

①　次に、JNES が平成 23 年 9 月に公表した MELCOR 解析[*82]によれば、1 号機の IC が津波到達後作動していないことを前提として解析を実施し

炉心露出開始時間　　地震発生後約 2 時間
炉心損傷開始時間　　地震発生後約 3 時間
圧力容器破損時間　　地震発生後約 5 時間

との結果が得られた。

②　炉心露出開始時間、炉心損傷開始時間及び圧力容器破損時間は、当委員会の検証結果よりもやや早くなっているが、JNES 担当者も、「圧力容器の下部プレナムにある水による冷却を考慮しない最速の圧力容器破損シナリオを解析したもので、実際には、この解析結果である地震発生から約 5 時間後（平成 23 年 3 月 11 日 20 時頃）から原子炉圧力の異常低下が確認された同月 12 日 2 時 45 分頃までの間に圧力容器が破損した可能性が高い。」旨説明した。予め解析コードに組み込まれている圧力容器破損モデルによって、解析結果が大きく左右される顕著な例といえる。

したがって、この解析結果をもって、同月 11 日 20 時以降、同月 12 日 2 時 45 分頃までに、圧力容器又はその周辺部に閉じ込め機能を喪失するような損傷が生じた可能性が否定されるものではない。

③　また、かかる MELCOR 解析にいう圧力容器破損は、炉心溶融による圧力容器下部の破損に限定するのに対し、当委員会の「圧力容器又はその周辺部の破損」は、圧力容器そのものの破損に限定するものではなく、圧力容器の閉じ込め機能に着目し、貫通配管や SR 弁のフランジガスケット部等からの漏えい可能な損傷をも含む概念である。

④　以上から、この MELCOR 解析結果は、圧力容器破損可能性に関する当委員会の検証結果を左右するものではない。

(7)　小括

1 号機の圧力容器又はその周辺部には、地震発生直後から津波到達までの間、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じた可能性は否定されるが、津波到達

---

*82　JNES が平成 23 年 9 月に公表した MELCOR 解析（「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価」）については、http://www.jnes.go.jp/content/000119740.pdf により閲覧可能である。なお、JNES が用いた MELCOR 解析コード（バージョン 1.8.5）は、開発元 Sandia National Laboratories である。

以後、IC による冷却や代替注水がなされず、圧力容器内が高温、高圧状態下に置かれ、平成 23 年 3 月 11 日 20 時 7 分頃以降、同月 12 日 2 時 45 分頃までの間に閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていたと考えるのが自然である。その後も、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を更に大きく損なうような損傷が生じた可能性もある。

かかる損傷が生じた箇所については、圧力容器の燃料支持板が破損して溶融燃料が下部プレナムに落下し、これによって圧力容器底部が破損したことのほか、高温、高圧の影響により、SR 弁のフランジガスケット部、計装配管その他の貫通配管又はそれらの接合部等が破損した可能性が考えられるが、現時点においては現場確認ができないため、損傷箇所の特定は困難である。したがって、今後、国及び事業者において、現場確認が可能となった段階で、損傷箇所を特定の上、その損傷原因や損傷時期を検証することが望まれる。

2　格納容器

(1)　地震発生後、津波到達までの間、格納容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じていたとは認められないこと

a　建屋内の放射線量との関係

1 号機のアラームタイパ[*83]によれば、平成 23 年 3 月 11 日 14 時 47 分頃、SGTS 起動信号が発信された記録が残っており、SGTS が作動したと認められる。しかし、1 号機の記録計チャート[*84]によれば、排気筒放射線モニタ上、有意な放射線量の上昇は認められず、その頃、1 号機 R/B 内の放射線量についても異常上昇した形跡は見当たらない。このことは、格納容器の閉じ込め機能に支障がなかったことの根拠となり得る。

もっとも、格納容器又はその周辺部に、放射性物質を漏えいさせる程度の損傷箇所が生じたとしても、圧力容器の健全性が保たれている限り、現に放射性物質が格納容器を経由して上記損傷箇所から R/B 内へ漏えいすることは考え難い。

したがって、1 号機 R/B 内の放射線量が異常上昇した形跡がなかったからといって、上記損傷が存在しなかったと断定することはできないものの、少なくとも閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じていなかったと考えても矛盾はない。

b　D/W 圧力、D/W 温度、S/C 圧力及び S/C 水温との関係

1 号機の記録計チャート[*85]によれば、地震発生後、津波到達までの間、1 号機の D/W 圧力、D/W 温度、S/C 圧力及び S/C 水温のいずれを見ても、通常の温度や圧力をやや上回る程度にとどまっており、格納容器の閉じ込め機能を大

---

*83　資料Ⅱ-1-1-8 参照。
*84　資料Ⅱ-1-1-8 参照。
*85　資料Ⅱ-1-1-12 参照。

きく損なうような損傷が生じたことを窺わせる急激な圧力、温度の低下は認められない。

(2) 津波到達後、平成 23 年 3 月 11 日 21 時 51 分頃までに、格納容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていた可能性があること

a 現場対処との関係

平成 23 年 3 月 11 日 18 時 30 分頃以降、同日 20 時頃までの間、当直員が、原子炉注水ラインを構成するため、1 号機 R/B 内の地下階や 1 階、2 階に立ち入って注入弁の開操作等の現場対応を行っているが、格納容器の破損を窺わせるような蒸気の漏えいや放射線量の異常な上昇といった形跡は見当たらず、その頃までに格納容器に閉じ込め機能を大きく損なうような重大な損傷が生じていたとまでは認め難い。

もっとも、この時点で、小さな破断・漏えい箇所が格納容器又はその周辺部に生じた場合でも D/W 圧力や S/C 圧力にさしたる影響を及ぼさない一方で、同損傷箇所から放射性物質が漏えいすることは可能である。そして、この程度の微少な損傷によって建屋内に放射性物質が漏えいしたとしても、建屋内の線量上昇はいまだ限定的であった可能性も否定できないから、この時点で、格納容器又はその周辺部に、放射性物質が正規の漏えい率を超えて漏えいするに足りる程度の損傷が生じた可能性まで否定することはできない。

b 放射線量との関係

① 平成 23 年 3 月 11 日 21 時 51 分頃、1 号機 R/B 内の放射線量が上昇したことに伴い、1 号機 R/B への入域が禁止されており、この時点で、格納容器又はその周辺部から 1 号機 R/B 内へ放射性物質が漏えいしていた可能性がある。

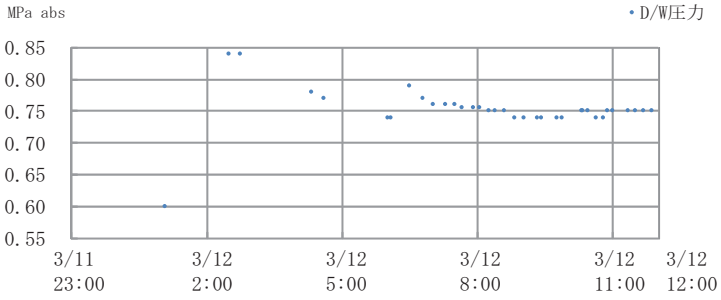
② 平成 23 年 3 月 11 日 22 時頃、1 号機 R/B 二重扉外側付近で、10 秒間で約 0.8mSv の放射線量が計測された。これを毎時換算すると、1 号機 R/B 内においては 300mSv/h 程度であったと考えられ、既に、同月 21 時 51 分頃までに格納容器又はその周辺部から 1 号機 R/B 内へ放射性物質が漏えいしていた可能性がある。

c その後の D/W 圧力との関係

平成 23 年 3 月 11 日 23 時 50 分頃、1 号機の D/W 圧力計が 0.600MPa abs を示していることが確認され、さらに、1 号機のプラント関連パラメータ[*86]によれば、D/W 圧力は、同月 12 日 2 時 45 分頃の時点では更に上昇して 0.840MPa abs を示し、その後も 0.7MPa abs 台を推移している（図表 13 参

*86 前掲東京電力 HP 参照。

照)。



図表13 1号機D/W圧力の挙動（3/11 23:00～3/12 12:00）

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

仮に、同月 11 日 21 時 51 分頃までに、格納容器又はその周辺部に圧力が大きく抜ける損傷が生じていたとすれば、その後に D/W 圧力が異常上昇し、その後も 0.7MPa abs 台で推移するようなことは考えにくいので、このような D/W 圧力の推移からすると、少なくとも同日 21 時 51 分頃までは、格納容器又はその周辺部に、このような大規模な損傷が生じていた可能性は低いと考えられるものの、そこまでの規模に至らない程度であれば、閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていた可能性がある。

(3) 平成 23 年 3 月 12 日未明までに、格納容器又はその周辺部には、格納容器の閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていたと考えられ、その後も、その閉じ込め機能を更に大きく損なうような損傷が生じた可能性があること

a D/W 圧力との関係

1 号機のプラント関連パラメータによれば、D/W 圧力は、平成 23 年 3 月 11 日 23 時 50 分頃の時点で 0.600MPa abs を示し、同月 12 日 2 時 45 分頃の時点では更に上昇して 0.840MPa abs を示したが、その後、1 号機については、格納容器ベントを実施していないにもかかわらず、同日 4 時 19 分頃には 0.780MPa abs を示し、さらに、同日 6 時頃には 0.740MPa abs まで低下する値を示していた（前掲図表 13 参照)。

1 号機については、同日 4 時頃以降、間欠的かつ不十分ながら代替注水が実施されていることからすると、①圧力容器内で発生した蒸気が、圧力容器又はその周辺部の損傷箇所から格納容器側へ流出して D/W 圧力が上昇すること、②既に圧力容器底部が破損して格納容器ペデスタル部に落下した溶融燃料に向け、圧力容器損傷箇所から水が流れ込んで格納容器内で蒸気が発生して D/W 圧力が上昇することが考えられる。

しかし、1 号機について、この頃、D/W スプレイや S/C スプレイによる格納容器の除熱がなされた事実はなく、また、格納容器ベントもいまだ実施されていないことから、D/W 圧力が低下する原因は、格納容器からの漏えい以外に考え難い。

したがって、同日 2 時 45 分頃以降、格納容器の閉じ込め機能を損なうよう

な損傷が生じたが故に、D/W 圧力が低下傾向を示した可能性が高い。

b　放射線量との関係

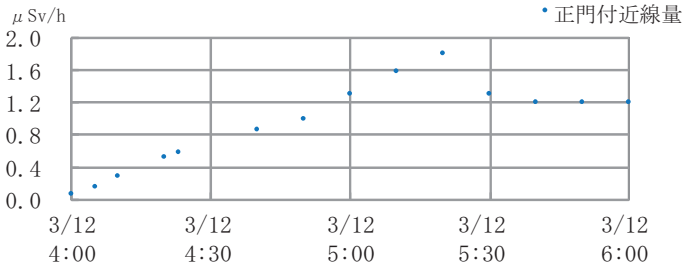
(a)　平成 23 年 3 月 12 日未明に放射線量が上昇したこととの関係

①　平成 23 年 3 月 12 日未明、発電所対策本部は、放射線量の異常上昇に対応し、飛散する放射性物質の吸引・汚染リスクを緩和するため、作業員が免震重要棟から外に出る際には、「全面マスク及び C 装備」を着用せざるを得ない状態になっていた。

これは、1 号機炉心由来の放射性物質が、圧力容器又はその周辺部から格納容器、更には、格納容器から R/B、R/B から R/B 外へ漏えいし、免震重要棟近辺の大気中にまで浮遊し、又は周辺構造物等に付着していたためと考えられる。

②　平成 23 年 3 月 12 日 3 時 45 分頃、1 号機 R/B 内に白いもやが立ち込め、放射線管理員が R/B 内へ立ち入れなくなっており、この頃、1 号機格納容器又はその周辺部から R/B 内へ、放射性物質含有の蒸気が漏えいしていた可能性が高い。

③　正門モニタリングポスト付近における放射線量測定の結果、その測定値が、平成 23 年 3 月 12 日 4 時頃に 0.069 μ Sv/h であったのに対し、同日 4 時 20 分頃に 0.525 μ Sv/h、同日 4 時 40 分頃に 0.866 μ Sv/h と上昇傾向を示し、同日 4 時 50 分頃には 1.002 μ Sv/h、同日 5 時頃に 1.307 μ Sv/h、同日 5 時 10 分頃に 1.590 μ Sv/h と更に上昇した（図表 14 参照）。



図表14 正門付近の放射線量の挙動（3/12 4:00～3/12 6:00）

東京電力「福島第一原子力発電所構内での計測データ」（平成23年5月）を基に作成

この頃、2 号機及び 3 号機については、RCIC が作動し、原子炉水位が確保されていたと考えられるため、正門付近において放射線量が上昇した原因は、1 号機の炉心由来の放射性物質が大気中に放出されたことによる可能性が極めて高い。

そして、1 号機については、この頃、いまだ格納容器ベントを実施しておらず、そうすると、1 号機の炉心由来の放射性物質が格納容器又はその周辺部から漏えいしたと考えられる。

④　平成 23 年 3 月 12 日 4 時頃以降、1/2 号中央制御室内の 1 号機側の放射

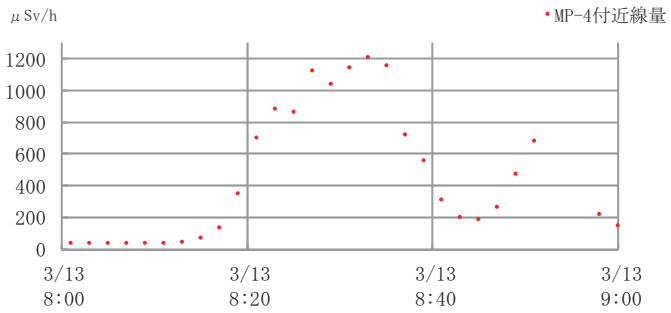
線量が異常上昇したため、当直は、その場にとどまれず、同室内の 2 号機側に退避し、なおも同室内上方の放射線量が高かったため、同室内床上に着座して被ばくを回避せざるを得なくなった。

⑤　平成 23 年 3 月 12 日 4 時 50 分頃、1 号機 R/B から免震重要棟に戻った作業員に放射性物質による汚染が認められた。

⑥　これらの状況からすると、1 号機については、既に圧力容器内から格納容器内に漏えいした放射性物質を格納容器に閉じ込めておくことができなくなり、格納容器又はその周辺部から漏えいした放射性物質が 1 号機 R/B 内、更には、その周辺に浮遊していたと考えられ、平成 23 年 3 月 12 日未明には、格納容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていたと考えられる。

(b)　平成 23 年 3 月 13 日 8 時 1 分頃以降の放射線量上昇との関係

モニタリングポスト 4 番付近での放射線量測定の結果、平成 23 年 3 月 13 日 8 時 1 分頃に 34.9 μ Sv/h であったのに対し、その後急激に上昇していき、同日 8 時 17 分頃に 135.5 μ Sv/h、同日 8 時 21 分頃に 698.2 μ Sv/h、同日 8 時 27 分頃に 1,124.3 μ Sv/h、同日 8 時 33 分頃に 1,204.2 μ Sv/h を示した。その後、同所における放射線量は下降線をたどったものの、同日 8 時 45 分頃にいったん 186.2 μ Sv/h を示してから、再び上昇傾向に転じている（図表 15 参照）。



図表15 モニタリングポスト4付近の放射線量の挙動（3/13 8:00～3/13 9:00）

東京電力「福島第一原子力発電所構内での計測データ」（平成23年5月）を基に作成

かかる放射線量の上昇は、前記 1(5)d(b)記載のとおり、1 号機 R/B 爆発の影響や各号機の格納容器ベントの影響とは考え難く、1 号機及び 3 号機の双方又はいずれかの炉心損傷の過程で放出された放射性物質が、圧力容器及び格納容器又はその周辺部から漏えいしたことによるものと考えられる。

そうすると、同日 8 時 1 分頃までに、1 号機の炉心損傷、溶融が更に進行して大量の放射性物質が放出され、これが、圧力容器から格納容器、格納容器から R/B へと漏えいし、爆発によって破損した R/B5 階部分から大気中に放出された可能性は十分に認められる。その前提として、その頃ま

でに、1 号機については、格納容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を更に大きく損なうような損傷が生じていた可能性もある。

(c) 平成 23 年 3 月 14 日 21 時 25 分頃以降の放射線量上昇との関係

① 正門付近における放射線量測定の結果、平成 23 年 3 月 14 日 21 時 25 分頃に 6.8 μ Sv/h であったのに対し、同日 21 時 35 分頃に 760.0 μ Sv/h、同日 21 時 37 分頃に 3,130.0 μ Sv/h に急上昇した（図表 16 参照）。

H23.3.14 時 刻	放射線量 (μSv/h)
21:15	5.8
21:20	6.0
21:25	6.8
21:30	29.7
21:35	760.0
21:37	3,130.0

図表16 正門付近の放射線量測定結果
東京電力「福島第一原子力発電所構内での計測データ」（平成23年5月）を基に作成

② まず、これらの放射線量上昇は、1 号機及び 3 号機の R/B 爆発や格納容器ベントの実施に伴い放射線量が上昇してから相当時間が経過し、既に放射線量が下降した後の挙動であるから、これらの事象による影響以外に要因があると考えるのが自然である。

③ 3 号機について、平成 23 年 3 月 14 日 5 時 20 分から同日 6 時 10 分にかけての頃、S/C ベント弁（AO 弁）小弁の開操作を試みているが、それ以降、同日 21 時 25 分頃までの間には格納容器ベントに必要な操作を実施していない。

そして、3 号機については、同月 13 日 9 時前後に格納容器ベントを実施した際、既にラプチャーディスクが作動済みと考えられるので、同月 14 日 6 時 10 分頃までに S/C ベント弁（AO 弁）小弁が開状態となったのであれば、すぐに D/W 圧力や S/C 圧力が低下傾向を示すはずであるのに、3 号機のプラント関連パラメータ [*87] によれば、格納容器ベントラインが完成したとされる同日 6 時 10 分頃以降も、同日 7 時 10 分頃まで D/W 圧力及び S/C 圧力が上昇傾向にある上、ふくいちライブカメラ写真によっても、その頃、3/4 号排気筒から白煙様の排気を確認できなかった。したがって、そもそも、S/C ベント弁（AO 弁）小弁について、同日 6 時 10 分頃までの開操作にもかかわらず、その開状態を維持できなかった可能性が高い。

また、この頃多少なりとも S/C ベント弁（AO 弁）小弁が開となったとしても、3 号機のプラント関連パラメータ [*88] によれば、同日 7 時 15 分頃以降、S/C 圧力が低下傾向を示すも、同日 8 時 45 分頃以降、S/C 圧力が上昇に転じ、その後も昇降を繰り返し、同日 20 時頃から更に上昇傾向を示していることからすると、この S/C ベント弁（AO 弁）小弁については、少なくとも同日 8 時 45 分頃以降、次に開操作をする同月 15 日 16 時頃まで

*87 前掲東京電力 HP 参照。
*88 前掲東京電力 HP 参照。

の間、その開状態を維持できていなかったと認められる。

したがって、同日 21 時 25 分頃以降の正門付近における放射線量の上昇は、3 号機の格納容器ベントの影響によるものとは考え難い。

④ さらに、2 号機についても、平成 23 年 3 月 14 日 16 時 30 分から同月 15 日零時 2 分にかけての頃、格納容器ベント実施に向け、S/C ベント弁(AO 弁)大弁及び小弁の開操作を試みたり、更には D/W ベント弁（AO 弁）小弁の開操作を試みたりしたが、電磁弁の励磁や可搬式コンプレッサーによる空気圧が十分確保できず、これらの格納容器ベントに必要な弁の開状態を維持することができなかった。これらの事実は、2 号機プラント関連パラメータ上の D/W 圧力の挙動に加え、ふくいちライブカメラ写真によっても、その頃、1/2 号排気筒から白煙様の排気を確認できなかったことやテレビ会議内容、福島第一原発関係者の供述その他の関係各証拠から優に認められる。

なお、保安院は、平成 24 年 3 月に公表した前掲「東京電力福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する『中間とりまとめ』」の中で、「実際にはベントが成功した可能性がある。」とか「圧力低下がない程度のベント」がなされた可能性があるといった指摘をするが [*89]、上記関係各証拠と整合せず、指摘の根拠が薄弱である。

以上から、同月 14 日 21 時 25 分頃以降、正門付近において放射線量が急上昇は、2 号機の格納容器ベントによる影響とは考え難い。

⑤ 次に、平成 23 年 3 月 14 日 21 時 30 分前後頃の各号機の状況について検討する。

1 号機については、既に炉心損傷が進行し、多くの放射性物質が大気中に放出された後であると考えられるものの、1 号機の CAMS 測定結果 [*90] によれば、同日 19 時 15 分頃に D/W(A)側が 78.8Sv/h、S/C(A)側が 25.9Sv/h、同日 21 時頃に D/W(A)側が 65.6Sv/h、S/C(A)側が 25.7Sv/h を示すなど、依然として高い値を示している（図表 17 参照）。

H23.3.14 時刻	CAMS D/W (A) (Sv/h)	CAMS S/C (A) (Sv/h)
16:00	89.7	26.2
19:15	78.8	25.9
21:00	65.6	25.7
22:00	61.0	25.6

図表17 1号機 CAMS測定結果

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

この頃、1 号機については、既に、格納容器又はその周辺部に漏えい箇所が生じていると考えられるにもかかわらず、格納容器内において高いガンマ線量率が計測されていることからすれば、依然として炉心損傷が進行しており、放射性物質が放出されていた可能性は否定できない。また、同

*89 前掲「東京電力福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する『中間とりまとめ』」参考資料図Ⅴ-1-3 参照。

*90 前掲東京電力 HP 参照。

日 16 時から同日 22 時にかけての頃、1 号機の D/W 側のガンマ線量率が低下傾向にあるのも、D/W のいずれかに漏えい箇所が生じており、同箇所から放射性物質が漏えいしていたと考えて矛盾はない。

そうすると、1 号機の炉心由来の放射性物質が格納容器又はその周辺部から漏えいし、水素ガス爆発で損傷した R/B から大気中に放出されて、同日 21 時 25 分頃以降の正門付近における放射線量上昇に寄与した可能性がある。

次に、2 号機については、少なくとも同日 21 時 20 分頃まで十分な代替注水がなされず、BAF を上回る原子炉水位を確保できていなかった可能性が高く、それまでに炉心損傷が進行し、その過程で放出された放射性物質が大気中まで放出された可能性も十分認められる。現に、2 号機の CAMS 測定結果[*91]によれば、同日 15 時 15 分頃に D/W(A)側が 0.00108Sv/h、S/C(A)側が 0.0103Sv/h を示していたのに対し、しばらく計測を中断後に再開した同日 21 時 55 分頃には D/W(A)側が 5.36Sv/h、S/C(A)側が 0.383Sv/h まで上昇し、その後もおおむね上昇傾向にあった。

また、3 号機については、3 号機のプラント関連パラメータ[*92]によれば、その頃、原子炉水位がほとんど変化を示していない状況にあり、BAF を上回る原子炉水位を確保できていなかった可能性がある上、同日 20 時 37 分頃以降、2 号機への代替注水を優先させるため、3 号機への代替注水を中断して 1 時間以上経過している。そうすると、この頃、3 号機の炉心損傷が更に進行して、放射性物質が大気中に放出された可能性も否定できない。

⑥ 以上からすると、平成 23 年 3 月 14 日 21 時 25 分頃以降の正門付近における放射線量上昇は、1~3 号機のいずれか又はすべての炉心損傷過程で放出された放射性物質が大気中に放出された可能性があり、1~3 号機のいずれに由来すると特定することはできない。

そうすると、この頃までに、1 号機の圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を更に大きく損なうような損傷が生じ、放射性物質が格納容器外に漏えいし、水素ガス爆発によって損傷した R/B から大気中に放出され、同日 21 時 25 分頃以降、正門付近でも放射線量が上昇したと考えても矛盾はない[*93]。

---

*91 前掲東京電力 HP 参照。

*92 前掲東京電力 HP 参照。

*93 この頃、地上レベルでの正門付近の風向、風速は、平成 23 年 3 月 14 日 21 時 35 分に南東の風、1.6m/s、同日 21 時 37 分に南の風、1.7m/s であるが、あくまで地上レベルのものであり、地形や造形物の影響を受けやすく、現に、同日 22 時 15 分には北の風、1.2m/s に変わるなど、風向はめまぐるしく変転している。

c　汚染水等との関係

① 平成 23 年 3 月 26 日、東京電力が 1 号機 T/B 地下階において採取した滞留水から、I-131、Cs-134、Cs-137 が検出された（図表 18 参照）。

採取日時	採取物	核種（半減期）	放射能濃度 (Bq/cm^3)
H23.3.26	1号機T/B地下階滞留水	I-131（約8日）	150,000
		Cs-134（約2年）	120,000
		Cs-137（約30年）	130,000
H23.6.22	1号機使用済燃料プール（SFP）のスキマーサージタンク水	I-131（約8日）	68
		Cs-134（約2年）	12,000
		Cs-137（約30年）	14,000
H23.11.25	1号機R/B地下滞留水	Cs-134（約2年）	140,000
		Cs-137（約30年）	190,000

図表18 1号機汚染水等測定結果

東京電力「原子炉建屋地下滞留水の放射能濃度等の測定結果」（平成23年12月）等を基に作成

② 平成 23 年 11 月 25 日、東京電力が 1 号機 R/B 地下滞留水の放射能濃度等を測定した結果、1 号機 R/B 地下滞留水から、Cs-134、Cs-137 が検出された（前掲図表 18 参照）。

③ 平成 23 年 6 月 22 日、東京電力が、1 号機 SFP のスキマーサージタンク水の核種分析を実施した結果、I-131、Cs-134、Cs-137 が検出された（前掲図表 18 参照）。I-131 は短半減期（約 8 日）の核種であり、圧力容器から取り出した燃料のうち最も冷却期間が短い燃料でも 1 年程度冷却されているため、これが SFP 由来とは考え難く、炉心由来の核種が、建屋内における蒸気の凝縮水、ダスト、瓦礫への付着等を介して SFP 水に溶け込んだ可能性が高いと考えられる。

④ 以上から、1 号機の R/B 地下滞留水、T/B 地下滞留水、SFP 水から検出された核種の全部又は一部は、炉心由来と考えるのが自然であり、圧力容器、格納容器又はそれらの周辺部から漏えいしたものと考えられる。

(4) 小括

以上から、1 号機の格納容器又はその周辺部には、地震発生直後から津波到達までの間、閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じていたとは認められないが、平成 23 年 3 月 11 日 21 時 51 分頃までに、閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていた可能性があり、さらに、格納容器内が高温、高圧の状態に置かれたことから、同月 12 日未明までにはかかる損傷が生じていたと考えられ、その後も更に大きな損傷が生じた可能性がある。

そして、かかる損傷が生じた箇所は、格納容器フランジ部、電気配線貫通部、人の出入り用のエアロック、機器搬入用のハッチ部等の気密性を確保するために用いられるフランジガスケットやエポキシ樹脂といったシール材が高温で劣化して生じた可能性等、種々の可能性が考えられるが、現時点においては現場確認ができないため、損傷箇所の特定は困難である。したがって、今後、国及び事業者において、現場確認が可能となった段階で、損傷箇所を特定の上、その損傷原因や損傷時期を検証することが望まれる。

3　非常用復水器（IC）

(1)　地震発生直後から平成 23 年 3 月 11 日 20 時 7 分頃までの間、IC の機能を喪失するような配管破断の可能性は認められないこと

a　はじめに

地震発生直後、IC の機能を喪失するような配管破断の可能性が認められないことについては、既に中間報告Ⅳ 1(3)でも言及しており、その結論に変更はない。むしろ、その後の調査結果を踏まえ、中間報告で述べた結論を補強する根拠として、以下の事実を指摘する。

b　D/W 圧力との関係

①　1 号機の記録計チャート[*94]によれば、地震発生直後、津波到達までの間、D/W 圧力は、2kPa 程度しか上昇していない。

かかる圧力の上昇は、外部電源喪失によって格納容器空調系が停止したことによる影響と考えるのが自然であり、格納容器内の IC 配管の破断等を窺わせるような極端な D/W 圧力の上昇は認められない。

②　前記 1(1)b ③記載のとおり、JNES の解析結果によれば、圧力容器から格納容器への漏えい面積を 0.3 ㎠、0.1 ㎠と仮定すると、D/W 圧力の実測値を整合的に再現するには至らなかった。また、漏えい率 0.23 ㎥/h 相当の冷却材漏えいとなる漏えい面積を仮定した場合も D/W 圧力の変化は実測値よりも大きくなった。さらに、ドライウェルクーラー停止による圧力容器からの放熱を再現するため、D/W 内に熱源を設定して漏えい率 0.23 ㎥/h 相当の冷却材漏えいとなる漏えい面積を仮定した場合も D/W 圧力の変化は実測値よりも大きくなった。

そうすると、格納容器内の IC 配管に、地震発生後、津波到達までの間、保安規定上「不明確な箇所からの漏えい率」として許容される程度の漏えいが生じていた可能性まで否定するものではないが、少なくとも、IC の機能を喪失するような配管破断は生じていなかったと考えられる。

c　PLR ポンプ入口温度との関係

①　1 号機の記録計チャート[*95]によれば、地震発生直後、PLR ポンプ(A)入口温度と PLR ポンプ(B)入口温度が類似の挙動を示していたが、平成 23 年 3 月 11 日 15 時過ぎ頃から対称的な挙動を示しており、このとき、PLR ポンプ(B)入口温度はより鋭い谷型を示し、PLR ポンプ(A)入口温度は若干の時間遅れをもって緩やかに山型に変化している。

②　これは、まず、当初の類似の挙動は、IC の A 系及び B 系をいずれも作動させていたことにより、IC 戻り水の量が大きかったため、IC の戻り水が直

---

*94　資料Ⅱ-1-1-5 参照。
*95　資料Ⅱ-1-1-13 参照。

接流れ込む[*96]PLR ポンプ(B)入口温度検出器付近が顕著に温度が低下し、さらに、ダウンカマ部を介して反対側にある PLR ポンプ(A)入口温度検出器付近にもすぐに IC 戻り水が回り込んで、PLR ポンプ(B)入口温度ほどではないが、類似の温度低下傾向を示したものと考えられる。

③　これに対し、IC（A 系）のみを作動させたとされる同日 15 時 3 分頃以降は、IC の戻り水が、それまでの半分程度に落ち込むため、IC の戻り水が直接流れ込むポンプ(B)入口温度が、IC の挙動にすぐに反応して鋭い谷型を示すのに対し、圧力容器ダウンカマ部に流入した IC 戻り水に相当する水量だけ、ダウンカマ部内の比較的高温の水が PLR の A 系配管に押し出された結果、ポンプ(A)入口温度が若干時間遅れをもって緩やかな変化を示しているものと考えられる。

④　これらの挙動は、地震発生当初、IC の A 系及び B 系を作動させ、同日 15 時 3 分頃に手動停止後、津波到達までの間、IC の A 系のみを合計 3 回作動させたこととよく整合しており、仮に IC が配管破断等によって正常に作動していなければ、このような挙動を示すことは通常考え難い。

また、仮に、PLR 配管に IC の機能に影響を及ぼすような破断が生じていれば[*97]PLR ポンプ入口温度は急激な降下を示すと考えられるのに、そのような挙動は認められず、IC の作動状況に応じた昇降を繰り返していることから、PLR 配管部分にも、IC の機能に影響を及ぼす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。

⑤　なお、平成 23 年 3 月 11 日 15 時 3 分頃に当直が IC の A 系及び B 系のいずれも停止した後、IC（A 系）の一系統のみを作動させたことについて、原子炉冷却が急務である緊急時の対応として極めて不自然である旨指摘する見解がある。

しかし、ある特定の操作が不自然か否かについては、事後の結果から遡るのではなく、その時点における客観的な状況や当直らの認識に基づいて判断しなければならない。すなわち、当時の過渡現象記録装置データその他の記録並びに発電所対策本部及び当直らの各供述その他の証拠によれば、津波到達までの間、RHR その他の冷温停止に向けて重要な設備・機器に重大な支障が生じるような被害は確認されておらず、当直らも、そのような被害が発生したとの認識を有していなかった。したがって、津波到達まで

---

*96　IC については、基本設計段階では A 系及び B 系の戻り配管がそれぞれ PLR の A 系及び B 系配管に接続されて圧力容器に復水する構造とされていたが、詳細設計段階で変更があり、A 系及び B 系の戻り配管が合流した上で PLR の B 系配管に接続され、圧力容器に復水する構造とされた。原子炉設置許可申請書添付書類上、上記変更部分の修正漏れがあったため、基本設計段階の配管構造とされているが、その後の工事認可書類や写真等を確認した結果、実際には、IC の A 系及び B 系の戻り配管が合流した上で PLR の B 系配管に接続され、圧力容器に復水する構造であることが明らかとなっている。

*97　PLR の B 系配管に破断が生じれば、IC の A 系及び B 系ともにその機能を喪失することになる。

の間、当直らが、最終的な冷温停止に向け、まずは、保安規定第 37 条第 1 項、表 37-1 に従い、原子炉冷却材温度変化率 55 ℃/h 以下という運転上の制限を順守しながら徐々に原子炉圧力を低下させていこうと考えたとしても不自然ではない[*98]。

それればかりか、福島第一原発の「1 号機事故時運転操作手順書（事象ベース）」によれば、MSIV 開操作が不可能な場合において、IC 等による原子炉減圧実施の際に操作員が行うべき手順・方法として、「原子炉冷却材温度変化率 55 ℃/h 以下」と枠囲みをして明記され、また、同手順書によれば、全交流電源喪失時であっても、IC による原子炉減圧操作実施時、IC の台数調整、IC 出口弁開度調整、間欠的操作によって、原子炉冷却材温度変化率 55 ℃/h 以下となるように確認、調整することを求めている。さらに、福島第一原発の「1 号機事故時運転操作手順書（徴候ベース）」でも同様に、「原子炉の冷却速度 55 ℃/h は、保有水量を維持するためと RPV に過度な熱荷重を与えないため及び急激な減圧による放射能の追加放出を抑制するために要求するものである」として、IC 等による原子炉減圧実施の際に原子炉冷却材温度変化率 55 ℃/h 以下となることを要求し、例外的に、SR 弁による急速減圧を実施しなければならないような不測の事態に陥った場合に「炉水温度変化率 55 ℃/h にとらわれる必要はない。」としている。これらの手順書の記載からすれば、いまだ SR 弁による急速減圧を実施しなければならない事態に陥ったとは認められない同日 15 時 3 分頃以降、津波到達までの間、当直が、これらの手順・方法に従い、原子炉圧力の急激な低下を抑えるために、IC（A 系）の一系統のみを作動させたとしても、決して不自然とは言えない。

⑥　また、1 号機の記録計チャート[*99]によれば、平成 23 年 3 月 11 日 15 時 3 分頃以降、原子炉圧力は、合計 3 回にわたり、6~7MPa gage の間で昇降を繰り返した後、上昇局面で記録が途絶えているが、このような原子炉圧力の挙動につき、IC の作動によるものではなく、手動で SR 弁の開閉を繰り返したことによるものとする見解がある。

しかし、かかる原子炉圧力の挙動につき SR 弁の開閉操作によるものと仮定した場合、PLR ポンプ入口温度(A)及び(B)が前記①~③記載のとおりの挙動を示したことを合理的に説明できない[*100]。

---

*98　かかる保安規定上の運転上の制限については、当時、福島第二原発の各号機においても、その順守に努めようとしており、福島第一原発 1 号機を担当する当直のみが特異な判断をしたとは認められない。

*99　資料Ⅱ-1-1-2 参照。

*100　2 号機及び 3 号機については、地震発生後、津波到達までの間、SR 弁の開閉が繰り返されていた。しかし、これらの PLR ポンプ入口温度の挙動は、1 号機のそれと全く異なっており、SR 弁の開閉に応じた温度の昇降が認められないことは明らかである上（後掲資料Ⅱ-1-1-25 及び 42 参照）、PLR ポンプ入口温度(A)及び(B)が非対称の挙動を示していることも、SR 弁の開閉のみでは説明がつかない。

また、SR 弁の開操作を繰り返すと原子炉水位が昇降を繰り返しながら全体として下降傾向を示すはずであるのに、1 号機の記録計チャート[*101]によれば、原子炉水位は、そのような傾向を示しておらず、TAF+4,000mm 前後で昇降を繰り返していることからも、SR 弁の開閉を繰り返していたとは考えにくい。むしろ、このような原子炉水位の挙動は、IC が作動し、非常用復水器タンクで蒸気が冷却されて凝縮した水が原子炉に戻っていくことと親和的である。

さらに、1/2 号中央制御室のホワイトボードには、同日 15 時 16 分に「6.8MP　Rx 水位　圧力は IC にて制御中」と記載されている一方で、SR 弁の開閉操作については全く記載がない。かかるホワイトボードの記載は、事故当時、当直が現場対処に必要な情報をその都度機械的に記録していったものであって、その信用性が高い。このようなホワイトボードの記載からすれば、明らかに、1 号機については、原子炉水位及び原子炉圧力を IC によって制御していたことが認められ、これに反して、SR 弁の開閉を繰り返したとする合理的根拠は何も見当たらない。

したがって、同日 15 時 3 分頃以降の原子炉圧力の挙動は、SR 弁の開閉を繰り返したことによるものではなく、IC の作動によるものであったことが優に認められる。

d　非常用復水器タンク入口圧力との関係

1 号機の過渡現象記録装置データ[*102]によれば、地震発生直後、供給配管隔離弁（MO-2A、2B）から非常用復水器タンクに貫通する入口圧力は、A 系及び B 系のいずれもが、1 号機の原子炉圧力と同様の推移を示しており、急激な下降は認められない[*103]。

そうすると、少なくとも、地震発生直後には、圧力容器から復水器タンク入口までの間の供給配管部分に、大量の蒸気が流出するような大きな破損が生じていたとは認め難い。

e　警報信号との関係

1 号機の過渡現象記録装置データ[*104]によれば、地震発生後、津波到達までの間、「原子炉水位低低」又は「格納容器圧力高」によって発信されるはずの

---

*101　前掲東京電力 HP 参照。
*102　資料Ⅱ-1-1-14 参照。
*103　1 号機の過渡現象記録装置データによれば、非常用復水器タンク入口圧力は、A 系及び B 系のいずれにおいても、平成 23 年 3 月 11 日 14 時 48 分頃、ごく一時的に、約-2.5MPa gage まで低下している。これは、真空状態を更に下回る値であり、構造上不自然な値である上、その後すぐに、A 系及び B 系のいずれも約 6.8MPa gage まで復帰していることから、この一時的な圧力低下の記録は、外部電源喪失に伴うノイズであり、実挙動を示すものではないと考えられる。
*104　資料Ⅱ-1-1-10 参照。

HPCI 起動用 LOCA 信号、非常用 D/G 起動用の LOCA_D/G_1A 起動信号、LOCA_D/G_1B 起動信号、炉心スプレイ系起動用の A 系_LOCA 信号及び B 系_LOCA 信号は、いずれも発信されなかったと認められる。

前記 1(1)d 記載のとおり、これらの起動用 LOCA 信号が発信されなかったのは、かかる起動の前提条件となる「原子炉水位低低」や「格納容器圧力高」の警報信号が発信されるような状況、すなわち、LOCA に起因して原子炉水位が急激に低下したり、D/W 圧力が異常上昇したりするような状況にはなかったためと考えるのが自然である。

そうすると、地震発生後、津波到達までの間、IC 配管から大量の蒸気が格納容器外へ漏えいするような損傷は生じていなかったと考えられる。

f　圧力容器又はその周辺部の破損可能性との関係

前記 1(1)及び(2)記載のとおり、地震発生後、平成 23 年 3 月 11 日 20 時 7 分頃までの間、1 号機の圧力容器又はその周辺部には、放射性物質が正規の漏えい率を超えて漏えいするに足りる程度の小規模な損傷が生じた可能性を完全に否定することまではできないものの、その閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じた可能性は低い。仮に、IC 配管に、このような小規模な損傷が生じていたとしても、それのみで IC の機能が喪失するとは考え難いため、同日 20 時 7 分頃までの間、IC の機能を喪失するような配管破断の可能性は認められないと考えられる。

(2)　地震発生直後、現在に至るまで、非常用復水器タンクの破損可能性は否定されること

a　非常用復水器タンク水位との関係

①　1 号機の過渡現象記録装置データ[*105]によれば、地震発生直後、A 系、B 系の非常用復水器タンクはいずれも、水位が 79.8%程度を示しており、水位計を見る限り水位は維持されている上、外形上も破損を疑わせるような損傷箇所は認められなかった[*106]。

②　平成 23 年 10 月 18 日に東京電力が 1 号機 R/B へ立入調査を実施した結果、非常用復水器タンクの水位計は、A 系が約 65%、B 系が約 85%を示し

---

*105　資料Ⅱ-1-1-15 参照。

*106　1 号機の過渡現象記録装置データによれば、平成 23 年 3 月 11 日 14 時 48 分頃、非常用復水器タンクは、A 系及び B 系ともに、急激な水位低下後、即上昇して水位が回復している。冷却水補給や破損箇所の補修も実施していないのに水位が回復すること自体考え難いこと、急激な低下時の水位の底が A 系及び B 系ともに-25 %を示しており、物理的に考え難い数値であること、この頃外部電源を喪失して非常用 D/G に交流電源が切り替わっており、その影響と考えるのが自然であること、かかる急激な水位昇降と相前後して生じている小刻みな波形は地震動による水位の揺れと考えられ、その間全体として水位が下降する傾向を示していないことからすれば、この頃に非常用復水器タンクに破損が生じたとは考え難く、上記データに記録された非常用復水器タンク水位の急激な上下動は、外部電源喪失時に生じたノイズであったと考えられる。

ていたことが判明している。

1 号機の非常用復水器タンクについては、地震発生後水補給はなされておらず、その水位計の指示値による限り、A 系及び B 系のいずれも、非常用復水器タンク内の水量が一定程度確保されていたと推認できる上、1 号機 R/B 爆発の影響と考えられる保冷材の脱落は認められるものの、非常用復水器タンクそのものには、視認可能な破断箇所が認められなかった[*107]。

b　非常用復水器タンク水温との関係

1 号機の記録計チャート[*108]によれば、地震発生直後の非常用復水器タンクの温度は、IC 配管内を流れる蒸気との熱交換に伴うものと考えられる上昇傾向を示しており、破損に伴う急激な変化を示していない。

(3)　津波到達直後、IC の冷却機能はほぼ喪失したこと

a　電源喪失との関係

津波が到達した時点で、IC（B 系）の戻り配管隔離弁（3B）は全閉であり、IC（A 系）の戻り配管隔離弁（3A）も全閉であったと推測されるが、それ以外のその時点で全開であった隔離弁は、津波の影響ですべての交流電源及び直流電源が喪失したことによりフェイルセーフ機能が動作し、全閉又はこれに近い状態となり、その後も、各隔離弁のうち、格納容器内側の隔離弁は、全閉に近い状態のまま操作不能の状況であったと考えられ、津波到達直後には IC の冷却機能はほぼ喪失したと認められる。

なお、発電所対策本部発電班の中には、平成 23 年 3 月 11 日 16 時 44 分頃に 1 号機 R/B 西側壁面に設置された IC ベント管から蒸気が出ているのを確認したと供述する者もいる。しかし、この者も、実際には、IC ベント管の排出口から勢いよく水平に蒸気が排出される状況を確認したわけではない。そして、1 号機の記録計チャート[*109]によれば、非常用復水器タンク（A 系）水温は、IC（A 系）が作動していたため、既に津波到達までの間に 100 ℃に達していたと認められる。そうすると、仮に、1 号機 R/B の IC ベント管から蒸気が出ていたとしても、その蒸気の吹き出し状況によっては、津波到達後に IC が作動していなかったことと矛盾するものではない上、津波到達後の IC の A 系及び B 系の各隔離弁の開閉状態からすれば、IC が作動していたとは考え難い。

---

*107　IC（B 系）の非常用復水器タンク水位は、水位計によると約 85%を示していたものの、通常、非常用復水器タンクの水位が 80%程度に確保され、1 号機の過渡現象記録装置データでも B 系の非常用復水器タンク水位が 79.8%と記録されていることからすれば、この時の水位計が示した約 85%という指示値は、何らかの原因で誤差が生じていたものと考えられる。

*108　資料Ⅱ-1-1-16 参照。

*109　資料Ⅱ-1-1-16 参照。

b　原子炉水位との関係

①　平成 23 年 3 月 11 日 16 時 42 分頃、一時的に計測可能となった広帯域水位計によれば、原子炉水位（広帯域）は-90cm を示し、同日 16 時 56 分頃に-150cm を示したのを最後にダウンスケールした。かかる原子炉水位が低下した原因は、津波到達後に IC の冷却機能がほぼ喪失していたことによると考えて矛盾はない。

②　1 号機のプラント関連パラメータ [*110] によれば、原子炉水位計（燃料域 A 系）は、平成 23 年 3 月 11 日 21 時 30 分頃に有効燃料頂部 TAF+450mm、同日 22 時頃に TAF+550mm を示し、同日 23 時 24 分頃に TAF+590mm、同月 12 日零時 30 分頃には TAF+1,300mm を示すなど、一定の原子炉水位を確保しているかのようである（前掲図表 6 及び 7 参照）。

しかし、まず、IC は、その機能からして、圧力容器内の蒸気を非常用復水器タンク内で冷却して凝縮させ、その凝縮水を再び圧力容器内に戻すものであって、別の水源から圧力容器内に注水することとは異なるのであるから、IC が作動したからといって、特に、同月 11 日 23 時 24 分頃から同月 12 日零時 30 分頃にかけて、800mm 以上も原子炉水位が上昇するなど、原子炉水位が上昇傾向を示すことは考え難い。

そして、前記 1(3)c 記載のとおり、同月 11 日 21 時 51 分頃には 1 号機 R/B の放射線量が上昇して入域禁止措置を取られていることや、同日 22 時 20 分頃から同日 23 時 24 分頃までの間、合計 5 回にわたり、原子炉水位計（燃料域 A 系）を計測しても、TAF+590mm と同じ値を指示していること等からすれば、同日 21 時 30 分頃には、圧力容器の閉じ込め機能の喪失等により、既に 1 号機の圧力容器内が低圧状態下にあり、又は D/W 温度が上昇していたとしても不自然ではないため、基準面器内の水位が低下して、実際の原子炉水位よりも原子炉水位計の指示値が高めに表示されていただけでなく、既に原子炉水位が炉側配管入口を下回り、炉側配管内及び基準面器側配管内の各水位の水頭圧差を原子炉水位として誤表示していた可能性が高い。

そうすると、平成 23 年 3 月 11 日 21 時 30 分頃以降の原子炉水位計（燃料域 A 系）の指示値が TAF を上回っていることをもって、IC の冷却機能が保たれていたとは認められず、かえって、原子炉水位計の仕組みからすれば、原子炉水位が BAF のやや下方に位置する炉側配管入口をも下回っていた可能性が高く、津波到達後、IC の冷却機能がほぼ喪失していたと考えて何ら矛盾はない。

c　IC の作動確認状況との関係

①　当直は、平成 23 年 3 月 11 日 14 時 52 分頃以降 IC を作動させた際、1/2 号中央制御室内で IC の作動音と考えられる音が聞こえていたのに、津波到

---

*110　前掲東京電力 HP 参照。

達以降、IC を動作させたとされる同日 18 時 18 分頃から同日 18 時 25 分頃までの間を含め、1/2 号中央制御室内では、同様の IC の作動音が聞こえなかったと述べており、同日 18 時 18 分頃、操作可能な隔離弁を開いても、IC が正常に作動しなかったと考えるのが自然である。

② IC が正常に作動していた場合には、非常用復水器タンク内で熱交換に伴い発生する蒸気が、排気用配管を通じて R/B 西側壁面に設置された IC ベント管から勢いよく排出されるところ、当直は、平成 23 年 3 月 11 日 18 時 18 分以降の短時間、同排気口付近に少量の蒸気を確認するにとどまった。

d 非常用復水器タンク水位との関係

地震発生から 7 か月以上経過した平成 23 年 10 月 18 日においてもなお、非常用復水器タンクの水位計は、A 系が 65%、B 系が 85%を示しており、A 系及び B 系のいずれも水補給をしていないにもかかわらず、非常用復水器タンク内の水量が確保されていたと認められ、津波到達後、IC の機能がほぼ果たされていなかったと考えるのが自然である。

(4) 小括

IC について、地震発生から津波到達までの間、その配管及び非常用復水器タンクに、その冷却機能を喪失させるような損傷が生じていたとは認められない。しかし、津波が到達した時点で、IC（B 系）の戻り配管隔離弁（3B）は全閉であり、IC（A 系）の戻り配管隔離弁（3A）も全閉であったと推測されるところ、それ以外のその時点で全開であった隔離弁は、津波の影響ですべての交流電源及び直流電源が喪失したことによりフェイルセーフ機能が動作して全閉又はこれに近い状態となり、それ以降、IC は、その冷却機能をほぼ喪失したと認められる。

4 高圧注水系（HPCI）

(1) 地震発生直後、津波到達までの間、HPCI について、その機能を喪失するような損傷が生じていた可能性は低いこと

a 原子炉水位及び原子炉圧力との関係

1 号機の過渡現象記録装置データ[*111]及び記録計チャート[*112]によれば、地震発生直後、電源喪失までの間、1 号機の原子炉水位及び原子炉圧力は、IC の動作に伴う昇降を繰り返していたものの、HPCI 配管のうち、圧力容器と隔離されていない部分の破断を窺わせるような急激な原子炉水位及び原子炉圧力の低下は認められない上、これに起因する D/W 圧力及び D/W 温度の急激な上昇も認められない。

---

*111 資料Ⅱ-1-1-1 参照。
*112 資料Ⅱ-1-1-2 参照。

b　D/W 圧力及び D/W 温度との関係

1 号機の記録計チャート[*113]によれば、地震発生直後、津波到達までの間、D/W 圧力は、2kPa 程度の上昇しか示していない上、D/W 温度も 5~20 ℃程度の上昇にとどまっている。これは、外部電源喪失によって格納容器空調器が停止したことに伴う格納容器内の温度上昇と認められ、格納容器内側においては、配管破断等に起因する極端な温度上昇は認められない。

c　警報信号との関係

1 号機の過渡現象記録装置データ[*114]によれば、地震発生後、津波到達までの間、「原子炉水位低低」又は「格納容器圧力高」によって発信されるはずの HPCI 起動用 LOCA 信号、非常用 D/G 起動用の LOCA_D/G_1A 起動信号、LOCA_D/G_1B 起動信号、炉心スプレイ系起動用の A 系_LOCA 信号及び B 系_LOCA 信号は、いずれも発信されなかったと認められる。

前記 1(1)d 記載のとおり、これらの起動用 LOCA 信号が発信されなかったのは、かかる起動の前提条件となる「原子炉水位低低」や「格納容器圧力高」の警報信号が発信されるような状況、すなわち、LOCA に起因して原子炉水位が急激に低下したり、D/W 圧力が異常上昇したりするような状況にはなかったためと考えるのが自然である。

そうすると、地震発生後、津波到達までの間、HPCI 配管から大量の蒸気が格納容器外へ漏えいするような損傷は生じていなかったと考えられる。

d　HPCI タービン入口圧力との関係

1 号機過渡現象記録装置データ[*115]によれば、地震発生直後、HPCI タービン入口圧力の挙動は、1 号機原子炉圧力の挙動とほぼ同様の推移を示している。

仮に、圧力容器から HPCI タービンに蒸気を送り込む蒸気配管ラインに破断箇所があれば、同箇所から圧力が抜けて、HPCI タービン入口圧力は、原子炉圧力に比べて小さくなるはずであるのに、実際には、HPCI タービン入口圧力と原子炉圧力とがほぼ同様の推移を示していることから、この蒸気配管ラインには、圧力が保持できなくなるような破断箇所はなかったと推認できる。

e　現場対処との関係

① 地震発生直後、1/2 号中央制御室において、当直が HPCI を含む非常用炉心冷却系（ECCS）の警報及び状態表示灯を確認した際、異常を示すものはなく、HPCI が運転可能なものと認識していた。

② 地震発生直後、当直は、本震の揺れが収まってからスクラム後の必要な確認を実施し、原子炉圧力や原子炉水位等の確認を開始したが、その過程

*113　資料Ⅱ-1-1-5 及び 6 参照。
*114　資料Ⅱ-1-1-10 参照。
*115　資料Ⅱ-1-1-17 参照。

で、平成 23 年 3 月 11 日 14 時 52 分頃、IC が自動起動した。

その後、原子炉圧力が急速に低下したため、当直は、保安規定に従い、同日 15 時 3 分頃、いったん IC を A 系、B 系ともに停止したが、間もなくして、2 号機において RCIC による注水を実施していることを聞き、1 号機には HPCI しか高圧注水系が存在しないため、テストラインで HPCI を作動させ、必要となれば HPCI によって炉注水を実施することを考えた。

そして、当直は、手順に従い、同日 15 時 8 分頃、流量制御計（FIC）の出力を 100%から 40%程度に落とした上、テストラインの弁の開操作を実施した。その過程で、当直は、今後、仮に「原子炉水位低（L-2)」となる事態が生じれば HPCI が自動起動することになる上、しばらくの間 IC の冷却機能により原子炉圧力及び原子炉水位を確保できると考え、同日 15 時 10 分頃、HPCI のテストラインや流量制御計を元の状態に戻し、以降、IC による冷却を優先した。このような HPCI の操作の過程で、当直は、HPCI 設備に特段の異常を認めなかった。

以上の事実は、1 号機の過渡現象記録装置データ、当直引継日誌及び当直の供述によって認められる。

③　当直は、平成 23 年 3 月 11 日 18 時 30 分には 1 号機 R/B 地下 1 階や地上 1 階及び 2 階に立ち入って原子炉注水ラインの構成作業に従事していたが、その当時、1 号機 R/B 内が白いもやで満たされていたと供述する者はいない。

そうすると、それよりも以前である地震発生後、津波到達までの間も、1 号機 R/B 内に人の出入りが不可能となるような放射線量の異常な上昇はなく、1 号機 R/B 内が白いもやで満たされるような状況にもなかったと考えるのが自然である。

f　HPCI 起動実績との関係

地震発生直後、津波到達までの間、HPCI を起動していないので、HPCI 駆動用の油ポンプやタービン、配管等の HPCI 設備が地震発生後に機能を喪失していなかったと断言まではできない。したがって、これらの設備に機能を喪失するような損傷が生じていた可能性を否定することまではできないが、前記 a~e 記載の各事実を併せ考慮すれば、その可能性は低いと考えられる。

(2)　津波到達後、1 号機について、すべての直流電源が喪失し、HPCI が起動不能となったこと

a　電源喪失との関係

①　1 号機 HPCI の格納容器の外側隔離弁、蒸気入口弁、ポンプ吸込弁、ポンプ吐出弁、最小流量バイパス弁、注入弁及びテストバイパス弁といった HPCI の駆動・制御に必要な弁駆動用電源は、1 号機 C/B 地下 1 階にある直流 125V 充電器（1B）から、同所にある直流 125V 主母線盤（1B）及び直流 125V

弁分電盤（1B）を経て供給されていた[*116]。

1 号機 HPCI の格納容器内側隔離弁の駆動・制御に必要な弁駆動用電源は、1 号機 R/B1 階にある交流 480V R/B MCC（1F）から供給されていた[*117]。

1 号機 HPCI の計装回路及び論理回路に必要な電源は、1 号機 C/B 地下 1 階にある直流 125V 充電器（1A）及び同充電器（1B）から、同所にある直流 125V 主母線盤（1A）及び同主母線盤（1B）並びに 1 号機 C/B1 階にある直流 125V C/B 分電盤、1 号機 C/B 地下 1 階にある直流 125V C/B 分電盤（A）、同分電盤（B）、1 号機 R/B1 階にある直流 125V R/B 分電盤等を経て供給されていた[*118]。

1 号機 HPCI 補助油ポンプの駆動・制御に必要な電源は、1 号機 C/B 地下 1 階にある直流 125V 充電器（1B）から同所にある直流 125V 主母線盤（1B）を経て供給されていた[*119]。

これらのうち、1 号機 C/B1 階にある直流 125V C/B 分電盤は被水せず、1 号機 R/B1 階にある直流 125V R/B 分電盤も被水しなかった可能性があるものの、1 号機 C/B 地下 1 階にある直流 125V 充電器（1A）及び同充電器（1B）、直流 125V 蓄電池（1A）及び同蓄電池（1B）、直流 125V 主母線盤（1A）及び同主母線盤（1B）並びに直流 125V C/B 分電盤（A）及び同分電盤（B）は、いずれも津波の影響によって被水した。

いずれにしても、補助油ポンプの駆動用電源たる直流電源が喪失し、タービン止め弁及び加減弁の開動作ができなくなったので、HPCI が使用不能になったと考えられる。

② この頃、制御盤上、HPCI のポンプ、隔離弁等の HPCI 設備に関する状態表示灯が消灯しており、これらの遠隔操手動操作も不能となった。

b HPCI 起動実績との関係

現に、1 号機については、津波到達後も含め、一連の事故対処の中で HPCI の起動実績がなかった。

(3) 小括

1 号機の HPCI については、地震発生から津波到達までの間に、その機能を喪失するような損傷が生じていた可能性は低いが、遅くとも津波到達後には、すべての電源が喪失したことにより起動不能に陥ったと認められる。

---

*116 資料Ⅱ-1-1-18 参照。
*117 資料Ⅱ-1-1-18 参照。
*118 資料Ⅱ-1-1-18 参照。なお、HPCI の計装回路の一部には、静止型無停電電源装置及びバイタル交流分電盤を経て電源の供給を受けていたものもあった。
*119 資料Ⅱ-1-1-18 参照。

第３　２号機の主要施設・設備の被害状況に関する検討

１　圧力容器

(1)　地震発生直後、津波到達までの間、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていた可能性は否定されること

a　原子炉水位、原子炉圧力及び原子炉圧力容器温度との関係

①　２号機の過渡現象記録装置データ[*120]及び記録計チャート[*121]によれば、地震発生後、平成 23 年 3 月 11 日 15 時 30 分過ぎに津波が到達するまでの間、主として、原子炉スクラム直後のボイド効果の影響、原子炉圧力の上昇に伴う SR 弁の開動作、RCIC の作動状況に応じて、原子炉水位の昇降が繰り返されながらも、一定の原子炉水位が保たれており、圧力容器又はその周辺部に大規模な損傷が生じたことを窺わせるような原子炉水位の急激な低下は認められない。

②　２号機の過渡現象記録装置データ[*122]及び記録計チャート[*123]によれば、原子炉圧力は、平成 23 年 3 月 11 日 15 時 30 分過ぎに津波が到達するまでの間、主として、自動スクラム、主蒸気隔離弁（MSIV）閉、RCIC の作動、SR 弁の開閉に応じて昇降を繰り返しているものの、SR 弁が閉となった場合には 7MPa　gage 程度まで上昇するなど、一定の圧力が保たれていることが明らかであり、圧力容器又はその周辺部に大規模な損傷が生じたことを窺わせるような原子炉圧力の急激な低下は認められない。

③　２号機の記録計チャート[*124]によれば、地震発生後、圧力容器内の温度のうち、CRD ハウジング上部温度[*125]は 170 ℃程度まで上昇している。これは、原子炉スクラム後、CRD 側から CRD 上部への冷たい水の流れが途絶え、CRD ハウジング上部にあった水と、圧力容器側の高温の水とが混和したことによって水温が上昇したものと考えて矛盾はない。

なお、圧力容器ボトム温度[*126]及びボトム・ドレン温度[*127]は、PLR ポンプの停止やスクラム時の CRD ハウジング側からの冷水流入による影響等から温度低下が予想されるところ、２号機の記録計チャートによれば、圧力容器ボトムやボトム・ドレン温度に顕著な温度低下が認められず、１号機と対照的である。これは、２号機の温度検知器が圧力容器底部から約 3m 上方に位置するのに対し、１号機については、温度検知器がほぼ圧力容器底部に位置する上、IC の作動状況による影響を受けるといった状況の相違があるためと考えて矛盾はない。

---

*120　資料Ⅱ-1-1-19 参照。
*121　資料Ⅱ-1-1-19 参照。
*122　資料Ⅱ-1-1-19 参照。
*123　資料Ⅱ-1-1-19 参照。
*124　資料Ⅱ-1-1-20 参照。
*125　２号機記録計チャート（資料Ⅱ-1-1-20）の№5 の温度を指す。
*126　２号機記録計チャート（資料Ⅱ-1-1-20）の№7 の温度を指す。
*127　２号機記録計チャート（資料Ⅱ-1-1-20）の№9 の温度を指す。

b　D/W 圧力及び D/W 温度との関係

①　格納容器窒素圧力は、D/W 圧力とほぼ等しい値を示すところ、2 号機の記録計チャート[*128] によれば、格納容器窒素圧力は、地震発生後、津波到達までの間、6kPa 弱上昇している。

この僅かな圧力上昇は、格納容器空調系が外部電源喪失によって機能停止となり、温度が上昇したためと考えられ（後記②参照）、仮に、圧力容器又はその周辺部から蒸気が漏えいしていた場合には、D/W 圧力が急激に上昇するはずであり、このような僅かな圧力上昇にとどまるとは考え難い。

②　2 号機の記録計チャート[*129] によれば、地震発生後、平成 23 年 3 月 11 日 15 時 30 分過ぎに津波が到達するまでの間、緩やかに格納容器内各部温度の上昇が認められるものの、これは外部電源喪失に伴う格納容器空調装置の機能停止に起因するものと考えられる。これらの D/W 内各部温度のうち、特に供給空気ドライウェルクーラ HVH 温度[*130] の上昇傾向が顕著である。

2 号機の HVH は合計五つあり、そのうち、通常、原子炉補機冷却系（RCW）を循環する冷却水によって冷却効果を発揮するものが四つ、D/W 除湿冷却系を循環する冷却水によって冷却効果を発揮するものが一つある。

そして、地震発生前は、HVH が作動していたため、HVH から冷気が放出される入口部分にある供給空気ドライウェルクーラ温度は 20 ℃前後に保たれていたが、外部電源喪失によって RCW ポンプや D/W 除湿冷却系、HVH 用ファンが停止した。その後、非常用 D/G が起動したため、RCW ポンプが再起動するとともに、HVH 用ファンも回り始めたが、RCW の海水ポンプが停止して二次冷却系が機能していなかったため、RCW 内を高温水が循環するのみで、RCW を循環する冷却水を用いる四つの HVH の冷却効果が見込めず、HVH が作動しても、供給空気ドライウェルクーラ温度は、いずれも上昇傾向にあった。また、もう一つの HVH は、D/W 除湿冷却系を循環する冷却水によって冷却効果を発揮するもので、非常用 D/G が起動しても D/W 除湿冷却系が再起動することはなく、HVH から冷気が放出される入口部分にある供給空気ドライウェルクーラ温度は、D/W 内の高温の雰囲気が HVH 入口に流入して、HVH 入口部にあった冷気と混然一体となることで、D/W 内の雰囲気と等温となるまで上昇傾向を示すに至った。

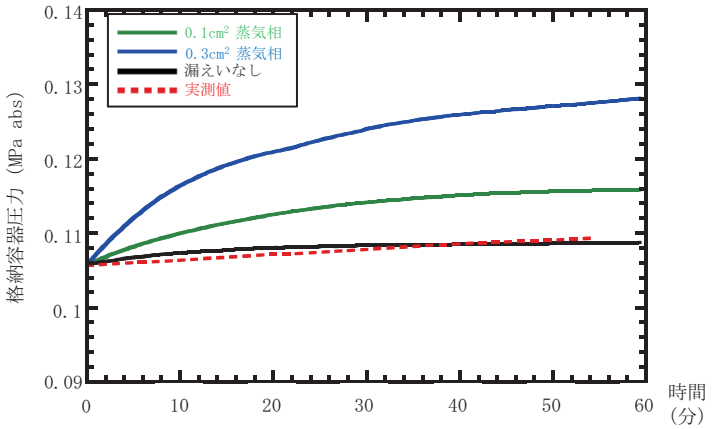
結局、2 号機の記録計チャート[*131] に記録された D/W 温度を見る限り、温度上昇に関しては合理的な説明が可能であり、そのほか、圧力容器又はその周辺部の破損による急激な温度上昇を疑うような挙動は認められない。

③　さらに、JNES は、当委員会の依頼に基づき、地震発生後、2 号機の圧力

---

*128　資料Ⅱ-1-1-21 参照。
*129　資料Ⅱ-1-1-22 参照。
*130　2 号機記録計チャート（資料Ⅱ-1-1-22）の№6~10 の温度を指す。
*131　資料Ⅱ-1-1-22 参照。

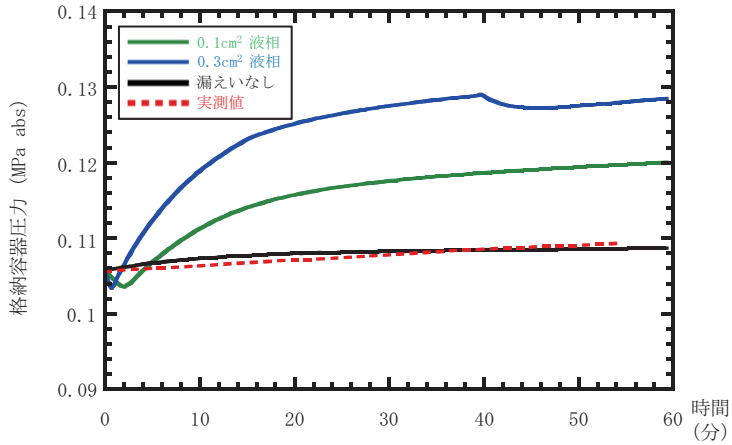
容器から格納容器内へ微小漏えいが生じた可能性について、1 号機と同様の方法[*132] で、MELCOR 解析により評価を実施した。これによると、圧力容器から格納容器への漏えい面積を 0.3 ㎠、0.1 ㎠と仮定した D/W 圧力の解析を実施した結果、実測の D/W 圧力の変化に対し、蒸気相漏えいの場合にはそれぞれ約 6.1 倍、約 2.8 倍の圧力上昇を示した。これに対し、圧力容器から格納容器への漏えいを仮定しない場合の D/W 圧力の解析値は、実測の D/W 圧力の変化と比較的よく近似していた（図表 19 参照）。



図表19 漏えい面積0.3cm²、0.1cm²の格納容器圧力の変化（蒸気相漏えいの場合）

独立行政法人原子力安全基盤機構作成資料を基に作成

また、上記評価において、液相漏えいの場合について、圧力容器から格納容器への漏えい面積を 0.3 ㎠、0.1 ㎠と仮定した D/W 圧力の解析を実施した結果、実測の D/W 圧力の変化に対し、それぞれ約 6.3 倍、約 3.9 倍の圧力上昇を示した。これに対し、圧力容器から格納容器への漏えいを仮定しない場合の D/W 圧力の解析値は、実測の D/W 圧力の変化と比較的よく近似していた（図表 20 参照）。



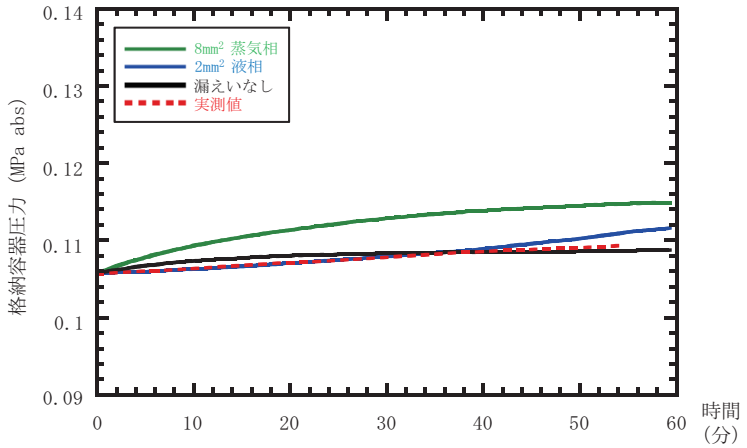
図表20 漏えい面積0.3cm²、0.1cm²の格納容器圧力の変化（液相漏えいの場合）

独立行政法人原子力安全基盤機構作成資料を基に作成

*132　前記第 2,1(1)b ③参照。

すなわち、圧力容器から格納容器への漏えい面積を 0.3 ㎠、0.1 ㎠と仮定した場合には D/W 圧力の実測値を整合的に再現するには至らなかったのに対し、漏えいを仮定しない場合には D/W 圧力の実測値と比較的よく近似していた。

さらに、上記評価において、保安規定第 31 条で定める運転上許容された「不明確な箇所からの漏えい率」の上限である漏えい率 0.23 ㎥/h 相当の冷却材漏えいとなる漏えい面積[*133] を仮定した D/W 圧力の解析を実施した。その結果、実測の D/W 圧力の変化に対し、蒸気相漏えいの場合には約 2.5 倍、液相漏えいの場合には約 1.5 倍の圧力上昇を示した。これに対し、圧力容器から格納容器への漏えいを仮定しない場合の D/W 圧力の解析値は、実測の D/W 圧力の変化と比較的よく近似していた（図表 21 参照）。



図表21 0.23㎥/h相当の冷却材漏えいが生じた場合の格納容器圧力の変化

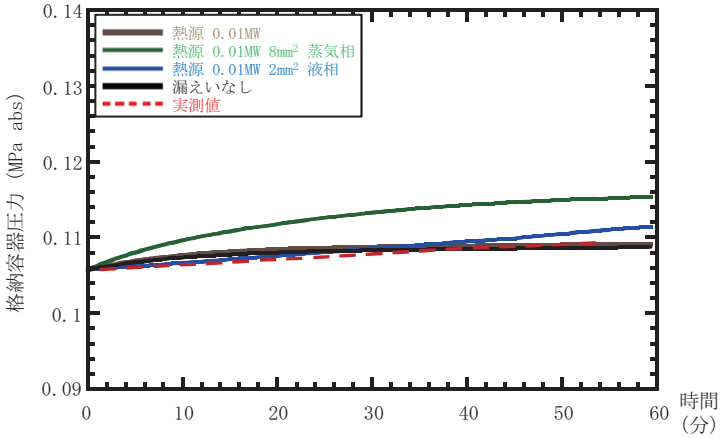
独立行政法人原子力安全基盤機構作成資料を基に作成

すなわち、漏えい率 0.23 ㎥/h 相当の冷却材漏えいとなる漏えい面積を仮定した場合も、D/W 圧力の実測値を整合的に再現するには至らなかったのに対し、漏えいを仮定しない場合には D/W 圧力の実測値と比較的よく近似していたことから、地震発生後、津波到達までの間、保安規定で運転上の制限とされる漏えい率 0.23 ㎥/h 相当以上の漏えいが発生していた可能性は低いと考えられる。

また、上記評価において、ドライウェルクーラーが停止したことによる圧力容器からの放熱を再現するため、D/W 内に熱源を設定して漏えい率 0.23 ㎥/h 相当の冷却材漏えいとなる漏えい面積を仮定した D/W 圧力の解析を実施した。その結果、実測の D/W 圧力の変化に対し、蒸気相漏えいの場合には約 2.6 倍、液相漏えいの場合には約 1.5 倍の圧力上昇を示した。これに対し、圧力容器から格納容器への漏えいを仮定しない場合の D/W 圧力の解析

*133　蒸気相漏えいの場合で漏えい面積 8 ㎟、液相漏えいの場合で漏えい面積 2 ㎟としている。

値は、実測の D/W 圧力の変化と比較的よく近似していた（図表 22 参照）。



図表22 ドライウェルクーラ停止を模擬した場合の格納容器圧力の変化

独立行政法人原子力安全基盤機構作成資料を基に作成

すなわち、D/W 内に熱源を設定して漏えい率 0.23 ㎥/h 相当の冷却材漏えいとなる漏えい面積を仮定した場合も、D/W 圧力の実測値を整合的に再現するには至らなかったのに対し、漏えいを仮定しない場合には D/W 圧力の実測値と比較的よく近似していたことから、地震発生後、津波到達までの間、保安規定で運転上の制限とされる漏えい率 0.23 ㎥/h 相当以上の漏えいが発生していた可能性は低いと考えられる。

これらの解析は、格納容器から外気への熱伝導の影響や格納容器からの漏えい面積等の仮定条件をいかに設定するかによって結論が変わり得る。しかしながら、地震発生当時、格納容器からの正常な漏えい率を超える有意な漏えいが生じていたことを窺わせる根拠は薄弱である。また、圧力容器から格納容器への漏えい面積を 0.3 ㎠、0.1 ㎠と仮定した D/W 圧力の解析結果と、実測の D/W 圧力変化とのかい離は余りに大きい。そうすると、圧力容器から格納容器への漏えい面積が 0.1 ㎠以上生じ、あるいは、保安規定により運転上許容された 0.23 ㎥/h を超える冷却材漏えいが生じていた可能性は低いと考えられる。

したがって、地震発生直後、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「不明確な箇所からの漏えい率」として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。

c 放射線量との関係

2 号機の記録計チャート[*134] によれば、格納容器雰囲気放射線モニタは、地震発生後、津波の影響で電源喪失により記録計が停止するまでの間、外部電

*134 資料Ⅱ-1-1-23 参照。

源の喪失による影響と考えられるノイズで微弱な反応が示されたことを除き、一貫して最下限値を示している。

そして、2 号機の原子炉水位も十分確保されていることからすれば、この時点ではまだ、炉心損傷によって希ガスや他の核種が放出されるような状況にはなかったと考えられる。また、通常運転時に圧力容器内にある窒素同位体が、圧力容器から格納容器、格納容器から R/B 内に漏えいしたとも考えにくく、結局、圧力容器の健全性が保たれていたと考えて矛盾はない。

d　SR 弁の開閉との関係

2 号機のプロセス計算機履歴データ[*135]及びアラームタイパ[*136]によれば、地震発生後、津波到達までの間、原子炉圧力は、7.2MPa　gage 前後で昇降を繰り返し、SR 弁（F 弁）も開閉を繰り返している。これは、原子炉圧力の上昇に応じ、SR 弁（F 弁）の逃し弁機能が正常に動作を繰り返していたと考えられ、その間に原子炉圧力の上昇の影響によって圧力容器が破損したとは考えにくい。

e　PLR ポンプ入口温度との関係

2 号機プロセス計算機履歴データ[*137]及び記録計チャート[*138]によれば、PLR ポンプ入口は、2 号機のスクラム直後、若干温度低下を示し、その後は緩やかに温度上昇傾向を示している。最初の温度低下は、原子炉圧力が下がったためであり、引き続く温度上昇は、MSIV がいずれも全閉となったためであると考えられる。

その後、津波到達までの間、PLR ポンプ入口温度は、ほぼ 270 ℃前後を推移しており、PLR 配管の破断に伴う急激な温度低下も認められない[*139]。

f　主蒸気流量変化との関係

2 号機の過渡現象記録装置データ[*140]によれば、平成 23 年 3 月 11 日 14 時 47 分 35 秒頃に主蒸気流量が低下し始め、同日 14 時 47 分 50 秒頃に主蒸気流量が 0t/h となっている。

---

*135　資料Ⅱ-1-1-24 参照。
*136　資料Ⅱ-1-1-24 参照。
*137　資料Ⅱ-1-1-25 参照。
*138　資料Ⅱ-1-1-25 参照。
*139　2 号機のプロセス計算機履歴データによれば、PLR ポンプ入口温度につき、4 つの温度測定点でいずれも平成 23 年 3 月 11 日 15 時 37 分頃、瞬間的に大きな温度上昇及び低下を示している。これは、その頃、M/C（C 系）が機能喪失していることから、その影響で電圧・電流に大きな変化を来したことによるノイズと考えられる。また、その後、同日 15 時 41 分頃に M/C（D 系）が機能喪失したことにより、記録計チャートによる PLR ポンプ入口温度の計測ができなくなったものと考えられる。
*140　資料Ⅱ-1-1-26 参照。

これに対し、2 号機のアラームタイパ[*141]によれば、地震発生後、同日 14 時 47 分 33 秒及び 34 秒に原子炉自動スクラム信号 B 及び A がそれぞれ発信された後、同日 14 時 48 分 23 秒頃に A 系及び C 系で「主蒸気管流量大」、「主蒸気管圧力低」、同日 14 時 48 分 28 秒頃に B 系及び D 系で「主蒸気管流量大」、「主蒸気管圧力低」の各信号が発信されるまで配管破断を窺わせる警報信号が発信されていない。また、同日 14 時 48 分 24 秒頃及び同日 14 時 48 分 29 秒頃に MSIV 隔離信号が発信され、同日 14 時 48 分 29 秒から同日 14 時 48 分 32 秒にかけての頃、いずれの MSIV 隔離弁も全閉となっている。

このように、主蒸気流量の低下は、原子炉自動スクラム信号 B 及び A がそれぞれ発信された後、「主蒸気管流量大」や「主蒸気管圧力低」といった警報信号が発信されたり、MSIV の隔離弁が閉動作を開始したりするよりも前の挙動と認められる。そうすると、地震動の影響で制御棒が挿入され原子炉スクラムが開始されて出力が低下したことによって、主蒸気流量が低下したものと考えられる。このことは、2 号機の過渡現象記録装置データに記録された APRM 出力の低下傾向と主蒸気流量の低下傾向の各挙動が整合的であることからも裏付けられる[*142]。

また、主蒸気流量が 0t/h になった後になって、「主蒸気管流量大」や「主蒸気管圧力低」の警報信号が発信され、MSIV が全閉となっているが、これらは、外部電源喪失に伴い、主蒸気配管破断検出回路の電源が喪失し、破断検出を検知した場合と同様に動作した結果であって、実際の挙動を示すものではないと考えられる。

g　D/W 床ドレン水位との関係

① 2 号機のアラームタイパによれば、D/W 床ドレン水位が、平成 23 年 3 月 11 日 14 時 48 分 27 秒頃に-0.65625cm を示していたのに、同日 15 時 37 分 39 秒頃に 49.59375cm と、僅か 49 分程度で約 50cm 上昇した値を示している（図表 23 参照）。そこで、配管破断等によって原子炉冷却水が漏えいして D/W 床ドレン水位が急激に上昇したのではないかという点について検討する。

H23.3.11 時　刻	アラームタイパの記載
14:48:12	35.84375cm　不良
14:48:27	-0.65625cm　正常
15:37:39	49.59375cm　不良
15:37:45	2.03125cm　正常
15:40:37	49.65625cm　不良

図表23 2号機 D/W床ドレン水位

東京電力「アラームタイパ」（平成23年5月）を基に作成

② まず、図表 23 の D/W 床ドレン水位の数値の右横に「正常」「不良」の判定が記載されているが、D/W 床ドレン水位の出力範囲は、下限が 0cm、上限が 100cm であり、上下限値に 1%を超える値が入力された場合、すなわち、D/W 床ドレン水位が-1cm を下回り、あるいは 101cm を上回った場合

*141　資料Ⅱ-1-1-26 参照。
*142　資料Ⅱ-1-1-26 参照。

に「不良」と判定される。もっとも、計算機の仕組み上、「不良」と認識されると、直前の正常値が記録され、「正常」と認識されると、その「正常」と認識された時点での値が記録されることになる。すなわち、同日 14 時 48 分 12 秒頃に「35.84375cm　不良」とあるのは、同日 14 時 48 分 12 秒頃に D/W 床ドレン水位の記録が出力範囲を上限逸脱又は下限逸脱し、その直前の正常時の値が 35.84375cm であったことを意味することになる。同様に、同日 15 時 37 分 39 秒頃に「49.59375cm　不良」、同日 15 時 40 分 37 秒頃に「49.65625cm　不良」と記録されているのも、同日 15 時 37 分 39 秒頃及び同日 15 時 40 分 37 秒頃に D/W 床ドレン水位の記録が出力範囲を上限逸脱又は下限逸脱し、その直前の正常時の値が、それぞれ 49.59375cm 及び 49.65625cm であったことになる。

そうすると、2 号機アラームタイパによる記録上、D/W 床ドレン水位は同日 14 時 48 分 12 秒頃の直前に 35.84375cm であったのに、同日 14 時 48 分 12 秒頃に上限又は下限を逸脱し、同日 14 時 48 分 27 秒頃に-0.65625cm、同日 15 時 37 分 39 秒頃の直前に 49.59375cm、同日 15 時 37 分 39 秒頃に再度上限又は下限を逸脱し、同日 15 時 40 分 37 秒頃の直前に 49.65625cm、同日 15 時 40 分 37 秒頃に再度上限又は下限を逸脱したことになり、実際の D/W 床ドレン水位の動きとは考え難いほどの激しい上下動を繰り返していることになる。

③　2 号機の記録計チャート及び過渡現象記録装置データ [*143] によれば、2 号機の原子炉水位や原子炉圧力は、RCIC や SR 弁の動作に応じて昇降を繰り返しながらも一定の値を維持して推移しており、急激な水位、圧力の低下は認められず、D/W 圧力や D/W 温度の急激な上昇も認められない。

④　そして、2 号機アラームタイパ上の記録において、不良判定された時間に着目すると、同日 14 時 48 分 12 秒頃というのは外部電源喪失と相前後する時間帯であり、同日 15 時 37 分 39 秒頃及び同日 15 時 40 分 37 秒頃というのは非常用 D/G が津波の影響で作動停止となり 6.9kV 母線 2C 及び 2D から電源供給がなされなくなった時間帯と相前後するため、電源喪失（信号喪失）による下限逸脱で不良判定されたものと考えられる。現実的に考えても D/W 床ドレン水位の実際の挙動として数十 cm の幅で昇降を繰り返すような事態は考え難く、電源喪失に伴う信号喪失が影響したものと考えるのが自然である。

また、東京電力から提供を受けた当時の 2 号機 D/W 内床ドレンサンプ液位チャート [*144] によれば、同日 14 時 48 分前後頃、D/W 床ドレン水位は、それまでほぼ 50cm で推移していたのに瞬間的に大きく落ち込み、その後再び 50cm 程度まで復帰し、若干の揺らぎはありながらも、ほぼ 50cm 付近を推

---

*143　資料Ⅱ-1-1-19 参照。
*144　資料Ⅱ-1-1-27 参照。

移し、同日 15 時 37 分前後頃に記録が途絶えている。このような推移を見ても、2 号機アラームタイパ上の記録は、電源喪失に伴う信号喪失が影響したものと考えるのが自然である。

(2) 平成 23 年 3 月 14 日 21 時 18 分頃までには、圧力容器又はその周辺部に閉じ込め機能を損なうような損傷が生じたと考えられ、それ以降も、その閉じ込め機能を更に大きく損なうような損傷が生じた可能性が高いこと

a 注水状況との関係

① 2 号機プラント関連パラメータ[*145]によれば、平成 23 年 3 月 14 日 9 時頃から原子炉水位は低下傾向にあり、原子炉圧力は上昇傾向に転じ、同日 12 時 30 分頃には原子炉水位の低下が顕著である。

そうすると、同日 9 時頃以降、RCIC の冷却注水機能が徐々に喪失していき、同日 12 時 30 分頃までには注水機能がほぼ喪失したと考えられる。

さらに、2 号機のプラント関連パラメータ[*146]によれば、注水が全くなされていないにもかかわらず、同日 18 時 22 分頃以降、同日 18 時 47 分頃までの間、TAF-3,700mm を示し、その後ダウンスケールしている。

そうすると、2 号機の原子炉水位は、同日 18 時 22 分頃までに BAF に達し、その後間もなく炉側配管入口を下回ったと考えて矛盾はない。

② 2 号機については、平成 23 年 3 月 14 日 16 時 30 分頃までの時点で、いまだ格納容器ベントラインが完成していないものの、SR 弁の開操作によって原子炉減圧作業を行うこととなり、それに向け、同日 16 時 34 分頃からバッテリーを直列に接続して SR 弁の開操作を試みたが、すぐには SR 弁が開とならず、開操作の対象となる弁を変更し、ケーブルの接続状態をチェックし、回路を再構成するなどして、5 つめの SR 弁の開操作時である同日 18 時頃以降、ようやく原子炉圧力が低下し始め、同日 19 時 3 分頃になって原子炉圧力計が 0.630MPa gage を示すまで減圧された。

しかし、同日 19 時 20 分頃には代替注水に用いる消防車 2 台のポンプが作動停止していることが発覚し、その燃料補給にも時間を要したため、結局、同日 19 時 57 分頃になってようやく代替注水を開始した。

③ 2 号機については、平成 23 年 3 月 14 日 19 時 57 分頃以降、代替注水を実施するも、北側物揚場から消防車で取り込んだ海水を、もう一台の連結された消防車から 3 号機と同時並行的に注水し、注水ラインに用いた消火系配管が建屋内で多く分岐しており、その圧力損失をも考慮に入れると、2 号機への代替注水用に必要かつ十分な吐出圧力を確保できず、SR 弁の開状態も十分に維持できなかったものと考えられる。

その結果、2 号機のプラント関連パラメータ[*147]によれば、同日 20 時 37

---

*145 前掲東京電力 HP 参照。
*146 前掲東京電力 HP 参照。
*147 前掲東京電力 HP 参照。

分頃には原子炉圧力が再び 0.8MPa　gage を超え、上昇傾向を示し、少なくとも同日 21 時 20 分頃までの約 43 分間[*148]、注水不能に陥ったと考えられるなど、SR 弁による減圧操作と断続的な注水を繰り返したにすぎなかった。

そうすると、遅くとも同日 13 時頃から同日 19 時 57 分頃までの約 7 時間にもわたって全く注水を実施せず、その後も、少なくとも断続的かつ不十分にしか注水できなかったことになり、同日夕方以降、BAF を上回る原子炉水位を確保できなかった可能性が高い。

現に、2 号機のプラント関連パラメータ[*149]によれば、同日 18 時 50 分頃以降、同日 21 時 18 分頃までの間、原子炉水位が計測不能となっている。これは、差圧伝送器において、炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた値が測定可能範囲を超えていたためと考えることができ、その原因は、原子炉水位が BAF を下回り、炉側配管内及び基準面器側配管内の各水位の水頭圧差が測定可能範囲を超えてダウンスケールしたことによる可能性が考えられる。

④　したがって、2 号機については、少なくとも平成 23 年 3 月 14 日 18 時 22 分頃以降、同日 21 時 18 分頃までの間、燃料が全部露出して相当程度損傷が進行し[*150]、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じた可能性があると考えても不自然ではない。

b　原子炉圧力及び D/W 圧力の挙動との関係

①　2 号機のプラント関連パラメータ[*151]によれば、D/W 圧力は、平成 23 年 3 月 14 日 19 時 55 分頃に 0.395MPa　abs を示していたのに対し、同日 19 時 59 分頃に 0.455MPa　abs に上昇する値を示したが、同日 20 時 3 分頃に 0.410MPa　abs まで急激に低下し、それ以降、0.41~0.42MPa　abs 台を推移

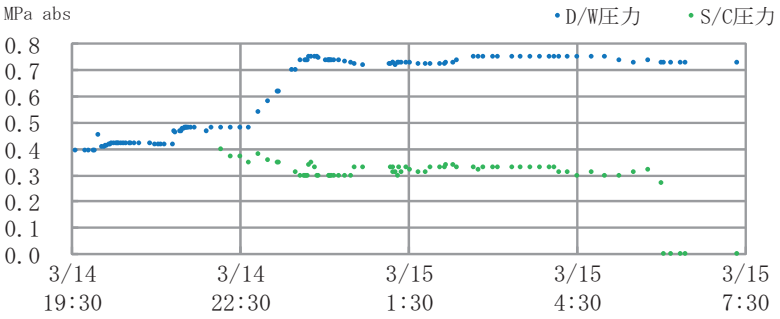
*148　消防ポンプの吐出圧力は 0.85MPa　gage であるが、原子炉注水に至る配管における圧力損失を考慮に入れると、実際には、平成 23 年 3 月 14 日 20 時 28 分頃に原子炉圧力が 0.608MPa　gage を示した頃から、原子炉注水がなされていない可能性がある。現に、当時の福島第一原発では、原子炉圧力が 0.6MPa　gage を下回らなければ原子炉注水をなし得ないとの認識の下、原子炉減圧作業を行っていた。

*149　前掲東京電力 HP 参照。

*150　「2 号機事故時運転操作手順書（徴候ベース）」によれば、2 号機が定格出力から原子炉停止した後約 85 時間で炉心が露出した場合、炉心露出後 30 分前後で被覆管の温度が 1,200℃に上昇するとされ、炉心損傷に至る可能性がある。

*151　前掲東京電力 HP 参照。

し、同日 21 時 18 分頃には 0.418MPa　abs を示していた（図表 24 参照）。

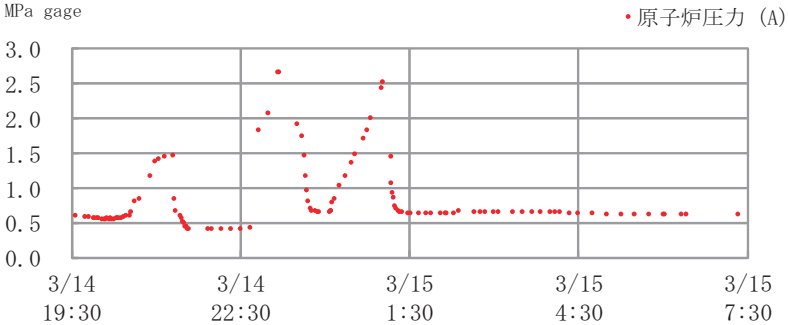


図表24 2号機D/W圧力等の挙動（3/14 19:30～3/15 7:30）

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

2 号機については、当時、D/W の除熱のために格納容器冷却系が動作した実績はなく、格納容器ベントもなされた形跡がないことからすれば、同日 20 時 3 分頃の D/W 圧力の低下は、D/W からの漏えいによる可能性がある。もっとも、既に圧力容器から D/W 側に圧力が抜けるような損傷が生じていた場合には、蒸気や非凝縮性ガスが D/W 側に抜けて一時的に D/W 圧力が上昇し、その後これらの蒸気やガスが D/W 側から S/C 側にベント管を通じて抜けることで D/W 圧力が低下し、その後、D/W 圧力が少し上昇するところで安定化したという可能性も考えられることから、同日 19 時 59 分頃に圧力容器又はその周辺部に新たな損傷が生じたのではなく、それまでの間に既に圧力が抜ける損傷が生じていた可能性もある。

② さらに、2 号機のプラント関連パラメータ[*152] によれば、原子炉圧力は、平成 23 年 3 月 14 日 21 時 18 分頃に 1.463MPa gage を示してから下降傾向に転じ、同日 22 時 30 分頃には 0.405MPa gage を示しているのに対し、D/W 圧力は、同日 21 時 18 分頃に 0.418MPa abs を示してから上昇傾向に転じ、同日 23 時 35 分頃には 0.740MPa　abs まで上昇し、その後、同月 15 日 7 時 20 分頃まで 0.7MPa abs 台を推移した（前掲図表 24 及び図表 25 参照）。



図表25 2号機原子炉圧力の挙動（3/14 19:30～3/15 7:30）

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

*152　前掲東京電力 HP 参照。

2 号機については、後記(3)b ④記載のとおり、同月 14 日 13 時 24 分頃以降、同日 19 時 54 分頃までの間、D/W 圧力が低下傾向にある上（後掲図表 38 参照）、前記①記載のとおり、同日 20 時 3 分頃に D/W 圧力が急激に低下しており、これらの D/W 圧力の傾向を再現できる程度の漏えいが生じたとした場合、その後、実測値のとおり、D/W 圧力が 0.740MPa abs まで上昇し、同程度の圧力で推移するには、圧力容器又はその周辺部に大きな損傷が生じていなければ説明が困難である。圧力容器又はその周辺部の損傷には、例えば、原子炉圧力容器が破損して溶融燃料が格納容器下部ペデスタル部に落下することも含まれる。

そして、同日 21 時 18 分頃であれば SR 弁の開操作を実施している可能性があるが、実際に SR 弁が開となったか否かについては、結局のところ、当時、原子炉圧力が低下したこと以外に確認の方法がなく、原子炉圧力の低下が SR 弁が開いたことによるものなのか、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じたことによるものなのか、そのいずれとも断定できないはずである。

また、SR 弁の開操作だけでは、後記 c で述べるように、同日 21 時 55 分頃に D/W 側のガンマ線量率が S/C 側のそれの 10 倍を超えていることの説明がつかない。

さらに、原子炉圧力容器又はその周辺部に大きな損傷が生じたと考えたとしても、その後の原子炉圧力の上昇について矛盾なく説明できる。すなわち、まず、2 号機のプラント関連パラメータ[*153]によれば、原子炉圧力は、同日 22 時 30 分頃に 0.405MPa gage を示してから、同日 22 時 40 分頃に 0.428MPa gage、同日 22 時 50 分頃に 1.823MPa gage、同日 23 時 10 分頃に 2.655MPa gage、同日 23 時 20 分頃に 3.150MPa gage と上昇傾向を示している（前掲図表 25 参照。）。圧力容器又はその周辺部に破損が生じていたとしても、例えば、溶融燃料が圧力容器下部プレナムに落下し、圧力容器底部に残っていた冷却水と接触して蒸気が大量に発生し原子炉圧力が一時的に急上昇することも考えられる。そうすると、その後に原子炉圧力が急上昇した局面があったからといって、同日 21 時 18 分頃までに圧力容器又はその周辺部に破損が生じていたことと矛盾するものではない。

また、この頃の D/W 圧力の挙動についても、溶融燃料が格納容器下部ペデスタル部に落下し、破損した圧力容器を介して冷却水が格納容器下部に落下した溶融燃料に接触して大量の蒸気が発生し、D/W 側に漏えいするといった D/W 圧力の上昇原因がある一方で、同日 23 時 35 分頃、D/W からの漏えい箇所が拡大していったため、同時刻頃以降、D/W 圧力の上昇原因と下降原因がほぼ均衡を保ち、それ以降、0.7MPa abs 台を推移するようになったと考えることができる。実際、このような挙動は、1 号機においても見る

---

*153　前掲東京電力 HP 参照。

ことができる。すなわち、1 号機については、、同月 12 日 4 時 19 分頃から同日 14 時 20 分頃までの間、圧力容器や格納容器の一部が既に破損していた可能性が高いのに、D/W 圧力が 0.7MPa abs 台を推移していることが、1 号機プラント関連パラメータから明らかなのである。

したがって、2 号機については、同月 14 日 21 時 18 分頃以降、圧力容器又はその周辺部に破損が生じたため、原子炉圧力が低下傾向に転じるとともに、D/W 圧力が上昇し、同日 23 時 25 分頃以降、D/W 圧力が 0.7MPa abs 台を推移するようになった可能性がある。その際に SR 弁の開操作が原子炉圧力の低下及び D/W 圧力の上昇に影響を与えた可能性を否定するものではないが、少なくとも、これらの原子炉圧力や D/W 圧力の挙動が、SR 弁の開操作のみによるものとは考えにくいことは、同日 21 時 55 分頃以降の CAMS 測定結果からも明らかである。

③ 2 号機には、「格納容器圧力高（13.7kPa gage）」、「原子炉水位低（-3,720mm（L-1））」、低圧系（炉心スプレイ系（CS）又は残留熱除去系（RHR））運転が可能であることの 3 つの条件がいずれも満たされている場合に ADS 機能が作動するように設定されている。SR 弁の開操作を実施していなくとも、ADS 機能が作動した場合には、原子炉圧力及び D/W 圧力の挙動に影響を及ぼし得るため、平成 23 年 3 月 14 日午後に ADS 機能が作動した可能性の有無について検討する。

仮に、SR 弁の ADS 機能が作動すれば、SR 弁の安全弁機能が作動しなくとも、圧力容器内の圧力が S/C 側に抜けることになるが、今回の事故において、SR 弁の ADS 機能は作動しなかったと考えられる。すなわち、2 号機については、記録計チャートから明らかなとおり、地震発生後、津波到達までの間、「格納容器圧力高（13.7kPa gage）」や「原子炉水位低（-3,720mm（L-1））」に至るような D/W 圧力や原子炉水位にはなく、ADS 機能が作動するような状況にはなかったと考えられる。また、津波到達後は、CS や RHR が交流電源喪失又はポンプが被水することによって起動不能に陥っており、やはり、ADS 機能が作動するような状況にはなかった。

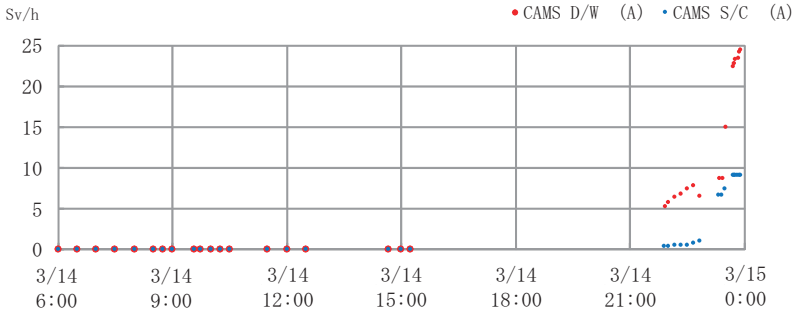
したがって、2 号機においては、いずれの場合にも ADS 機能が作動する条件が満たされることがなかったため、ADS 機能が作動することもなかったと考えられる。

c CAMS による測定結果との関係

① 2 号機のプラント関連パラメータ [*154] によれば、CAMS 測定結果は、平成 23 年 3 月 14 日 15 時 15 分頃に D/W（A）側が 0.00108Sv/h、S/C（A）側が 0.0103Sv/h を示していたが、その後測定を中断し、測定を再開した同日 21 時 55 分頃には、D/W（A）側が 5.36Sv/h、S/C（A）側が 0.383Sv/h、同日 23

*154 前掲東京電力 HP 参照。

時 30 分頃には、D/W(A)側が 15.0Sv/h、S/C（A）側が 7.40Sv/h、同日 23 時 54 分頃に D/W(A)側が 24.5Sv/h、S/C（A）側が 9.10Sv/h と、急激な上昇傾向を示している。測定中断前は、D/W（A）側のガンマ線量率は、S/C（A）側のそれの約 9.5 分の 1 しかなかったのに、その 6 時間 40 分後に測定を再開すると、D/W(A)側のガンマ線量率は、測定中断前の約 4,963 倍、S/C（A）側のガンマ線量率は、測定中断前の約 37.2 倍を示し、D/W（A）側のガンマ線量率が極めて急激に上昇したため、D/W（A）側のガンマ線量率は、S/C（A）側のそれの約 14.0 倍を示すに至った。その後も、D/W 側のガンマ線量率が、S/C（A）側のそれを大きく上回っている（図表 26 参照）。



図表26 2号機CAMS D/W等の挙動（3/14 6:00～3/15 0:00）

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

② ところで、2 号機の CAMS 測定結果[*155] によれば、D/W 側のガンマ線量率が、平成 23 年 3 月 14 日 21 時 55 分頃に 5.36Sv/h、同日 23 時 30 分頃に 15.0Sv/h、同日 23 時 54 分頃に 24.5Sv/h を示しており、AMG 上、かかるガンマ線量率に基づく炉心損傷割合に換算すれば、D/W 側及び S/C 側ともに 5%未満にすぎず、圧力容器が燃料ペレットの溶融によって損傷したと考えるには、いかにも値が小さいのではないかとの疑問も生じる。

しかし、スクラム後時間が経過していくにつれ、注水量や燃料の有する熱量その他の諸条件が炉心の状態に影響を与える上、格納容器ベントや格納容器からの漏えいによって放射性物質が格納容器外に放出されることがあり得るため、CAMS によって計測されたガンマ線量率の挙動と実際の炉心損傷割合との間には相当の誤差が生じる可能性がある。

2 号機については、平成 23 年 3 月 14 日 9 時頃から原子炉圧力の上昇に伴い、RCIC の注水機能が徐々に低下していき、遅くとも同日 12 時 30 分頃までには注水不能になったと考えられる。その後、約 7 時間 30 分経過した同日 19 時 57 分頃になるまで、原子炉内への注水がなされず、炉心の露出・損傷が進行したと考えられる。

さらに、同日 19 時 57 分頃以降、消防車による代替注水が開始されたが、同一の水源、消防車を用いて 3 号機と同時に注水を行っていた上、原子炉

*155 前掲東京電力 HP 参照。

注水用に用いられた消火系配管は建屋内に張り巡らされているので圧力損失も考慮に入れると、十分な注水量を確保できなかったと考えられる。そして、SR 弁の開状態も十分に維持できず、2 号機のプラント関連パラメータ[*156]によれば、少なくとも同日 20 時 37 分頃から同日 21 時 20 分頃までの間、原子炉圧力が上昇したため、全く注水がなされないか、ほとんど注水がなされていない状況にあったと考えられ、SR 弁による急速減圧を繰り返すに至っている。そうすると、2 号機については、代替注水開始後も、原子炉水位が十分に確保できるような状況にはなかったと認められる。

そして、2 号機については、後記(3)b ④記載のとおり、同日 13 時 24 分頃以降、同日 19 時 54 分頃までの間、D/W 圧力が低下傾向にある上（後掲図表 38 参照）、前記①記載のとおり、同月 14 日 20 時 3 分頃に D/W 圧力が急激に低下しており、CAMS による測定を再開する同日 21 時 55 分頃までの間に、格納容器又はその周辺部から漏えいが生じていたと考えられる。

以上によれば、CAMS による測定を再開する同日 21 時 55 分頃までの間に、既に炉心損傷によって希ガスや他の核種が大量に放出し、燃料ペレットの溶融によって圧力容器が損傷し、D/W 側に希ガスや他の核種が漏えいした上、格納容器又はその周辺部の破損によって、D/W 側に流れ込んだ希ガスや他の核種が、格納容器外に漏えいしていたために、同日 23 時 30 分頃に至ってもなお、AMG 上の炉心損傷割合が 5%未満を示したにすぎず、正確な炉心の状態を表していない可能性がある。

③　さらに、2 号機の CAMS 測定結果について、単にガンマ線量率から炉心損傷割合を推測するのみならず、CAMS の測定方法や前提条件に着目し、D/W 側及び S/C 側で検出されたガンマ線量率を比較することが、圧力容器の健全性を検証する上で有用と考えられる。

すなわち、2 号機の CAMS による測定結果によれば、D/W 側及び S/C 側がそれぞれ、平成 23 年 3 月 14 日 15 時 15 分頃に 0.00108Sv/h、0.0103Sv/h を示し、S/C 側が D/W 側の約 9.5 倍のガンマ線量率を計測していたのに対し、約 6 時間 40 分後に至って測定を再開した同日 21 時 55 分頃には、D/W 側と S/C 側から計測されたガンマ線量率の大小が逆転し、D/W 側が 5.36Sv/h、S/C 側が 0.383Sv/h と、D/W 側が S/C 側の約 14.0 倍ものガンマ線量率を計測し、その後も、D/W 側及び S/C 側がそれぞれ、同日 23 時 30 分頃に 15.0Sv/h、7.40Sv/h、同日 23 時 54 分頃に 24.5Sv/h、9.10Sv/h と、D/W 側の方が S/C 側よりも大きいガンマ線量率を示している（前掲図表 26 参照）。

AMG によれば、圧力容器破損に至るまでは、炉心損傷によって発生した希ガスの大半は、圧力容器及び S/C 側に滞留するのであって、圧力容器が健全であるのに、D/W 側のガンマ線量率が、S/C 側のそれの 10 倍を超える

---

*156　前掲東京電力 HP 参照。

数値になることはおよそ考え難い[*157]。すなわち、2 号機について、SR 弁を開操作し、急速減圧をしたからといって、圧力容器から S/C 側に放射性物質が流れ込み、S/C 圧力の上昇に伴って真空破壊装置が作動して D/W 側にも放射性物質が一部移行することはあっても、それのみによって、D/W 側のガンマ線量率が S/C 側のそれの 10 倍を超えるようなことは考え難いのである。

④　この点、S/C 側よりも D/W 側の方がガンマ線量率が大きい原因として、原子炉圧力が 8.55MPa　gage 程度まで上昇して SR 弁の D/W 吹き出し機能[*158]が動作した可能性が考えられる。

しかし、この場合、2 号機の SR 弁の仕組みとして、まず、原子炉圧力が 7.64~7.78MPa　gage 程度まで上昇した時点で安全弁機能[*159]が動作し、圧力容器から S/C 側に蒸気が吹き出し、それでも原子炉圧力が低下せずに 8.55MPa gage 程度まで上昇していった場合に、D/W 吹き出し機能が動作することになる。すなわち、SR 弁は、D/W 吹き出しがなされる以前に、まず安全弁機能が動作して S/C 側へ蒸気が流出し、D/W 吹き出しがなされている間も、安全弁機能が動作して S/C 側へ同様に蒸気が流出することになる。いずれにしても、S/C 側の方が D/W 側よりもガンマ線量率が大きくなるのが自然であるし、少なくとも D/W 側の方が S/C 側よりも 10 倍を超えるガンマ線量率を示していることの説明がつかない。

また、2 号機のプラント関連パラメータ[*160]によれば、平成 23 年 3 月 14 日 17 時 33 分頃に原子炉圧力が 7.880MPa　gage を示すなど、SR 弁の安全弁機能が動作して S/C 側に蒸気が流出している可能性を窺わせる原子炉圧力の挙動がうかがえる。しかし、その頃、2 号機の D/W 圧力が急激に上昇したような形跡は見当たらず、D/W 吹き出し機能が動作したことを窺わせる原子炉圧力及び D/W 圧力の挙動は認められない。

したがって、2 号機については、SR 弁の D/W 吹き出し機能が動作しなかった可能性が極めて高いといえるが、仮に同機能が動作していたとしても、そのことが、D/W 側の方が S/C 側よりもガンマ線量率がはるかに大きくなっていることの主たる原因とはなり得ない。

---

*157　炉心損傷開始から相当程度時間が経過し、希ガスを構成する核種の多くが半減期を迎えた場合、CAMS によって計測されるガンマ線量率は、希ガス由来のものよりもむしろ Cs や I のものが多くなると考えられるが、その場合であっても、圧力容器が健全である限りは、圧力容器内にとどまっているか、格納容器側に流れ込むとしても、まずもって SR 弁を通じて S/C 側に流れ込むのが通常と考えられ、やはり圧力容器が健全であるのに、D/W 側のガンマ線量率が、S/C 側のそれの 10 倍を超える数値になることはおよそ考え難い。

*158　2 号機の SR 弁の D/W 吹き出し機能は、8.55MPa　gage で動作し、動作設定値の 90%に当たる約 7.70MPa gage に低下するまでのいずれかの段階で SR 弁が閉となる（後掲図表 69 参照）。

*159　2 号機の SR 弁の安全弁機能は、7.64~7.78MPa　gage で動作し、動作設定値の 93%に当たる約 7.11~7.24MPa　gage に低下するまでのいずれかの段階で SR 弁が閉となる（後掲図表 69 参照）。

*160　前掲東京電力 HP 参照。

⑤　さらに、2 号機については、S/C ベント用の弁の開状態を維持できず、結局 S/C ベントが実施されなかったと考えられる上、仮に実施されていたとしても、S/C 内にあった放射性物質のみならず、D/W 内にあった放射性物質の多くが、ベント管から S/C 側に流れ込み、同様に大気中に放出されるものと考えられる。したがって、少なくとも、D/W 側のガンマ線量率が S/C 側のそれよりも 10 倍を超える値を示し、かつ、その後も D/W 側のガンマ線量率が S/C 側のそれを大きく上回っていたことにつき、S/C ベントが主たる原因とは考え難い。

⑥　また、炉内冷却水が喪失して放射性物質が放出されたものの、圧力容器の健全性が保たれているため圧力容器内に放射性物質が閉じ込められている場合に、D/W 内の放射線量が上昇する可能性について検討する。

この場合、D/W 側のガンマ線量率が全く上昇しないとまでは断言できないが、圧力容器の周囲には、コンクリート構造物が遮へい体として設置されており、放射性物質が圧力容器内にとどまる限り、ガンマ線の多くが同遮へい体によって遮へいされているのであるから、D/W 側及び S/C 側の双方に追加放出量を超えるガンマ線量率が測定されただけではなく、D/W 側の方が S/C 側よりも 10 倍を超えるガンマ線量率を示していたことの説明がつかない。

⑦　さらに、SR 弁によって減圧された後の圧力容器底部の破損では、既に希ガスや他の核種が S/C 側に流出されており、D/W 側に流出することはないのではないかとも考えられるので、この点につき検討する。

まず、圧力容器底部が破損する前に S/R 弁によって減圧がなされた場合には、原子炉水位が低下して炉心が露出し、その損傷が進行する可能性があるとは言えるものの、被覆管や燃料ペレット内に存在する希ガスや他の核種がすべて S/C 側に流出されるとまでは言えない。

むしろ、圧力容器内で蒸気が発生する間は蒸気冷却によって燃料がある程度冷却され、燃料の損傷・溶融の進行が緩和されるが、その後、SR 弁の開操作によって原子炉水位が急激に低下して蒸気冷却がなされなくなってからは、炉心損傷が進行して放射性物質が大量に放出されるということも十分に考えられる。

そうすると、SR 弁が動作して圧力容器内の希ガスや他の核種が S/C 側に流れ込んだとしても、すべての希ガスや他の核種が S/C 側に流れ込むとは限らず、SR 弁によって減圧された後も引き続き炉心の損傷が進行して放出された希ガスや他の核種が、圧力容器又はその周辺部の破損によって D/W 側に直接流れ込むことも十分に考えられる[*161]。

⑧　したがって、2 号機の CAMS 測定結果によれば、平成 23 年 3 月 14 日 15

---

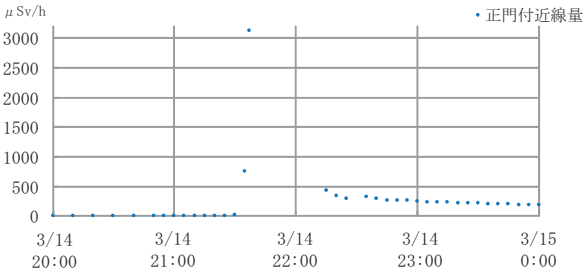
*161　これに対し、SR 弁によって減圧されるよりも前に、燃料の損傷・溶融が進行して圧力容器又はその周辺部が破損していれば、圧力容器内の希ガスや他の核種が大量に D/W 側に直接流れ込む可能性があるのは当然である。

時 15 分頃に S/C 側が D/W 側の約 10 倍のガンマ線量率が計測されていたのに対し、約 6 時間 40 分後に至って測定を再開した同日 21 時 55 分頃には D/W 側が 5.36Sv/h、S/C 側が 0.383Sv/h と、D/W 側が S/C 側の約 14 倍ものガンマ線量率が計測され、その後も D/W 側の方が S/C 側よりも大きいガンマ線量率を示していることは、同日 15 時 15 分頃から同日 21 時 55 分頃までの間のいずれかの時点において、圧力容器又はその周辺部の破損が生じ、直接 D/W 側に放射性物質が漏えいしたこと以外には考え難い[*162]。

さらに、かかる CAMS 測定結果からすれば、同日 21 時 18 分頃以降の原子炉圧力の低下及び D/W 圧力の上昇の原因は、SR 弁の開操作のみによるものとは考え難く、やはり圧力容器又はその周辺部に破損が生じていたと考えるのが自然である。

d　放射線量との関係

① 正門付近における放射線量測定の結果、平成 23 年 3 月 14 日 21 時 25 分頃に 6.8 μ Sv/h であったのに対し、同日 21 時 35 分頃に 760.0 μ Sv/h、同日 21 時 37 分頃に 3,130.0 μ Sv/h に急上昇した（図表 27 参照）。



図表27 正門付近の放射線量の挙動（3/14 20:00～3/15 0:00）

東京電力「福島第一原子力発電所構内での計測データ」（平成23年5月）を基に作成

② 前記第 2,2(3)b(c)記載のとおり、かかる放射線量上昇は、1 号機及び 3 号機の R/B 爆発や各号機の格納容器ベントによる影響とは考え難く、1~3 号機のいずれか又はすべての炉心損傷過程で放出された放射性物質が大気中に放出されたことによるものと考えられる。

この時点で測定された放射性物質が 1~3 号機のいずれに由来するのか特定することはできないものの、平成 23 年 3 月 14 日 21 時 18 分頃までに、2 号機の圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じ、希ガスその他の放射性物質が圧力容器外に漏えいし、さらに、この放射性物質が格納容器又はその周辺部から漏えいして、例えば 1 号機 R/B 爆発の影響によって開放されたと考えられるブローアウトパネルの開放

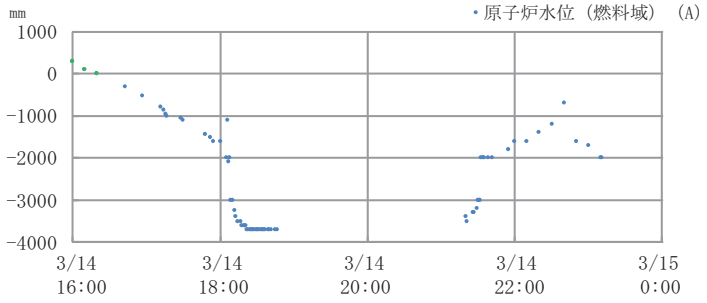
---

*162　なお、AMG によれば、希ガスのうち半減期の短いものには、Kr（クリプトン）-83m（1.83 時間）、Kr-85m（4.48 時間）、Kr-87（76.3 分）、Kr-88（2.80 時間）、キセノン（Xe）-135m（15.65 分）、Xe-138（14.17 分）があり、Kr-88 及び Xe-138 については、ガンマ線エネルギー、炉内内臓量が大きく、これらの核種の半減期が経過したり、初期に放出された希ガスがベントや漏えいによって格納容器外に放出されたりしたことによって、その後 CAMS によって検出されるガンマ線は、希ガスよりもむしろ他の Cs や I から発散されるものが大半となる可能性もあるが、このことによって、上記で述べた結論が左右されるものではない。

部等から 2 号機 R/B 外へと拡散していき、同日 21 時 25 分頃以降、正門付近でも放射線量が上昇したと考えても矛盾はない。

e　原子炉水位計の指示値との関係

① 2 号機のプラント関連パラメータ [*163] によれば、原子炉水位は、平成 23 年 3 月 14 日 18 時 50 分頃以降、同日 21 時 18 分頃までの間、計測不能であったが、同日 21 時 20 分頃に計測可能となり TAF-3,400mm を示し、同日 22 時 40 分頃には TAF-700mm を示している（図表 28 参照）。



図表28 2号機原子炉水位の挙動（3/14 16:00～3/15 0:00）

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

そうすると、このように原子炉水位計が示す数値が上昇していることと、圧力容器又はその周辺部の破損可能性との関係が問題となる。

② まず、原子炉水位計は、基準面器内の水位が低下していった場合に、その見かけ上の指示値が実際よりも高く表示されることは既に述べたとおりである。

この基準面器内の水位が低下する原因は、圧力容器内が低圧状態下に置かれたり、基準面器側配管の周囲の雰囲気が高温状態下に置かれたりすることによって、基準面器及び基準面器側配管内の水の蒸発が進むことが挙げられる。そうすると、原子炉水位が低下して炉心損傷が相当程度進んでいた場合や、SR 弁による急速減圧操作が実施された場合には、原子炉圧力が低下して D/W 温度が上昇することになり、その影響で、基準面器内の水位が低下する可能性が高くなる。

③ 2 号機の原子炉水位は、平成 23 年 3 月 14 日 18 時 22 分頃までには BAF を切るような状況に陥り、炉心損傷が相当進行していたと考えられる。また、少なくとも同日 18 時頃から同日 19 時 3 分頃までの間と、同日 21 時頃から同日 21 時 30 分頃までの間、SR 弁による急速減圧操作を繰り返していたと考えられる。さらに、CAMS によるガンマ線量率測定を中断する直前の同日 15 時 15 分頃のガンマ線量率と、測定を再開した同日 21 時 55 分頃のガンマ線量率を比較すると、同日 21 時 55 分頃のガンマ線量率は、D/W 側及び S/C 側のいずれも急激に上昇し、とりわけ、D/W 側が極めて大きな上昇

*163　前掲東京電力 HP 参照。

傾向を示し、D/W 側のガンマ線量率が S/C 側のそれの約 14.0 倍という高い数値を示すようになっており、同日 15 時 15 分頃から同日 21 時 55 分頃までの間のいずれかの時点で、圧力容器又はその周辺部に D/W 側に直接圧力が抜けるような損傷箇所が生じて蒸気が漏えいし、圧力容器がより低圧の状態に置かれ、D/W がより高温の状態に置かれたと考えられる。以上からすると、基準面器側配管内の水位が低下する環境は整っていたと考えられる。

そして、2 号機については、地震発生以降、その頃まで一度も基準面器への水補給もなされていなかったのであり、原子炉水位計は、同日 21 時 20 分頃に計測可能となってはいるが、実際の原子炉水位とは関係なく、その時点で原子炉水位計の基準面器及び基準面器側配管内の水位が低下し、原子炉水位計の指示値が実際の原子炉水位よりも高い数値を示していた可能性が高い。

④ 次に、2 号機のプラント関連パラメータ [*164] によれば、平成 23 年 3 月 14 日 21 時 20 分頃に計測可能となった原子炉水位計の指示値は、例えば、同日 21 時 32 分頃に TAF-3,000mm を示していたのに、同日 21 時 33 分頃には TAF-2,000mm と、僅か 1 分間で 1,000mm も上昇し、その後、同日 21 時 42 分頃まで合計 5 回にわたって計測するも、変わらず TAF-2,000mm を示すなど（前掲図表 28 参照）、継続的に消防車による注水を実施している状況下における実際の原子炉水位の挙動を反映しているとは考え難い。さらに、同日 23 時 11 分頃に TAF-2,000mm を計測したのを最後に、同日 23 時 20 分頃から同月 15 日 6 時 10 分頃まで再び計測不能に陥っている。

かかる原子炉水位計の指示値の推移からすれば、同月 14 日 21 時 20 分頃以降、まず、基準面器及び基準面器側配管内の水位の低下が進み、原子炉水位計が表示する水位が、実際の原子炉水位より高めに表示されるだけでなく、実際の原子炉水位が炉側配管入口を下回っていたため、原子炉水位計が、炉側配管及び基準面器側配管内の各水位の水頭圧差を原子炉水位として換算・表示するようになっていた上、その水頭圧差が、差圧伝送器による測定可能範囲外の差圧となったため、同日 23 時 20 分頃に計測不能となった可能性がある。

現に、少なくとも、原子炉圧力が低下する同日 21 時 30 分頃までの 50 分程度の間や、同日 23 時 20 分頃に計測不能となる前の 30 分程度の間、原子炉圧力が上昇して SR 弁の開操作をしていたと考えられ、単に原子炉水位が低下するのみならず、圧力容器内が低圧状態下に置かれたり、格納容器内が高温状態下に置かれたりして、炉側配管内及び基準面器側配管内の各水位が低下するだけの環境が整っていたと考えられる。

そうすると、いずれにしても原子炉水位計は、同日 21 時 20 分頃から同日 23 時 11 分頃までの間、実際の原子炉水位よりも高い値を指示し、又は

---

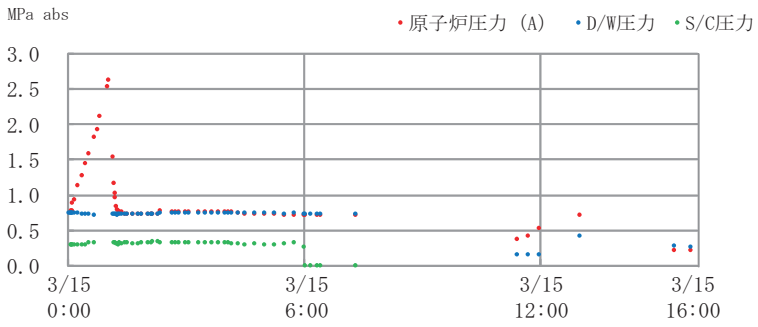
*164　前掲東京電力 HP 参照。

原子炉水位の変化を指示していなかった可能性が高く、この頃のプラント関連パラメータが示す原子炉水位の指示値をそのまま信用することはできない。

⑤　したがって、2 号機のプラント関連パラメータ上、原子炉水位の指示値が、一定期間 BAF を上回る値を示しているからといって、圧力容器又はその周辺部の破損可能性が否定されるわけではない[*165]。

f　平成 23 年 3 月 15 日零時 5 分頃以降の原子炉圧力及び D/W 圧力の推移との関係

①　2 号機のプラント関連パラメータ[*166]によれば、原子炉圧力計（A 系）は、平成 23 年 3 月 15 日零時 5 分頃に 0.653MPa gage を示してから上昇傾向にあり、同日 1 時 2 分頃に 2.520MPa gage を示したのを最後に下降傾向に転じ、同日 1 時 20 分頃には 0.653MPa gage を示し、D/W 圧力計が示す 0.730MPa abs とほぼ近似するに至り、その後も、原子炉圧力及び D/W 圧力は、その数値及び傾向ともにいずれも近似している（図表 29 参照）。



図表29 2号機原子炉圧力等の挙動（3/15 0:00～3/15 16:00）

※原子炉圧力は、D/W・S/C各圧力と比較しやすくするためゲージ圧ではなく、絶対圧で表示した。

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

同日零時 5 分頃以降、原子炉圧力が上昇傾向に転じていることからすると、それまでに開操作をしていた SR 弁の開状態を十分維持できなくなっていた可能性が高い。これを踏まえ、発電所対策本部は、新たな SR 弁開操作を実施したが開けることができず、同日 1 時 2 分頃にも、引き続き、新た

---

*165　さらに、例えば圧力容器底部ではなく、SR 弁のフランジガスケット部、貫通配管やその接合部等の損傷によって蒸気や放射性物質が漏えいするような事態が生じていたことも考えられ、この場合には、損傷によって原子炉水位が直ちに確保できなくなるわけではないから、原子炉水位が一定程度確保されていたとしても矛盾するものではない。

*166　前掲東京電力 HP 参照。

な SR 弁の開操作を実施していたと考えられるが[*167]、その操作内容は、複数のバッテリーをケーブルで接続し、これらのバッテリーと、SR 弁を開くために必要な電磁弁を励磁するための端子をケーブルで接続するのみであり、それまで開操作をして十分減圧を維持できなかった場合と大きく変わるものではない。それにもかかわらず、2 号機のプラント関連パラメータ[*168]によれば、原子炉圧力計（A 系）は、同日 1 時 20 分頃に 0.653MPa gage を示した後、同日 6 時 25 分頃までの間、0.6MPa gage 台を推移し、その間原子炉圧力が昇降を繰り返した形跡は記録されていない。当時、SR 弁が開いたかどうかは、結局のところ、原子炉圧力計の指示値が低下したかどうかによって判断する以外に方法がなかったが、上昇傾向にあった原子炉圧力が急に下降し、その後ほとんど昇降することなく、ほぼ一定の値を示している状況からすると、SR 弁の開状態を維持できたことによると考えるのは不自然とも思われる。

そうすると、同日 1 時 2 分頃以降、SR 弁の開操作によって原子炉圧力の減圧ができた可能性を否定するものではないが、この時点で、圧力容器又はその周辺部に、新たに、圧力が抜ける損傷箇所が生じたことにより、圧力容器内の圧力を維持できなくなった可能性も否定できない。また、これらの可能性は二者択一的なものではなく、SR 弁の開状態が維持されるとともに、圧力容器又はその周辺部から漏えいしたため、原子炉圧力が、D/W 圧力とほぼ等圧の 0.6MPa gage 台で推移したと考えることもできる。

② さらに、2 号機のプラント関連パラメータ[*169]によれば、原子炉圧力計（A 系）は、平成 23 年 3 月 15 日 6 時頃に 0.614MPa gage、同日 7 時 20 分頃に 0.612MPa gage を示していたが、同日 11 時 25 分頃に 0.270MPa gage まで低下している（前掲図表 29 参照）。

2 号機については、原子炉圧力が 1.823MPa gage を示した同月 14 日 22 時 50 分頃から同月 15 日 6 時近くまで、原子炉圧力が 0.6MPa gage を下回ることはなかった。そこで、発電所対策本部復旧班は、その間に開操作をした SR 弁の開状態を維持するのみでは十分な原子炉注水が可能となるまで減圧できないと考え[*170]、新たな SR 弁の開操作を試みていたがうまくいかな

---

*167 この頃、発電所対策本部復旧班は、2 号機の逃し弁用アキュームレータを用いた SR 弁開操作については、それまで開操作を行っていないすべての SR 弁について試したが、原子炉圧力の低下が認められなかったため、ADS 用アキュームレータを用いた SR 弁開操作に切り替え、1 つの SR 弁の開操作を実施した際に原子炉圧力の低下が認められたことから、開状態を維持できたと判断した。しかし、原子炉圧力が 0.6MPa gage を下回らなかったため、同復旧班は、原子炉注水に十分な原子炉圧力の低下までには至っていないと考え、その後も、他の ADS 用アキュームレータを用いた SR 弁の開操作を試みたが、いずれも成功しなかった。

*168 前掲東京電力 HP 参照。

*169 前掲東京電力 HP 参照。

*170 SR 弁の開操作に当たった作業員は、消防ポンプの吐出圧力が 0.85MPa gage であるとしても、原子炉注水ラインの圧力損失を考慮に入れ、原子炉圧力が 0.6MPa gage を下回らなければ原子炉への注水をなし得ないとの認識の下、SR 弁の開操作を実施していた。

かった。そして、同日 6 時近くになって、SR 弁の開操作に従事していた作業員が交代したが、その直後に異音が聞こえるなどの異変が生じたため、結局、新たな SR 弁の開操作を実施することもないまま、1/2 号中央制御室から退避し、その後、同日 11 時 25 分頃までの間、バッテリー交換や別の SR 弁の端子への接続等による新たな SR 弁の開操作を実施した事実はなかった[*171]。それにもかかわらず、原子炉圧力計（A 系）は、同日 7 時 20 分頃の 0.612MPa gage から大きく低下して、同日 11 時 25 分頃には 0.270MPa gage を示していた。

これについては、2 号機のプラント関連パラメータ[*172]によれば、D/W 圧力が同日 7 時 20 分頃に 0.730MPa abs を示していたのに、同日 11 時 25 分頃には 0.155MPa abs まで低下したこと[*173]により、圧力容器から D/W 側に圧力が抜けたことによる影響と考えられる。また、その間、SR 弁の開状態が維持されていた可能性もあるが、他方で、同日 7 時 20 分頃から同日 11 時 25 分頃までの間、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を更に大きく損なうような損傷が生じた可能性もある[*174]。

③ さらに、2 号機のプラント関連パラメータ[*175]によれば、原子炉圧力は、平成 23 年 3 月 15 日 11 時 58 分頃に 0.428MPa gage、同日 13 時頃に 0.608MPa gage まで上昇したが、同日 15 時 25 分頃には 0.119MPa gage まで低下している（前掲図表 29 参照）。

まず、同日 11 時 58 分から同日 13 時にかけての頃、2 号機の原子炉圧力が顕著な上昇傾向にある以上、同日 6 時頃までに開操作を実施していた SR 弁が開状態を維持できていなかったと考えるのが自然である[*176]。

---

*171 平成 23 年 3 月 15 日 7 時 20 分から同日 11 時 25 分までの間、SR 弁の開操作の事実がないことは、当時の発電所対策本部復旧班の供述のほか、客観的な計装機器の監視状況から優に認められる。すなわち、2 号機プラント関連パラメータ及びその元になった発電班のメモ書きには、この頃の原子炉圧力、D/W 圧力及び S/C 圧力に関するデータは一切記録されておらず、その間プラント監視がなされていなかった。しかし、発電所対策本部においては、この頃、2 号機 S/C 付近で異音が聞こえたなどとして、S/C の破損を疑っている状況にあり、そのような状況の中で圧力容器から S/C へ蒸気を逃がすために SR 弁の開操作をするのに、全くプラント監視をしないということは到底考えられないため、この頃、SR 弁の開操作がなされていなかったと推認できる。

*172 前掲東京電力 HP 参照。

*173 D/W 圧力が大きく低下した原因は、その頃に 2 号機の格納容器ベントを実施していない以上、格納容器又はその周辺部に、大きな漏えい箇所が生じたと考えるのが自然である（本文後記 2(3)b(d)参照。）。

*174 柏崎刈羽原発情報班のメモ書きによれば、平成 23 年 3 月 15 日 6 時 48 分に「2 号 SRV1 弁開いている。」との記載があるが、これは、原子炉圧力の挙動からのみ判断したものであって、SR 弁が閉となっていても、圧力容器又はその周辺部に、同等の損傷箇所が生じていれば、SR 弁が開いている場合と同様の原子炉圧力の挙動を示すことになるため、SR 弁が開いていたと断定できない。

*175 前掲東京電力 HP 参照。

*176 柏崎刈羽原発情報班のメモ書きにも、平成 23 年 3 月 15 日 12 時 23 分に「2 号 炉圧が上がっている。SRV 閉まったと考えられる。」との記載があり、発電所対策本部においても、原子炉圧力の上昇から SR 弁が閉となったと考えていたと認められる。

また、圧力容器又はその周辺部に破損箇所が生じていたとしても、これによる圧力の低下を上回る圧力上昇要因があれば原子炉圧力が上昇したとしても不自然ではなく、例えば、圧力容器下部プレナムに溶融燃料が落下し、圧力容器底部に残っていた水と接触して大量の蒸気が発生して原子炉圧力が上昇することが考えられる。

ここで問題は、このようにして原子炉圧力計（A 系）の指示値が上昇傾向を示していたにもかかわらず、その後である同日 13 時から同日 15 時 25 分にかけての頃、その指示値が大きく低下していることである。

まず、現場対処に当たった発電所対策本部復旧班の各供述によれば、少なくとも同日中は、新たな SR 弁の開操作を実施しておらず、同日夜、2 号機の原子炉の状態を懸念していたというのであるから、同日 13 時から同日 15 時 25 分にかけての頃の原子炉圧力の低下は、新たな SR 弁の開操作を実施したことによるものではないと認められる。

また、当時、発電所対策本部においては、2 号機の S/C が破損していることを懸念していたのであるから、仮に、1/2 号中央制御室において、バッテリー交換や別の SR 弁の端子への接続等によって新たな SR 弁の開操作を実施したということであれば、その間、全くプラント挙動を監視しないというのは不自然である。そして、2 号機のプラント関連パラメータ [*177] 及びその元になった発電班メモによれば、同日 13 時頃に原子炉圧力や D/W 圧力等を計測した後、次にこれらを計測したのは同日 15 時 25 分頃であり、その間、プラント挙動の監視がなされていないことが明らかであり、このことは、新たな SR 弁の開操作を実施していない旨の発電所対策本部復旧班の上記供述と整合的である。

そうすると、同日 13 時から同日 15 時 25 分にかけての頃、既に開操作していた SR 弁の開状態を維持できず、また、新たな SR 弁の開操作を実施していなかったにもかかわらず [*178]、原子炉圧力計（A 系）の指示値が、同日 13 時頃の 0.608MPa gage から、同日 15 時 25 分頃に 0.119MPa gage まで大きく低下していたことになるから、その間、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を更に大きく損なうような損傷が生じたために、原子炉圧力

---

*177　前掲東京電力 HP 参照。

*178　柏崎刈羽原発情報班のメモ書きによれば、平成 23 年 3 月 15 日 14 時 50 分に 2 号の至急案件の 1 つとして「SRV の開放のため、仮設コンプレッサのラインナップ（別ラインからの注入も検討）」の記載があるほか、同日 15 時 37 分に「SRV、ADS アキュームレータ 5 台にエアを供給予定。既に計装・原子炉で現場に向かっている。ラインナップ 1 時間以内に。その後中操での対応あり、実現時期は未定」の記載があり、発電所対策本部としては、SR 弁の開操作がうまくいかず、その開状態も維持できない原因として、駆動用窒素圧力が足りなかったことを考え、この頃、これを確保するための作業を進めようとしていたと認められる。しかし、結局、高い放射線量のため、R/B 内において開操作が必要な駆動用窒素圧力供給ラインの隔離弁を開とすることができなかったことなどから、その後も SR 弁のアキュームレータに駆動用窒素圧力を補給できなかった。

いずれにせよ、同日 13 時から同日 15 時 25 分にかけての頃、既に開操作していた SR 弁の開状態を維持できず、新たな SR 弁の開操作を実施していなかったことは明らかである。

が低下した可能性がある。

g　汚染水等との関係

① 平成 23 年 3 月 27 日、東京電力が、2 号機 T/B 地下 1 階において採取した滞留水から、高濃度の I-131、Cs-134、Cs-137 が検出された（図表 30 参照）。

採取日時	採取物	核種（半減期）	放射能濃度 (Bq/cm^3)
H23.3.27	2号機T/B地下1階滞留水	I-131（約8日）	13,000,000
		Cs-134（約2年）	3,100,000
		Cs-137（約30年）	3,000,000
H23.4.16	2号機スキマーサージタンク水	I-131（約8日）	4,100
		Cs-134（約2年）	160,000
		Cs-137（約30年）	150,000
H23.4.19 H23.5.21 H23.6.10 H23.6.20	2号機T/B1階のダスト	I-131（約8日）	不明
		Cs-134（約2年）	
		Cs-136（約13日）	
		Cs-137（約30年）	
		La-140（約2日）	
		Pr-144（約17分）	
H23.11.25	2号機R/B地下滞留水	Cs-134（約2年）	210,000
		Cs-137（約30年）	250,000

図表30 2号機汚染水等測定結果

東京電力「原子炉建屋地下滞留水の放射能濃度等の測定結果」（平成23年12月）等を基に作成

② 平成 23 年 4 月 16 日の東京電力による 2 号機スキマーサージタンク水の分析結果によれば、I-131、Cs-134、Cs-137 が検出された（前掲図表 30 参照）。2 号機の SFP 内に取り出した燃料のうち、最も冷却期間が短い燃料でも 7 か月程度冷却されているところ、I-131 は短半減期の核種であり、これが SFP 由来とは考え難く、圧力容器から漏えいした核種が建屋内における蒸気の凝縮水、ダスト等を介して SFP 水に溶け込んだ可能性が高いと考えられる。特に、2 号機 R/B は爆発等による建屋の損傷がないため、1 号機や 3 号機の原子炉から飛来した核種の影響ではなく、2 号機の炉心由来の核種である可能性が高い。

③ 平成 23 年 4 月 19 日、同年 5 月 21 日、同年 6 月 10 日及び同月 20 日の東京電力による 2 号機 T/B1 階のダスト測定結果によれば、I-131、Cs-134、Cs-136、Cs-137、La-140、Pr-144 の各核種が検出された（前掲図表 30 参照）。

④ 平成 23 年 11 月 25 日の東京電力による R/B 地下滞留水の放射能濃度等の測定結果によれば、2 号機 R/B 地下滞留水から、Cs-134、Cs-137 が検出された（前掲図表 30 参照）。この高濃度汚染水の発生源は、圧力容器又は格納容器内に溜まった放射性物質含有の冷却水と考えるのが自然である。

⑤ 以上から、2 号機の R/B 地下滞留水、T/B 地下滞留水及び SFP 水等から検出された核種の全部又は一部は、炉心由来と考えるのが自然であり、2 号機 T/B 地下滞留水から炉心由来と考えられる核種が検出された同年 3 月 27 日までに、2 号機の圧力容器、格納容器又はそれらの周辺部から漏えいしたものと考えられる。

h　平成 23 年 3 月 13 日 9 時 55 分以降の原子炉圧力及び D/W 圧力の推移との関係

①　2 号機のプラント関連パラメータ[*179]によれば、平成 23 年 3 月 13 日 9 時 25 分頃、原子炉圧力が 6.080MPa gage、D/W 圧力が 0.365MPa　abs を示していたのに、同日 9 時 55 分頃、原子炉圧力が 1.283MPa　gage、D/W 圧力が 0.160MPa abs を示し、いずれの指示値も急激に低下している（図表 31 参照）。

H23.3.13 時刻	原子炉圧力（A） (MPa gage)	D/W圧力 (MPa abs)
9:25	6.080	0.365
9:55	1.283	0.160
10:30	記録なし	0.100
10:35	記録なし	0.010

図表31 2号機 原子炉圧力等

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

そこで、この頃、2 号機について、炉心溶融が進行して圧力容器底部に大規模な破損が生じ、また、格納容器にも閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じた可能性があるので、以下検討する。

②　まず、この頃の RCIC の冷却注水機能について検討する。

RCIC については、平成 23 年 3 月 11 日夜、その作動状態が把握できなかったが、発電所対策本部情報班が録取したメモ書きによれば、同月 12 日 2 時 55 分に「2 号　RCIC　運転中確認　吐出圧　6.0MPa　炉圧 5.6MPa」、同日 18 時 30 分に「2 号 TAF　+3650　D/W 圧力 150kPa(G)　RCIC 運転中」、同日 21 時 30 分に「2 号　RCIC　5.3MPa」、同月 13 日 14 時 25 分「2 号 RCIC 回っている模様。」との記載が認められる。したがって、当直は、同月 12 日 2 時 55 分頃以降も、断続的ではあるものの、2 号機 R/B に立ち入り、RCIC ポンプ吐出圧力と原子炉圧力を監視して、RCIC が作動していることを確認していたと認められる。

また、上記メモ書きによれば、同月 12 日 3 時 55 分に「2 号 CST タンクのレベルが減ってきた、S/C へ切り替える。」と記載されており、その頃、当直は、RCIC の水源を、「CST タンク」、すなわち、復水貯蔵タンク（以下「CST」という。）から S/C に切り替えて運転したことが明らかである。したがって、2 号機については、津波到達以降、RHR が機能喪失状態に陥っていることから、このまま S/C を水源として RCIC を運転し続ければ、S/C 圧力及び水温が上昇すると考えられる。

そして、2 号機のプラント関連パラメータ[*180]及び発電所対策本部発電班のメモ書きによれば、2 号機 S/C 水温は、同月 14 日 7 時頃に 146 ℃、同日 12

*179　前掲東京電力 HP 参照。
*180　前掲東京電力 HP 参照。

時 30 分頃に 149.3 ℃と、2 号機 S/C 圧力は、同日 4 時 30 分頃に 0.467MPa abs、同日 7 時頃に 0.473MPa abs、同日 12 時 30 分頃に 0.486MPa abs と、いずれも上昇傾向を示している（図表 32 参照）[*181]。

H23.3.14 時 刻	S/C水温 (℃)	S/C圧力 (MPa abs)
7:00	146	0.473
7:30	146	0.473
8:00	146.5	0.474
9:00	146.5	0.478
9:35	146.6	0.476
9:45	146.6	記録なし
10:00	146.6	0.480
10:30	146.9	0.481
12:00	147	0.485
12:30	149.3	0.486

図表32 2号機 S/C水温・S/C圧力

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）等を基に作成

さらに、2 号機のプラント関連パラメータ [*182] によれば、原子炉圧力は、同月 11 日 20 時 7 分頃に 7.000MPa gage を示して以降、同月 12 日 12 時頃までの間、おおむね 5.300~6.300MPa gage を推移しており、SR 弁の安全弁機能が動作するような状態にはなかった可能性が高い。また、SR 弁の逃し弁機能については、そもそも津波の影響で信号回路の電源が喪失し、駆動用窒素圧力を SR 弁に送るために開状態を維持しなくてはならない電磁弁を励磁できないため、津波到達以降、動作したとは考え難い。

したがって、かかる S/C 圧力及び S/C 温度の上昇原因は、SR 弁が開状態となったことの影響とは考えられず、RHR による二次冷却機能が果たされないまま、S/C プール水を水源として RCIC が作動していたこと以外になく、このことから、RCIC は冷却機能を減じながらも作動していたと考えられる。そうすると、この時点で原子炉水位が急激に下降することは考え難く、この段階では、炉心の露出、損傷には至っていなかった可能性が高い。

現に、2 号機のプラント関連パラメータ [*183] によれば、同月 12 日 18 時 30

---

*181 復旧した 2 号機 S/C 水温計は TRS-16-720A であり、その測定範囲は 0~150 ℃である。この S/C 水温計は、平成 23 年 3 月 14 日 12 時 30 分頃に 149.3 ℃を計測してから低下傾向を示すようになり、同日 13 時 45 分頃に 145 ℃、同日 14 時 10 分頃に 134 ℃、同日 15 時頃に 130 ℃まで低下し、同日 15 時 30 分頃には 131.7 ℃を示した後、同日 15 時 40 分頃以降、測定不能に陥っている。

まず、この頃、2 号機については、S/C クーリングその他の格納容器冷却系を作動させたり、格納容器ベントを実施したりした実績は認められない中で SR 弁の開閉動作が繰り返されていたと認められ、格納容器が健全である限り、S/C 水温が上昇することはあっても下降するとは考えにくい。

また、同日 15 時頃の時点で S/C 圧力は計測されていないが、D/W 圧力が 0.440MPa abs を示しており、これから算出した飽和蒸気温度は約 147.1 ℃となるため、このことからも、S/C 水温計が示していた 130 ℃という値はいかにも低いと言わざるを得ない。

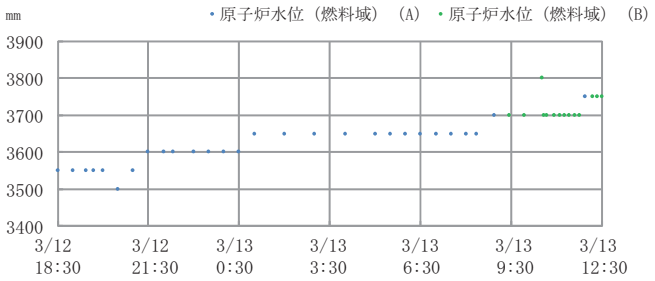
さらに、同日 15 時 30 分頃に S/C 水温計による計測がなされた後、同月 26 日までの間、S/C 水温の計測がなされていない。この点、東京電力からは、担当者らの記憶がないとして、その理由について明確な回答が得られなかったが、その頃、発電所対策本部としては、2 号機につき、格納容器ベントに先立って SR 弁による減圧、注水を実施すれば、S/C の健全性が確保できなくなることを懸念していたものの、結局、SR 弁による減圧、注水を優先的に実施することになった。かかる懸念を有していた発電所対策本部が、SR 弁による減圧操作の際、S/C 水温計による監視が可能であるにもかかわらず、これをあえて実施しないことは考えにくく、この時点で、S/C 水温計による監視が不可能であった可能性がある。

以上からすると、同日 12 時 30 分頃以降、S/C 水温計が低下傾向を示し、測定不能となったのは、計装機器の電源枯渇又は電気系統に何らかの不具合が生じた可能性がある。

*182 前掲東京電力 HP 参照。

*183 前掲東京電力 HP 参照。

分から同月 13 日 12 時にかけての頃、原子炉水位は、TAF+3,500~3,800mm の間を推移する挙動を示していた（図表 33 参照）。

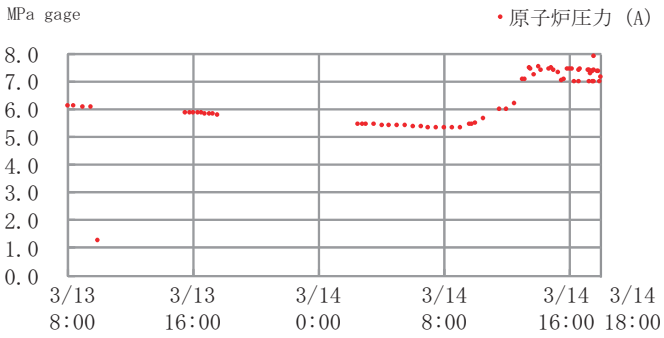


図表33 2号機原子炉水位の挙動（3/12 18:30～3/13 12:30）

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

③ 次に、2 号機プラント関連パラメータに記録された原子炉圧力の推移から検討する。

2 号機のプラント関連パラメータ[*184]によれば、原子炉圧力（A 系）は、平成 23 年 3 月 13 日 9 時 55 分頃、1.283MPa gage まで急激に落ち込んだ後、ダウンスケールし、その後、同日 15 時 30 分頃に 5.850MPa gage を示すまでの間、全く計測不能となっている。さらに、同プラント関連パラメータによれば、その後、原子炉圧力は徐々に上昇傾向にあり、同月 14 日 13 時頃以降、7MPa gage を超え、例えば、同日 17 時 14 分頃に 7.403MPa gage を示した後、同日 17 時 16 分頃に 6.975MPa gage を示し、同日 17 時 28 分頃に 7.358MPa gage を示した後、同日 17 時 30 分頃に 6.970MPa gage を示し、同日 17 時 33 分頃に 7.880MPa gage を示した後、同日 17 時 35 分頃に 6.975MPa gage を示している（図表 34 参照）。



図表34 2号機原子炉圧力の挙動（3/13 8:00～3/14 18:00）

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

このような原子炉圧力の挙動からすると、SR 弁の安全弁機能[*185]が動作

*184 前掲東京電力 HP 参照。

*185 2 号機の SR 弁の安全弁機能は、7.64~7.78MPa gage で動作し、動作設定値の 93%に当たる約 7.11~7.24MPa gage に低下するまでのいずれかの段階で SR 弁が閉となる（後掲図表 69 参照）。

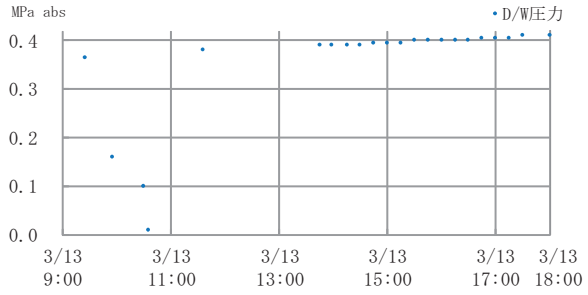
していた可能性が高い。

そして、SR 弁の開閉が繰り返されていたということは、まさに圧力容器の破損を防ぐために安全弁機能が動作していたと考えられるのであるから、少なくとも圧力容器内の圧力がなお保持されていたと考えるのが自然である。

また、同月 13 日 9 時 55 分頃以降に原子炉圧力計（A 系）がダウンスケールし、電源復旧して計測可能となった同日 15 時 30 分頃には 5.850MPa gage を示していることからも、同日 9 時 55 分頃に原子炉圧力（A 系）が 1.283MPa　gage を示したことは、電源喪失や接触不良その他の電気系統のトラブルが生じた過程で計測された異常値である可能性が高い。

④　次に、2 号機プラント関連パラメータ上の D/W 圧力の推移から検討する。

2 号機プラント関連パラメータ [*186] によれば、D/W 圧力は、平成 23 年 3 月 13 日 9 時 55 分頃に 0.160MPa abs まで急激に低下した後、同日 10 時 30 分頃に 0.100MPa abs に低下して大気圧とほぼ等圧となり、さらに、同日 10 時 35 分頃には、大気圧を大きく下回る 0.010MPa　abs を示してから、その後ダウンスケールしている（図表 35 参照）。



図表35 2号機D/W圧力の挙動（3/13 9:00～3/13 18:00）

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

同日 10 時 35 分頃の 0.010MPa　abs という指示値は、大気圧をはるかに下回り、ほぼ真空ともいうべき状態になったことを意味するが、格納容器の破損によって大気圧をはるかに下回る状態になる事態は考え難い。

さらに、2 号機のプラント関連パラメータ [*187] によれば、D/W 圧力は、その後引き続きダウンスケールしている上、電源復旧によって計測可能となった同日 11 時 35 分頃に 0.380MPa　abs を示し、次に計測した同日 13 時 45 分頃以降も 0.4MPa abs 前後と大気圧の数倍の値を示しており（前掲図表 35 参照）、格納容器内の圧力が保持されていると考えられる値を示している。

そうすると、同日 9 時 55 分頃から同日 10 時 35 分頃までの D/W 圧力計が示した異常に低い数値も、電源喪失や接触不良その他の電気系統のトラブルが生じた過程で計測された異常値である可能性が高い。

---

*186　前掲東京電力 HP 参照。
*187　前掲東京電力 HP 参照。

⑤　したがって、2 号機のプラント関連パラメータによれば、平成 23 年 3 月 13 日 9 時 55 分頃、原子炉圧力が 1.283MPa gage、D/W 圧力が 0.160MPa abs を示し、急激に指示値が低下しているが、これらは、いずれも電源喪失の過程で、圧力伝送器側への不安定な電力供給により、計装配管から送られた圧力を正確に電気抵抗に変換・増幅することができずに計測された異常値である可能性が高く、炉心溶融に伴う圧力容器及び格納容器の破損によるものではないと考えられる。

(3)　東京電力等が実施した解析結果との関係

a　東京電力が平成 23 年 5 月に公表した MAAP 解析

①　東京電力が平成 23 年 5 月に公表した MAAP 解析によれば、解析ケース（その 1）では、原子炉水位の実測値にあわせるため、消防ポンプの吐出側の流量ではなく、実測値に見合った原子炉水位維持が可能な量として少なめに仮定して、解析を実施し

炉心露出開始時間　　地震発生後約 75 時間
炉心損傷開始時間　　地震発生後約 77 時間
圧力容器破損時間　　圧力容器破損に至らない

との結論が得られた。

さらに、解析ケース（その 2）では、原子炉水位は燃料域内において維持できていないとして、消防ポンプの吐出側の流量ではなく、燃料域以下程度を維持する注水量を仮定して、解析を実施し

炉心露出開始時間　　地震発生後約 75 時間
炉心損傷開始時間　　地震発生後約 77 時間
圧力容器破損時間　　地震発生後約 109 時間

との結論が得られた。

②　まず、解析ケース（その 1）は、原子炉水位計により計測された実測値に合わせて原子炉水位を設定したものである。

しかし、2 号機のプラント関連パラメータ[*188]によれば、例えば、平成 23 年 3 月 14 日 18 時 22 分頃から同日 18 時 47 分頃までの間、注水が全くなされていないにもかかわらず、TAF-3,700mm のまま変化を示さず、更には、同日 21 時 32 分頃に TAF-3,000mm を示していたのに、同日 21 時 33 分頃には TAF-2,000mm と、僅か 1 分間で 1,000mm も上昇し、その後、同日 21 時 42 分頃まで合計 5 回にわたって計測するも、変わらず TAF-2,000mm を示すなど、実際の原子炉水位を示していないと思われる箇所が認められる（前掲図表 28 参照）。

この頃、2 号機の圧力容器については、SR 弁の開操作を実施していたため、SR 弁が開状態となった場合には、圧力容器が低圧状態となり、格納容

*188　前掲東京電力 HP 参照。

器が高温状態となったと考えられ、基準面器内の水が蒸発して基準面器側配管内まで水位が落ち込むことによって炉側配管圧力と基準面器側配管圧力との間の絶対値としての差圧が小さくなり、差圧伝送器の計測上は、基準面まで水位が確保されているときよりも、炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた値が大きくなって、原子炉水位計が実際よりも高めの原子炉水位を表示していた可能性がある。この場合には、その後、基準面器への水補給を実施しない限り、見かけ上の水位が実際より高く表示される誤表示が是正されない。現に、平成 23 年 6 月の時点で 2 号機の基準面器への水補給を実施した際、基準面器の水位が低下していたことが確認されている。

さらに、同年 3 月 14 日 18 時 22 分以降、同日 18 時 47 分までの間、数分間隔で細かく原子炉水位を計測しているが、この頃、SR 弁による減圧操作を実施してもなお注水可能な程度まで減圧されておらず、全く注水がなされておらず、いまだ減圧の過程にあったのに、原子炉水位を示す指示値に変化がない。そうすると、この頃、既に原子炉水位が BAF の下方にある炉側配管入口を下回り、原子炉水位計は、炉側配管内及び基準面器側配管内まで低下した各水位間の水頭圧変化を原子炉水位として換算して表示し、もはや実際の原子炉水位を表示していなかった可能性もある。さらに、原子炉水位計の表示に変化が見られなくなったのは、炉側配管内及び基準面器側配管内の各水位が蒸発によって低下していき、蒸発がやんで両配管の間の水頭圧差に変化がなくなったことによる可能性もある。

いずれにしても、解析ケース（その 1）で前提としている原子炉水位は、現実の原子炉水位とは大きくかけ離れ､前提条件に誤りがある可能性が高く、これにより原子炉水位が一定程度確保されているとして圧力容器の破損がないとした結論は是認できない。

また、2 号機については、CAMS 測定結果から、同日 21 時 55 分頃には、D/W 側が 5.36Sv/h、S/C 側が 0.383Sv/h と、D/W 側が S/C 側の 14 倍程度のガンマ線量率を示していたにもかかわらず、この MAAP 解析によれば、この頃、炉心由来の放射性物質が S/C 側には 30~40%存在し、D/W 側にはほぼ存在しないという結論に至っており、CAMS の測定結果と整合しない。この点、東京電力は、解析で示された放射性物質の放出量については、解析条件設定における不確実性、解析モデルの不確定性等の影響を受けることから、その数値は参考的に扱うべきものとする。東京電力のかかる指摘は誤りではないが、放射性物質の存在割合に関する解析結果が CAMS 測定結果と整合しないのは、そもそも、その解析結果の基礎となった炉心状態に関する解析結果やその前提となる仮定条件に実態との大きなかい離が存在しているからであると考えられ、CAMS 測定結果を考慮すれば、同日 21 時 55 分頃までには、既に圧力容器又はその周辺部から D/W 側へ直接放射性物質の漏えいが始まっていたという以外に合理的な説明はつかない。

さらに、この MAAP 解析にいう圧力容器破損は、炉心溶融によって圧力

容器底部が破損することを念頭に置いているにすぎず、例えば、SR 弁のフランジガスケット部、貫通配管の接合部その他の圧力容器の周辺部分が破損した場合を再現することはできないものであり、その意味では、当委員会のいう「圧力容器又はその周辺部の破損」よりも相当限定的な場合のみを考慮していると言える。

したがって、この MAAP 解析結果は、圧力容器破損可能性に関する当委員会の検証結果を左右するものではない。

③　次に、解析ケース（その 2）は、消防車による代替注水時、原子炉水位が BAF を下回っていることを前提としており、この点においては、解析ケース（その 1）よりも実態に近いのではないかと考えられる。

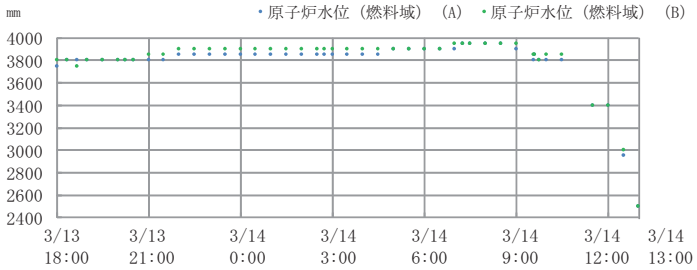
例えば、当委員会が中間報告において指摘し[*189]、東京電力も平成 23 年 12 月 22 日に保安院に対し報告したとおり、同年 3 月 14 日 9 時頃から原子炉圧力が上昇しているが、これは RCIC の機能低下により RCIC からの注水量が減少したことが原因と考えられる。そして、東京電力による上記報告では、RCIC の流量を定格 95 ㎥/h の約 1/3 である 30 ㎥/h と仮定した場合に、実測の原子炉圧力の挙動をおおよそ再現できるとした。

また、東京電力が同年 12 月 22 日の上記報告においても指摘しているとおり、原子炉水位計の構造上、原子炉水位が基準面水位を超えると、差圧伝送器において計測する炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた値が変化しなくなるため、見かけ上の原子炉水位は、基準面水位を超えても、基準面水位の高さにあるのと同様の指示値を示すことになり、このような場合には実際の原子炉水位は原子炉水位計の指示値より高くなり得ることを考慮する必要がある。2 号機については、RCIC が流量制御不能なまま作動し続け、かつ、電源喪失によって「原子炉水位高」による RCIC 停止のインターロック信号が出なくなった影響で、原子炉水位が L-8 に達してもなお RCIC が停止せず[*190]、原子炉水位が上昇の一途をたどり、かかる現象が生じた可能性がある。

実際、2 号機のプラント関連パラメータ[*191]によれば、同年 3 月 13 日 18 時 20 分頃以降、原子炉水位は、燃料域 A 系及び B 系のいずれも TAF+3,800~3,900mm 付近でほぼ変化なく推移しており、原子炉水位が、

*189　中間報告 224 ～ 225 頁参照。
*190　通常、原子炉水位が L-8（TAF+5,653mm）に達すれば、「原子炉水位高」信号が発信され、RCIC が停止する仕組みとなっている。
*191　前掲東京電力 HP 参照。

圧力容器及び基準面器を接続する配管入口を超えていた可能性がある[*192]（図表 36 参照）。



図表36 2号機原子炉水位の挙動（3/13 18:00～3/14 13:00）

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

しかし、このような点を勘案したとしても、この MAAP 解析には、その前提条件に実態とかい離している点があり、そのため、炉心露出開始時間や炉心損傷開始時間については当委員会の検証結果とさほど異ならないものの、圧力容器破損時間が当委員会の検証結果よりも明らかに遅くなっていると思われる。

まず、2 号機のプラント関連パラメータ[*193]によれば、原子炉水位は、燃料域 A 系、B 系の順に、同月 14 日 9 時頃に TAF+3,900mm、TAF+3,950mm を示していたのに、同日 10 時 30 分頃に TAF+3,800mm、TAF+3,850mm、同日 11 時 30 分頃にはいずれも TAF+3,400mm、同日 12 時 30 分頃に TAF+2,950mm、TAF+3,000mm、同日 13 時頃にいずれも TAF+2,500mm を示し、同日 9 時頃以降、明らかに原子炉水位が低下する傾向を示している（前掲図表 36 参照）。

このような原子炉水位の変化は、同日 9 時頃以降、炉側配管圧力と基準面器側配管圧力との差圧が大きくなり始めることによるものであり、実際の原子炉水位が、圧力容器及び基準面器を接続する配管入口を下回って、更に下降していったことが考えられる。すなわち、その頃から RCIC の注水機能が次第に失われていき、同日 12 時 30 分頃には RCIC の注水機能がほぼ喪失したため、実際の原子炉水位が、密度補正を考慮に入れても TAF+4,000~5,000mm の間を下降していったと考えられる。

しかしながら、東京電力が平成 23 年 5 月に公表した MAAP 解析によれ

---

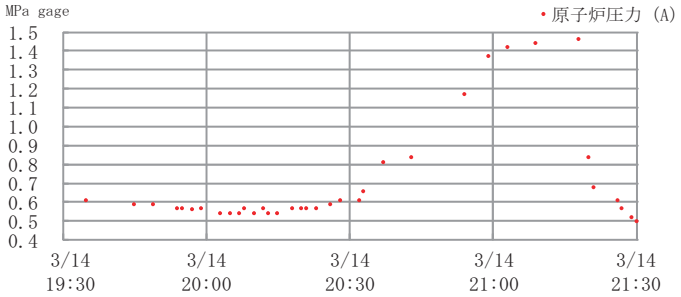
*192　2 号機について、圧力容器と基準面器を接続する配管の圧力容器側入り口は、TAF+5,936mm であるところ、原子炉水位がこれを超えると、原子炉水位計は、同配管入口と炉側配管入口との間の水頭圧差を原子炉水位として換算・表示することになり、その指示値が変化を示さなくなると考えられる。

そして、原子炉水位計は、原子炉圧力及び D/W 内温度によって誤差が生じ、その誤差は、広帯域、狭帯域及び燃料域等を測定する水位計によって異なる。そして、2 号機のプラント関連パラメータによれば、当時の原子炉圧力は 5MPa　gage 台を推移し、D/W 内温度が測定されていなかったため正確な把握までは困難であるものの、燃料域 A 系及び B 系の各原子炉水位計が示していた TAF+3,800~3,900mm を密度補正すると、原子炉水位が、圧力容器と基準面器を接続する配管の圧力容器側入口を超えていた可能性がある。

*193　前掲東京電力 HP 参照。

ば、同年 3 月 14 日 13 時 25 分に RCIC が停止したと仮定し、この時点で原子炉水位（ダウンカマ水位）が TAF+約 6m 確保されていることを前提に、それ以降、原子炉水位が低下することとしている。このため、実際よりも数時間、原子炉水位の低下開始時間が遅れ、同解析によって RCIC 停止とされた同日 13 時 25 分の時点でも、実際の原子炉水位よりも数 m 程度高めに設定されている。そうすると、この MAAP 解析結果である炉心露出開始時間や炉心損傷開始時間は、実際よりも数時間程度遅れている可能性が高い。

さらに、実際には、RCIC 停止後の代替注水は、同日 19 時 57 分頃以降になってようやくなされたと認められるところ、2 号機のプラント関連パラメータ [*194] によれば、原子炉圧力が同日 20 時 37 分頃には 0.810MPa gage を示し、その後も上昇傾向にある（図表 37 参照）。



図表37 2号機原子炉圧力の挙動（3/14 19:30～3/14 21:30）

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

原子炉圧力計の指示値は、基準面器内の水位低下に伴う誤差が考えられるものの、その誤差は、実際の原子炉圧力よりも見かけの数値が小さくなる仕組みであるから、少なくとも同日 20 時 37 分頃に原子炉圧力が 0.810MPa gage を示してから、原子炉圧力が同日 21 時 18 分頃に 1.463MPa gage を示した後に低下するまでの間、再び代替注水がほとんどなされなくなったと考えられる [*195]。

そうすると、2 号機への代替注水が開始されたとする同日 19 時 57 分頃から同日 21 時 18 分頃までの間で言えば、長くとも 40 分程度 [*196] しか、消防車による代替注水がなされず、その間も原子炉圧力が 0.540MPa gage を下回ることがなかったことから、その間の代替注水によっては BAF を上回る原子炉水位を確保できなかった可能性が高い。そして、同日 15 時 15 分頃

---

*194 前掲東京電力 HP 参照。

*195 消防ポンプの吐出圧力は 0.85MPa gage であるが、消火系配管を介して原子炉内に注水されるまでの間の圧力損失を考慮に入れる必要があり、特に、消火系配管の場合、建屋内に配管が張り巡らされているため、原子炉注水に至るまでに相当程度圧力損失が生じることが考えられる。現に、SR 弁の開操作に当たった作業員は、原子炉圧力が 0.6MPa gage を下回らなければ原子炉への注水をなし得ないとの認識の下、SR 弁の開操作を実施しており、これを前提とすると、2 号機のプラント関連パラメータによれば、平成 23 年 3 月 14 日 20 時 28 分頃には原子炉圧力が 0.608MPa gage を示しており、既にこの頃から原子炉に注水されていなかった可能性がある。

*196 平成 23 年 3 月 14 日 19 時 57 分頃から同日 20 時 37 分頃までの間を指す。

まで、CAMS で計測したガンマ線量率は D/W 側より S/C 側の方が大きかったのに、計測を再開した同日 21 時 55 分頃には、D/W 側と S/C 側のガンマ線量率の大小が逆転して、D/W 側の方が S/C 側の約 14.0 倍の指示値を示すに至っていることを考慮すると、同日 21 時 18 分頃までに圧力容器又はその周辺部が破損していたとしても不自然ではない。

また、東京電力も、この MAAP 解析において、放射性物質の放出量については、解析条件設定における不確実性、解析モデルの不確定性等の影響を受けることから、その数値は参考的に扱うべきものとする。しかし、このように CAMS 測定結果と整合しない解析結果となったことは、この解析結果が実態と大きくかい離している可能性が高いことを示唆するものであるから、炉心状態に関する解析結果の信頼性について再検討を要すると考えるべきである。

さらに、この MAAP 解析にいう圧力容器破損は、炉心溶融によって圧力容器底部が破損することを念頭に置いており、当委員会のいう「圧力容器又はその周辺部の破損」よりも相当限定的な場合のみを考慮しているにすぎない。

したがって、この MAAP 解析結果は、当委員会の圧力容器破損可能性に関する検証結果を左右するものではない。

b　東京電力が平成 24 年 3 月に公表した MAAP 解析

① 東京電力が平成 24 年 3 月に公表した MAAP 解析によれば、新たに判明した事実を解析条件として設定したほか、不明部分について、RCIC の運転条件や平成 23 年 3 月 12 日零時頃から同月 14 日 12 時頃までの D/W 圧力、注水量、圧力容器からの気相漏えい等について仮定条件を設定して解析を実施し

炉心露出開始時間	地震発生後約 74 時間
炉心損傷開始時間	地震発生後約 77 時間
圧力容器破損時間	圧力容器破損に至らない

との結論が得られた。

② まず、平成 24 年 3 月に公表した MAAP 解析では、密度補正後の原子炉水位の実測値と整合させるため、RCIC からの注水量を定格 95 ㎥/h の約 1/3 である 30 ㎥/h と、RCIC の機能低下のタイミングを平成 23 年 3 月 14 日 9 時と、それぞれ仮定しており、その限りでは、同年 5 月に公表した MAAP 解析よりも実態に近いと思われる。

しかし、まず、この MAAP 解析では、RCIC 運転時の原子炉水位について、原子炉圧力が高く D/W が高温時に燃料域水位計で計測したものであったために密度補正を行っているが、密度補正を行うに当たって必要な原子炉圧力の一部、D/W 温度の全部の実測値が存在しなかったことから、これらを推測値によって補完した。そのため、この MAAP 解析における実測値と

しての原子炉水位には、計測の誤差以外に、原子炉圧力及び D/W 温度の推測に伴う誤差も含んでおり、かかる誤差次第では、RCIC 停止後の炉心露出開始時間や炉心損傷開始時間に影響を及ぼすことになる。

さらに、この MAAP 解析における仮定条件として、消防車による代替注水の注水量に大きな不確実性が認められる上、原子炉圧力が 1MPa gage に達するまで圧力容器内に注水がなされていることを仮定している点についても、現実の事象進展と比較すると大いに疑問がある。代替注水に用いた消防車の消防ポンプが吐出圧 0.85MPa gage の規格のものであったことに加え、注水ラインに用いた消火系ラインが建屋内に広く分岐して張り巡らされて圧力損失が大きいことなど[*197]からすれば、少なくとも原子炉圧力が 0.8MPa gage を上回った場合には注水できなかった可能性が高いというべきである[*198]。

圧力容器破損時間は、予め解析コードに入力された圧力容器破損モデルに大きく左右される上、不確かさが大きい炉心損傷後の注水開始時期や注水量の影響を大きく受けるため、条件設定次第で、「圧力容器破損に至らない」とした解析結果もまた大きく変わり得る。

東京電力も、この MAAP 解析の中で、実測値を再現できていない部分を指摘し、「圧力容器の破損については、消防車による原子炉への注水量の設定に寄与するところも大きく、解析条件による不確かさが結果に大きく影響するところである」とした上、「2 号機で実施された燃料域水位計への水張り作業の結果、及び、炉心スプレイ系配管からの注水により、炉心部に残存していた露出燃料が冷却されたと推定される挙動が確認できたことから、水位は非常に低い位置にあることが推定され、圧力容器は破損している可能性が高い」として、解析条件と異なる事実に基づき、実際の圧力容器破損可能性について解析結果と異なる可能性を指摘する。さらに、東京電力は、「このような観測事実とのかい離は、MAAP の持つ解析の不確かさが原因であり、今後、MAAP コードの改良を実施するなど、解析技術の高度化を図り、解析精度を高める努力を継続することが必要であると考える。」と結んでいる。

これらの指摘自体は当を得たものであり、国、事業者及び学会を挙げて、早急に解析技術の向上が望まれるが、それとは別に、解析条件が本当に実態に即していたのか、かい離している部分はなかったのかの検討は必要であり、それなしには正確な解析など期待できないし言うべきではない。

③　2 号機の CAMS 測定結果[*199]によれば、平成 23 年 3 月 14 日 21 時 55 分頃には、D/W 側が 5.36Sv/h、S/C 側が 0.383Sv/h と、D/W 側が S/C 側の 14

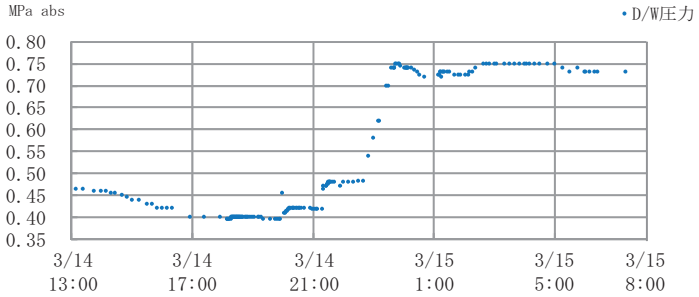
*197　その他、消火系配管に損傷が生じていた可能性も否定できない。
*198　現に、SR 弁の開操作に当たった作業員は、原子炉圧力が 0.6MPa gage を下回らなければ原子炉注水をなし得ないとの認識の下、SR 弁の開操作を実施している。
*199　前掲東京電力 HP 参照。

倍程度のガンマ線量率を示していた。

それにもかかわらず、この MAAP 解析によれば、この頃、放射性物質放出割合がほぼゼロに近く、S/C 側に 10~20%の放射性物質が存在し、D/W 側にはほぼ放射性物質が存在しないという結論に至っており、明らかに客観的な CAMS 測定結果と矛盾する[*200]。

もっとも、東京電力も、解析による放射性物質の放出量について、解析条件設定における不確実性､解析モデルの不確定性等の影響を受けることから、その数値は参考的に扱うべきものとしている。しかし、放射性物質の存在割合に関し、客観的な CAMS 測定結果と反する解析結果となったことに思いを致し、そもそも、放射性物質の放出量に関する解析の基礎となった炉心状態に関する解析結果及びその前提となる仮定条件が、実態と大きくかい離していたことを考慮すべきである。

④ さらに、2 号機の D/W 圧力の変化について、この MAAP 解析では、D/W 気相部からの漏えいを仮定すると、2 号機のプラント関連パラメータに基づく D/W 圧力が平成 23 年 3 月 14 日 22 時 40 分頃に 0.482MPa abs から同日 23 時 35 分頃に 0.740MPa abs まで上昇したことを再現できないとし、D/W 気相部からの漏えいを同月 15 日 7 時 20 分まで仮定していない。その結果、実測値によれば、2 号機の D/W 圧力が、同月 14 日 13 時 24 分頃に 0.465MPa abs から同日 18 時 9 分頃に 0.395MPa abs まで低下しているにもかかわらず、この MAAP 解析では、その D/W 圧力の挙動が全く再現できておらず[*201]、プラントメーカーや東京電力の解析担当者に対するヒアリングにおいても、その原因について合理的な説明がなされなかった（図表 38 参照)。



図表38 2号機D/W圧力の挙動（3/14 13:00～3/15 8:00）

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

そもそも、この MAAP 解析において、D/W 気相部からの漏えいを仮定すると、同日 22 時 40 分頃から同日 23 時 35 分頃までの D/W 圧力の飛躍的な上昇（前掲図表 38 参照）を再現できないとしたのは、圧力容器の健全性が

*200 解析を担当したプラントメーカー及び東京電力は、CAMS の測定結果の信用性を認めながらも、仮定条件の設定に際し、かかる測定結果を考慮に入れていない。

*201 東京電力が平成 24 年 3 月に公表した MAAP 解析では、この期間、D/W 圧力が顕著な上昇傾向を示しており、実測値と明らかに矛盾する。

保たれていることを前提とした仮説にすぎない。仮に、当委員会がその可能性を指摘するとおり、圧力容器又はその周辺部に破損が生じていたとすれば、それまでに D/W 気相部からの漏えいが始まっていたとしても、かかる D/W 圧力の飛躍的な上昇を再現することは可能なはずであるから、このような仮説を前提とする必然性は全くないと言える。

さらに、同日 23 時 35 分頃以降、同月 15 日 7 時 20 分頃までの間、D/W 圧力が 0.7MPa abs 台を推移しているが（前掲図表 38 参照）、これも、圧力容器破損に伴う D/W 圧力の上昇要因と D/W 気相部からの漏えいに伴う D/W 圧力の下降要因との間でほぼ均衡を保ったことによる挙動と考えれば、あながち不合理ともいえない。

現に、この MAAP 解析において、1 号機では、D/W 圧力の実測値である同月 12 日 4 時 19 分頃から同日 14 時 20 分頃までの 0.7MPa　abs 台を推移していた挙動[*202] について、それよりも前に圧力容器破損及び格納容器漏えいを仮定しながら再現できているのである。

そうすると、2 号機については、同月 14 日 13 時 24 分頃、D/W に漏えい箇所が生じて D/W 圧力が低下したが、その後、例えば、圧力容器底部が破損したことによって燃料デブリが格納容器下部ペデスタル部に落下したため、同日 22 時 40 分頃から D/W 圧力が急激に上昇して同日 23 時 35 分頃に 0.740MPa abs を示し、さらに、その頃、D/W に更に漏えい箇所が生じたために D/W 圧力の上昇がやみ、圧力容器破損に伴う D/W 圧力の上昇要因と D/W 気相部からの漏えいに伴う D/W 圧力の下降要因との間でほぼ均衡を保ち、D/W 圧力が 0.7MPa　abs 台を推移することになり、同月 15 日 7 時 20 分頃以降、D/W に更に大きな漏えい箇所が生じたため、D/W 圧力が低下するに至った可能性がある。

⑤　また、この MAAP 解析にいう圧力容器破損は、炉心溶融によって圧力容器底部が破損することを念頭に置いており、当委員会がいう「圧力容器又はその周辺部の破損」よりも相当限定的な場合のみを考慮しているにすぎない。

⑥　したがって、この MAAP 解析結果は、圧力容器破損可能性に関する当委員会の検証結果を左右するものではない。

なお、平成 24 年 6 月に東京電力が公表した「福島原子力事故調査報告書」168 頁以下においても、この MAAP 解析に基づき事象進展を評価しており、同様の指摘があてはまる。

c　JNES が平成 23 年 9 月に公表した MELCOR 解析

①　JNES が平成 23 年 9 月に公表した MELCOR 解析によれば、事業者解析 1 として、東京電力が平成 23 年 5 月に公表した MAAP 解析ケース（その 1）の評価をする中で解析を実施し

---

*202　前掲東京電力 HP 参照。

炉心露出開始時間　　地震発生後約 75 時間
炉心損傷開始時間　　地震発生後約 77 時間
圧力容器破損時間　　圧力容器破損に至らない
との結論が得られた。

さらに、事業者解析 2 として、東京電力が平成 23 年 5 月に公表した MAAP 解析ケース（その 2）の評価をする中で解析を実施し
炉心露出開始時間　　地震発生後約 75 時間
炉心損傷開始時間　　地震発生後約 77 時間
圧力容器破損時間　　地震発生後約 80 時間
との結論が得られた。

事業者解析 1 と事業者解析 2 の相違点は、後者は、格納容器に初期の段階で破損口が生じ、かつ、消防車を用いた低圧注水時に原子炉圧力が 0.6MPa gage を超える場合には注水されないと仮定している。

② まず、炉心露出開始時間及び炉心損傷開始時間は、燃料の崩壊熱のほか、注水停止時における原子炉水位に大きく左右され、圧力容器破損は、炉心損傷開始時間以降、新たな注水開始までの時間及びその注水量に大きく左右される。

この点、MELCOR 解析では、東京電力が用いた時系列に基づいているため、RCIC が機能停止した時間が、実際よりも、少なくとも数時間程度遅い平成 23 年 3 月 14 日 13 時 25 分とされる。しかし、この時点では、既に RCIC は機能喪失しており、原子炉水位が低下の一途をたどっているまっただ中であったことは 2 号機のプラント関連パラメータ[*203]からも明らかであり、その頃の原子炉水位計が示していた TAF+2,400mm を密度補正しても TAF+4,000mm 程度である。そうすると、同日 13 時 25 分頃時点での実際の原子炉水位は、MELCOR 解析の前提とされた原子炉水位よりも 2m 程度低いことになり、実際の炉心露出開始時間や炉心損傷開始時間が、MELCOR 解析よりも数時間早くなる可能性が高い。

さらに、MELCOR 解析のうち、事業者解析 1 では、同日 16 時 34 分に SR 弁による減圧操作をし、引き続き、消防車による注水が開始されることを前提としているが、実際には、同日 19 時 57 分頃まで注水を開始した事実はない。すなわち、事業者解析 1 では、実際よりも炉心露出開始時間及び炉心損傷開始が 1 時間又はそれ以上遅れ、かつ、現実に注水を開始した時間よりも 3 時間 23 分程度早く注水がなされたと仮定しており、その結果、圧力容器破損に至らないとの結論が得られたとしても、前提事実に誤りがあるが故に到底是認できない。

③ また、MELCOR 解析のうち、事業者解析 2 では、同日 16 時 34 分に SR 弁による減圧操作し、引き続き、消防車による注水が開始されるものの、原

*203　前掲東京電力 HP 参照。

子炉圧力が 0.6MPa を超える場合には注水がなされないことと仮定した。

かかる仮定条件と実際の注水状況との比較をすると、同日 18 時 40 分から同日 18 時 50 分にかけての頃と、同日 19 時 45 分から同日 19 時 57 分にかけての頃については、現実には注水がなされていないのに、解析上では注水がなされたと仮定したことになる。また、それ以外の時間帯も、解析上で仮定したように順調に注水がなされたかについては極めて疑問がある。

そうすると、2 号機の圧力容器破損時間に関する解析結果は、実際よりも相当程度遅くなっていると考えられ、やはり前提事実に誤りがあるが故に是認できない。

④　さらに、MELCOR 解析にいう圧力容器破損は、東京電力による MAAP 解析と同様に、炉心溶融によって圧力容器底部が破損することを念頭に置いているにすぎず、当委員会のいう「圧力容器又はその周辺部の破損」よりも相当限定的な場合のみを考慮している。そうすると、この MELCOR 解析では、SR 弁のフランジガスケット部、貫通配管の接合部その他の圧力容器の周辺部分が破損した場合を解析結果として再現するものではない。

⑤　したがって、かかる MELCOR 解析は、圧力容器破損可能性に関する当委員会の検証結果を左右するものではない。

(4)　小括

2 号機の圧力容器又はその周辺部には、地震発生直後から津波到達までの間、その閉じ込め機能が損なわれるような損傷が生じた可能性は否定される。

その後、2 号機は、RCIC が作動して注水を実施していたため原子炉水位が高めで確保されていたが、平成 23 年 3 月 14 日 9 時頃以降、徐々に RCIC の注水機能が低下していき、同日 12 時 30 分頃までには RCIC の機能が停止した。さらに、その後も代替注水が実施されないまま、同日 18 時 22 分頃までには原子炉水位が BAF を下回ったが、同日 19 時 57 分頃以降も断続的かつ不十分な代替注水しかできなかったため、BAF を上回る原子炉水位を確保できず、同日 21 時 18 分頃までには、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じたと考えられる[*204]。それ以降も、原子炉水位を十分確保できず、炉心の損傷、溶融が進行し、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を更に大きく損なうような損傷が生じていった可能性が高い。

かかる損傷が生じた箇所については、圧力容器の燃料支持板が破損して溶融燃料が下部プレナムに落下し、これによって圧力容器底部が破損したことのほか、高温、高圧の影響により、SR 弁のフランジガスケット部、計装配管その他の貫通配管又はそれらの接合部等が破損した可能性が考えられるが、現時点においては現場確認ができないため、損傷箇所の特定は困難である。したがって、今後、

---

*204　2 号機の場合、RCIC が制御不能のまま運転を続け、その後機能を喪失したものであり、蒸気止め弁等の閉操作を行っていない以上、RCIC 蒸気配管やタービン設備の損傷によって、閉じ込め機能が損なわれた可能性もある。

国及び事業者において、現場確認が可能となった段階で、損傷箇所を特定の上、その損傷原因や損傷時期を検証することが望まれる。

2　格納容器

(1)　地震発生直後、津波到達までの間、格納容器又はその周辺部には、その閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じていたとまでは認められないこと

a　建屋内の放射線量との関係

2 号機のアラームタイパ[*205]及びプロセス計算機履歴データ[*206]によれば、平成 23 年 3 月 11 日 14 時 47 分頃、SGTS（A 系）が起動するも、ほどなくして外部電源喪失によって SGTS（A 系）がいったん停止し、非常用 D/G 起動後に再度 SGTS（A 系）が起動したと認められる。

そして、2 号機の記録計チャート[*207]によれば、非常用ガス処理系排ガス放射線モニタ上、津波到達までの間、モニタ値の上昇が認められず、少なくとも格納容器から建屋内に放射性物質が大きく漏えいするような事態が生じていたとは考え難い。

もっとも、原子炉水位が確保され、圧力容器内で放射性物質が放出される状況には至っていない場合、破損が生じていたとしても、現に放射性物質が漏えいするわけではないから、SGTS が作動して非常用ガス処理系排ガス放射線モニタ上で有意な線量の上昇が認められなかったとしても、矛盾はないことになる。

b　D/W 圧力及び D/W 温度との関係

2 号機の記録計チャート[*208]によれば、地震発生直後、津波の影響で電源が喪失するまでの間、D/W 圧力及び D/W 温度は、格納容器の破損を疑うような急激な低下が認められない。

c　S/C 水位との関係

2 号機の記録計チャート[*209]及びプロセス計算機履歴データ[*210]によれば、S/C 水位は、地震発生当初、激しい上下動を繰り返し、その後漸増傾向を示している。これは、まず、地震動によって S/C のプール水位が上下に揺れ、その後、CST を水源として RCIC が作動したことや、S/C スプレイを実施したこと、更には、SR 弁の逃し弁機能が動作して圧力容器から S/C 側へ蒸気が流入し、これが凝縮したことに起因して、S/C プール水位が上昇したものと考えられ、他方で、S/C

---

*205　資料Ⅱ-1-1-28 参照。
*206　資料Ⅱ-1-1-28 参照。
*207　資料Ⅱ-1-1-28 参照。
*208　資料Ⅱ-1-1-21 及び 22 参照。
*209　資料Ⅱ-1-1-29 参照。
*210　資料Ⅱ-1-1-29 参照。

破損を窺わせるようなプール水位の急激な低下は認められない。

(2) 平成 23 年 3 月 14 日 12 時 30 分頃までの間、格納容器又はその周辺部には、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていた可能性は否定できないが、これを大きく損なうような損傷が生じた可能性は低いこと

a 現場対処との関係

平成 23 年 3 月 13 日 8 時 10 分頃、当直は、セルフエアセットなど必要な装備を着用して 2 号機 R/B 内に立ち入り、格納容器ベント弁（MO 弁）を手動で 25%開操作をした。

そうすると、この時点では、2 号機 R/B 内は、通常よりも放射線量が上昇していたとはいえ、いまだ人の立入りが不可能となるほどの放射線量の上昇までは認められなかったと考えられる。

b RCIC 作動状況との関係

2 号機のプラント関連パラメータ [*211] を見る限り、平成 23 年 3 月 14 日 9 時頃までの間、原子炉水位は、燃料域 A 系が TAF+3,900mm、燃料域 B 系が TAF+3,950mm を示しているところ、当時、唯一の注水手段であった RCIC の水源は S/C であり、その水源が確保されているが故に原子炉水位も保たれていたと考えられる。

したがって、少なくとも、地震発生後、同日 9 時頃まで、2 号機の S/C には、その水位が確保できなくなるような損傷が生じていたとまでは考え難い。

c D/W 圧力、S/C 圧力及び S/C 水温との関係

① 2 号機のプラント関連パラメータ [*212] を見る限り、地震発生後、平成 23 年 3 月 14 日 12 時 30 分頃までの間、D/W 圧力は上昇傾向にあるものの、同日 12 時 30 分頃においてもなお 0.465MPa abs を示しており、D/W が圧力を維持できなくなるほどの損傷が生じていたと考える特別の事情は見当たらない。

もっとも、D/W 圧力が 0.465MPa abs を示していたとしても、D/W 全体の温度が均一であるわけではない。例えば、D/W はフラスコ型となっており、その上部空間が狭まっている上、同空間の圧力容器周囲にはコンクリート遮へい構造物が存在せず、熱対流性も悪い。そのため、その頃、D/W 上部の温度が局所的に上昇し、格納容器フランジ部のシール材が劣化、損傷して、漏えい箇所が生じるなどした結果、格納容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じた可能性を否定することまではできない。

---

*211 前掲東京電力 HP 参照。
*212 前掲東京電力 HP 参照。

② 2 号機のプラント関連パラメータ[*213] 及び発電所対策本部発電班のメモ書きによれば、2 号機 S/C 水温は、同年 3 月 14 日 7 時頃に 146 ℃、同日 12 時 30 分頃に 149.3 ℃と、2 号機 S/C 圧力は、同日 4 時 30 分頃に 0.467MPa abs、同日 7 時頃に 0.473MPa abs、同日 12 時 30 分頃に 0.486MPa abs と、いずれも上昇傾向を示している（図表 39 参照）。かかる S/C 圧力及び S/C 水温の上昇は、RHR による冷却がなされない中で S/C を水源として RCIC を作動し続けたことによるものと考えられるが、この程度の圧力、温度で S/C が破損する可能性は低いと考えられる[*214]。

H23.3.14 時 刻	S/C水温 (℃)	S/C圧力 (MPa abs)
7:00	146	0.473
7:30	146	0.473
8:00	146.5	0.474
9:00	146.5	0.478
9:35	146.6	0.476
9:45	146.6	記録なし
10:00	146.6	0.480
10:30	146.9	0.481
12:00	147	0.485
12:30	149.3	0.486

図表39 2号機 S/C水温・S/C圧力

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）等を基に作成

(3) 平成 23 年 3 月 14 日 13 時 45 分頃以降、同日 18 時 10 分頃までの間、格納容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていた可能性が十分認められ、それ以降も、その閉じ込め機能を更に大きく損なうような損傷が生じた可能性が極めて高いこと

a 現場対処との関係

2 号機については、平成 23 年 3 月 14 日 9 時頃以降、RCIC の冷却注水機能が徐々に低下していき、同日 12 時 30 分頃までには同機能がほぼ喪失したと考えられるところ、その後、原子炉への注水がなされないまま、同日 18 時 22 分頃までには燃料が全部露出した可能性が高く、同日 19 時 57 分頃になってようやく注水可能となったものの、その後もなお原子炉圧力が高くなって継続的かつ十分な注水が実施できなかった。

そうすると、同日 9 時頃以降、D/W 温度が上昇していき[*215]、同日 13 時 45 分頃から同日 18 時 10 分頃までの間でも、高温下において、格納容器フランジ部、電気配線貫通部、機械搬入用ハッチ、エアロックのシール材が劣化、損傷するなどして、放射性物質が漏えいする損傷箇所が生じた可能性も否定できず、それ以降も、更に大きな損傷箇所が生じていった可能性がある。

また、同日 18 時 22 分頃以降、炉心溶融が進行し、溶融燃料が燃料支持板に落下し、燃料支持板も損壊して、溶融燃料が、圧力容器内下部プレナムに

---

*213 前掲東京電力 HP 参照。

*214 2 号機 S/C 水温計は、測定範囲が 0~150 ℃であり、その後、平成 23 年 3 月 14 日 15 時頃に 130 ℃を示した後、同日 15 時 40 分頃以降、「点検中」として測定不能に陥っている。

*215 2 号機のプラント関連パラメータによれば、平成 23 年 3 月 14 日 12 時 30 分頃、D/W 圧力は、0.465MPa abs を示しており、その飽和蒸気温度は約 149.1 ℃に過ぎない。しかし、格納容器はフラスコ型であり、その上部の熱対流性が良くない上、内部には様々な設備が設けられて複雑な構造であるなど、格納容器内部の温度は一定ではない。したがって、局所的に高温となる箇所が生じ、格納容器フランジ部等のシール材が劣化、損傷して漏えいが生じる可能性も考えられる。

溶け落ち、更には、圧力容器底部を損壊して格納容器下部ペデスタル部に達した可能性がある。

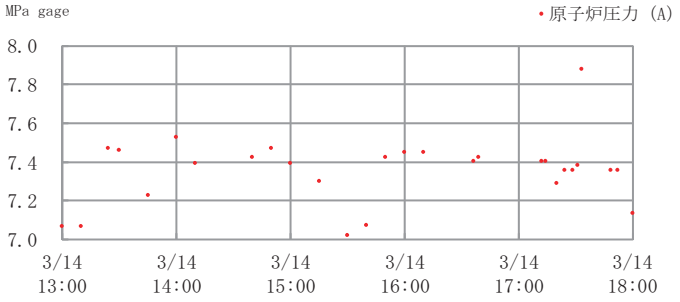
b　D/W 圧力及び S/C 圧力との関係

(a)　平成 23 年 3 月 14 日 13 時 45 時頃から同日 18 時 10 分頃までの D/W 圧力との関係

①　2 号機で計測用に用いた D/W 圧力を計測する D/W 圧力計は、格納容器内側の検知地点から直接計装配管を通じて圧力伝送器に送られる格納容器内雰囲気圧力を測定し、圧力伝送器内において、これを電気抵抗に変換・増幅し、最小 4mA、最大 20mA 直流の電流に変換して出力し、圧力伝送器から中央制御室制御盤裏にある信号変換処理部で信号変換処理して表示器に表示するものである。

この時計測に用いられていた D/W 圧力計は、原子炉水位計と異なり、基準面器を用いた計測方法ではないため、これに起因する誤計測、誤表示の可能性はなく、D/W 圧力計及び S/C 圧力計に短期的に誤計測、誤表示が生じる場合としては電気系統のトラブル[*216]以外には余り考え難い。

②　まず、遅くとも平成 23 年 3 月 14 日 12 時 30 分頃には RCIC の冷却注水機能がほぼ喪失し、それ以降、2 号機のプラント関連パラメータ[*217]によれば、原子炉圧力は、同日 13 時 24 分頃には 7.470MPa gage まで上昇し、その後、同日 18 時頃までの間、おおむね 7.0~7.5MPa gage 前後で昇降が繰り返されている（図表 40 参照）。



図表40 2号機原子炉圧力の挙動（3/14 13:00～3/14 18:00）

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

このような原子炉圧力の挙動からすると、SR 弁の逃し弁機能[*218]又は

---

*216　例えば、接触不良等によって、隔液ダイヤフラムで測定した圧力を電圧変換時に正しく変換されないといったことなどが考えられる。

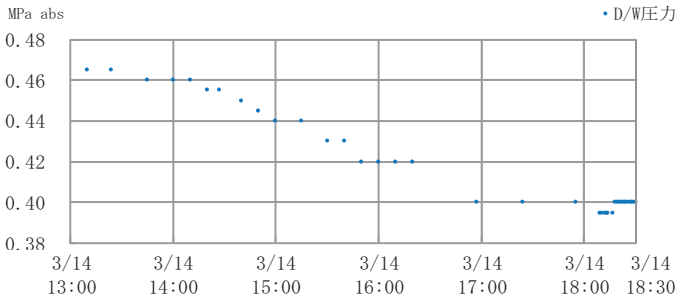
*217　前掲東京電力 HP 参照。

*218　この頃までに電源復旧によって、アキュームレータ内に残圧がある限りは、SR 弁の逃し弁機能が動作し得る状況となっていた。そして、2 号機の 8 つある SR 弁の逃し弁機能は、各弁により作動圧が異なるものの、7.44~7.58MPa gage で作動して開となり、7.15~7.28MPa gage で閉となる設定であった（後掲図表 69 参照）。

安全弁機能[*219]が動作して SR 弁の開閉が繰り返され、圧力容器から S/C 側へ蒸気が流出して原子炉圧力が低下し、SR 弁が閉じた後、再度、原子炉圧力が上昇するということが繰り返された可能性がある。そうすると、この間、何らの代替注水も実施されていない以上、圧力容器内の水は蒸気として失われる一方であるから、原子炉水位は下降の一途をたどることになる。

③　他方で、格納容器が健全である限り、圧力容器から蒸気が S/C 側に流れ込むと、S/C 側の圧力が上昇し、やがて D/W 圧力を上回れば、真空破壊装置が動作して S/C 圧力が降下し、D/W 圧力が上昇するのが通常と考えられる。

しかし、2 号機のプラント関連パラメータ[*220]によれば、継続的に計測されていた D/W 圧力[*221]は、平成 23 年 3 月 14 日 12 時 30 分頃には 0.465MPa abs を示していたのに、同日 13 時 45 分頃に 0.460MPa abs、同日 17 時 55 分頃に 0.400MPa abs、同日 18 時 10 分頃に 0.395MPa abs と、明らかに低下傾向を示していた（図表 41 参照）。



図表41 2号機D/W圧力の挙動（3/14 13:00～3/14 18:30）

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

同日 13 時 45 分頃以降、2 号機について、格納容器冷却系を作動させた事実はなく、格納容器ベントも実施していないのに、このように D/W 圧

---

*219　2 号機の 8 つある SR 弁の安全弁機能は、各弁により作動圧が異なるものの、7.64~7.78MPa gage で、バネ圧により作動して開となり、約 7.11~7.24MPa gage 以上で閉となる設定であった（後掲図表 69 参照）。そして、2 号機のプラント関連パラメータによれば、平成 23 年 3 月 14 日 17 時 33 分頃に原子炉圧力が 7.880MPa gage を示しており、SR 弁の安全弁機能作動圧を超えているほか、その他にも、同日 13 時 24 分から同日 18 時にかけての頃、安全弁機能が作動して減圧の過程にあったと考えても矛盾のない指示値、すなわち、約 7.11~7.24MPa gage 以上の指示値を示している箇所が複数認められる。

*220　前掲東京電力 HP 参照。

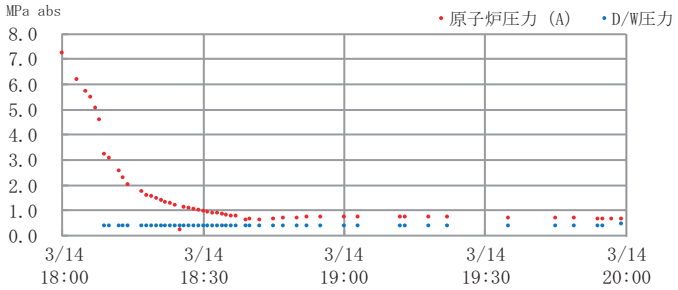
*221　D/W 圧力計に誤計測、誤表示が生ずる可能性としては、計装用配管の破断や電気系統のトラブル以外には容易に考え難い。また、その後の 2 号機のプラント関連パラメータに示された D/W 圧力の挙動を見る限り、少なくとも平成 23 年 3 月 15 日 7 時 20 分頃までは、D/W 圧力がむしろ上昇して 0.7MPa abs 台を推移しており、急激な昇降、揺らぎを示すようなこともないなど、D/W 圧力計装用の配管破断や電気系統のトラブルが疑われるような形跡は見当たらず、その挙動を合理的に説明できる。したがって、D/W 圧力計によって計測された D/W 圧力は、ほぼ実態を正しく反映したものと考えられる。

力が低下傾向を示すようになった[*222]原因としては、格納容器又はその周辺部からの漏えい以外に考え難い[*223]。

④　そうすると、D/W 圧力が低下傾向を示すようになった平成 23 年 3 月 14 日 13 時 45 分頃以降、同日 18 時 10 分頃までの間に、格納容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じた可能性は十分に認められる。

(b)　平成 23 年 3 月 14 日 18 時 10 分頃からの D/W 圧力との関係

①　2 号機のプラント関連パラメータ[*224]によれば、平成 23 年 3 月 14 日 18 時頃以降、同日 19 時 54 分頃までの間、原子炉圧力が 7.133MPa　gage から 0.563MPa　gage まで急激に低下している。その一方で、D/W 圧力は、0.395~0.400MPa　abs までの値を推移して、ほぼ一定の値を示し、顕著な上昇が認められない（図表 42 参照）。



図表42 2号機原子炉圧力等の挙動（3/14 18:00～3/14 20:00）

※原子炉圧力は、D/W圧力と比較しやすくするためゲージ圧ではなく、絶対圧で表示した。

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

②　しかし、2 号機については、この頃、格納容器冷却系を作動させたことはなく、格納容器ベントを実施したわけでもない以上、原子炉圧力が急激に低下した原因が SR 弁による減圧操作であれば S/C 圧力が上昇し、真空破壊装置が動作してベント管を通じて D/W 圧力も同様に上昇するはずであるし、その原因が圧力容器又はその周辺部の破損であれば直接 D/W に蒸気が流れ込んで、やはり D/W 圧力が上昇するはずである。

---

*222　さらに、2 号機のプラント関連パラメータによれば、S/C 圧力は、平成 23 年 3 月 14 日 12 時 30 分頃に 0.486MPa　abs を示した後、計測を中断し、計測を再開した同日 22 時 10 分頃には、0.400MPa　abs と低下傾向を示していた。もっとも、同日 12 時 30 分頃まで用いていた S/C 圧力計は通常時にコンピュータ記録用に用いられるもので、その圧力伝送器は PT-16-111 であるのに対し、同日 22 時 10 分頃に用いていた S/C 圧力計は、アクシデントマネジメント用のもので、その圧力伝送器は PT-16-175 であった。

*223　東京電力の MAAP 解析では、格納容器からの漏えいを仮定せず、他に D/W 圧力低下の要因も見出し難いため、結局、平成 23 年 3 月 14 日 13 時 45 分頃以降、同日 18 時 10 分頃までの間の D/W 圧力の推移を全く再現できなかった。この点については、前記 1 (3)b ④参照。

*224　前掲東京電力 HP 参照。

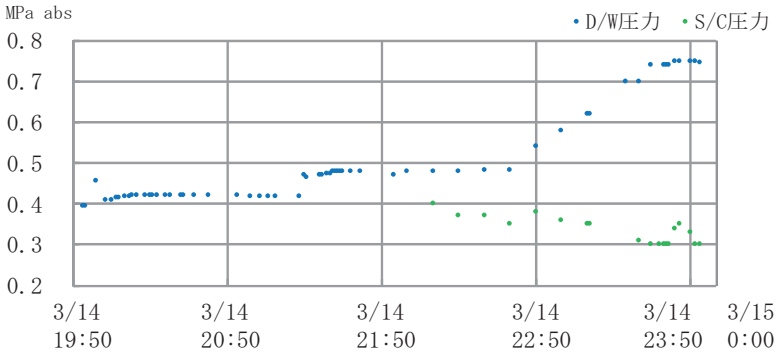
特に、平成 23 年 3 月 14 日 12 時 30 分頃の時点で、既に S/C の水温が 149.3 ℃であったことからすれば（前掲図表 39 参照）、その後 S/C の除熱が何らなされていない以上、同日 18 時頃以降、同日 19 時 54 分頃までの間には、更に S/C の水温が上昇していた可能性が高い[*225]。

そうすると、S/C プール水による凝縮機能も大幅に低減していたと考えられ、格納容器又はその周辺部が健全である限り、凝縮されない蒸気によって D/W 圧力及び S/C 圧力が上昇するはずであるのに、そのような挙動を示していないのである。

③　結局、原子炉圧力が急激に低下した原因がいずれの場合であったとしても、格納容器又はその周辺部が健全である限り、D/W 圧力の値がほぼ変化しないことは容易に考え難く、平成 23 年 3 月 14 日 18 時 10 分頃以降にも、格納容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じた可能性が十分認められる。

(c)　平成 23 年 3 月 14 日 19 時 59 分頃以降の D/W 圧力との関係

①　2 号機のプラント関連パラメータ[*226]によれば、D/W 圧力は、平成 23 年 3 月 14 日 19 時 59 分頃に 0.455MPa　abs を示した後、同日 20 時 3 分頃に 0.410MPa abs まで低下した（図表 43 参照）。



図表43　2号機D/W圧力等の挙動（3/14 19:50～3/15 0:00）

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

さらに、2 号機のプラント関連パラメータ[*227]によれば、同日 21 時 18 分頃以降、同日 21 時 34 分頃までの間、原子炉圧力が低下傾向を示しているのに対し、D/W 圧力が上昇傾向を示すようになった後、同日 21 時 34 分頃、原子炉圧力が 0.405MPa　gage、D/W 圧力が 0.480MPa　abs を示し

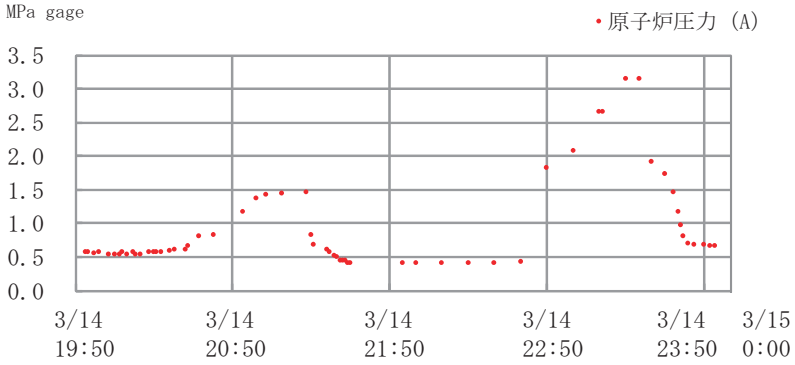
---

*225　2 号機 S/C 水温計は、平成 23 年 3 月 14 日 12 時 30 分頃に 149.3 ℃を計測してから低下傾向を示すようになり、同日 13 時 45 分頃に 145 ℃、同日 14 時 10 分頃に 134 ℃、同日 15 時頃に 130 ℃まで低下し、同日 15 時 30 分頃には 131.7 ℃を示した後、同日 15 時 40 分頃以降、測定不能に陥っているところ、これらについては、計装機器の電源枯渇又は電気系統に何らかの不具合が生じた可能性が考えられることにつき、脚注 181 参照。

*226　前掲東京電力 HP 参照。

*227　前掲東京電力 HP 参照。

てほぼ等圧となった。その後、同日 22 時 50 分頃、原子炉圧力は、D/W 圧力と比較して飛躍的な上昇傾向を示し、同日 23 時 20 分頃から同日 23 時 25 分頃までの間に 3.150MPa　gage を示した後急激に低下し、同日 23 時 54 分頃には 0.653MPa gage を示した（前掲図表 43 及び図表 44 参照）。



図表44 2号機原子炉圧力の挙動（3/14 19:50～3/15 0:00）

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

② まず、平成 23 年 3 月 14 日 19 時 59 分頃、2 号機については、格納容器冷却系を作動させたことはなく、格納容器ベントを実施したわけでもない以上、格納容器又はその周辺部からの漏えい以外に、D/W 圧力が急激に低下することは考え難い。

③ 次に、平成 23 年 3 月 14 日 23 時 25 分頃以降、原子炉圧力が急激に低下した原因が SR 弁による減圧操作であれば S/C 圧力が上昇し、真空破壊装置が動作してベント管を通じて D/W 圧力も同様に上昇するはずであるし、その原因が圧力容器又はその周辺部の破損であれば[*228]、直接 D/W に蒸気が流れ込んで、やはり D/W 圧力が上昇するはずである。特に、この頃、S/C 水温の上昇によって S/C の圧力抑制機能が低下し、蒸気がプール水で凝縮しにくくなっていたと考えられるから尚更である。

そうすると、原子炉圧力が急激に低下した原因がいずれの場合であったとしても、格納容器又はその周辺部が健全である限り、D/W 圧力の値がほぼ変化しないことは容易に考え難い[*229]。

④ したがって、2 号機については、平成 23 年 3 月 14 日 19 時 59 分頃や同日 23 時 25 分頃以降も、格納容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じた可能性が十分認められる。

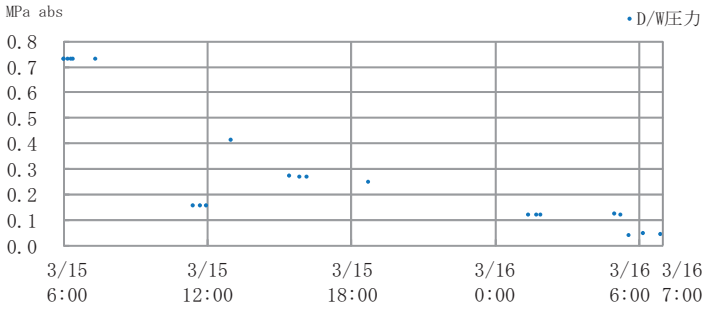
---

*228　SR 弁の開操作による影響を否定するものではないが、これのみでは、平成 23 年 3 月 14 日 21 時 55 分頃の CAMS 測定結果を矛盾なく説明できない（前記 1(2)c 参照）。

*229　2 号機については、格納容器ベントがうまくいっていないため、格納容器ベントによって D/W 圧力の上昇を抑制した可能性は否定される。

(d)　平成 23 年 3 月 15 日 7 時 20 分頃以降の D/W 圧力との関係

①　2 号機のプラント関連パラメータ [*230] によれば、D/W 圧力は、平成 23 年 3 月 15 日 7 時 20 分頃に 0.730MPa abs を示していたのに対し、同日 11 時 25 分頃に 0.155MPa　abs まで急激に低下している（図表 45 参照）。



図表45　2号機D/W圧力の挙動（3/15 6:00～3/16 7:00）

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

②　平成 23 年 3 月 15 日 7 時 20 分頃から同日 11 時 25 分頃の間、福島第一原子力発電所では、運転制御に必要な人員のみを残して福島第二原子力発電所に退避しており、2 号機について、新たに格納容器ベントのため必要な操作を行っていないことから、格納容器ベントの影響による減圧とは考えにくいし、格納容器冷却系を作動させたわけでもない。

そうすると、この頃、格納容器又はその周辺部には、それまでよりも更に大きな圧力が抜ける損傷箇所が生じ、これによって D/W 圧力が大きく低下した可能性が高い。

(e)　平成 23 年 3 月 15 日 13 時頃以降の D/W 圧力との関係

①　その後、2 号機のプラント関連パラメータ [*231] によれば、D/W 圧力は、平成 23 年 3 月 15 日 13 時頃に 0.415MPa　abs まで上昇しており（前掲図表 45 参照）、代替注水による蒸気の発生等によって原子炉圧力が上昇した影響で、圧力容器又はその周辺部の損傷箇所から D/W 側に圧力が抜けた可能性がある。

②　さらに、2 号機のプラント関連パラメータ [*232] によれば、D/W 圧力は、平成 23 年 3 月 15 日 15 時 25 分頃に 0.275MPa　abs、同日 18 時 43 分頃に 0.250MPa　abs と低下傾向を示し、その後 6 時間 30 分以上もの間計測されず、計測を再開した同月 16 日 1 時 24 分頃に 0.120MPa abs を示し、それ以降、大気圧とほぼ等しい 0.1MPa　abs 前後で推移している（前掲図表 45 参照）。

③　このように、2 号機については、格納容器ベントラインが十分確保され

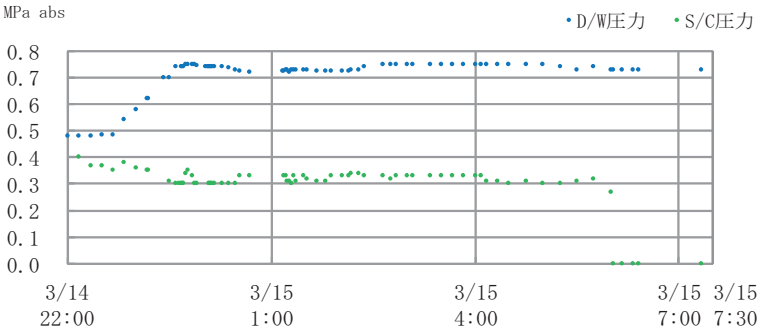
---

*230　前掲東京電力 HP 参照。
*231　前掲東京電力 HP 参照。
*232　前掲東京電力 HP 参照。

ていないにもかかわらず、D/W 圧力が顕著な低下傾向を示し、大気圧とほぼ等圧となっていることからすれば、平成 23 年 3 月 15 日 13 時頃以降にも、格納容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じた可能性が高い。

(f)　平成 23 年 3 月 14 日 22 時 10 分頃以降の S/C 圧力との関係

①　2 号機のプラント関連パラメータ [*233] によれば、平成 23 年 3 月 14 日 22 時 10 分頃、D/W 圧力が 0.480MPa abs を示してから上昇傾向を示す一方で、S/C 圧力が 0.400MPa abs を示してから下降傾向を示すようになった。その結果、同日 23 時 35 分頃には D/W 圧力が 0.740MPa abs、S/C 圧力が 0.300MPa abs を示し、それ以降、同月 15 日 5 時 45 分頃まで、D/W 圧力が 0.740MPa abs 前後、S/C 圧力が 0.3MPa abs 台を推移するようになった。そして、2 号機のプラント関連パラメータ [*234] によれば、S/C 圧力は、同日 6 時頃に 0.270MPa abs、同日 6 時 2 分頃に 0.000MPa abs を示し、その後も同日 7 時 20 分頃まで、合計 4 回にわたり、いずれも 0.000MPa abs を示したとして記録されている（図表 46 参照）。



図表46 2号機D/W圧力等の挙動（3/14 22:00～3/15 7:30）

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

②　まず、通常、D/W 圧力が上昇すれば、ベント管を通じて S/C 側に圧力が抜けて等圧になろうとするのであるから、このように何時間にもわたって、D/W 圧力と S/C 圧力が大きく異なるといった事態は、実挙動としては考え難い。そのため、かかる D/W 圧力及び S/C 圧力のかい離や S/C 圧力の異常値は、圧力計の誤計測、誤表示による可能性が高い。

そして、平成 23 年 3 月 14 日 22 時 10 分頃以降の現場対処との関係をみると、当時、2 号機では、代替注水を実施するため、SR 弁の開操作を繰り返しており、SR 弁が開状態になるにしろ、圧力容器又はその周辺部が破損するにしろ、原子炉圧力が減圧することによって、圧力容器内の圧

*233　前掲東京電力 HP 参照。
*234　前掲東京電力 HP 参照。

力が D/W や S/C に抜けるのであるから、D/W 圧力や S/C 圧力の上昇要因となるはずである。それでも、D/W や S/C に大きな漏えい箇所が生じていた場合には、S/C 圧力が減少することも考えられないではないが、同時期に D/W 圧力が大きく上昇することも考え難い。むしろ、2 号機のプラント関連パラメータによれば、同月 15 日 1 時 14 分頃以降、原子炉圧力と D/W 圧力がほぼ等圧となっており、SR 弁の開状態維持にせよ、圧力容器又はその周辺部からの漏えいにせよ、その双方が原因であるにせよ、D/W 圧力の挙動としては合理的と考えられる。そうすると、S/C 圧力計が誤った指示値を示していた可能性が高い。

なお、D/W 圧力計と S/C 圧力計は、その計測場所、圧力伝送器、電気系統、計測方法が異なるため、例えば、S/C 圧力計が電気系統の不具合によって誤計測、誤表示が生ずるような事態に陥ったからといって、D/W 圧力計まで直接の影響を受けることはない

③ 2 号機のプラント関連パラメータによれば、S/C 圧力は、平成 23 年 3 月 14 日 12 時 30 分頃に 0.486MPa abs を示した後、計測不能となり、同日 22 時 10 分頃に 0.400MPa abs を示し、以後、同月 15 日 7 時 20 分頃まで計測されている。

まず、同月 14 日 4 時 30 分頃から同日 12 時 30 分頃までの間に用いられていた S/C 圧力計 [*235] は、通常時にコンピュータ記録用に用いられるもので（以下「通常用 S/C 圧力計」という。）、圧力伝送器において、S/C 気相部の雰囲気圧力を計測し、半導体圧力センサを介して電気抵抗に変換・増幅され、これが中央制御室に電流として送られ、その電流の大小を読み取って S/C 圧力値が計測されるが、表示器による表示がなされない。そのため、当直は、中央制御室において、テスターによって電圧変化をチェックし、これを S/C 圧力値に換算していた。

これに対し、同日 22 時 10 分頃以降に用いていた S/C 圧力計 [*236] は、アクシデントマネジメント用のもので（以下「AM 用 S/C 圧力計」という。）、圧力伝送器において、基準面器を用いて計装用配管内の水圧を計測し、半導体圧力センサを介して電気抵抗に変換・増幅され、これが中央制御室に電流として送られ、その電流の大小を読み取って S/C 圧力値が計測される。この AM 用 S/C 圧力計は、1/2 号中央制御室の AM 用制御盤上に設けられた表示器によって表示がなされるもので、同じく AM 用の D/W 圧力

---

*235 2 号機 R/B 内に設置されている圧力伝送器の計器番号は PT-16-111、その測定範囲は 0~700kPa abs であり、この圧力伝送器において計測した圧力を電気抵抗に変換・増幅して信号変換処理部に送り、1/2 号中央制御室の 9-25 盤に備えられた S/C 圧力計（PR-16-103）によって記録されることになる。

*236 2 号機 R/B 内に設置されている圧力伝送器の計器番号は PT-16-175、その測定範囲は 0~1MPa abs であり、この圧力伝送器において計測した圧力を電気抵抗に変換・増幅して信号変換処理部に送り、1/2 号中央制御室の 9-99 盤に備えられた S/C 圧力計（PI-16-176）によって表示されることになる。

計と並べて設置され、その電源も共通のものであった。したがって、AM 用 D/W 圧力計の電源が復旧した同月 13 日 3 時頃には、AM 用 S/C 圧力計も読み取り可能となるはずであったが、指示値が 0MPa abs を下回り、測定範囲外を示していた。そのため、当直は、この AM 用 S/C 圧力計による計測ができないと判断し、その後、同月 14 日 4 時 30 分頃に復旧した通常用 S/C 圧力計を用い、テスターによる電圧変化をチェックすることで S/C 圧力を監視していたが、同日 12 時 30 分頃、通常用 S/C 圧力計による計測もできなくなった[*237]。

その後、通常用 S/C 圧力計が復旧されなかったものの、同日 22 時 10 分頃、AM 用 S/C 圧力計が、その正確性はともかく、測定範囲内の値を示すようになっていたため、それ以降、当直は、この AM 用 S/C 圧力計を用いて S/C 圧力計を監視することにした[*238]。

④ 2 号機のプラント関連パラメータ[*239]によれば、平成 23 年 3 月 14 日 22 時 10 分頃以降、AM 用 S/C 圧力計の示す指示値は、AM 用 D/W 圧力計の示す指示値とは逆に下降傾向を示し、同日 23 時 35 分頃以降、同日 6 時頃までの間、AM 用 S/C 圧力計によって計測された S/C 圧力が 0.3~0.4MPa abs 前後を推移し、D/W 圧力よりも 0.4MPa abs 前後小さい値を 6 時間以上にもわたって示しており（前掲図表 46 参照）、確かに不自然な挙動と考えられる。また、この AM 用 S/C 圧力計は、同月 13 日 3 時頃、AM 用計装機器の電源復旧がなされた際に、他の計装機器と異なり、測定範囲外を示してダウンスケールしたまま正常な指示値を示さず、その後復旧班による復旧がなされなかったのに、同月 14 日 22 時 10 分頃までのいずれかの時点で測定範囲内の指示値を示すようになっていた。そこで、かかる AM 用 S/C 圧力計がかかる不自然な指示値を示していた原因が問題となる。

圧力伝送器に用いられる圧力計測用の隔液ダイアフラムは、ステンレス製のものであり、1MPa abs 程度まで圧力が上昇したり、被水したりしても、それのみで破損するとは考えにくい。

そうすると、S/C 圧力が実際の圧力よりも 0.4MPa abs 前後低めに表示した原因について、例えば、消去法の観点から、実際に圧力伝送器で測定した基準面器からの水圧を電気抵抗に変換・増幅するものの、接触不良等の電気系統のトラブルによって、高めの電流を、電気回路を通じて中央制御室制御盤上の信号変換処理部に送ることができなくなったことによる可

---

*237 通常用 S/C 圧力計が計測不能に陥った原因の特定には至っていないものの、バッテリー電源の枯渇が考えられる。

*238 AM 用 S/C 圧力計の指示値がダウンスケールしていた原因及び測定範囲内の値を示すようになった時期については、いずれも不明であるが、発電所対策本部復旧班による復旧はなされていない。

*239 前掲東京電力 HP 参照。

能性や、S/C から圧力伝送器側に接続する計装用配管にリーク箇所が生じた可能性等を想定して種々の調査を重ねてきたが、その詳細はなお不明である。

⑤　次に、2 号機のプラント関連パラメータによれば、平成 23 年 3 月 15 日 6 時 2 分から同日 7 時 20 分にかけての頃、合計 5 回にわたり、AM 用 S/C 圧力計が 0.000MPa abs を示したとの記録が残っている。この 0.000MPa abs という指示値は真空状態を意味することになるが、そのような現象が現実に生ずることは物理的に考え難い。

当時 1/2 号中央制御室で計測に当たっていた当直の供述によれば、この時の AM 用 S/C 圧力計の指示値は、0.000MPa abs を示していたのではなく、測定可能範囲下限を下回る位置を指示針が示しているダウンスケールの状態にあった可能性が高い。そして、1/2 号中央制御室にいた当直長は、この計測を実施した当直からの報告を受け、発電所対策本部発電班に電話連絡したが、その過程で、AM 用 S/C 圧力計がダウンスケールしたことが 0.000MPa abs を示したものと誤って伝わり、発電所対策本部において、2 号機の S/C 圧力が 0.000MPa　abs を示したとの情報が共有され、その旨の記録がなされた。すなわち、2 号機のプラント関連パラメータ上、同日 6 時 2 分から同日 7 時 20 分までの間、合計 5 回にわたって記録されている 0.000MPa　abs は実測値ではなく、実際には、ダウンスケールにより計測不能になっていたものと考えられる。

そうすると、これら 2 号機のプラント関連パラメータ及び当直の供述によれば、AM 用 S/C 圧力計は、同日 5 時 45 分頃に 0.320MPa　abs、同日 6 時頃に 0.270MPa　abs を示した後、同日 6 時 2 分頃にダウンスケールしたのに対し、共通の電源を用いている AM 用 D/W 圧力計は、同日 5 時 45 分頃に 0.740MPa　abs、同日 6 時頃に 0.730MPa　abs を示した後、同日 6 時 2 分頃以降も同日 7 時 20 分頃まで 0.730MPa　abs を示したままであったことが認められる。

このように、AM 用 S/C 圧力計と電源を共通にする AM 用 D/W 圧力計が計測可能であったのであるから、AM 用 S/C 圧力計がダウンスケールした原因は、電源の枯渇とは考え難く、例えば、S/C 圧力計の電気回路のいずれかで接触不良等の電気系統のトラブルが生じた可能性が考えられ、当委員会において種々の調査を重ねてきたが、その詳細はなお不明である。

⑥　いずれにせよ、2 号機の AM 用 S/C 圧力計については、復旧当初ダウンスケールした状態にあっただけでなく、平成 23 年 3 月 14 日 22 時 10 分頃以降も、D/W 圧力が上昇傾向にあったのに対し、全く数値が上がる傾向を示しておらず、計装用配管や圧力伝送器、電気系統に何らかの異常を来したことで誤計測、誤表示が始まっていたと考えられる。

計装機器は、プラントの運転、制御にとって必要不可欠なものであって、その性能向上を図る上でも、これらの原因を検証する意義は極めて大きく、

事業者、国及び関係団体において、これらの計装機器の故障原因について更に徹底した検証がなされることを期待する。

c　格納容器に貫通する RCIC 配管との関係

2 号機については、津波到達後、すべての交流電源及び直流電源が喪失したことにより、RCIC の隔離弁が開状態のまま閉操作できなくなった。なお、RCIC の隔離弁は、電源喪失時の状態のまま維持される設定[*240]がなされていた。そのため、平成 23 年 3 月 14 日 12 時 30 分頃以降、2 号機のプラント状態のいかんを問わず、RCIC の冷却注水機能が喪失した後も、隔離弁が開いたまま、RCIC の配管、タービンその他の設備は、圧力容器や S/C 内の雰囲気にさらされることになったと認められる。

d　放射線量との関係

(a)　平成 23 年 3 月 14 日 21 時 25 分頃以降の放射線量との関係

正門付近の放射線量測定結果によれば、平成 23 年 3 月 14 日 21 時 25 分頃に 6.8 μ Sv/h であったのに、同日 21 時 35 分頃に 760.0 μ Sv/h、同日 21 時 37 分頃に 3,130.0 μ Sv/h に急上昇した（図表 47 参照）。

H23.3.14 時 刻	放射線量（μ Sv/h）
21:15	5.8
21:20	6.0
21:25	6.8
21:30	29.7
21:35	760.0
21:37	3,130.0

図表47 正門付近の放射線量測定結果

東京電力「福島第一原子力発電所構内での計測データ」（平成23年5月）を基に作成

これは、前記 1(2)d 記載のとおり、1~3 号機のいずれか又はすべての炉心由来の放射性物質が大気中に放出されたことによるものと考えられるが、1 号機及び 3 号機の R/B 爆発の影響や各号機の格納容器ベント実施による影響とは考え難い。

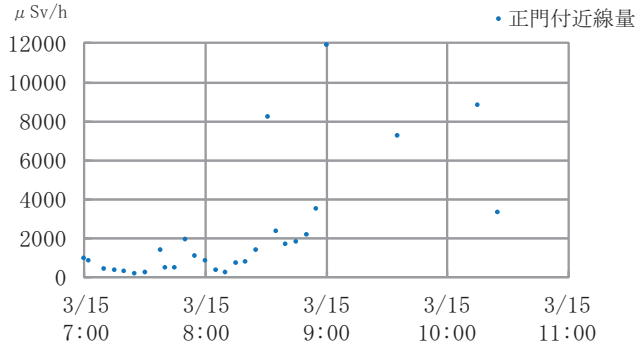
そうすると、1~3 号機のいずれに由来するか特定はできないものの、2 号機の炉心由来の放射性物質が格納容器又はその周辺部から漏えいして大気中に放出された可能性も十分に考えられ、放射線量が急上昇した同日 21 時 35 分頃までに、2 号機の格納容器又はその周辺部には、その閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じていた可能性がある。

(b)　平成 23 年 3 月 15 日 7 時 30 分頃以降の放射線量との関係

① 正門付近の放射線量測定結果によれば、平成 23 年 3 月 15 日 7 時 30 分頃に 250.8 μ Sv/h を示していたが、同日 7 時 38 分頃に 1,390.0 μ Sv/h、同日 7 時 50 分頃に 1,941.0 μ Sv/h を示し、その後、数百 μ Sv/h まで低下するものの、同日 8 時 25 分頃に 1,413.0 μ Sv/h、同日 8 時 31 分頃に 8,217.0 μ Sv/h、同日 9 時頃には 11,930.0 μ Sv/h まで急上昇し、同日 10 時 25 分頃まで、正門付近においては、数千 μ Sv/h の高い放射線量を示

*240　いわゆる、フェイル・アズ・イズの設定である。

していた（図表 48 参照）。



図表48 正門付近の放射線量の挙動（3/15 7:00～3/15 11:00）

東京電力「福島第一原子力発電所構内での計測データ」（平成23年5月）を基に作成

② まず、4 号機 R/B の爆発によって、4 号機 R/B 内に存在していた放射性物質含有のガスが大気中に放出された影響が考えられる。

しかし、4 号機は定期点検中であり、燃料がすべて SFP 内に取り出され、かつ SFP 内の燃料が損傷した形跡は見当たらなかったため、1~3 号機との比較では、R/B 内の放射線量はそれほど高くなかった可能性が高い。これは、後に東京電力が現場確認をした結果、4 号機 R/B 内の放射線量が他号機 R/B 内のそれと比較してはるかに低かったことからも裏付けられる。

そうすると、この頃の正門付近における放射線量の急上昇に 4 号機 R/B 爆発が与えた影響は限定的であったと考えるのが自然である。

③ 平成 23 年 3 月 15 日 7 時 38 分頃以降の放射線量の上昇は、1 号機及び 3 号機の R/B 爆発や格納容器ベントの実施に伴い放射線量が上昇してから相当時間が経過し[*241]、既に放射線量が下降した後の挙動であるから、これらの事象による影響以外に要因があると考えられる。

また、2 号機についても、同月 14 日 16 時 30 分から同月 15 日零時 2 分にかけての頃、格納容器ベント実施に向け、S/C ベント弁（AO 弁）大弁及び小弁の開操作を試み、更には D/W ベント弁（AO 弁）小弁の開操作を実施したが、電磁弁の励磁や可搬式コンプレッサーによる空気圧が十分確保できなかった。これらは、2 号機プラント関連パラメータ上の D/W

*241 3 号機については、平成 23 年 3 月 14 日 5 時 20 分から同日 6 時 10 分にかけての頃、S/C ベント弁（AO 弁）小弁の開操作を試みているが、それ以降、同月 15 日 16 時頃までの間、新たに格納容器ベントに必要な操作を実施していない。3 号機は、既に格納容器ベントを実施しており、ラプチャーディスクが作動済みと考えられるのに、同月 14 日 6 時 10 分頃に S/C ベント弁（AO 弁）小弁の開操作を終えた後も同日 7 時 10 分頃まで D/W 圧力及び S/C 圧力が上昇傾向にあり、そもそも S/C ベント弁（AO 弁）小弁の開状態を維持できなかった可能性が高い。さらに、同日 7 時 15 分頃以降、S/C 圧力がいったん低下傾向を示すも、同日 8 時 45 分頃には上昇に転じ、その後も昇降を繰り返し、同日 20 時頃から更に上昇傾向を示している以上、少なくとも同日 8 時 45 分頃以降、同日 16 時頃までの間、S/C ベント弁（AO 弁）小弁の開状態を維持できていなかったと認められる。

圧力の挙動に加え、ふくいちライブカメラ写真によっても、その頃、1/2 号排気筒から白煙様の排気を確認できなかったこと、テレビ会議内容、福島第一原発関係者の供述その他の関係各証拠から優に認められる。

この点、保安院は、平成 24 年 3 月に公表した前掲「東京電力福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する『中間とりまとめ』」の中で、この頃、2 号機について、ラプチャーディスクが作動して D/W ベントが成功したことによって放射線量が上昇した可能性を指摘する[*242]。

しかし、2 号機のプラント関連パラメータ[*243]によれば、D/W 圧力は、平成 23 年 3 月 14 日 23 時 30 分頃には 0.700MPa abs に至り、その後、同月 15 日 7 時 20 分頃までの間、約 7 時間 50 分にもわたって、0.700~0.750MPa abs の間を推移している。また、D/W ベントを実施したとする同日零時 2 分頃以降、放射線量の有意な上昇は認められなかった。

さらに、2 号機の D/W 圧力は、同日 7 時 20 分頃に 0.730MPa abs を示していたのに、同日 11 時 25 分頃には 0.155MPa abs を示しており（前掲図表 29 参照）、このように急激な D/W 圧力の低下にもかかわらず、ふくいちライブカメラ写真によれば、その頃、1/2 号排気筒からベントによる白煙様の排気が確認できなかった。

結局、2 号機については、同日 7 時 20 分頃まで D/W 圧力が顕著に低下傾向を示すことなく、また、有意な放射線量の上昇や 1/2 号排気筒からの排気も認められなかった。これは、D/W ベント弁（AO 弁）小弁の開操作をするも、その開状態を維持できず、ラプチャーディスク作動圧を超えてもなお、ラプチャーディスクが作動しなかったこと以外に考え難い。

そして、同日 7 時 20 分前後やそれ以降、同日 11 時 25 分頃までの間、福島第一原発において、D/W ベント弁（AO 弁）小弁の開操作を新たに実施した事実も認められないのに、突如として D/W ベントラインが完成することはあり得ないのであって、同日 7 時 20 分頃から同日 11 時 25 分頃にかけての D/W 圧力の低下は、格納容器又はその周辺部から漏えいがあったと考える以外に合理的な説明がつかない。

したがって、「ラプチャーディスクの作動による D/W ベントの成功」の可能性に関する上記指摘は、客観証拠と齟齬するものであって、その内容自体不合理と言わざるを得ず、到底是認できない。

以上から、この頃の正門付近における放射線量の急上昇は、1 号機及び 3 号機の R/B 爆発の影響や各号機の格納容器ベントの影響とは考え難い。

④ 次に、1 号機のプラント状況について考察する。

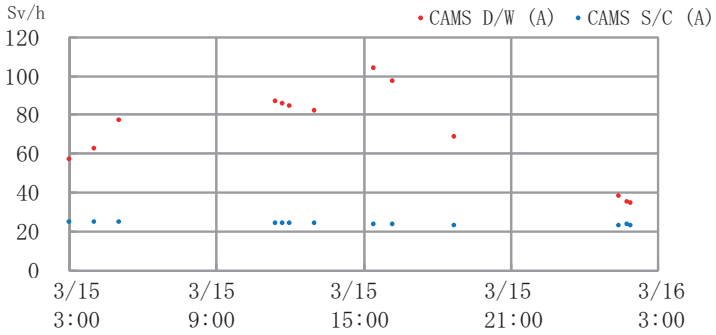
1 号機は、既に炉心損傷が進行し、多くの放射性物質が大気中に放出された後であると考えられる。

---

*242 前掲「東京電力福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する『中間とりまとめ』」32 頁及び参考資料図Ⅴ-1-3 参照。

*243 前掲東京電力 HP 参照。

もっとも、1 号機の CAMS 測定結果[*244] によれば、平成 23 年 3 月 15 日 5 時頃に D/W(A)側が 77.4Sv/h、S/C(A)側が 24.7Sv/h、同日 11 時 25 分頃に D/W(A)側が 87.0Sv/h、S/C(A)側が 24.2Sv/h と上昇傾向を示し、この頃までには既に、格納容器又はその周辺部に漏えい箇所が生じていたと考えられるにもかかわらず、依然として格納容器内では高いガンマ線量率が認められた（図表 49 参照）。



図表49 1号機CAMSの挙動（3/15 3:00～3/16 3:00）

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

したがって、1 号機については、同日午前中もなお、炉心損傷が進行して放射性物質が新たに放出されていた可能性も否定できず、同日 7 時 30 分頃以降の放射線量上昇に寄与した可能性もある。

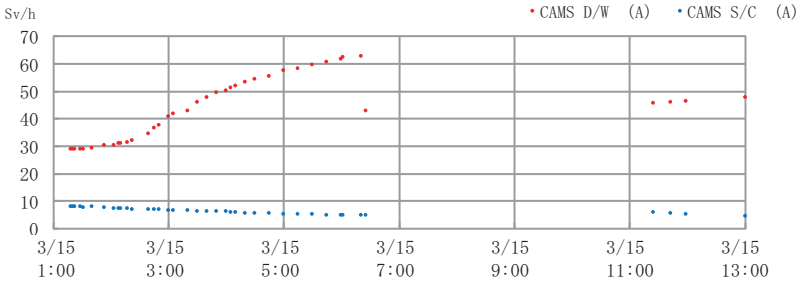
⑤ 次に、2 号機のプラント状況について考察する。

2 号機については、平成 23 年 3 月 14 日 12 時 30 分頃、RCIC が機能喪失し、同日 19 時 57 分頃まで全く代替注水がなされず、その後も、原子炉圧力の上昇に伴って代替注水の中断を繰り返しており、結局、BAF を上回る原子炉水位を十分確保できなかった可能性が高い。そうすると、2 号機についても、炉心損傷が進行し、その過程で放出された放射性物質が大気中まで放出された可能性がある。

また、2 号機の CAMS 測定結果[*245] によれば、同月 15 日 1 時 18 分頃に D/W(A)側が 28.8Sv/h、S/C(A)側が 8.08Sv/h を示し、その後 D/W(A)側についてはほぼ一貫して上昇傾向にあり、同日 6 時 20 分頃に D/W(A)側が 62.7Sv/h、S/C(A)側が 4.80Sv/h を示し、同日 6 時 25 分頃に D/W(A)側が 43.0Sv/h、S/C(A)側が 4.70Sv/h と大きく低下したが、その後再び上

*244 前掲東京電力 HP 参照。
*245 前掲東京電力 HP 参照。

昇傾向を示している（図表 50 参照）。



図表50 2号機CAMSの挙動（3/15 1:00～3/15 13:00）

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

同日 6 時 25 分頃に D/W のガンマ線量率が大きく低下したのは、その頃、2 号機の炉心由来の放射性物質が、D/W 内から大量に D/W 外に放出された可能性がある。そして、その後、引き続き炉心損傷が進行し、その過程で放出される放射性物質が、D/W 外への漏えい量を上回ったため、D/W(A)側のガンマ線量率が再び上昇したと考えられる。

さらに、2 号機のプラント関連パラメータ [*246] によれば、D/W 圧力は、同日 7 時 20 分頃に 0.730MPa abs を示していたのに、同日 11 時 25 分頃には 0.155MPa abs まで大きく低下している。この間、2 号機について、格納容器ベントが実施されてはいない。かかる D/W 圧力の挙動からすると、同日 7 時 20 分頃以降、2 号機の格納容器又はその周辺部に、大きな漏えい箇所が生じた可能性がある。

現に、福島第一原発所長が国等に報告した「異常事態連絡様式（第 2 報以降)」によれば、同日 8 時 25 分頃、福島第一原発の作業員が、2 号機 R/B5 階付近壁より白い煙を確認し、同日 9 時 40 分頃には、2 号機 R/B で白い煙の量が多くなっていることを確認したことが明らかであり、格納容器又はその周辺部から漏えいした蒸気が、2 号機 R/B5 階東側のブローアウトパネル開放部から大気中に放出されていた可能性が高い。

したがって、2 号機については、同日 7 時 30 分頃までに、炉心損傷が進行して放射性物質が大量に放出され、これが格納容器外に漏えいしていた可能性が高く、その頃以降の放射線量上昇に寄与した可能性も高い。

⑥ 次に、3 号機のプラント状況について考察する。

3 号機のプラント関連パラメータ [*247] によれば、その頃、3 号機の原子炉水位は、ほとんど変化を示しておらず、BAF を上回る原子炉水位を確保できていなかった可能性がある上、同日 20 時 37 分頃から同月 15 日 2 時 30 分頃までの間、2 号機への代替注水を優先させるため、3 号機への注水を中断していた。そうすると、この頃、3 号機の炉心損傷が更に進行

*246 前掲東京電力 HP 参照。
*247 前掲東京電力 HP 参照。

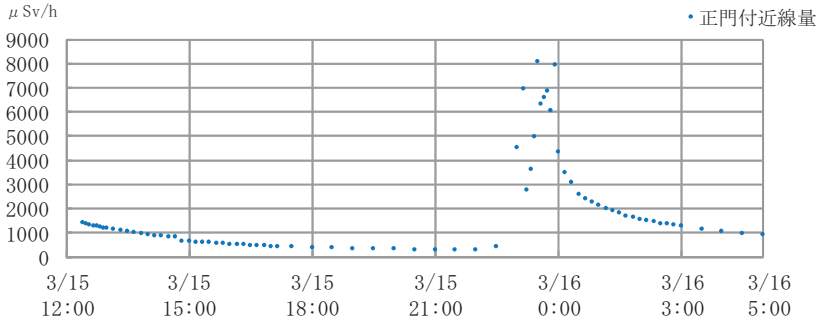
して、放射性物質が大気中に放出された可能性も否定できない。

⑦　以上からすると、平成 23 年 3 月 15 日 7 時 30 分頃以降の正門付近における放射線量上昇は、1~3 号機のいずれか又はすべての炉心損傷過程で放出された放射性物質が大気中に放出されたことによるものと考えられる。この時点での放射線量の上昇に 1~3 号機がどの程度寄与したかは不明であるが、2 号機における D/W 内のガンマ線量率の変化や D/W 圧力の低下という現象が生じていることからすると、2 号機の炉心損傷の進行により放出された放射性物質が相当程度寄与した可能性は高いと考えられる。

そうすると、平成 23 年 3 月 15 日 7 時 30 分頃までにも、2 号機の圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を更に大きく損なうような損傷が生じ、放射性物質が圧力容器外に漏えいし、この放射性物質が格納容器又はその周辺部から漏えいして、ブローアウトパネル開放部等から 2 号機 R/B 外へと拡散していき、同日 7 時 38 分頃以降、正門付近でも放射線量が上昇したと考えて矛盾はない。

(c)　平成 23 年 3 月 15 日 23 時頃以降の放射線量との関係

①　正門付近の放射線量測定結果によれば、平成 23 年 3 月 15 日 13 時から同日 15 時 25 分にかけての頃、1,000 μ Sv/h 超から 500 μ Sv/h 前後に減少し、その後数百μ Sv/h を推移し、同日 23 時頃に 4,548.0 μ Sv/h、同日 23 時 10 分頃に 6,960.0 μ Sv/h、同日 23 時 30 分頃に 8,080.0 μ Sv/h と急上昇し、同月 16 日 4 時頃まで 1,000 μ Sv/h を超える高い放射線量を示していた（図表 51 参照）。



図表51　正門付近の放射線量の挙動（3/15 12:00～3/16 5:00）

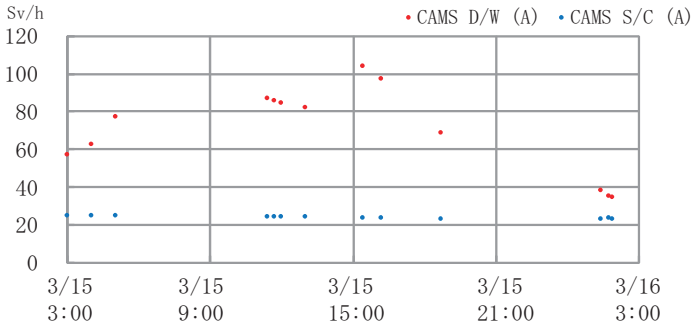
東京電力「福島第一原子力発電所構内での計測データ」（平成23年5月）を基に作成

②　まず、4 号機 R/B 爆発以後、正門付近の放射線量が上昇したが、平成 23 年 3 月 15 日 16 時 30 分頃までには 500 μ Sv/h を切るまで放射線量が減少していた。加えて、4 号機は定期点検中であり、燃料がすべて SFP 内に取り出され、かつ SFP 内の燃料が損傷した形跡が見当たらないため、1~3 号機との比較では、R/B 内の放射線量はそれほど高くなかったと考えられる。

そうすると、同日 23 時頃以降に正門付近で放射線量が異常上昇した主たる要因として、4 号機 R/B 爆発の影響は考え難く、また、爆発後新たに 4 号機 R/B から大量の放射性物質が放出されたとも考え難い。

③　次に、1 号機については、平成 23 年 3 月 12 日 15 時 36 分頃に R/B が爆発後、発電所構内の放射線量が上昇したが、時間の経過とともに、その影響は希釈化されたと考えられる。

そして、1 号機については、同月 15 日頃までには、炉心損傷が相当程度進行し、既に多くの放射性物質が大気中に放出されたと考えられるものの、1 号機のプラント関連パラメータ上の CAMS 測定結果[*248]によれば、同日 13 時頃に D/W(A)が 81.9Sv/h、S/C(A)が 24.1Sv/h、同日 15 時 25 分頃に D/W(A)が 104Sv/h、S/C(A)が 23.7Sv/h を示し、特に D/W 側のガンマ線量率の上昇が顕著である。その後、同日 18 時 43 分頃に D/W(A)が 68.9Sv/h、S/C(A)が 23.3Sv/h、同月 16 日 1 時 24 分頃に D/W(A)が 38.4Sv/h、S/C(A)が 23.1Sv/h を示し、D/W 側も減少傾向にある（図表 52 参照）。



図表52 1号機CAMSの挙動（3/15 3:00～3/16 3:00）

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

1 号機については、格納容器又はその周辺部からの漏えいを考慮しても、同月 15 日 23 時頃、1 号機の炉心に由来する放射性物質放出量が飛躍的に増加したとまでは考えにくい。

しかし、1 号機の D/W 及び S/C を合算したガンマ線量率は、同日 15 時 25 分頃まで上昇傾向にあり、その後、同月 16 日 1 時 24 分頃にかけて、高い値を保ちながらも減少傾向にある。

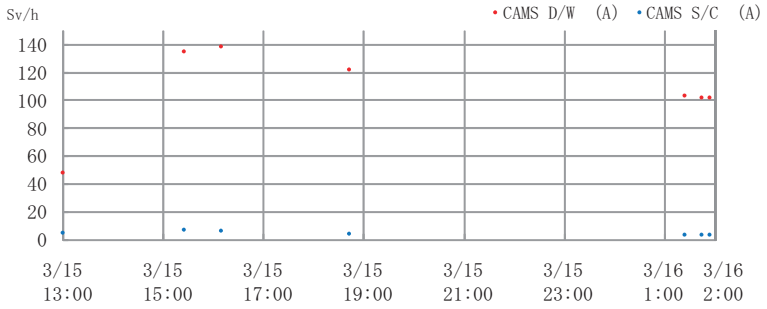
そうすると、同月 15 日 15 時 25 分頃以降、格納容器の漏えい箇所が拡大し、1 号機の炉心由来の放射性物質が格納容器外へ更に漏えいしたことによって、同日 23 時頃以降の正門付近における放射線量の上昇に寄与した可能性もある。

④　次に、2 号機については、スクラム以降の注水状況等にかんがみ、1 号機及び 3 号機と比較して、最も炉心損傷開始時間が遅かったと考えられ、

*248　前掲東京電力 HP 参照。

平成 23 年 3 月 15 日から同月 16 日にかけての夜においてもなお炉心損傷が進行し、多くの放射性物質が大気中に放出されていたと考えても不自然ではない。

現に、2 号機のプラント関連パラメータ上の CAMS 測定結果[*249]によれば、平成 23 年 3 月 15 日 13 時頃に D/W(A)が 47.7Sv/h、S/C（A）が 4.62Sv/h を示していたが、同日 15 時 25 分頃に D/W(A)が 135Sv/h、S/C（A）が 6.92Sv/h と急激に上昇し、その後も、同日 16 時 10 分頃に D/W(A)が 138Sv/h、S/C（A）が 6.49Sv/h とガンマ線量率が上昇する値を示している。さらに、同日 18 時 43 分頃に D/W(A)が 122Sv/h、S/C（A）が 4.40Sv/h を示した後、6 時間 30 分以上計測されなかったが、計測を再開した同月 16 日 1 時 24 分頃に D/W(A)が 103Sv/h、S/C(A)が 3.68Sv/h、同日 1 時 44 分頃に D/W(A)が 102Sv/h、S/C（A）が 3.66Sv/h、同日 1 時 54 分頃に D/W(A)が 102Sv/h、S/C（A）が 3.65Sv/h と、ほぼ横ばい傾向にあるものの、D/W 側及び S/C 側を合計すると、1 号機との比較において、より高いガンマ線量率を示していた（図表 53 参照）。



図表53 2号機CAMSの挙動（3/15 13:00～3/16 2:00）

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

かかる D/W 側のガンマ線量率の推移からすると、2 号機については、同月 15 日 13 時頃以降においても、依然として、炉心損傷が相当進行して大量の放射性物質が放出された可能性が高い。

さらに、同日 18 時 43 分頃以降の D/W 側のガンマ線量率が低下傾向を示したのは、2 号機の炉心由来の放射性物質が放出され、格納容器内に流れ込むものの、それを上回る量の放射性物質が、格納容器から漏えいしたためと考えられる。

そして、2 号機については、格納容器ベントがなされた形跡は一切見当たらないので、D/W 側のガンマ線量率の低下が、格納容器ベント実施による影響とは認められない。

したがって、2 号機の炉心由来の放射性物質が格納容器から漏えいし、同日 23 時頃以降の正門付近における放射線量の上昇に寄与した可能性は

*249 前掲東京電力 HP 参照。

高い。

⑤　さらに、3 号機については、平成 23 年 3 月 14 日 20 時 36 分頃以降、その時点で BAF を上回る原子炉水位が確保されていなかったと考えられるところ、6 時間近くにわたって全く注水がなされておらず、その間、炉心損傷が更に進行し、放射性物質が放出された可能性があり、同月 15 日 13 時以降においてもなお、炉心損傷の進行過程にあり放射性物質が放出されていた可能性もある[*250]。

なお、3 号機については、同日 16 時頃に S/C ベントライン上の S/C ベント弁（AO 弁）大弁及び小弁が閉となっていることが確認されたため、同日 16 時 5 分頃、電磁弁励磁用の小型発電機を交換し、S/C ベント弁（AO 弁）大弁の開操作を実施した事実が認められる。

しかし、発電班がプラント関連パラメータ等を書き取ったメモ書きによれば、同日 16 時の欄に、「発電機を S/B 入口へ（新品）S/P ベント大 205 開　ただし、IA ないかも」との記載がある上、ふくいちライブカメラ写真によっても、その頃、3/4 号排気筒から白煙様の排気を確認できなかったことからすると、電磁弁励磁用の小型発電機を備え付けたものの、駆動用空気圧が不足して S/C ベント弁（AO 弁）大弁の開状態維持が困難であった可能性がある。実際、これらのベント弁については開状態を維持することが難しく、その後も小型発電機が起動していないことが確認されるなどして、開操作を繰り返していた[*251]。

また、S/C ベントの場合、放射性物質であるヨウ化セシウム（CsI）は、水溶性であり、S/C 内のプール水に大部分が溶けると考えられるため、D/W 側から直接漏えいする場合と比較して、その大気への放出量は限定的であると考えられる。

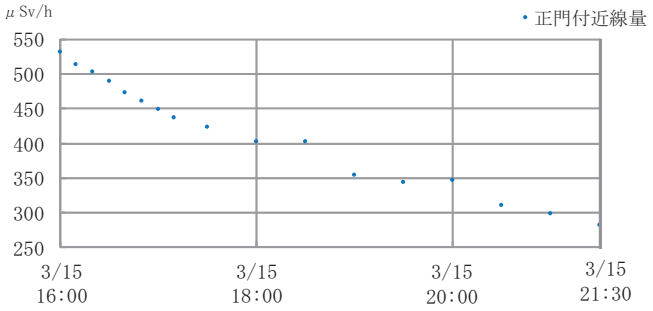
そして、正門付近の放射線量測定結果を見ると、3 号機の S/C ベント弁（AO 弁）大弁の開操作を実施した前後の時期である同日 16 時から同日 21 時 30 分頃にかけての頃、500 μ Sv/h 台から 200 μ Sv/h 台まで減少しており、この間、格納容器ベントの実施に伴う放射線量上昇の効果は認めら

---

*250　この頃、3 号機については、CAMS によるガンマ線量率の測定を行っていない。

*251　平成 23 年 4 月に入り、発電所対策本部復旧班が、この可搬式コンプレッサーの空気圧を計測したところ、S/C ベント弁（AO 弁）大弁を開とするだけの空気圧に至っていないことが確認されている。そうすると、同年 3 月 15 日の時点で、小型発電機を起動して電磁弁を励磁し、かつ、可搬式コンプレッサーを起動させたとしても、空気圧不足のため、S/C ベント弁（AO 弁）大弁が開状態に至らなかった可能性を否定できない。

れない（図表 54 参照）。



図表54 正門付近の放射線量の挙動（3/15 16:00～3/15 21:30）

東京電力「福島第一原子力発電所構内での計測データ」（平成23年5月）を基に作成

そうすると、同日 16 時 5 分頃の 3 号機の S/C ベント弁（AO 弁）大弁の開操作によっても、5 時間以上にわたり正門付近の放射線量が上昇するに至らなかったのであるから、かかる S/C ベント弁（AO 弁）大弁の開操作が、その後の同日 23 時頃以降の正門付近の放射線量上昇に与えた影響は極めて限定的であったと考えるのが自然である。

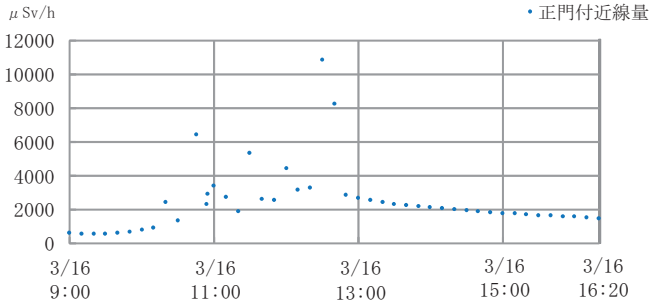
⑥ 以上からすると、平成 23 年 3 月 15 日 23 時頃、正門付近の放射線量が異常上昇した要因についても、1~3 号機のいずれか又はすべての炉心由来の放射性物質が建屋外まで漏えいしたことによるものと考えられ、それ以上の特定は困難であるが、2 号機 D/W のガンマ線量率の推移からすると、2 号機由来の放射性物質が相当程度寄与した可能性は高いと考えられる。

そして、同日 23 時頃、2 号機の格納容器ベントラインが新たに構成されているわけでもない以上、2 号機の格納容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が既に生じており、又は新たに損傷が生じたため、2 号機の炉心由来の放射性物質が、同損傷箇所から漏えいし、2 号機 R/B で開放されたブローアウトパネルを通じるなどして大気中に放出された可能性は十分に認められる。

(d) 平成 23 年 3 月 16 日 9 時 30 分頃以降の放射線量との関係

① 正門付近において放射線量を測定した結果、平成 23 年 3 月 16 日 9 時 30 分頃に 582.3 μ Sv/h を示していたのに、同日 10 時 20 分頃に 2,399.0 μ Sv/h、同日 10 時 45 分頃に 6,400.0 μ Sv/h、同日 12 時 30 分頃には 10,850.0 μ Sv/h、同日 12 時 40 分頃に 8234.0 μ Sv/h などと、同日 16 時 20 分頃まで 1,000 μ Sv/h をはるかに超える高い数値を示している（図

表 55 参照)。



図表55 正門付近の放射線量の挙動（3/16 9:00～3/16 16:20）

東京電力「福島第一原子力発電所構内での計測データ」（平成23年5月）を基に作成

② まず、これらの放射線量の上昇は、1 号機、3 号機及び 4 号機 R/B 爆発後、放射線量が上昇していったん低下した後の挙動であり、これらの爆発の影響とは考え難い。

また、1 号機格納容器ベント実施から相当期間が経過している上、2 号機については､格納容器ベントが功を奏したと認められる根拠は全くない。

さらに、3 号機については、平成 23 年 3 月 16 日 1 時 55 分頃、S/C ベント弁(AO 弁)小弁の開操作を実施しているが、その頃の正門付近における放射線量の推移は、格納容器ベント実施前である同月 15 日 23 時 55 分頃に 7,966.0 μ Sv/h、同月 16 日 1 時頃に 2,159.0 μ Sv/h、格納容器ベント実施後である同日 2 時頃に 1,552.0 μ Sv/h、同日 3 時頃に 1,267.0 μ Sv/h、同日 4 時頃に 1,047.0 μ Sv/h、同日 6 時頃に 884.0 μ Sv/h、同日 9 時頃に 587.6 μ Sv/h と一貫して減少傾向を示している。また、ふくいちライブカメラ写真によっても、その頃、3/4 号排気筒から白煙様の排気を確認できなかった。そうすると、この時の格納容器ベント実施の成否はともかく、少なくとも、同日 9 時 30 分頃以降の正門付近の放射線量上昇に対し、同日 1 時 55 分頃以降の S/C ベント弁(AO 弁)小弁の開操作が与えた影響は限定的に考えるべきである。

したがって、同日 9 時 30 分頃以降に正門付近で放射線量が異常上昇した主たる要因は、1 号機、3 号機及び 4 号機の R/B 爆発の影響や各号機の格納容器ベント実施の影響とは考え難い。

③ 次に、1 号機については、平成 23 年 3 月 16 日 9 時 30 分頃には、炉心損傷が相当程度進行し、既に多くの放射性物質が大気中に放出されたと考えられるものの、1 号機のプラント関連パラメータ上の CAMS 測定結果[*252] によれば、同日 1 時 24 分頃に D/W(A)が 38.4Sv/h、S/C(A)が 23.1Sv/h、同日 1 時 54 分頃に D/W(A)が 34.4Sv/h、S/C(A)が 23.3Sv/h を示していたが、同日 5 時頃に D/W(A)が 7.92Sv/h、S/C(A)が 24.2Sv/h、

*252 前掲東京電力 HP 参照。

同日 5 時 15 分頃に D/W(A)が 4.15Sv/h、S/C(A)が 24.2Sv/h を示し、特に、同日 5 時頃、D/W 側のガンマ線量率が急激に低下している。

しかし、その後も、1 号機については、同日 5 時 35 分頃には、D/W(A)が 98.1Sv/h、S/C(A)が 36.4Sv/h を示すなど、依然として炉心損傷が進行して放射性物質が放出されていたことが窺える。

以上からすると、同日 1 時 54 分から同日 5 時にかけての頃、D/W 側のガンマ線量率が急激に低下したのは、この頃、1 号機の格納容器から、放射性物質が大量に漏えいしたことによる可能性があり、同日 9 時 30 分頃以降の正門付近における放射線量の上昇に寄与した可能性も否定できない。

④ 次に、2 号機については、スクラム以降の注水状況等にかんがみ、1 号機及び 3 号機と比較して、最も炉心損傷開始時間が遅かったと考えられ、平成 23 年 3 月 16 日頃においてもなお炉心損傷が進行し、多くの放射性物質が大気中に放出されていたと考えても不自然ではない。

現に、2 号機のプラント関連パラメータ上の CAMS 測定結果[*253]によれば、平成 23 年 3 月 16 日 5 時 15 分頃に D/W(A)が 98.3Sv/h、S/C（A）が 2.43Sv/h を示し、同日 5 時 35 分頃に D/W(A)が 60.5Sv/h、S/C（A）が 2.86Sv/h と、ガンマ線量率合計で大きく低下したものの、その後、再度上昇傾向に転じ、同日 6 時 10 分頃に D/W(A)が 97.7Sv/h、S/C（A）が 3.63Sv/h、同日 6 時 55 分頃に D/W(A)が 97.2Sv/h、S/C（A）が 3.57Sv/h と高いガンマ線量率を示していた。

そうすると、この頃、2 号機については、いまだ炉心損傷が進行して放射性物質が放出されていたと考えられ、その間の同日 5 時 35 分頃、特に D/W 側のガンマ線量率が大きく低下したのは、この頃、2 号機の格納容器から、放射性物質が大量に漏えいしたためである可能性があり、同日 9 時 30 分頃以降の正門付近における放射線量の上昇に寄与した可能性もある。

⑤ さらに、3 号機については、平成 23 年 3 月 14 日 20 時 36 分頃以降、その時点で BAF を上回る原子炉水位が確保されていなかったと考えられるところ、6 時間近くにわたって全く注水がなされておらず、その間、炉心損傷が更に進行し、放射性物質が放出された可能性があり、同月 16 日 9 時 30 分頃においてもなお、炉心損傷の進行過程にあり放射性物質が放出されていた可能性がある[*254]。そして、3 号機のプラント関連パラメータ[*255]によれば、D/W 圧力は、同月 15 日 13 時頃に 0.415MPa abs を示していたところ、同日 20 時 45 分頃に 0.3400MPa abs、同月 16 日 1 時 35 分頃に 0.3200MPa abs、同日 6 時 15 分頃に 0.295MPa abs、同日 9 時 30 分

*253 前掲東京電力 HP 参照。
*254 この頃、3 号機については、CAMS によるガンマ線量率の測定を行っていない。
*255 前掲東京電力 HP 参照。

頃に 0.2700MPa　abs と低下傾向を示しており、この頃、格納容器冷却系を作動させた実績はなく、格納容器ベントも実施されていなかったと考えられるから、3 号機の格納容器から放射性物質漏えいしていた可能性が高い。

また、福島第一原発所長が国等に報告した「異常事態連絡様式（第 2 報以降)」によれば、同日 8 時 30 分頃、福島第一原発作業員が 3 号機から「水蒸気のようなもやもや」が出ているのを確認し、同日 10 時 43 分頃には屋外作業従事者が免震重要棟に退避したこと [*256] が明らかであり、このことからも、この頃、3 号機の格納容器又はその周辺部から放射性物質含有の蒸気が R/B 側に漏えいし、爆発によって損傷した R/B 上部から大気中に放出されていた可能性が高いと考えられる。

⑥　以上からすると、平成 23 年 3 月 16 日 9 時 30 分頃以降、正門付近の放射線量が異常上昇した主たる要因は、1~3 号機のいずれか又はすべての炉心由来の放射性物質が建屋外まで漏えいしたことによるものと考えられる。

そして、同月 16 日 9 時 30 分頃、2 号機の格納容器ベントラインが新たに構成されているわけでもない以上、2 号機の格納容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が既に生じており、又は新たに損傷が生じたため、2 号機の炉心由来の放射性物質が、同損傷箇所から漏えいし、2 号機 R/B で開放されたブローアウトパネルを通じるなどして大気中に放出された可能性は十分に認められる。

e　汚染水等との関係

①　平成 23 年 3 月 27 日、東京電力が、2 号機 T/B 地下階において採取した滞留水から、高濃度の I-131、Cs-134、Cs-137 が検出された（図表 56 参照)。

同年 4 月 16 日、東京電力が、2 号機 SFP のスキマーサージタンク水の核種分析を実施した結果によれば、I-131、Cs-134、Cs-137 が検出された（前掲図

採取日時	採取物	核種（半減期）	放射能濃度 (Bq/cm^3)
H23.3.27	2号機T/B地下1階滞留水	I-131（約8日）	13,000,000
		Cs-134（約2年）	3,100,000
		Cs-137（約30年）	3,000,000
H23.4.16	2号機スキマーサージタンク水	I-131（約8日）	4,100
		Cs-134（約2年）	160,000
		Cs-137（約30年）	150,000
H23.4.19 H23.5.21 H23.6.10 H23.6.20	2号機T/B1階のダスト	I-131（約8日）	不明
		Cs-134（約2年）	
		Cs-136（約13日）	
		Cs-137（約30年）	
		La-140（約2日）	
		Pr-144（約17分）	
H23.11.25	2号機R/B地下滞留水	Cs-134（約2年）	210,000
		Cs-137（約30年）	250,000

図表56 2号機汚染水等測定結果

東京電力「原子炉建屋地下滞留水の放射能濃度等の測定結果」（平成23年12月）等を基に作成

*256　同じく「異常事態連絡様式（第 2 報以降)」によれば、その後大きな変化が認められないため、平成 23 年 3 月 16 日 11 時 30 分には屋外作業を再開した。

表 56 参照)。2 号機の SFP 内に取り出した燃料のうち、最も冷却期間が短い燃料でも 7 か月程度冷却されているところ、I-131 は短半減期の核種であるから、SFP 由来とは考え難く、圧力容器から漏えいした核種が建屋内における蒸気の凝縮水、ダスト等を介して SFP 水に溶け込んだ可能性が高いと考えられる。

同年 4 月 19 日、5 月 21 日、6 月 10 日及び同月 20 日、東京電力が 2 号機 T/B1 階のダスト測定を実施した結果によれば、I-131、Cs-134、Cs-136、Cs-137、La-140、Pr-144 の各核種が検出された（前掲図表 56 参照)。

さらに、同年 11 月 25 日、東京電力が、2 号機 R/B 地下滞留水の放射能濃度等を測定した結果によれば、2 号機 R/B 内の地下滞留水から、Cs-134、Cs-137 が検出された（前掲図表 56 参照)。

これらの検出された核種については、2 号機 R/B には、爆発等による損傷がなく、比較的健全性が認められるため[*257]、1 号機や 3 号機の原子炉から飛来したものというよりは、2 号機の炉心由来のものである可能性が高い。

② 平成 23 年 6 月頃以降、2 号機の原子炉注水時に S/C 水温が低下する傾向が認められた。

この頃までには圧力容器が破損し、原子炉注水の継続により格納容器下部に水が漏えいし、これがベント管を通じて S/C 側にも流れ込んでいた可能性が高い。そうすると、2 号機の原子炉注水を実施しても、S/C 内が満水であれば、格納容器側に漏えいした水が D/W 側に蓄積されていくだけで、S/C 水温にはほとんど変化が認められないはずであるのに、実際には S/C 水温が低下する傾向を示した。

したがって、この頃、継続的な原子炉注水及び格納容器への漏えいによっても 2 号機の S/C 内が満水にならずに、新規冷却水が S/C 側に流れ込んでいたと考えられ、それまでのいずれかの時期に、S/C のいずれかの箇所に損傷が生じていたと考えるのが自然である[*258]。

③ さらに、平成 24 年 3 月 26 日、東京電力が 2 号機の格納容器内の水位を工業用内視鏡で確認した結果、その水位は D/W 底部から約 60cm であった。

この頃、約 1 年にわたって、流量を調整しながらも原子炉注水を継続しており、圧力容器の破損箇所から冷却水が D/W に漏えいし、ベント管を通じて S/C も満水となって、D/W 底部に漏えいした冷却水が蓄積されるはずであるのに、その水位が D/W 底部から約 60cm しかなかったのであるから、S/C 又はベント管のいずれかの箇所に破損が生じた可能性が高い。

④ 以上から、2 号機については、いずれかの時期に、S/C 又はベント管のいずれかの箇所に破損が生じた可能性が高く、同破損箇所から漏えいした水が、R/B 地下滞留水や T/B 地下滞留水となったものと考えられる。

---

*257 1 号機の爆発の影響によって、2 号機 R/B5 階東側のブローアウトパネルが脱落した。
*258 資料Ⅱ-1-1-30 参照。

また、2 号機 T/B1 階のダスト及び SFP 水から検出された核種の全部又は一部も、2 号機の炉心由来と考えるのが自然であり、やはり格納容器又はそれらの周辺部から漏えいしたものと考えられる。

(4) S/C 水温及び S/C 圧力の挙動と格納容器からの漏えいとの関係

① 2 号機については、遅くとも平成 23 年 3 月 12 日 5 時頃までに、RHR が冷却機能を喪失していたにもかかわらず、RCIC の水源を S/C に切り替えて、RCIC を作動させ続けた。しかし、2 号機のプラント関連パラメータ [*259] によれば、S/C 水温及び S/C 圧力の上昇は、比較的緩やかな傾向を示した。

この点について、東京電力は、平成 24 年 3 月に公表した MAAP 解析や同年 6 月に公表した「福島原子力事故調査報告書」において、津波の影響でトーラス室に浸水した結果、S/C の半分程度が水没し、S/C が冷却された可能性を指摘している [*260]。これは、当直員の「3/12 1:00 頃、RCIC の運転状況確認のために現場に向かったところ、RCIC 室は長靴にギリギリ水が入らないくらいの高さまで水が溜まっている状況であった。」、「3/12 2:00 頃、再度運転確認を実施すると、水たまりの量が増えており、RCIC 室では運転状況を判断できず、現場にある RCIC ラックで原子炉圧力と RCIC ポンプ吐出圧力を確認し、RCIC ポンプ吐出圧力が高かったことから、RCIC は運転していると判断した。」旨の各供述を前提とし、さらに、4 号機でトーラス室の半分程度が水没していたことがあったため、2 号機においても S/C の半分程度が水没したことを仮定して、S/C が冷却された可能性を指摘するものである。

② 東京電力が指摘した上記仮説の背景には、平成 23 年 5 月公表の MAAP 解析において、2 号機の格納容器圧力の挙動を再現する上で、D/W 温度が設計温度である 138 ℃を超えた時点から漏えいを仮定したものの、過去に行われた研究結果 [*261] からすると、このようなことが現実的に起こるとは考えにくいのではないかという問題意識、さらに、東京電力による MAAP 解析及び JNES による MELCOR 解析においては、初期の段階の D/W 圧力及び D/W 温度の上昇を緩和するために一定の漏えいを仮定すると、同年 3 月 14 日 22 時 10 分頃以降の D/W 圧力の急上昇（前掲図表 46 参照）を再現できなかったという事情から、同日 22 時 10 分頃以前には格納容器からの漏えいはなかったと考えられるとの見解があるようなので、まずこれらの背景について考察する。

③ まず、東京電力が指摘した上記仮説の根拠となる上記研究結果は、一定の温度、圧力下におけるシリコンゴム製フランジガスケットの劣化状況に基づき、フランジガスケットからの漏えいを実験した結果をまとめたものである。

---

*259 前掲東京電力 HP 参照。

*260 かかる可能性については、前掲「東京電力福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する『中間とりまとめ』」61,72 及び 73 頁でも指摘している。

*261 K.Hirano,T.Zama,M.Goto et al.,"High-temperature leak characteristics of PCV hatch flange gasket," Nucl.Eng.Des.,145,375-386（1993）参照。

上記研究結果によると、窒素ガスよりも蒸気によって圧力を加えた方が、フランジガスケットからの漏えいが起こりやすい。また、放射線照射がなされたフランジガスケットとそうでないものとでは、後者の方が漏えいが起こりやすい。そして、セミ・ラウンド型フランジガスケットの場合、最も蒸気にさらされる環境であれば、250 ℃、20kgf/㎠ [*262] の加温、加圧によって漏えいが認められ、より蒸気にさらされにくい環境であっても、275 ℃又は 300 ℃で、6~20kgf/㎠の圧力を加えると、放射線照射をしていない場合には漏えいが認められた。他方、窒素ガス雰囲気の環境で、フランジガスケットに放射線照射がなされていない場合、300 ℃で、十数 kgf/㎠の圧力を加えると漏えいが認められた。

東京電力は、この研究結果を根拠として、D/W 温度が 138 ℃を超えた程度で漏えいが起こるとは考えられないと主張するもののようである。

しかし、かかる研究結果は、フランジガスケットが直接さらされる雰囲気の温度が 250~350 ℃の場合に、ある一定の圧力その他の条件を仮定すると、フランジガスケットからの漏えいが始まるということを述べているにすぎない。そして、かかる温度、圧力は、フランジガスケット周囲の雰囲気のものを指し、格納容器全体の平均温度、圧力を指すものではない。

これに対し、MAAP 解析等で D/W 温度を計算する場合、単純な空間であることを前提とした平均温度が算定される。しかし、実際には、格納容器は、フラスコ型の形状をし、その上方は、熱対流性が悪く、圧力容器の影響を受けやすい上、その内部には多くの設備・機器が設けられ、複雑な構造となっているから、格納容器内の至る所で温度差が生じ得る。そうすると、フランジガスケット周辺温度が D/W の平均温度と等温である蓋然性は小さいのであって、MAAP 解析にいう D/W 温度とフランジガスケット周辺の温度を同列に論じる合理的理由はない。上記研究でも、格納容器内における温度差に着目し、シビアアクシデント時における格納容器内部の熱移動モデルの重要性を指摘している。

そうすると、MAAP 解析において D/W 温度が設計温度（138 ℃）を超えた時点から漏えいを仮定したとしても、ここにいう D/W 温度は、単純化された格納容器空間の平均温度として仮定されたにすぎず、局所的にはより高温となっている部分が存在することと矛盾するものではない。すなわち、D/W 全体の平均温度が百数十度であったとしても、格納容器フランジ部や電気配線貫通部等のフランジガスケット付近が、それをはるかに超える高温環境にさらされている可能性は何ら否定していないのであり、「漏えいの可能性が現実的には考えにくい」と言い切れるのかは甚だ疑問である。JNES や東京電力が指摘している上記研究結果も、その可能性を否定するものではないと考えられる。

また、東京電力の上記 MAAP 解析や「福島原子力事故調査報告書」では、

---

*262　1kgf/㎠は、約 0.098MPa である。

上記研究結果を根拠に、「過去の研究で得られた知見によれば、過温による格納容器からの漏えいはガスケット等から発生する可能性が高く、その際の温度は 300 ℃程度との知見が得られて」いるとして、D/W 温度が設計温度（138 ℃）を超えた時点からの漏えいを否定しておきながら、同一の解析の中で、いまだ D/W 温度が 160 ℃台にすぎないのに、平成 23 年 3 月 15 日 7 時 20 分頃に D/W 気相部からの漏えいを仮定しており、同一の解析における漏えい基準の取扱いに論理矛盾を来しているというほかない。

さらに、格納容器を貫通する低電圧モジュールのシール材として用いられているエポキシ樹脂は、フランジガスケットよりも耐熱性に劣るため、フランジガスケットに関する上記研究結果の適用範囲外である。

したがって、上記研究結果を根拠に、格納容器内の平均温度にすぎない 138 ℃を超える時点で格納容器からの漏えいが現実には起こりにくいとするのは、論理の飛躍があると言うほかない。

④　次に、東京電力が平成 24 年 3 月に公表した MAAP 解析によれば、「3 月 14 日 22 時 40 分頃から急激に上昇し、上昇した D/W 圧力が維持されている挙動については、格納容器の漏えいを仮定しなかったことで、実測値の D/W 圧力の挙動をおおむね再現できる結果が得られた」とし、保安院が公表した前掲「東京電力福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する『中間とりまとめ』」も、これを是認している[*263]。

しかし、連続的に起こる事象進展について、ある仮説によって局所的な説明をなし得たとしても、その仮説によって統一的に説明が困難な場合には、その仮説は、実態とかけ離れたものと考えるほかなく、事象進展として考えられる可能性の一つにも挙げることすらできないはずである。

そして、東京電力が「おおむね再現できる結果が得られた」とし、保安院もこれを是認する D/W 圧力の挙動に関して言えば、その直前の平成 23 年 3 月 14 日 19 時 59 分頃から同日 20 時 03 分頃までの間や更にその前の同日 13 時 24 分頃から同日 18 時頃までの間における D/W 圧力は、2 号機のプラント関連パラメータ[*264]によれば、明らかに低下傾向を示しているにもかかわらず（前掲図表 41、42 及び 43 参照）、この MAAP 解析では、真逆の上昇傾向を示し、全く再現できていない。この点に関し、当委員会がプラントメーカーや東京電力の解析担当者から詳細なヒアリングを実施したものの、何らの合理的な説明もなされなかった。

この頃、D/W クーラーその他の冷却手段を講じた事実はない以上、かかる D/W 圧力の低下については、格納容器からの漏えいがあったと考える以外に、合理的な説明がつかない。

これに対し、東京電力やプラントメーカーは、かかる漏えいを仮定すると、

---

*263　前掲「東京電力福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する『中間とりまとめ』」72 頁参照。

*264　前掲東京電力 HP 参照。

同日 22 時 10 分頃以降に D/W 圧力が急激に上昇し、上昇した D/W 圧力が維持されている挙動を再現できないというが、決してそうではない。再現できないのは、単純化された圧力容器破損モデルと不確定な仮定条件に基づく解析結果によって、その頃に圧力容器又はその周辺部に大規模な破損があったことを否定するからである。現に、東京電力の MAAP 解析自体が、1 号機について、格納容器からの漏えい及び圧力容器破損を仮定した上で、3 号機と同様に 0.7MPa abs 台で D/W 圧力が推移する挙動を再現している。

ところが、2 号機については、東京電力及び JNES による各解析によれば、圧力容器破損時間が相当遅いか、圧力容器破損に至らなかったとの解析結果に至っているため、その頃、圧力容器底部の健全性が保たれていたことを前提とせざるを得ない。しかし、そもそも、これらの解析結果である圧力容器破損時間は、解析モデルに大きく影響される上、注水の時期や注水量等の重要な事実につき誤認があると考えられる仮定条件を前提としており、到底是認できるものではない。かかる D/W 圧力の急激な上昇は、圧力容器又はその周辺部に大規模な破損があり、燃料が格納容器下部ペデスタル部に落下したとすれば再現可能と考えられる。

そうすると、格納容器又はその周辺部からの漏えいは、相当早い段階から始まり、その漏えい面積が次第に大きくなり、同日 13 時 24 分頃以降、D/W 圧力が下降する局面に至ったが、同日 21 時 20 分頃以降、圧力容器底部が破損して蒸気が D/W 側に流れ込むだけではなく、格納容器下部ペデスタル部に溶融燃料が落下することによって、その後、D/W 圧力が急上昇した可能性がある。その後、D/W 圧力が 0.7MPa abs 台を推移していることも、圧力容器破損や溶融燃料が格納容器下部ペデスタル部に落下したことによる D/W 圧力の上昇要因と、格納容器からの漏えいによる圧力下降要因とがほぼ均衡を保っていたとすれば説明可能であるし、同月 15 日 7 時 20 分頃以降、D/W 圧力が急低下したのも、その頃に格納容器の漏えい面積が拡大したとすれば説明可能である[*265]。

⑤ さらに、東京電力が指摘した上記仮説の内容自体も疑問が残る。すなわち、4 号機のトーラス室の半分程度が水没していたのは、津波到達時に 4 号機 T/B 大物搬入口を全開にしていたことと無関係ではないと考えられ[*266]、これと、

---

*265 保安院は、「東京電力福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する『中間とりまとめ』」61 頁で、「格納容器からの一定の漏えいが地震後間もなく発生したと仮定すると、3 月 15 日に格納容器圧力が上昇し約 8 時間にわたって 0.7MPa 以上で推移したことと矛盾する。」旨指摘するが、これは、JNES が行う単純化された解析コード、不確かな仮定条件及び誤った前提事実に基づく MELCOR 解析では再現ができなかったというにすぎず、かかる解析の検証もなさないまま、何故「矛盾する」とまで言い切れるのか、極めて疑問である。平成 23 年 3 月 14 日 21 時 20 分頃以降、圧力容器底部破損及び溶融燃料の格納容器下部ペデスタル部への落下が起これば、不十分な代替注水によって格納容器内で大量の蒸気が発生し続ける一方で、過温によって格納容器から漏えいが生じていた可能性を否定することはできず、実現象として起こり得ないとは言い切れないはずである。

*266 4 号機 T/B から 4 号機 R/B 地下 1 階へ流れ込んだ水が相当程度あると考えられる。

津波到達時に T/B 大物搬入口が閉められていた 2 号機の場合とは、前提が異なり同列には論じられないと思われる。さらに、4 号機と隣接する 3 号機については、平成 23 年 3 月 13 日 3 時頃以降も当直が R/B 地下 1 階にある RCIC 室に立ち入ることができ、水没していなかったと認められるのであって、4 号機 R/B 地下 1 階のトーラス室が水没しているからといって、3 号機よりも更に離れた場所に位置する 2 号機 R/B 地下 1 階のトーラス室が水没しているとの推認が及ぶわけではないことは明らかと言わなければならない。

また、2 号機 R/B 地下階トーラス室にある S/C が半分程度水没していたとなると、トーラス室床から 5m 程度浸水していたことになり、そうすると、RCIC 室も同程度の浸水があったと考えられる[*267]。しかし、RCIC 室床から 5m 程度浸水があったとすれば、RCIC ポンプが水没し、正常に動作しなくなるのではないかといった疑問が生じる。

さらに、平成 23 年 4 月 17 日の時点で、2 号機 T/B 地下の汚染水は水深 1.2m しかなく、2 号機 R/B 地下の汚染水の水位も同程度であったと考えられるところ、ある時期まで 2 号機のトーラス室が床から 5m 程度浸水していたことになると、それらの汚染水がどこからトーラス室に入り、同日までにどこに消えて水深 1.2m 程度まで下がったのかといった疑問も生じる。

⑥ 2 号機 R/B 地下 1 階について、津波到達後に RCIC や HPCI の電気系統が機能喪失したことや当直の供述から、実際に浸水があった事実を否定するものではないが、これのみによって 2 号機 S/C が除熱されたとして、D/W 圧力、S/C 圧力及び S/C 温度の挙動を説明しようとするから無理が生じるのであり、格納容器からの漏えいも併せて考えれば、ある程度合理的な説明が可能なのではないかとも思われる。

いずれにせよ、国、東京電力及び JNES においては、これらの疑問を踏まえ、2 号機 D/W 圧力及び S/C 圧力の挙動について、圧力容器や格納容器の破損可能性を捨象することなく、更なる検証を進めることを期待する。

(5) 平成 23 年 3 月 15 日 6 時から同日 6 時 12 分にかけての頃に確認された異音、衝撃との関係

① 発電所対策本部には、平成 23 年 3 月 15 日 6 時から同日 6 時 12 分にかけての頃、2 号機 S/C 付近で異音が聞こえたとの情報が入り、加えて、S/C 圧力が 0.000MPa abs を示したとして、当初、2 号機 S/C において爆発的事象が生じた可能性が指摘されていた。

② しかし、まず、中間報告Ⅳ 5(3)①記載のとおり、平成 23 年 3 月 15 日 6 時頃、3/4 号中央制御室における当直業務引継のため、新たに引き継ぐ当直が 3/4

*267 2 号機のトーラス室への浸水に関し、RCIC 室の水かさが増していることを根拠の 1 つに挙げている以上、トーラス室と RCIC 室が隔絶されていないことを前提とする仮説であり、そうであれば、RCIC 室も、トーラス室と同程度の浸水があったと考えなければ説明がつかない。

号サービス建屋に入ったところで衝撃音が聞こえ、その後免震重要棟に引き返す際、それまで整理されていた道路には、瓦礫等の障害物が散乱し、4 号機 R/B 上部階が損傷していることが確認された。

また、2 号機 S/C 付近での異音という情報についても、1/2 号中央制御室から見て 2 号機側から異音が聞こえ、衝撃があったというだけであり、それが 2 号機 S/C 付近なのか、3 号機あるいは 4 号機なのか定かではなかった。

そして、当時、発電所対策本部、1/2 号中央制御室及び 3/4 号中央制御室にいた者の各供述によれば、同日 6 時から同日 6 時 12 分にかけての頃、異音や衝撃を感じた機会は一度だけであり、例えば、同日 6 時頃に 1 度異音や衝撃を感じ、同日 6 時 12 分頃になって再度異音や衝撃を感じたという者はいない。

③　さらに、東京電力が、福島第一原発敷地内に設置された 5 つの地点の地震観測記録計データを分析した結果、平成 23 年 3 月 15 日 6 時 12 分 15 秒頃に、P 波（縦波）と S 波（横波）の到達時間の差が 1 秒以内と短い振動、すなわち、地震動ではなく爆発によるものと思われる振動がいずれにも計測されていた[*268]。そして、かかるデータ計測結果に基づき、上記 5 つの地震観測地点における爆発振動到達時刻を特定すると、2 号機で爆発があったと仮定した場合、各地震観測地点と 2 号機との間の距離に応じた爆発振動到達時刻とはならず、不規則となる。他方、4 号機で爆発があったと仮定した場合、各地震観測地点と 4 号機との間の距離に応じた爆発振動到達時刻となり、同心円状に振動が伝達された様がよく表現される[*269]。

④　そうすると、まず、1/2 号中央制御室及び 3/4 号中央制御室の当直の供述によれば、平成 23 年 3 月 15 日 6 時から同日 6 時 12 分にかけての頃に確認された異音や衝撃は一度の機会であったと認められる以上、その異音や衝撃が感じられた時刻は、地震観測記録計データが示すとおり、同日 6 時 12 分頃であったと認められる。そして、このことは、当直が同日 6 時 12 分頃に異音を聞いた後に発電所対策本部発電班に電話報告をしたと考えれば、発電所対策本部発電班のメモ書きに、「6゜14’爆発音あり」と手書きで記載されていることとも整合的である。

さらに、2 号機のプラント関連パラメータ[*270]によれば、異音や衝撃が感じられた時刻よりも前である同日 6 時 2 分頃と同日 6 時 10 分頃の 2 度にわたり、既に S/C 圧力計が 0.000MPa　abs を示していたとして記録されている。実際に計測を担当した当直の供述によれば、このとき、この S/C 圧力計は測定範囲下限を下回ってダウンスケールしていたと考えられるが、いずれにせよ、この異音や衝撃が感じられたことと、S/C 圧力計がダウンスケールしていたこ

---

*268　資料Ⅱ-2-7 参照。

*269　地震観測記録データに記録された振動の振幅・周期から直ちに爆発規模を推し量れるものではないが、それでも、爆発の影響による振動の時期について特定することは可能である。

*270　前掲東京電力 HP 参照。

ととの因果関係は薄いと考えるのが自然である[*271]。

以上から、同日 6 時 12 分頃に確認された異音や衝撃の原因は、4 号機 R/B 爆発によるものと考えられ、この頃、2 号機 S/C で何らかの爆発的事象が生じたことの根拠とはなり得ない。

⑤ もっとも、このことは、平成 23 年 3 月 15 日 6 時 12 分頃に 2 号機 S/C で爆発的事象が生じたとまでは言えないことを意味するのみであって、その前後で 2 号機 S/C の健全性を肯定する趣旨ではない。

むしろ、2 号機の格納容器又はその周辺部には、同月 14 日 13 時 45 分頃から同日 18 時 10 分頃までの間、格納容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていた可能性が十分認められ、それ以降も、更に大きな損傷が生じていった可能性が極めて高いことは既に述べたとおりであり、このことは、2 号機の S/C の損傷可能性をも含む趣旨である。

(6) 小括

以上から、2 号機の格納容器又はその周辺部には、地震発生直後から津波到達までの間、その閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じていたとは認められず、平成 23 年 3 月 14 日 12 時 30 分頃に至ってもなお、かかる損傷が生じていた可能性は低いと考えられるが、その後、同日 13 時 45 分頃以降、同日 18 時 10 分頃までの間、格納容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていた可能性が十分認められ、それ以降も、更に大きな損傷が生じていった可能性が極めて高い。また、福島第一原発正門付近の放射線量測定の結果、同月 15 日 7 時 38 分頃以降、同月 16 日 4 時頃までの間、同月 15 日 9 時頃に測定された 11,930.0 μ Sv/h をピークに、数百~数千μ Sv/h を示しており、この間にも、2 号機の格納容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を更に大きく損なうような損傷が生じ、環境に大量の放射性物質を放出した可能性が高い。さらに、いずれかの時期に、S/C 又はベント管のいずれかの箇所に破損が生じていた可能性が高い。

そして、かかる損傷が生じた箇所は、S/C 又はベント管のほか、格納容器フランジ部、電気配線貫通部、人の出入り用のエアロック、機器搬入用ハッチ等の気密性確保のために用いられるフランジガスケットやエポキシ樹脂といったシール材が高温で劣化して生じた可能性等、種々の可能性が考えられるが、現時点においては現場確認ができないため、損傷箇所の特定は困難である。

したがって、今後、国及び事業者において、現場確認が可能となった段階で、

---

*271 平成 23 年 3 月 15 日 6 時頃、発電所対策本部では、テレビ会議システムを通じて、東京電力本店に訪れていた菅直人総理大臣（当時）らの動向を見ていたため、同日 6 時 2 分頃及び同日 6 時 10 分頃に計測された S/C 圧力の情報が、その時点では発電所対策本部全体で随時共有されていなかった。その後、同日 6 時 12 分頃、発電所対策本部のある免震重要棟でも強い衝撃があり、次いで、発電班からメインテーブルに、「S/C 圧力がゼロになった。」旨の情報がもたらされたため、発電所対策本部内では、「衝撃とほぼ同時に S/C 圧力がゼロになった。」旨の認識となったものと考えられる。

損傷箇所を特定の上、その損傷原因や損傷時期を検証することが望まれる。

3　原子炉隔離時冷却系（RCIC）

(1)　地震発生直後、津波到達までの間、RCIC は作動しており、その機能を喪失するような重大な損傷が生じた可能性は否定されること

a　プロセス計算機履歴データ等の記録との関係

①　2 号機の記録計チャート[*272]、アラームタイパ[*273]、プロセス計算機アラームプリンタ[*274]、過渡現象記録装置データ[*275] 及び当直引継日誌によれば、2 号機の RCIC について、以下の運転実績が認められる。

まず、平成 23 年 3 月 11 日 14 時 50 分頃、RCIC タービンが起動し、RCIC 起動信号が発信されて RCIC が作動したが、同日 14 時 51 分頃に「原子炉水位高」信号が発信されて RCIC が停止した。その後、同日 15 時 2 分頃、再度、RCIC タービンが起動後すぐに、RCIC 起動信号が発信されて RCIC が正常に起動し、25~30 ℓ/s 前後のポンプ吐出流量、8MPa gage 弱のポンプ吐出圧力、タービン回転数毎秒 2000~4000 回転以上で運転が継続された。そして、同日 15 時 25 分から 26 分にかけての頃、当直は、流量を調節するため、RCIC 注入弁を閉めてバイパスラインから CST に水を戻すラインに変更したが、同日 15 時 28 分頃、SR 弁の逃し弁機能が動作した際に水位が L-8 ラインを超えて「原子炉水位高」信号が発信され、再び RCIC が停止した。

同日 15 時 39 分頃、当直は、再度、手動起動（クイックスタート）によって、RCIC ポンプを起動し、注入弁を再度開いて RCIC を作動させた。

②　2 号機のプロセス計算機履歴データ[*276] によれば、平成 23 年 3 月 11 日 15 時 40 分頃以降、ポンプ吐出流量が激しく昇降を繰り返し、同日 15 時 43 分頃以降、タービン回転数がマイナス領域に陥っている。これらは、津波の影響で電源喪失していく過程で電流・電圧が変調を来し、正確な計測が不能となった可能性がある。

③　2 号機プロセス計算機履歴データ[*277] 及びアラームタイパ[*278] によれば、平成 23 年 3 月 11 日 15 時 43 分頃、RCIC 起動信号及び RCIC タービン起動信号がオフとなっている。これは、その時期からして、津波の影響により電源喪失したことに起因するものと考えられ、2 号機のアラームタイパ[*279] によれば、その後も、RCIC 系統流量及び RCIC ポンプ吐出流量が 30 ℓ/s 前

---

*272　資料Ⅱ-1-1-19 参照。
*273　資料Ⅱ-1-1-31 参照。
*274　資料Ⅱ-1-1-31 参照。
*275　資料Ⅱ-1-1-31 参照。
*276　資料Ⅱ-1-1-32 参照。
*277　資料Ⅱ-1-1-32 参照。
*278　資料Ⅱ-1-1-32 参照。
*279　資料Ⅱ-1-1-32 参照。

後を示しているので、流量制御をなし得ないまま RCIC が作動し続けたものと推認できる。

b　当直引継日誌及び当直供述との関係

当直員引継日誌によれば、平成 23 年 3 月 11 日 15 時 2 分頃、RCIC を起動させ、同日 15 時 7 分頃、注入を開始し、同日 15 時 28 分頃、「原子炉水位高（L-8)」信号が発信されたことによって RCIC が停止したことが明らかであり、当直も、RCIC の運転操作について、同旨の供述をしている。

c　CST 水位との関係

① 2 号機のアラームタイパによれば、CST 水位が、平成 23 年 3 月 11 日 14 時 48 分 20 秒頃「65.625%　不良」を示し、僅か 3 秒後の同日 14 時 48 分 23 秒頃に「51.71875%　正常」を示し、同日 15 時 40 分 37 秒頃「23.78125%　不良」を示している（図表 57 参照)。

H23.3.11 時刻	CST水位に関する アラーム内容
14:48:20	65.625%　不良
14:48:23	51.71875%　正常
15:40:37	23.78125%　不良

図表57 2号機 アラームタイパ上のCST水位

東京電力「アラームタイパ」（平成23年5月）を基に作成

② まず、図表 57 の CST 水位の数値の右横に「正常」「不良」の判定が記載されているが、CST 水位の出力範囲は、下限が 0%、上限が 100%であり、上下限値に 1%を超える値が入力された場合、すなわち、CST 水位が-1%を下回り、あるいは 101%を上回った場合に「不良」と判定される。もっとも、計算機の仕組み上、「不良」と認識されると、直前の正常値が記録され、「正常」と認識されると、その「正常」と認識された時点での値が記録されることになる。すなわち、同日 14 時 48 分 20 秒頃に「65.625%　不良」とあるのは、同日 14 時 48 分 20 秒頃に CST 水位の記録が出力範囲を上限逸脱又は下限逸脱し、その直前の正常時の値が 65.625%であったことを意味することになる。同様に、同日 15 時 40 分 37 秒頃に「23.78125%　不良」とあるのは、同日 15 時 40 分 37 秒頃に CST 水位の記録が出力範囲を上限逸脱又は下限逸脱し、その直前の正常時の値が、23.78125%であったことになる。そうすると、この頃、2 号機の CST 水位は、その記録上、実際の挙動としては考え難いような上下動を繰り返していることになる。

そこで、不良判定された時間帯に着目すると、同日 14 時 48 分 20 秒頃は外部電源喪失と相前後する時間帯であり、同日 15 時 40 分 37 秒頃は非常用 D/G が津波の影響で作動停止となり 6.9kV 母線 2D から電源供給がなされなくなった時間帯と相前後するため、これらは、電源喪失に起因して信号喪失したことによる下限逸脱で不良判定されたものと考えられる。

現に、2 号機のプロセス計算機内に残された CST 水位の記録によれば、地震発生当時、約 68%を示していたが、同日 14 時 48 分頃に 51%程度まで落ち込んですぐに 68%前後の数値まで復帰している。このように水位が一

瞬にして復帰していること自体、実際の CST 水位の挙動とは考えられない。さらに、上記記録によれば、その後、同日 15 時 40 分頃までの間、CST 水位は緩やかに揺れながら下降傾向を示し、同日 15 時 40 分頃に約 66%から約 23%まで急激に落ち込んでいる。このような急激な水位の落ち込みは、およそ実際の CST 水位の挙動とは解し難く、このような挙動を示した時間帯からしても、電源喪失による信号喪失が原因と考えるのが自然である。

③　さらに、当時、CST は RCIC の水源となっており、2 号機プロセス計算機履歴データによれば、RCIC の吐出圧力や吐出流量に問題はなく、原子炉水位も安定的に推移している以上、その水源は確保されていたと考えられる。したがって、このことからも、CST からの大きな漏えいは考えにくい。

④　また、当直のメモ書きによれば、平成 23 年 3 月 12 日 2 時 56 分の欄に、「2 号 CST かたむいているが漏出していない　4,277mm」の記載が認められ、この頃、当直が実際に確認した結果、CST 内には、一定の水位が確保され、漏出が認められなかったことが明らかである。

(2)　平成 23 年 3 月 12 日 2 時頃もなお RCIC は作動しているものの、津波到達後、津波の影響によって制御不能になっていたこと

a　プロセス計算機履歴データとの関係

①　2 号機プロセス計算機履歴データ[*280]によれば、平成 23 年 3 月 11 日 15 時 39 分頃、RCIC ポンプ吐出圧力が 8.0MPa gage 程度を示し、その後、同データ表示期間終期である同日 15 時 50 分までの間、継続的に同程度の RCIC ポンプ吐出圧力を示している。

②　2 号機プロセス計算機履歴データ[*281]によれば、平成 23 年 3 月 11 日 15 時 39 分頃、RCIC ポンプ吐出流量が毎秒 0~30.0 ℓを上下しながらも、同日 15 時 43 分頃以降、同データ表示期間終期である同日 15 時 50 分までの間、継続的に 31~32 ℓ/s 程度の RCIC ポンプ吐出流量を示している。

b　原子炉圧力との関係

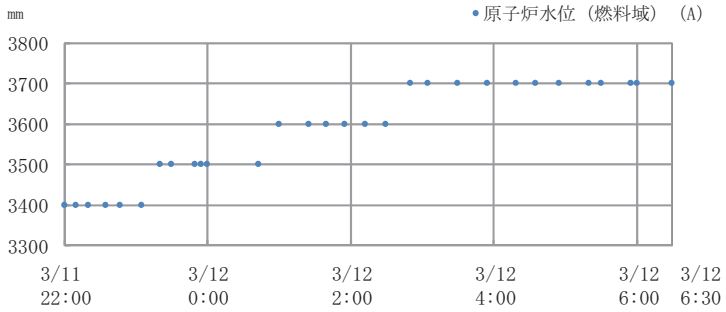
平成 23 年 3 月 12 日 2 時頃から同日 2 時 55 分頃までの間、当直が、2 号機 R/B 内に立ち入り、原子炉圧力計及び RCIC ポンプ吐出圧力計を計測することができており、この頃、原子炉水位が一定程度保たれていたと考えるのが自然である。そして、上記計測の結果、RCIC ポンプ吐出圧力が 6.0MPa gage、原子炉圧力が 5.6MPa　gage をそれぞれ示しており、RCIC ポンプ吐出圧力が原子炉圧力を上回る数値を示していたのであるから、RCIC の注水機能は喪失していなかったと考えられる。

---

*280　資料Ⅱ-1-1-32 参照。
*281　資料Ⅱ-1-1-32 参照。

c　原子炉水位との関係

2 号機のプラント関連パラメータ[*282]によれば、平成 23 年 3 月 11 日 22 時頃に監視可能となった原子炉水位計（燃料域 A 系）は、それ以降、同月 12 日 6 時 30 分頃までの間、原子炉水位は TAF+3,400~3,700mm を推移しており、密度補正をも考慮に入れれば、この頃、原子炉水位は TAF+3,700mm を超えていた可能性が高い（図表 58 参照）。



図表58 2号機原子炉水位の挙動（3/11 22:00～3/12 6:30）

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

d　電源喪失との関係

①　津波到達後、1/2 号中央制御室における RCIC 制御用のパネルの電源は失われ、状態表示灯も消えて見えなくなっていた上[*283]、2 号機 R/B 地下 1 階に浸水し、RCIC 室や直流電源盤の位置関係をも考慮すれば、RCIC 制御用の機器・電源が冠水・被水して、制御不能になっていたと推認できる。

②　2 号機については、津波によって HPCI 設備や直流電源盤が被水して制御盤上の HPCI 運転・制御用の状態表示灯が消えており、HPCI が起動・制御不能となったと考えられる。

そうすると、2 号機 R/B 地下 1 階において、RCIC 室と HPCI 室が隣り合わせの位置関係にあることからすれば、RCIC 室内の RCIC 制御用の機器・電源が冠水・被水して、制御不能になっていたと考えられる。もっとも、RCIC は、注入弁を開として起動直後に電源喪失し、HPCI は、隔離弁を閉として停止状態下で電源喪失したことにより、その後の RCIC 及び HPCI の作動状態に差異が生じたと考えられる。

(3)　平成 23 年 3 月 14 日 9 時頃まで、RCIC は、制御不能な状態のまま作動していた可能性が高いこと

a　RCIC の注水機能並びに S/C 圧力及び S/C 水温との関係

①　津波到達後、平成 23 年 3 月 12 日 4 時にかけての頃、電源喪失に伴い「原子炉水位高」に相当する原子炉水位（L-8）に至っても RCIC が自動停止す

*282　前掲東京電力 HP 参照。
*283　状態表示灯の電源と駆動用電源は共通のバッテリーを使用している。

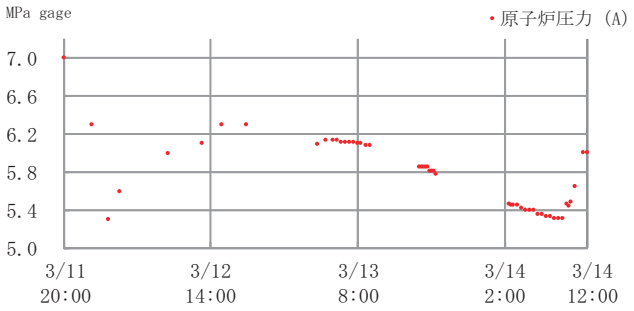
ることもない中で、当直は、CST を水源として RCIC を定格流量[*284]で運転し続けた。そのため、CST 水位が地震発生当初の約 68%から約 30%まで低下していた。そして、同日 4 時から 5 時にかけての頃、当直は、RCIC の水源を CST から S/C に切り替え、その後も RCIC の運転を継続した。その結果、2 号機については、S/C 水温が上昇し、その水温計によれば、同月 14 日 7 時頃に 146 ℃、同日 12 時 30 分頃に 149.3 ℃を示した[*285]（図表 59 参照）。

H23.3.14 時 刻	S/C水温 (℃)	S/C圧力 (MPa abs)
7:00	146	0.473
7:30	146	0.473
8:00	146.5	0.474
9:00	146.5	0.478
9:35	146.6	0.476
9:45	146.6	記録なし
10:00	146.6	0.480
10:30	146.9	0.481
12:00	147	0.485
12:30	149.3	0.486

図表59 2号機 S/C水温・S/C圧力

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）等を基に作成

他方、2 号機のプラント関連パラメータ[*286]によれば、2 号機の原子炉圧力は、同月 11 日 20 時 7 分頃に 7.000MPa gage を示して以降、同月 14 日 12 時頃までの間、おおむね 5.300~6.300MPa gage を推移しており、かかる原子炉圧力では、SR 弁の逃し弁機能や安全弁機能が動作するような状態にはなかったと考えられる（図表 60 参照）。



図表60 2号機原子炉圧力の挙動（3/11 20:00～3/14 12:00）

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

そうすると、2 号機の S/C 内の水温の上昇原因は、RHR による二次冷却機能が果たされないまま、RCIC が作動して S/C 内の水が RCIC のラインを経由して原子炉と S/C の間を循環していたことによるもの以外に考え難く、そうであれば、RCIC が作動し続けていたものと推認できる。

② もっとも、平成 23 年 3 月 14 日 7 時頃の時点で、既に S/C 水温が設計温度を超える 146 ℃を示しており、その頃まで 2 号機の S/C 水温の監視がなされていなかったため、2 号機の S/C 水温が 100 ℃以上となった時点はなお不明である。

---

*284 2 号機 RCIC の定格流量は 95 m^3/h である。

*285 2 号機 S/C 水温計は、測定範囲が 0~150 ℃であり、その後、平成 23 年 3 月 14 日 15 時頃に 130 ℃を示した後、同日 15 時 40 分頃以降、「点検中」として測定不能に陥っている。

*286 前掲東京電力 HP 参照。

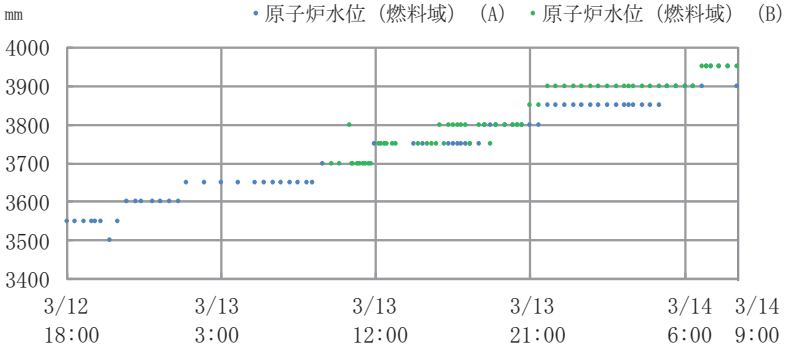
そもそも、S/C 水温が 100 ℃を超えれば、圧力抑制機能喪失によって、原子力災害対策特別措置法（以下「原災法」という。）第 15 条に基づく報告の対象となる。

実際、福島第二原子力発電所でも、1 号機、2 号機及び 4 号機につき、S/C を水源として RCIC の運転を継続したため、相次いで S/C 水温が 100 ℃を超えて、同月 12 日 5 時頃、同報告を実施していた。それにもかかわらず、福島第一原発においては、同月 14 日 7 時頃になるまで、2 号機の S/C 水温の監視がなされなかった。

結局、2 号機については、RCIC が S/C を水源として制御不能なまま作動し続けた結果、S/C の圧力抑制機能を次第に喪失していったものと考えられる。

b　原子炉水位との関係

2 号機のプラント関連パラメータ[*287]によれば、原子炉水位（燃料域 A 系）は、平成 23 年 3 月 12 日 18 時 30 分頃に TAF+3,500mm を示した後、同日 21 時 30 分頃に TAF+3,600mm、同月 13 日 1 時頃に TAF+3,650mm、同日 8 時 55 分頃に TAF+3,700mm、同日 11 時 55 分頃に TAF+3,750mm、同日 18 時 20 分頃に TAF+3,800mm、同日 22 時頃に TAF+3,850mm、同月 14 日 5 時頃に TAF+3,900mm、同日 7 時 15 分頃に TAF+3,950mm をそれぞれ示し、また、同月 13 日 9 時 25 分頃から計測を開始した燃料域 B 系においても、燃料域 A 系が示す数値に近似する原子炉水位を示していた。（図表 61 参照）。



図表61 2号機原子炉水位の挙動（3/12 18:00～3/14 9:00）

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

そうすると、2 号機については、同月 14 日 9 時頃に TAF+3,900mm を示すまでの間、代替注水を実施していないにもかかわらず、原子炉水位が上昇傾向を示し、又は変化を示していないことから、RCIC が作動していたと考えるのが自然である。

もっとも、2 号機のプラント関連パラメータによれば、燃料域水位計が示し

*287　前掲東京電力 HP 参照。

た指示値について、密度補正を行えば、同日 7 時 15 分頃には TAF+5,000mm を超え、RCIC の蒸気配管入口付近まで達していた可能性があるものの、RCIC が作動し続けながらも原子炉水位の上昇が抑制されている。この点については、2 号機の RCIC は電源喪失によって流量制御ができない状況になっていたが、RCIC による注水量が増加して原子炉水位が上昇しすぎると、圧力容器から蒸気配管を通じて RCIC のタービンに水が混じった蒸気が供給されてタービン回転数が低下し[*288]、RCIC による注水量が減少して、原子炉水位の上昇が抑制されることが繰り返されていたものと考えられる。

c　原子炉圧力と RCIC ポンプ吐出圧力との関係

発電所対策本部情報班が録取したメモ書きによれば、平成 23 年 3 月 12 日 2 時 55 分に「2 号　RCIC　運転中確認　吐出圧　6.0MPa　炉圧 5.6MPa」、同日 3 時 55 分に「2 号 CST タンクのレベルが減ってきた、S/C へ切り替える。」、同日 18 時 30 分に「2 号 TAF　+3650　D/W 圧力 150kPa(G)　RCIC 運転中」、同日 21 時 30 分に「2 号　RCIC　5.3MPa」、同月 13 日 14 時 25 分に「2 号 RCIC 回っている模様。」との記載が認められる。

これらの記載及び当直の供述からすると、当直は、同月 12 日 2 時 55 分頃以降も、不定期に 2 号機 R/B に立ち入り、計装ラックから直接指示計によって読み取り可能な原子炉圧力と RCIC ポンプ吐出圧力とを監視して、RCIC が作動しているのを確認していたと認められる。

(4)　平成 23 年 3 月 14 日 9 時頃以降、RCIC は、注水機能を減じながら作動していた可能性があるが、遅くとも同日 12 時 30 分頃には、RCIC の注水機能を喪失したと推認できること

a　S/C 水温及び S/C 圧力との関係

2 号機の S/C 水温計によれば、S/C 水温は、平成 23 年 3 月 14 日 7 時頃に 146 ℃を示し、同日 12 時 30 分頃には 149.3 ℃まで上昇し、2 号機の S/C 圧力計によれば、S/C 圧力は、同日 9 時頃に 0.478MPa　abs を示し、同日 12 時 30 分頃に 0.486MPa　abs まで上昇している（図表 62 参照）。

H23.3.14 時 刻	S/C水温 (℃)	S/C圧力 (MPa abs)
7:00	146	0.473
7:30	146	0.473
8:00	146.5	0.474
9:00	146.5	0.478
9:35	146.6	0.476
9:45	146.6	記録なし
10:00	146.6	0.480
10:30	146.9	0.481
12:00	147	0.485
12:30	149.3	0.486

図表62 2号機 S/C水温・S/C圧力

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）等を基に作成

これは、RCIC の作動により、圧力容器から流出した高温、高圧の蒸気や RCIC からの排気が S/C 内に流れ込むものの、電源喪失により RHR による S/C 冷却がなされなかったため、S/C 水温及び圧力が上昇し

*288　通常、原子炉水位が L-8（TAF+5,653mm）に達すれば、「原子炉水位高」信号が発信され、RCIC が停止する仕組みとなっており、原子炉水位が RCIC の蒸気配管入口を超えることはないが、電源喪失によって、かかる仕組みは動作しなかったものと考えられる。

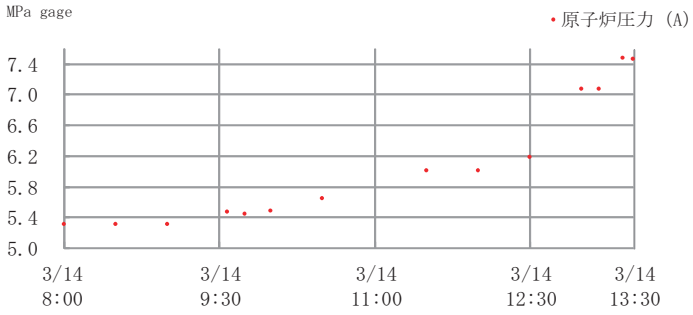
たものと考えられる。

b　原子炉圧力と RCIC ポンプ吐出圧力との関係

①　平成 23 年 3 月 12 日 2 時頃から同日 2 時 55 分頃までの間、当直が、2 号機 R/B 内に立ち入り、RCIC ポンプ吐出圧力が 6.0MPa　gage を示しているのを確認し、その後も 5~6MPa　gage 程度の RCIC ポンプ吐出圧力であったことを確認しているが、更にその後になって RCIC ポンプ吐出圧力が飛躍的に上昇するような特段の事情は見当たらない。

そうすると、2 号機の原子炉圧力が 6MPa　gage を超えると、原子炉圧力が RCIC ポンプ吐出圧力を上回るか、きっ抗するようになって、十分な注水がなされなくなる可能性が高い。

②　2 号機のプラント関連パラメータ [*289] によれば、原子炉圧力は、平成 23 年 3 月 14 日 9 時頃に 5.310MPa　gage を示して以降、上昇傾向に転じ、これに伴って、原子炉圧力と RCIC ポンプ吐出圧力がきっ抗するようになって RCIC による注水量が減少していったと考えられる。さらに、原子炉圧力は、同日 12 時 30 分頃に 6.188MPa　gage、同日 13 時頃に 7.065MPa　gage を示している（図表 63 参照）。



図表63 2号機原子炉圧力の挙動（3/14 8:00～3/14 13:30）

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

2 号機については、原子炉圧力が上昇傾向に転じる一方で、これに応じて RCIC ポンプ吐出圧力が十分上がらず、RCIC ポンプ吐出圧力と原子炉圧力との間の差圧も小さくなって注水量自体が減少していき、次第に注水機能を喪失させていったものと考えられる。

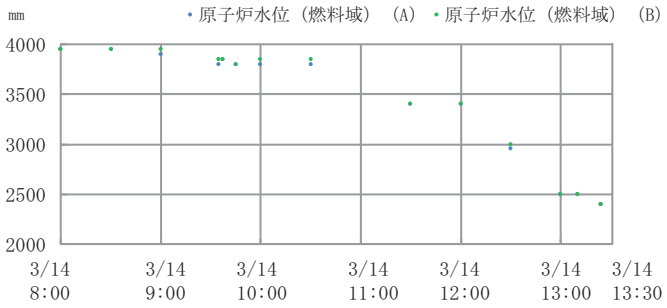
RCIC ポンプ吐出圧力が十分上がらなかった要因としては、例えば、RCIC の蒸気配管を通じて、圧力容器側から RCIC のタービンに水を含む蒸気が流れ込んでタービン回転数が低下したことや、S/C 水温の上昇によって蒸気の凝縮機能が低下し、RCIC タービンから S/C に蒸気が抜けにくくなり、これに伴って、圧力容器から蒸気配管を通じて RCIC タービンに流れ込む蒸気流量が低下してタービン駆動源がなくなっていったことが挙げられる。

---

*289　前掲東京電力 HP 参照。

そして、遅くとも同日 12 時 30 分頃には、原子炉圧力が RCIC ポンプ吐出圧力を上回り、原子炉への注水がなされなくなったと考えられる。

現に、2 号機のプラント関連パラメータ [*290] によれば、原子炉水位（燃料域 A 系）は、同日 9 時頃に TAF+3,900mm を示して以降、同日 12 時 30 分頃には TAF+2,950mm、同日 13 時頃には TAF+2,500mm と、明らかな低下傾向を示している（図表 64 参照）。



図表64 2号機原子炉水位の挙動（3/14 8:00～3/14 13:30）

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

もっとも、同日 9 時 57 分から同日 13 時にかけての頃、CAMS によって複数回計測されたガンマ線量率からすれば、2 号機の炉心損傷割合はいずれも 0~5%未満の範囲を超えておらず [*291]、この時点ではまだ、原子炉水位が下降傾向にあるものの炉心露出・損傷にまでは至っていないと考えられる。

c 原子炉水位との関係

2 号機のプラント関連パラメータ [*292] によれば、原子炉水位は、平成 23 年 3 月 14 日 9 時頃に燃料域 A 系が+3,900mm、燃料域 B 系が+3,950mm を示して以降、低下傾向に転じている。

これは、原子炉水位計に用いられる基準面器と圧力容器を接続する配管入口 [*293] を上回る水位を確保していたものの、RCIC の注水機能の低下に伴って原子炉水位が低下していき、基準面器の圧力容器側入口を下回ったため、原子炉水位計の指示値に変化が生じ始めたものと考えられる。

そして、同じく 2 号機のプラント関連パラメータ [*294] によれば、原子炉水位は、それぞれ燃料域 A 系、B 系の順に、同日 11 時 30 分頃に TAF+3,400mm、+3,400mm、同日 12 時 30 分頃に TAF+2,950mm、+3,000mm、同日 13 時頃に TAF+2,500mm、+2,500mm と低下傾向が顕著となっており（前掲図表 64

---

*290 前掲東京電力 HP 参照。
*291 さらに、CAMS 測定結果によれば、この頃、D/W 側のガンマ線量率が S/C 側のそれよりも圧倒的に小さい。
*292 前掲東京電力 HP 参照。
*293 TAF+5,936mm 付近に位置する。
*294 前掲東京電力 HP 参照。

参照)、遅くとも同日 12 時 30 分頃には RCIC の注水機能も喪失していたと推認できる。

(5) 小括

したがって、2 号機の RCIC は、地震発生直後から作動している以上、その機能を喪失するような重大な損傷が生じた可能性は否定される。そして、津波到達により、隔離弁の駆動用電源や「原子炉水位高」による起動停止信号等の運転、制御に必要な直流電源を喪失したが、隔離弁自体は、電源喪失時の開閉状態のまま維持される仕組みであったので、RCIC は、制御不能のまま作動し続けた。

その後、平成 23 年 3 月 12 日 4 時から 5 時にかけての頃、当直が、RCIC の水源を CST から S/C に切り替えたものの、RHR による冷却がなされなかったが故に、S/C 水温及び S/C 圧力が上昇した。そのため、S/C の圧力抑制機能が低下して蒸気が十分凝縮しなくなって、RCIC タービンから S/C に蒸気が抜けにくくなり、それに応じて、原子炉から蒸気配管を通じて RCIC タービンに流れ込む蒸気流量も低下していった可能性がある。また、RCIC の蒸気配管を通じて、圧力容器側から RCIC のタービンに水を含む蒸気が流れ込んでタービン回転数が低下した可能性もある。そして、同月 14 日 9 時頃以降、RCIC のタービン回転数が低下していく中で、原子炉圧力が上昇し、次第に RCIC による注水量が低下していき、遅くとも同日 12 時 30 分頃までには注水機能が喪失したと認められる。

4 HPCI

(1) 地震発生直後、津波到達までの間、HPCI 設備、配管には、その機能を喪失するような重大な損傷が生じた可能性は低いこと

a 原子炉圧力、原子炉水位、D/W 圧力及び D/W 温度との関係

① 2 号機の過渡現象記録装置データ[*295]及び記録計チャート[*296]によれば、地震発生直後、電源喪失までの間、2 号機の原子炉水位及び原子炉圧力は、RCIC が起動や停止、SR 弁の開閉が繰り返されるのに応じて、昇降を重ねつつ、一定程度に保たれており、HPCI 設備や配管の破断による圧力容器からの蒸気の大量流出は認められない。

② 2 号機の記録計チャート[*297]によれば、地震発生直後の D/W 圧力は、6kPa 弱の上昇しか示しておらず、これは外部電源喪失による格納容器空調停止に伴う格納容器内の温度上昇に伴うものと認められ、格納容器内での HPCI 配管破断を疑わせるような急激な圧力及び温度の上昇は認められない。

---

*295 資料Ⅱ-1-1-19 参照。
*296 資料Ⅱ-1-1-19 参照。
*297 資料Ⅱ-1-1-21 参照。

b　現場対処との関係

①　地震発生直後、1/2 号中央制御室において、当直が HPCI を含む ECCS の警報及び状態表示灯を確認した際、異常を示すものはなく、HPCI が運転可能なものと認識していた。

②　地震発生直後、当直は、原子炉水位や原子炉圧力といったプラント関連パラメータや破断警報が出ていないことなどから、2 号機において LOCA が起きているわけではないと判断し、RCIC で十分水位が確保できていたので、HPCI を起動させることはなかった。

③　当直は、平成 23 年 3 月 11 日 20 時頃以降、2 号機 R/B に立ち入り、原子炉注水ラインの構成作業に従事している上、その際に建屋内が白いもやで満たされていた状況にあったと供述する者は見当たらない。そうすると、遡って、地震発生直後に建屋内が同様の状況にあったとも考え難い。

c　HPCI 起動実績との関係

地震発生直後、HPCI 配管のうち隔離された配管部分についての破断や、それ以外の配管・設備であっても圧力容器の圧力、水位の低下を来すには至らない程度の小破断・破損に関しては、HPCI を起動していない以上、これがなかったと断ずることまではできない。

さらに、地震発生直後、津波到達までの間、HPCI を起動していない以上、HPCI 駆動用の油ポンプやタービン等に、その注水機能を喪失するような損傷が生じた可能性も完全に否定することまではできない。

(2)　津波到達後、2 号機について、すべての直流電源が喪失し、HPCI が起動不能に陥ったこと

a　電源喪失との関係

①　2 号機 HPCI の隔離弁（格納容器の外側）、蒸気入口弁、ポンプ吸込弁、ポンプ吐出弁、最小流量バイパス弁、注入弁及びテストバイパス弁といった HPCI の駆動・制御に必要な弁駆動用電源は、2 号機 C/B 地下 1 階にある直流 250V 充電器（2A）から同所にある直流 250V 主母線盤（2B）及び 2 号機 R/B1 階にある R/B 直流 250V　MCC（2B）分電盤を経て供給されていた[*298]。

2 号機 HPCI の隔離弁（格納容器の内側）の駆動・制御に必要な弁駆動電源は、2 号機 R/B1 階にある交流 480V　R/B　MCC（2D）から供給されていた[*299]。

2 号機 HPCI の計装回路に必要な電源は、2 号機 C/B 地下 1 階にある直流 125V 充電器（2A）及び同充電器（2B）から同所にある直流 125V 主母線盤

*298　資料Ⅱ-1-1-33 参照。
*299　資料Ⅱ-1-1-33 参照。

（2A）及び同主母線盤（2B）並びに 2 号機 C/B1 階にある直流 125V 分電盤（2A-1）、同分電盤（2B-1）、2 号機 T/B 地下 1 階にある直流 125V 分電盤（2A-3）及び同分電盤（2B-3）を経て供給されていた[*300]。

2 号機 HPCI の論理回路に必要な電源は、2 号機 C/B 地下 1 階にある直流 125V 充電器（2B）から、同所にある直流 125V 主母線盤（2B）及び 2 号機 C/B1 階にある直流 125V 分電盤（2B-1）を経て供給されていた[*301]。

2 号機 HPCI 補助油ポンプの駆動・制御に必要な電源は、2 号機 C/B 地下 1 階にある直流 125V 充電器（2B）から、同所にある直流 125V 主母線盤（2B）及び 2 号機 R/B1 階にある R/B 直流 125V　MCC（2B）分電盤を経て供給されていた[*302]。

これらのうち、2 号機 C/B1 階にある直流 125V 分電盤（2A-1）及び同分電盤（2B-1）は被水せず、2 号機 R/B1 階にある R/B 直流 250V MCC（2B）分電盤及び R/B 直流 125V　MCC（2B）分電盤も被水しなかった可能性がある。しかしながら、2 号機 C/B 地下 1 階にある直流 250V 充電器（2A）、直流 125V 充電器（2A）及び同充電器（2B）、直流 250V 蓄電池、直流 125V 蓄電池（2A）及び同蓄電池（2B）、直流 250V 主母線盤（2B）、直流 125V 主母線盤（2A）及び同主母線盤（2B）並びに 2 号機 T/B 地下 1 階にある直流 125V 分電盤（2A-3）及び同分電盤（2B-3）は、いずれも津波の影響によって被水した。

いずれにしても、補助油ポンプの駆動電源たる直流電源が喪失し、タービン止め弁及び加減弁の開動作ができなくなったため、HPCI が使用不能になったと考えられる。

② この頃、制御盤上、HPCI のポンプ、隔離弁等の HPCI 設備に関する状態表示灯が消灯しており、これらの遠隔手動操作が不能となった。

b　HPCI 起動実績との関係

現に、一連の事故対処の中で、2 号機の HPCI の起動実績がない。

(3)　小括

したがって、2 号機の HPCI は、地震発生から津波到達までの間に、その機能を喪失するような損傷が生じていた可能性は低いが、遅くとも津波到達後には、すべての電源が喪失したことにより起動不能に陥ったと認められる。

---

*300　資料Ⅱ-1-1-33 参照。
*301　資料Ⅱ-1-1-33 参照。
*302　資料Ⅱ-1-1-33 参照。

第４　3 号機の主要施設・設備の被害状況に関する検討

1　圧力容器

(1)　地震発生直後、津波到達までの間、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じた可能性は否定されること

a　原子炉水位、原子炉圧力及び原子炉圧力容器温度との関係

①　3 号機の記録計チャート[*303] 及び過渡現象記録装置データ[*304] によれば、3 号機の原子炉水位は、地震発生後、津波到達までの間、複数の原子炉水位計によって、広帯域、狭帯域及び燃料域の異なるレンジを計測していたところ、そのいずれにおいても、原子炉スクラム直後のボイド効果の影響並びに RCIC 及び SR 弁の作動状況に応じて、その水位に増減が認められるものの、一定の原子炉水位が保たれており、圧力容器又はその周辺部に原子炉水位を保持できなくなるような損傷が生じたことを窺わせる原子炉水位の急激な低下は認められない。

②　3 号機のプラント関連パラメータ[*305] によれば、平成 23 年 3 月 11 日夜の時点でも、原子炉圧力計は 7MPa gage 前後を示しているのに対し、D/W 圧力計は 0.1450~0.1550MPa abs 前後を示しており、急激な上昇を示していない。

そうすると、原子炉圧力が D/W 圧力の 40 倍以上の圧力に保たれ、かつ、D/W 圧力は平常時より若干高い程度にとどまっているから、圧力容器又はその周辺部に圧力を維持できなくなるような損傷が生じていなかった可能性が高い。

③　3 号機の記録計チャート[*306] によれば、原子炉圧力容器温度のうち、CRD ハウジング上部温度[*307] が地震発生後に上昇傾向にあったが、平成 23 年 3 月 11 日 15 時過ぎに下降傾向に転じている。さらに、RPV ドレン温度[*308] と RPV 下部ヘッド温度[*309] が同日 15 時前後から低下傾向にある。

まず、この記録計チャートは、同日 15 時 45 分頃に記録がいったん途絶えているが、3 号機のすべての交流電源が喪失したのは同日 15 時 38 分頃であるから、実際の時刻よりも 7 分程度進んでいた可能性がある。

そして、CRD ハウジング上部温度の下降傾向の原因については、地震発生後、PLR ポンプが停止して冷却水が滞留したことや、CRD ハウジング側からの冷水が各温度検知場所付近に流入したことが挙げられる。

また、外部電源喪失により停止した RCW ポンプは非常用 D/G 起動後に自動起動し、HVH 用ファンも回り始めたが、RCW の海水ポンプが停止し

---

*303　資料Ⅱ-1-1-34 参照。
*304　資料Ⅱ-1-1-34 参照。
*305　前掲東京電力 HP 参照。
*306　資料Ⅱ-1-1-35 参照。
*307　3 号機記録計チャート（資料Ⅱ-1-1-35）の№5 の温度を指す。
*308　3 号機記録計チャート（資料Ⅱ-1-1-35）の№9 の温度を指す。
*309　3 号機記録計チャート（資料Ⅱ-1-1-35）の№13 の温度を指す。

て二次冷却系が機能していなかったため、RCW 内を高温水が循環するのみで、HVH の冷却効果が認められない状況にあった。しかし、同日 15 時 2 分頃、当直が RCW の海水ポンプを手動で起動したため、熱交換によって RCW 内を冷却水が循環するようになり、HVH も冷却効果を発揮するようになった。そうすると、格納容器内が冷却され、D/W 温度が低下したため、D/W 内雰囲気と接する CRD ハウジング上部もその影響を受けた可能性も否定できない。

いずれにせよ、仮に圧力容器又はその周辺部に破損箇所が生じて急激に温度が低下したのであれば、他の原子炉圧力容器温度にも影響を及ぼすはずであるし、後記 b の D/W 温度にも影響を及ぼすものと考えられるが、3 号機の記録計チャートを見る限り、そのような挙動は認められない。

b　D/W 圧力及び D/W 温度の挙動との関係

①　3 号機の記録計チャート[*310] によれば、3 号機の格納容器窒素圧力は、地震発生後、津波到達までの間、5kPa 程度の圧力上昇にとどまっている。これは、地震発生直後、電源喪失による格納容器空調器の停止に伴い、格納容器内温度が上昇したことによるものと考えられ、圧力容器破損や貫通部配管破断等に起因する極端な圧力上昇は認められない。

②　3 号機の記録計チャート[*311] によれば、D/W 温度は、入力計器測定点によって差異があるものの、地震発生後、津波到達までの間、一つの格納容器空調機供給空気温度を除き[*312]、最高で 10~20 ℃程度の温度上昇しか認められない。

まず、3 号機の HVH は合計五つあり、そのうち、通常、RCW を循環する冷却水によって冷却効果を発揮するものが四つ、D/W 除湿冷却系を循環する冷却水によって冷却効果を発揮するものが一つあった。

そして、地震発生前は、HVH が作動していたため、HVH から冷気が放出される入口部分にある格納容器空調機供給空気温度[*313] は、16~26 ℃程度に保たれていたが、外部電源喪失によって RCW ポンプや D/W 除湿冷却系、HVH 用ファンが停止した。

その後、非常用 D/G が起動したため、RCW ポンプが再起動するとともに、HVH 用ファンも回り始めたが、RCW の海水ポンプが停止して二次冷却系が機能していなかったため、RCW 内を高温水が循環するのみで、RCW を循環する冷却水を用いる四つの HVH の冷却効果が見込めず、したがって、HVH が作動しても、各格納容器空調機供給空気温度[*314] は、いずれも上昇

---

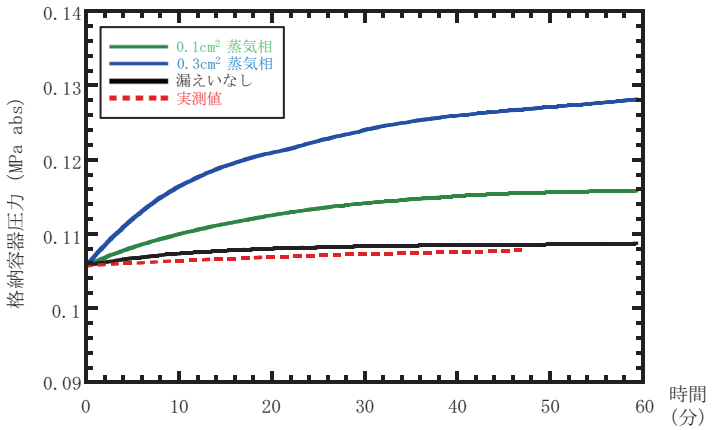
*310　資料Ⅱ-1-1-36 参照。
*311　資料Ⅱ-1-1-37 参照。
*312　3 号機記録計チャート（資料Ⅱ-1-1-37）の№6 の温度を指す。
*313　3 号機記録計チャート（資料Ⅱ-1-1-37）の№6~10 の温度を指す。
*314　3 号機記録計チャート（資料Ⅱ-1-1-37）の№7~10 の温度を指す。

傾向にあった。しかし、同日 15 時 2 分頃、当直が RCW の海水ポンプを手動で起動したため、熱交換によって RCW 内を冷却水が循環するようになり、これを用いる四つの HVH も冷却効果を発揮するようになって、各格納容器空調機供給空気温度[*315]も低下傾向を示すに至った。

これに対し、もう一つの HVH は、D/W 除湿冷却系を循環する冷却水によって冷却効果を発揮するもので、非常用 D/G が起動しても D/W 除湿冷却系が再起動することはなく、HVH から冷気が放出される入口部分にある格納容器空調機供給空気温度[*316]は、D/W 内の高温の雰囲気が HVH 入口に流入して、HVH 入口部にあった冷気と混然一体となることで、D/W 内の雰囲気と等温となるまで上昇傾向を示すに至った。

以上からすると、3 号機の記録計チャート[*317]に記録された格納容器温度を見る限り、上昇傾向を示していた温度計については、その原因を説明することが可能であり、そのほかに、圧力容器又はその周辺部の破損による急激な温度上昇を疑うような挙動は認められない。

③ さらに、JNES は、当委員会の依頼に基づき、地震発生後、3 号機の圧力容器から格納容器内へ微小漏えいが生じた可能性について、1 号機と同様の方法[*318]で、MELCOR 解析により評価を実施した。これによると、圧力容器から格納容器への漏えい面積を 0.3 ㎠、0.1 ㎠と仮定した D/W 圧力の解析を実施した結果、実測の D/W 圧力の変化に対し、蒸気相漏えいの場合にはそれぞれ約 9.0 倍、約 4.2 倍の圧力上昇を示した。これに対し、圧力容器から格納容器への漏えいを仮定しない場合の D/W 圧力の解析値は、実測の D/W 圧力の変化と比較的よく近似していた（図表 65 参照）。

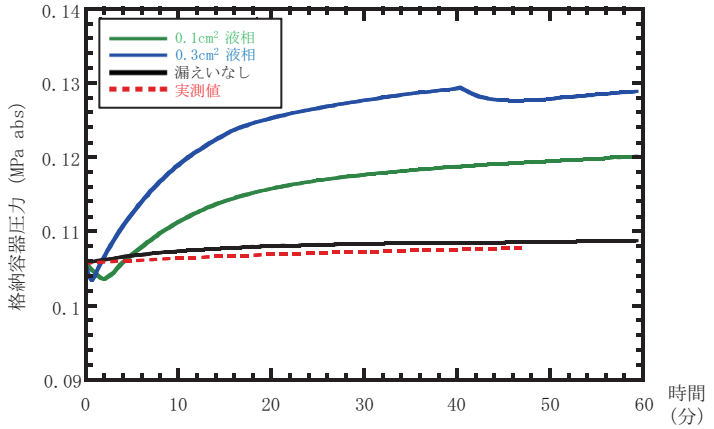


図表65 漏えい面積0.3cm²、0.1cm²の格納容器圧力の変化（蒸気相漏えいの場合）

独立行政法人原子力安全基盤機構作成資料を基に作成

*315 3 号機記録計チャート（資料Ⅱ-1-1-37）の№. 7~10 の温度を指す。
*316 3 号機記録計チャート（資料Ⅱ-1-1-37）の№. 6 の温度を指す。
*317 資料Ⅱ-1-1-37 参照。
*318 前記第 2,1(1)b ③参照。

また、上記評価において、液相漏えいの場合について、圧力容器から格納容器への漏えい面積を 0.3 ㎠、0.1 ㎠と仮定した D/W 圧力の解析を実施した結果、実測の D/W 圧力の変化に対し、それぞれ約 9.4 倍、約 5.8 倍の圧力上昇を示した。これに対し、圧力容器から格納容器への漏えいを仮定しない場合の D/W 圧力の解析値は、実測の D/W 圧力の変化と比較的よく近似していた（図表 66 参照）。



図表66 漏えい面積0.3cm²、0.1cm²の格納容器圧力の変化（液相漏えいの場合）

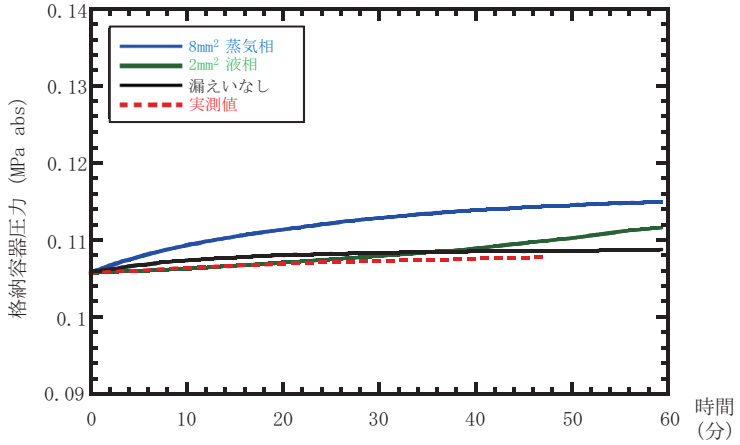
独立行政法人原子力安全基盤機構作成資料を基に作成

すなわち、圧力容器から格納容器への漏えい面積を 0.3 ㎠、0.1 ㎠と仮定した場合には D/W 圧力の実測値を整合的に再現するには至らなかったのに対し、漏えいを仮定しない場合には D/W 圧力の実測値と比較的よく近似していた。

さらに、JNES の、保安規定第 31 条で定める運転上許容された「不明確な箇所からの漏えい率」の上限である漏えい率 0.23 ㎥/h 相当の冷却材漏えいとなる漏えい面積[*319]を仮定した D/W 圧力の解析を実施した。その結果、実測の D/W 圧力の変化に対し、蒸気相漏えいの場合には約 3.7 倍、液相漏えいの場合には約 2.2 倍の圧力上昇を示した。これに対し、圧力容器から格納容器への漏えいを仮定しない場合の D/W 圧力の解析値は、実測の D/W 圧

*319　蒸気相漏えいの場合で漏えい面積 8 ㎟、液相漏えいの場合で漏えい面積 2 ㎟としている。

力の変化と比較的よく近似していた（図表 67 参照）。

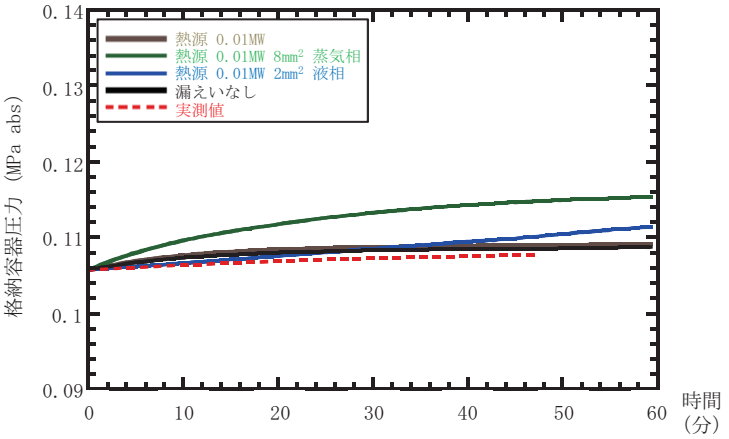


図表67 0.23m³/h相当の冷却材漏えいが生じた場合の格納容器圧力の変化

独立行政法人原子力安全基盤機構作成資料を基に作成

すなわち、漏えい率 0.23 ㎥/h 相当の冷却材漏えいとなる漏えい面積を仮定した場合も、D/W 圧力の実測値を整合的に再現するには至らなかったのに対し、漏えいを仮定しない場合には D/W 圧力の実測値と比較的よく近似していたことから、地震発生後、津波到達までの間、保安規定で運転上の制限とされる漏えい率 0.23 ㎥/h 相当以上の漏えいが発生していた可能性は低いと考えられる。

また、上記評価において、ドライウェルクーラーが停止したことによる圧力容器からの放熱を再現するため、D/W 内に熱源を設定して漏えい率 0.23 ㎥/h 相当の冷却材漏えいとなる漏えい面積を仮定した D/W 圧力の解析を実施した。その結果、実測の D/W 圧力の変化に対し、蒸気相漏えいの場合には約 3.9 倍、液相漏えいの場合には約 2.2 倍の圧力上昇を示した。これに対し、圧力容器から格納容器への漏えいを仮定しない場合の D/W 圧力の解析値は、実測の D/W 圧力の変化と比較的よく近似していた（図表 68 参照）。



図表68 ドライウェルクーラ停止を模擬した場合の格納容器圧力の変化

独立行政法人原子力安全基盤機構作成資料を基に作成

すなわち、D/W 内に熱源を設定して漏えい率 0.23 ㎥/h 相当の冷却材漏えいとなる漏えい面積を仮定した場合も、D/W 圧力の実測値を整合的に再現するには至らなかったのに対し、漏えいを仮定しない場合には D/W 圧力の実測値と比較的よく近似していたことから、地震発生後、津波到達までの間、保安規定で運転上の制限とされる漏えい率 0.23 ㎥/h 相当以上の漏えいが発生していた可能性は低いと考えられる。

これらの解析は、格納容器から外気への熱伝導の影響や格納容器からの漏えい面積等の設定条件をいかに設定するかによって結論が変わり得る。しかしながら、地震発生当時、格納容器からの正常な漏えい率を超える有意な漏えいが生じていたことを窺わせる根拠は薄弱である。

また、圧力容器から格納容器への漏えい面積を 0.3 ㎠、0.1 ㎠と仮定した D/W 圧力の解析結果と、実測の D/W 圧力変化とのかい離は余りに大きい。そうすると、圧力容器から格納容器への漏えい面積が 0.1 ㎠以上生じ、あるいは、保安規定により運転上許容された 0.23 ㎥/h を超える冷却材漏えいが生じていた可能性は低いと考えられる。

したがって、地震発生直後、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「不明確な箇所からの漏えい率」として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。

c　放射線量との関係

①　3 号機の記録計チャート[*320] によれば、3 号機格納容器雰囲気放射線モニタは、地震発生後、津波の影響で電源喪失により記録計が停止するまでの間、一貫して D/W 側が最下限値を示している上、S/C 側も有意な放射線量の上昇傾向は認められない。

したがって、この時点ではまだ、炉心損傷によって希ガスその他の核種が放出され、圧力容器損傷又は配管破断によって格納容器内へ漏えいするといった状況にはなかったと考えるのが自然である。

②　3 号機のアラームタイパ[*321] によれば、平成 23 年 3 月 11 日 14 時 47 分頃、SGTS が起動したと認められるところ、3 号機の記録計チャート[*322] によれば、主排気筒放射線モニタ上、有意な放射線量の上昇は認められず、その頃 3 号機 R/B 内において放射線量が異常上昇するような状況にはなかったと考えるのが自然である。

また、通常運転時に圧力容器内に存在する窒素同位体が圧力容器から格納容器、格納容器から R/B 内に漏えいしたとも考えにくく、この時点で圧力

---

*320　資料Ⅱ-1-1-38 参照。
*321　資料Ⅱ-1-1-39 参照。
*322　資料Ⅱ-1-1-39 参照。

容器の健全性が保たれていたと考えても矛盾はない。

d　SR 弁の開閉状況との関係

3 号機の過渡現象記録装置データ [*323] 及びアラームタイパ [*324] によれば、平成 23 年 3 月 11 日 14 時 51 分 50 秒以降、S/R 弁 [*325] の開閉が繰り返され、これに応じて、原子炉圧力が昇降を繰り返していることから、この段階で、原子炉圧力上昇によって圧力容器が破損したとは考え難い。

e　主蒸気流量変化との関係

3 号機の過渡現象記録装置データ [*326] によれば、平成 23 年 3 月 11 日 14 時 47 分 30 秒頃に主蒸気流量が低下し始め、十数秒経過後には主蒸気流量が 0t/h となっている。これに対し、3 号機のアラームタイパ [*327] によれば、同日 14 時 47 分 00 秒から同日 14 時 47 分 04 秒にかけての頃、順次、「地震トリップ」及び「原子炉スクラム」の各信号が発信され、その後、同日 14 時 47 分 58 秒頃以降、MSIV 隔離信号が発信され、それと同時刻頃に A 系及び C 系で「主蒸気管流量大」、「主蒸気管圧力低」、「主蒸気管漏洩検出高」の各信号が発信され、同日 14 時 48 分 11 秒頃に B 系及び D 系で「主蒸気管流量大」、「主蒸気管圧力低」、「主蒸気管漏洩検出高」の各信号が発信され、同日 14 時 48 分頃にいずれの MSIV も全閉となっている。

そうすると、まず、主蒸気流量の低下は、「地震トリップ」及び「原子炉スクラム」の各信号が発信された後、上記各警報信号が発信されたり、MSIV の隔離弁が閉動作を開始したりするよりも前の挙動と認められることから、地震動の影響で制御棒が挿入され原子炉スクラムが開始されて出力が低下したことに起因するものと考えられる。このことは、3 号機の警報発生記録装置データに記録された APRM 出力低下と主蒸気流量低下の各挙動が整合的であること [*328] からも裏付けられる。

また、「主蒸気管流量大」、「主蒸気管圧力低」及び「主蒸気管漏洩検出高」の各警報信号が発信され、MSIV が全閉となったのは、主蒸気流量が 0t/h になった後であったと認められることから、外部電源喪失に伴い、主蒸気配管破断検出回路の電源も喪失し、破断検出を検知した場合と同様に各警報信号が動作した結果であって、実挙動を示すものではないと考えられる。

---

*323　資料Ⅱ-1-1-40 参照。
*324　資料Ⅱ-1-1-40 参照。
*325　3 号機については、地震発生後、C 弁、G 弁、A 弁の順で逃し弁機能が作動した。
*326　資料Ⅱ-1-1-41 参照。
*327　資料Ⅱ-1-1-41 参照。
*328　資料Ⅱ-1-1-41 参照。

f　PLR ポンプ入口温度との関係

3 号機の記録計チャート[*329]によれば、地震発生後にスクラムしてから、PLR ポンプ入口温度は、A 系及び B 系のいずれも、原子炉圧力の上昇・下降に応じて、10 ℃程度低下した後、緩やかに上昇し、その後 260 ℃から 270 ℃近辺を安定的に推移しており、圧力容器又はその周辺部の破損を窺わせるような温度の急激な変化は認められない。

g　D/W 床ドレン水位との関係

3 号機のアラームタイパ[*330]によれば、平成 23 年 3 月 11 日 14 時 59 分頃、D/W 床ドレンサンプ水位変化率が上限の 7.4cm/h をはるかに超える 235.5cm/h を示しており、一見すると圧力容器貫通配管からの冷却水漏えいが疑われるため、この点について検証する。

まず、この変化率は、床ドレンポンプ停止以降に計算が開始され、初期値はポンプ停止時のもので、10 分経過時から毎分変化率を計算・記録し[*331]、ポンプ停止から 1 時間経過した時点で新たな初期値を読み取るシステムである。

したがって、いったん初期値として異常値が記録されると、その後正常水位に戻っても、その後の 1 時間は、実際の水位変化とは異なる異常な変化率のまま記録されることとなる。他方、当委員会において、D/W 床ドレン水位が記録された D/W 床ドレンサンプ液位チャートを確認したところ、D/W 床ドレン水位は安定しており、地震発生当時の地震動の影響及び外部電源喪失時の瞬間的な記録停止以外に、水位変化率過大値を出すような水位変化が実際には発生していないことが確認されている。

そうすると、3 号機のアラームタイパが、過大な水位変化率である 235.5cm/h を打ち出したのは、外部電源喪失による計測用分電盤の電源が喪失し、その後非常用 D/G 起動開始によって信号回復時あるいは地震の揺れによる水位変動時の低い水位値[*332]を変化率計算の初期値としたためであると考えられる。

(2)　平成 23 年 3 月 13 日 2 時 42 分頃に HPCI を手動停止した時点までに、圧力容器又はその周辺部に、放射性物質が正規の漏えい率を超えて漏えいするに足りる程度の損傷が生じた可能性を否定することはできないが、その閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じた可能性は低いこと

a　原子炉圧力との関係

3 号機のプラント関連パラメータ[*333]及び記録計チャート[*334]によれば、原子

---

*329　資料Ⅱ-1-1-42 参照。
*330　資料Ⅱ-1-1-43 参照。
*331　例えば、15 分後であれば、初期値と 15 分経過時の記録上の水位を比較し、これを 1 時間当たりの変化率に換算する。
*332　通常より約 40cm 低い 10cm 程度と推定される。
*333　前掲東京電力 HP 参照。
*334　資料Ⅱ-1-1-44 参照。

炉圧力は、津波到達以降、RCIC 作動中、SR 弁の逃し弁機能が動作して約6~7MPa を推移し、RCIC 停止後の平成 23 年 3 月 12 日 12 時 35 分頃以降、HPCI 起動に起因して減圧され、同日 19 時頃以降、0.8~0.9MPa 台を推移するようになり、同月 13 日 2 時 44 分頃には 0.580MPa gage を示した。

その間の原子炉圧力の推移を見る限り、冷却注水状況と無関係に急激な低下を示すような形跡は窺えず、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じた可能性は低いと考えられる。

b　D/W 圧力との関係

① 3 号機のプラント関連パラメータ [*335] によれば、原子炉圧力は、HPCI 作動中の平成 23 年 3 月 12 日 20 時 15 分頃に 0.800MPa gage、同日 22 時頃に 0.970MPa gage を示していたのに対し、D/W 圧力は、同日 20 時 15 分頃に 0.2700MPa abs、同日 22 時頃に 0.1700MPa abs を示したとして記録されている。

まず、後記 2(2)a ①記載のとおり、3 号機のプラント関連パラメータの基になった発電所対策本部発電班のメモ書きからすると、3 号機のプラント関連パラメータの記録上、同日 22 時の欄に記録された D/W 圧力「0.1700MPa abs」は、本来絶対圧換算して「0.2700MPa abs」と記録すべきところ、誤って記録されたものと考えられる。

いずれにしても、同日 20 時 15 分頃も同日 22 時頃も、実測値上、原子炉圧力が D/W 圧力をはるかに上回る指示値を推移している上、D/W 圧力が同日 20 時 15 分頃から同日 22 時頃にかけて飛躍的に上昇するような状況にもなかったと認められる [*336]。

そうすると、この頃、圧力容器又はその周辺部が破損して、圧力容器内の蒸気が大量に D/W 内に直接漏えいするような状況にあったとは考え難い。

② 3 号機のプラント関連パラメータ [*337] によれば、平成 23 年 3 月 13 日 2 時 42 分頃以降、同日 5 時頃までの間、原子炉圧力は 7.380MPa gage まで急上昇しているのに対し、D/W 圧力は 0.3600MPa abs にとどまっている。

かかる D/W 圧力の挙動を見る限り、この頃に至ってもなお圧力容器の圧力が保たれていたと考えるのが自然であるから、遡って、同日 2 時 42 分頃には、いまだ圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じた可能性は低いと考えられる。

③ 上記①及び②記載の頃、3 号機の原子炉圧力計や D/W 圧力計の信用性を否定する積極的な根拠はない。

---

*335　前掲東京電力 HP 参照。
*336　資料Ⅱ-1-1-51 参照。
*337　前掲東京電力 HP 参照。

c　原子炉水位との関係

3 号機の当直引継日誌[*338]によれば、原子炉水位計が計測不能となる平成 23 年 3 月 12 日 20 時 36 分の欄に「広帯域 A 系：1350mm、燃料域 A 系：+400mm」と記載がある。そして、「事故時運転操作手順書（徴候ベース）」に基づいて、これらの広帯域 A 系及び燃料域 A 系の指示値[*339]の密度補正をすると、D/W 温度が計測されていないので正確な把握までは困難であるものの、広帯域 A 系が約+480mm（燃料域換算で TAF+約 4,650mm）、燃料域 A 系が TAF+約 1,170mm となり、広帯域水位計と燃料域水位計の各指示値が大きくかい離することになる。

この点、広帯域水位計は、通常運転中に用いられるため、圧力が約 7MPa gage、温度が約 273 ℃であることを前提に校正がなされるのに対し、燃料域水位計は、圧力容器破損等のシビアアクシデント時に用いられるため、原子炉圧力が大気圧と等圧で、その飽和温度にあることを前提に校正がなされている。そうすると、この頃、原子炉圧力は 1MPa gage 未満の状態にあったことからすれば、広帯域水位計では誤差が大きくなり、燃料域水位計の方がより信用性が認められることになる。

いずれにしても、この時点では、原子炉水位は、少なくとも炉心露出に至らない程度まで確保されていたと認められる。

(3)　平成 23 年 3 月 13 日 6 時 30 分頃から同日 9 時 10 分頃までの間に、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じた可能性が高いこと

a　注水状況との関係

平成 23 年 3 月 13 日 2 時 42 分頃に HPCI を手動停止後、同日 9 時 25 分頃までの間、3 号機原子炉への代替注水がなされなかった。もっとも、3 号機のプラント関連パラメータ[*340]によれば、原子炉圧力が同日 9 時 10 分頃に 0.460MPa gage まで低下しており、この頃には消防車による代替注水の準備が整っていたと考えられるから、この時点で代替注水が開始された可能性がある。

HPCI の停止時点における原子炉水位は、継続的に計測されていないため正確な把握が困難である。

しかし、3 号機の当直引継日誌[*341]によれば、同日 3 時 51 分頃、原子炉圧力が 5MPa gage、原子炉水位が広帯域水位計で-3,600mm、燃料域水位計で

---

*338　資料Ⅱ-1-1-45 参照。
*339　この頃、いまだ圧力容器が低圧状態となり、格納容器が高温状態となるような環境にあったとまでは考えられない以上、原子炉水位計の信用性はなお相当程度維持されていると考えられ、積極的にその信用性を否定する根拠はない。
*340　前掲東京電力 HP 参照。
*341　資料Ⅱ-1-1-45 参照。

-1,600mm であった旨の記載がある。D/W 温度を把握できないため正確な換算までは困難であるが、原子炉圧力が 5MPa gage であることを前提に広帯域の数値を密度補正して燃料域に換算すると、TAF+数百 mm となり、燃料域の数値を密度補正すると TAF-数百 mm となる。

いずれにしても、HPCI 停止から 1 時間余りしか経過していない同日 3 時 51 分頃には、原子炉圧力が 5MPa gage 程度まで上昇し、原子炉水位が TAF 前後となっていた可能性が高い。

かかる状況において、その後も同日 9 時 25 分頃まで 3 号機原子炉への注水が全くなされておらず、同日 6 時 30 分頃までには炉心が露出し、炉心損傷が相当程度進行していた可能性も十分に認められる[*342]。

b　原子炉圧力、D/W 圧力及び S/C 圧力の挙動との関係

①　3 号機の過渡現象記録装置データ[*343]によれば、地震発生後、津波到達までの間、合計 8 つある SR 弁のうち、最も低い原子炉圧力で逃し弁機能が動作する C 弁が連続して開閉を繰り返していた。この頃、C 弁が全開となるのに必要なアキュームレータ内の駆動用窒素圧力は随時補てんされていたため、C 弁が開閉を繰り返しても、全開となるのに必要な駆動用窒素圧力が不足することはなかった。

しかし、津波が到達した平成 23 年 3 月 11 日 15 時 38 分頃以降、交流電源の喪失によって、3 号機の駆動用窒素圧力供給配管の隔離弁が全閉となり、8 つの SR 弁が全開となるのに必要なアキュームレータ内の駆動用窒素圧力を補てんできなくなり、以後、SR 弁の逃し弁機能が動作して全開となるのに必要な駆動用窒素圧力は、アキュームレータ内及び配管内にしかなかった。そして、C 弁が 8 回前後動作した後、次に低い原子炉圧力で逃し弁機能が動作する G 弁が動作を開始して 8 回動作し、続いて A 弁が 2 回動作したところで記録が途絶えている[*344][*345]。

このように、C 弁から G 弁、G 弁から A 弁に切り替わったのは、C 弁及び G 弁がそれぞれ 8 回前後開閉動作を繰り返し、C 弁及び G 弁用に 85 ℓある各アキュームレータ内の駆動用窒素圧力がほぼ消費され、更に十分な開閉動作を行うに足る残量がなかったためと考えられる。そうすると、85 ℓある各アキュームレータ内の駆動用窒素圧力は、合計 8 回前後、SR 弁の開閉動作が繰り返されれば、その後十分な開閉動作に足りるものではなくなる

---

*342 「3 号機事故時運転操作手順書（徴候ベース）」によれば、3 号機が定格出力から原子炉停止した後約 40 時間で炉心が露出した場合、炉心露出後二十数分で被覆管の温度が 1,200 ℃に上昇するとされ、炉心損傷に至る可能性がある。

*343 資料Ⅱ-1-1-40 参照。

*344 3 号機の SR 弁の逃し弁機能については、C 弁が 7.44MPa gage で動作して 7.15MPa gage で閉となり、A 弁及び G 弁が 7.51MPa gage で動作して 7.21MPa gage で閉となる仕組みとなっている。

*345 資料Ⅱ-1-1-40 参照。

可能性がある。

② そして、3 号機の記録計チャート[*346]によれば、津波到達後、平成 23 年 3 月 12 日 12 時 35 分頃に HPCI が自動起動するまでの間、3 号機の原子炉圧力は、7.4MPa gage 前後を示すと、大きく谷型に 7.0MPa gage 前後まで降下してから再度上昇を示す部分が約 65 回認められるが、かかる原子炉圧力の昇降が、逃し弁機能動作による SR 弁開閉の影響と考えられる。そうすると、8 つの SR 弁の逃し弁機能が動作して約 65 回開閉を繰り返したことになり、その頃までには、8 つの SR 弁の逃し弁機能が動作するのに必要な各アキュームレータ内の駆動用窒素圧力は、いずれも、ほぼ消費されたものと考えられる。

さらに、かかる原子炉圧力の挙動以外に、0.1~0.2MPa 程度の幅で激しく上下動を繰り返している部分が多数認められる。これらの小幅な原子炉圧力の上下動は、SR 弁の逃し弁機能が正常に働いたというよりも、8 つある SR 弁のうち、アキュームレータ内の残圧が足りずに逃し弁機能が十分に動作しなくなった SR 弁が不十分な開閉を繰り返したことによる可能性がある。

これら 8 つの SR 弁の逃し弁機能は、それぞれ閉状態に復帰する設定値が異なっているものの、いずれも 7.15~7.28MPa gage として設定されている（図表 69 参照）。

機能	弁番号	駆動源	作動圧（MPa）または作動条件	復帰値（MPa）
D/W吹き出し	2-70A～2-70C	バネ力	8.55	7.70
安全弁	2-71A～2-71H	バネ力	7.64～7.78	7.11以上～7.24以上（※）
逃し弁	2-71A～2-71H	窒素圧	7.44～7.58	7.15～7.28
遠隔操作	2-71A～2-71H	窒素圧	操作に従う	
ADS	2-71A 2-71B 2-71C 2-71E 2-71G 2-71H	窒素圧	・格納容器圧力（高）13.7kPa ・原子炉水位 低 -3,720mm（狭帯域・広帯域） →120秒経過	左記信号がクリアされ、リセットボタンが押されない限り、全開を保持

図表69 SR弁（2号機、3号機）の作動圧、復帰値等

※:弁の設計仕様より算出したもので、あくまでも参考値である。

東京電力「SRV配置及び設定値」等を基に作成

SR 弁の逃し弁機能が正常に動作した場合、かかる復帰値まで減圧されるに至る前に SR 弁が閉となって原子炉圧力が上昇局面に転ずることは考え難い[*347]。しかしながら、3 号機の記録計チャート[*348]によれば、同日 12 時前後頃、原子炉圧力が 7.5~7.6MPa gage から 7.4MPa gage まで減圧されるに至る前に再度上昇するような 0.1~0.2MPa 程度の幅の小刻みな上下動が繰り返されている。これらの挙動は、アキュームレータ内の残圧が足りないために SR 弁の逃し弁機能が十分動作せず、SR 弁が不十分な開閉を繰り返し

*346 資料Ⅱ-1-1-46 参照。
*347 資料Ⅱ-1-1-47 参照。
*348 資料Ⅱ-1-1-46 参照。

ていたことによるものと推認できる。

そして、3 号機のプラント関連パラメータ [*349] 及び記録計チャート [*350] によれば、同月 13 日 2 時 42 分頃に HPCI 停止後、原子炉圧力が急激に上昇しているが、同日 4 時 30 分頃から 7.40MPa gage 前後で小刻みな上下動を繰り返しながら、その上下振幅が小さくなって、その振幅が消えて緩やかに上昇した後、同日 6 時 30 分頃以降、同日 9 時頃までの間、7.4MPa gage 台から 7.2MPa gage 台まで、緩やかに下降傾向を示している。

同日 4 時 30 分頃から同日 5 時 50 分頃までの原子炉圧力の激しい小刻みな上下動及びその振幅が小さくなっていく過程は、8 つの SR 弁の逃し弁機能動作に必要なアキュームレータ内の駆動用窒素圧力がすべて消費されていく過程であったと考えることができる。

さらに、3 号機の記録計チャート [*351] によれば、同日 5 時 50 分頃以降、原子炉圧力は、緩やかに上昇し、同日 6 時 30 分頃以降、下降傾向を示すものの、その過程で、原子炉圧力の挙動として、鋭い谷型を示す部分が一切認められないことからすれば、SR 弁の逃し弁機能が動作したとは考え難い上、SR 弁の安全弁機能及び D/W 吹き出し機能 [*352] が動作する原子炉圧力には足りない（前掲図表 69 参照）。

また、3 号機には、「D/W 圧力高（13.7kPa gage）」、かつ「原子炉水位低（-3,720mm（L-1））」、かつ低圧注水系（CS 系又は RHR 系）の運転が可能であることを作動条件として、ADS 機能が作動するように設定されている。しかし、地震発生後、津波到達までの間、3 号機の記録計チャート [*353] から明らかなとおり、「D/W 圧力高（13.7kPa gage）」や「原子炉水位低（-3,720mm（L-1））」に至るような D/W 圧力や原子炉水位ではなく、津波到達後は、CS 系や RHR 系が交流電源喪失又はポンプが被水することによって起動不能に陥ったことから、いずれの作動条件も満たさず、3 号機について、ADS 機能が動作することはなかったと考えられる [*354]。

そうすると、3 号機については、同日 6 時 30 分頃以降、SR 弁が全く動作していないにもかかわらず、原子炉圧力が下降傾向を示していたことになるから、SR 弁が動作したこと以外の原因によって、圧力容器又はその周

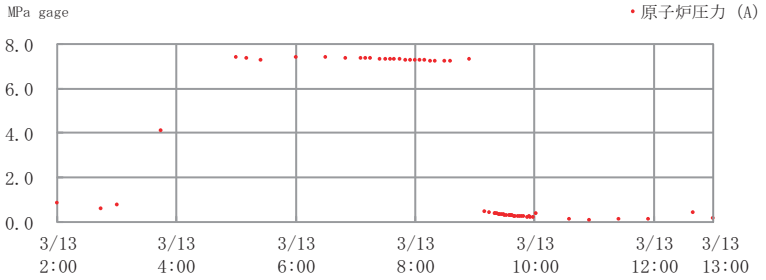
---

*349　前掲東京電力 HP 参照。
*350　資料Ⅱ-1-1-48 参照。
*351　資料Ⅱ-1-1-48 参照。
*352　3 号機については、安全弁機能が 7.64~7.78MPa gage で動作し、D/W 吹き出し機能が 8.55MPa gage で動作する仕組みとなっている。
*353　資料Ⅱ-1-1-36 及び 44 参照。
*354　3 号機については、平成 23 年 3 月 12 日 12 時 35 分頃、「原子炉水位低（L-2、-1,220mm）」信号が発信されて、HPCI が自動起動しているが、同信号は、SR 弁の ADS 機能が作動する条件としての「原子炉水位低（-3,720mm（L-1））」とは異なる上、交流電源を要する低圧系（CS 系又は RHR 系）運転が不可能な状態であったから、ADS 機能の作動条件が成就することはない。したがって、ADS 機能が作動しない状況において、HPCI が自動起動したとしても、格別矛盾はない。

辺部から圧力が抜ける箇所が生じた可能性が高い。例えば、それまで、SR 弁の逃し弁機能が動作するなどして、長時間にわたって SR 弁付近が高温の蒸気にさらされていたと認められ、SR 弁のフランジガスケット部が高温によって劣化し、同箇所に漏えい箇所が生じた可能性が考えられる。

いずれにしても、3 号機については、原子炉圧力が下降傾向を示すようになった同日 6 時 30 分頃以降、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じた可能性が高い。

③　さらに、3 号機のプラント関連パラメータ[*355]及び記録計チャート[*356]によれば、原子炉圧力は、平成 23 年 3 月 13 日 8 時 55 分頃に 7.300MPa gage までいったん上昇した後、同日 9 時 10 分頃に 0.460MPa gage、同日 9 時 20 分頃に 0.390MPa gage、同日 9 時 22 分頃に 0.380MPa gage を示し、急激な圧力降下が認められる（図表 70 参照）。



図表70 3号機原子炉圧力の挙動（3/13 2:00～3/13 13:00）

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

かかる原子炉圧力の低下傾向は、同日 6 時 30 分頃からの低下傾向とは比較にならないほど大きな挙動である。

④　まず、この頃、3 号機については、3/4 号中央制御室に自家用車用バッテリーを運び込み、これらを接続するなど、SR 弁の手動開操作に向けて必要な準備を行っていたため、かかる原子炉圧力の低下と SR 弁の手動開操作との関係について検討する。

当直引継日誌によれば、平成 23 年 3 月 13 日 9 時 50 分に「SRV（A）『手動開』ランプ表示は R・G 両点」と記載されている。これは、SR 弁開操作のためバッテリーのつなぎ込みをし、SR 弁（A 弁）の手動開操作を実施したのが同日 9 時 50 分頃のことであり、その際、状態表示灯が赤色[*357]及び緑色[*358]の両方が点灯する状態、すなわち中間開となったことを意味しており、当直及び復旧班も同様の供述をする。

すなわち、3 号機については、同日 9 時前後頃、SR 弁の手動開操作に向けてバッテリーの接続等の作業を行っていたものの、実際に SR 弁の手動開

*355　前掲東京電力 HP 参照。
*356　資料Ⅱ-1-1-48 参照。
*357　全開を表す。
*358　全閉を表す。

操作に至らないうちに、同日 9 時 10 分頃には原子炉圧力が 0.460MPa gage まで減圧され、その後、同日 9 時 50 分頃になってようやく、SR 弁の手動開操作に至ったものである。

したがって、同日 8 時 55 分頃から同日 9 時 10 分頃にかけての原子炉圧力の急激な低下は、SR 弁の手動開操作によるものではない[*359]。

⑤ 次に、平成 23 年 3 月 13 日 9 時 10 分頃、SR 弁が手動開操作によらずに開状態となったために原子炉圧力が急激に低下するとともに、D/W 圧力が上昇したという可能性について検討する。

情報班のメモ書きには、同日 9 時 7 分に「SR 弁チャタリングしていたものが、炉圧に負けて 50 パーセント開」と記載され[*360]、3 号機のプラント関連パラメータ情報を書き取った発電班のメモ書きには、同日 9 時 10 分に「A 開ハンチング、G があいた」という記載されている。これは、3/4 号中央制御室の制御盤上の状態表示灯を見て、SR 弁のうち、A 弁が開閉を繰り返し、G 弁が開となったことを表している。また、発電所対策本部復旧班及び当直の各供述によっても、この頃、制御盤上、SR 弁のうち、A 弁及び G 弁の状態表示灯につき、全閉を示す緑色が点灯するとともに、全開を表す赤色も点灯することがあったと認められる。したがって、3 号機については、同日 9 時 10 分前後頃、SR 弁のうち、A 弁及び G 弁が手動開操作によることなく、自動的に、不十分ながら開閉を繰り返していた可能性が考えられる。

もっとも、3 号機の記録計チャート[*361]を見れば明らかなとおり、この頃、SR 弁の安全弁機能が動作するような原子炉圧力[*362]には達していない。さらに、逃し弁機能については、既に駆動用窒素圧力が消費されていたと考えられるので動作したとは考え難い。そうすると、この頃、SR 弁が自然に開いたとしても、それは、SR 弁の正常な機能が動作したことによるものではなく、本来開くはずのない SR 弁が開いて成り行きに任せていたにすぎない。そうであれば、同日 9 時 10 分頃に原子炉圧力が 0.460MPa gage まで減圧されていく過程で、このような SR 弁の開状態を十分に維持できるような状況にあったのか疑問が残る。

実際、3 号機の記録計チャート[*363]及び 3 号機のプラント関連パラメータ[*364]によれば、同日 9 時から 9 時 10 分にかけての頃、原子炉圧力は、7.5MPa

---

*359 中間報告Ⅳ 4(2)d ④では、「3 月 13 日 9 時 8 分頃、SR 弁の電磁弁を励磁し開操作を行い、3 号機の原子炉の急速減圧を実施した。」旨記載した（中間報告Ⅳ 4(2)e(a)⑪もこれを前提とした記載である。）。しかし、その後の調査の結果、本文記載のとおり、その頃、いまだ SR 弁の開操作を実施しておらず、同日 9 時 50 分頃になって SR 弁の開操作を実施したことが判明したので訂正する。

*360 中央制御室に SR 弁の開度計は存在しておらず、前後の記載からすると、SR 弁が全開となっていなかったことをもって、「50 パーセント開」と記載したものと推認できる。

*361 資料Ⅱ-1-1-48 参照。

*362 3 号機の SR 弁の安全弁機能作動圧は、7.64~7.78MPa gage である（前掲図表 69 参照）。

*363 資料Ⅱ-1-1-48 参照。

*364 前掲東京電力 HP 参照。

gage 程度まで上昇後、約 7.27MPa　gage まで低下し、さらに、約 7.37MPa gage まで上昇してから約 7.25MPa　gage まで低下し、その後は同日 9 時 10 分頃に 0.460MPa　gage まで一気に低下しているが、このように急激に減圧される挙動は、SR 弁が中間開と全閉を小刻みに繰り返したことによるものとしては説明しきれない。仮に、そのように SR 弁が開閉を繰り返すことによって減圧されたのであれば、小刻みな山型と谷型の昇降を繰り返しながら減圧される挙動となるのが自然と考えられるからである。

さらに、3 号機のプラント関連パラメータ情報を書き取った発電班のメモ書きには、同日 9 時 15 分に「SR 弁閉？ A、G ®ランプ消Ⓖのみ　G 開してるか？」と記載がある。この記載からすると、同日 9 時 15 分頃、本来開くはずがないのに中間開となった A 弁及び G 弁の状態表示灯が緑色、すなわち全閉を示していたことが明らかであり、本来開くはずのない SR 弁が自然に開いた後、これが完全に開固着となるような状況にはなかったと考えられる。

他方で、3 号機のプラント関連パラメータ[*365] によれば、このように状態表示灯が SR 弁の全閉を示していたと考えられる同日 9 時 15 分前後頃の原子炉圧力の挙動を見ると、同日 9 時 10 分頃に 0.460MPa gage、同日 9 時 15 分頃に 0.410MPa gage、同日 9 時 20 分頃に 0.390MPa gage、同じく同日 9 時 20 分頃に 0.380MPa　gage と一貫して低下傾向を示している。SR 弁が全閉となれば、原子炉圧力が上昇傾向を示すと考えられるのに、実際の原子炉圧力の挙動は、それとは逆に一貫して低下傾向を示していることは、SR 弁が開くこと以外に圧力容器から圧力が抜ける要因があった可能性を示唆している。

したがって、少なくとも、同日 8 時 55 分頃から同日 9 時 10 分頃にかけて原子炉圧力が急激に低下したことに見合うほど、SR 弁が開状態を維持できたのか疑問を払しょくし得ない。

さらに、この時点で圧力容器又はその周辺部にいまだ大きな損傷が認められないと仮定した場合に SR 弁が開けば、まず、SR 弁を通じて S/C 側に蒸気が流入して S/C 圧力が上昇し、さらに、D/W の方が S/C よりも低圧となるため真空破壊装置が動作し、ベント管を通じて S/C 側から D/W 側へ蒸気が流れ込むことによって D/W 圧力が上昇し、結局、D/W と S/C がほぼ等圧となるといった過程をたどると思われる。

しかし、3 号機のプラント関連パラメータ[*366] を見る限り、S/C 圧力は、平成 23 年 3 月 13 日 8 時 55 分頃に 0.4550MPa　abs、同日 9 時 10 分頃に 0.5900MPa　abs を示し、0.1350MPa　abs 程度上昇しているのに対し、D/W 圧力は、同日 8 時 55 分頃に 0.4700MPa　abs、同日 9 時 10 分頃に

*365　前掲東京電力 HP 参照。
*366　前掲東京電力 HP 参照。

0.6370MPa abs を示し、0.1670MPa abs 程度上昇しており、D/W 圧力の方が、S/C 圧力よりも、その上昇幅が大きい[*367]。SR 弁から流れ込んだ蒸気の影響で S/C 圧力が上昇し、その後ベント管を通じて D/W 側も圧力が上昇したとの説明のみでは、かかる D/W 圧力及び S/C 圧力の挙動を合理的に説明できない。

そうすると、同日 9 時 10 分前後頃に、SR 弁が、開操作によることなく自動的に中間開となることがあったとしても、それのみで、この頃の原子炉圧力、D/W 圧力及び S/C 圧力の挙動を説明することは困難である。

⑥　次に、3 号機のプラント関連パラメータ[*368]によれば、前記⑤記載のとおり、平成 23 年 3 月 13 日 8 時 55 分頃から同日 9 時 10 分頃にかけての D/W 圧力及び S/C 圧力の挙動を見ると、D/W 圧力の方が、S/C 圧力よりも、その上昇幅が大きい。

3 号機については、同日 7 時 39 分頃以降、D/W スプレイを実施し、同日 8 時 40 分から同日 9 時 10 分にかけての頃までのいずれかの時間に D/W スプレイを停止しているところ、D/W 圧力が急上昇を示すことになる直前の同日 8 時 55 分頃まで D/W スプレイを実施していたと仮定し、D/W スプレイを中止したことと D/W 圧力が急上昇したことの関係等について検討する。

3 号機のプラント関連パラメータ[*369]によれば D/W 圧力は、D/W スプレイを開始する前である同日 7 時 5 分頃に 0.4500MPa abs を示していたのに対し、D/W スプレイを開始した同日 7 時 39 分頃に 0.4600MPa abs を示しており、約 34 分間で 0.0100MPa abs 上昇した。

そして、D/W スプレイ開始後、D/W スプレイを停止したと仮定した同日 8 時 55 分頃までの間、D/W 圧力は、0.4600MPa abs から 0.4700MPa abs まで、約 1 時間 16 分で 0.0100MPa abs 上昇した。ところが、その後、D/W 圧力が、同日 9 時 10 分頃には 0.6370MPa abs を示し、僅か約 15 分間で 0.1670MPa abs 上昇した。

これらの D/W 圧力の挙動を、D/W スプレイ開始前、実施中、停止後に分けて、時間単位での D/W 圧力上昇率に換算して比較すると、それぞれ、約 0.0176MPa abs/h、0.0079MPa abs/h、0.6680MPa abs/h となる。これらのうち、D/W スプレイ開始前の D/W 圧力上昇率と実施中のそれを比較すると、D/W スプレイの実施によって、D/W 圧力の上昇を相当程度抑制する効果があったと考えられるが、D/W スプレイ停止後の D/W 圧力の上昇率は、D/W スプレイ開始前のそれの約 40 倍となっており、はるかに高い上昇率を示し

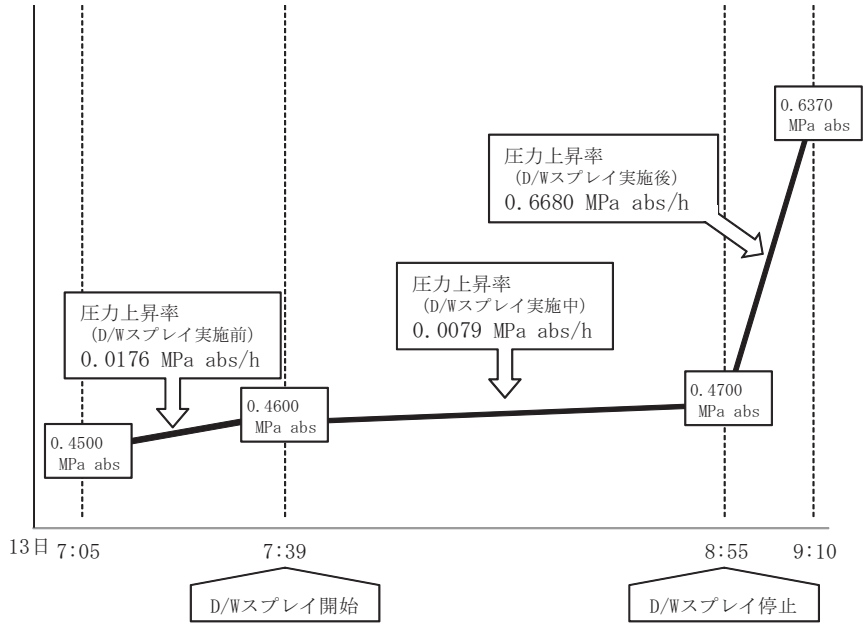
---

*367　この時点で計測に用いていた D/W 圧力計は D/W 雰囲気圧力を圧力伝送器において直接計測するものであり、また、S/C 圧力計は基準面器からの水の圧力を測定して算出するものであり、いずれも、炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた差圧を測定して原子炉水位として換算する仕組みの原子炉水位計に比して誤差の幅ははるかに小さいものであった。

*368　前掲東京電力 HP 参照。

*369　前掲東京電力 HP 参照。

ていることからすると、D/W スプレイ停止後の D/W 圧力の急激な上昇は、D/W スプレイ停止の影響が全くなかったとまでは言えないものの、少なくとも、D/W スプレイの停止以外に主たる原因があると考えるのが自然である（図表 71 参照）。



図表71 3号機　D/Wスプレイ前後の圧力変化

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

なお、この頃 SR 弁が自然に開となった可能性については、仮にその可能性があったとしても、SR 弁が開いた場合には、SR 弁を通じて S/C 側に蒸気が流入して S/C 圧力が上昇し、さらに、真空破壊装置が動作してベント管を通じ S/C 側から D/W 側へ蒸気が流入して D/W 圧力が上昇し、結局、D/W と S/C がほぼ等圧となるといった過程をたどると考えられるので、それのみでは、D/W 圧力の方が S/C 圧力よりも上昇幅が大きいことの説明が困難である。

⑦　以上からすれば、同日 9 時 10 分頃にも、圧力容器又はその周辺部[*370]から D/W 側へ直接圧力が抜ける損傷が更に生じていた可能性がある。

もちろん、同日 8 時 41 分頃には、3 号機の S/C ベントラインがラプチャーディスクを除いて完成しているので、S/C ベントによって S/C 圧力の上昇幅が抑えられた可能性もあるが、その場合には D/W 圧力も S/C 圧力と同様に上昇を抑えられるはずであるから[*371]、圧力容器から D/W 側へ直接圧力が抜ける損傷が生じた可能性を否定することはできない。

さらに、同日 9 時 10 分頃以降、原子炉圧力計が指示する値は、D/W 圧力

*370　前記②で指摘した SR 弁のフランジガスケット部等の破損を含む。
*371　S/C ベントが実施されれば、S/C 圧力が低下し、D/W 側からベント管を通じて S/C 側に圧力が抜けていくため、D/W 圧力も同様に低下することになる。

とほぼ等圧かやや小さい値を指示しており、かつ、その後の原子炉圧力とD/W 圧力の上昇・下降の傾向が酷似していることも、圧力容器又はその周辺部に、D/W 側へ直接圧力が抜ける損傷箇所が生じた可能性を示唆するものと考えて矛盾はない。これに対し、SR 弁については、後記(4)b(a)及び(b)記載のとおり、その後も開状態のまま維持することが困難であったと認められるので、原子炉圧力と D/W 圧力の挙動が酷似するようになった要因として、SR 弁を開状態のまま維持したことによるものとは考え難い。

また、3 号機の記録計チャート[*372]及びプラント関連パラメータ[*373]によれば、平成 23 年 3 月 13 日 9 時から 9 時 10 分にかけての頃、原子炉圧力は、約 7.25MPa gage から約 7.5MPa gage まで急激に上昇後、約 7.27MPa gage まで一気に落ち込み、さらに、約 7.37MPa gage まで上昇してから約 7.25MPa gage まで低下し、その後は同日 9 時 10 分頃に 0.460MPa gage まで急激に低下している。これは、燃料の一部が圧力容器下部プレナムに落下して、圧力容器底部にあった冷却水に接し、多量の蒸気が発生して圧力が一気に上昇し、その後、圧力容器又はその周辺部が破損して急激な圧力低下に至ったことによる挙動と考えても矛盾はない。むしろ、その後、D/W 圧力が原子炉圧力とほぼ等圧かそれを上回る指示値を示すようになったこととも整合的とすらいえる。

⑧ さらに、3 号機のプラント関連パラメータ[*374]によれば、原子炉水位（燃料域 A 系）は、同日 8 時 55 分頃に TAF-3,000mm を示していたのに、同日 9 時 10 分頃に TAF+1,800mm と僅か 15 分間で 4,800mm 程度も上昇したかのような値を示し、その後、同日 9 時 25 分頃に TAF+1,000mm 程度を示すなど、激しい上下動を示している（後掲図表 72 参照）。この頃、僅か 15 分間で原子炉水位が 4,800mm も上昇するような注水がなされたとは到底考えられず、原子炉水位計の仕組みから生じた誤表示の可能性もあるが、圧力容器底部に溶融燃料が落下して底部に残っていた水に接触することにより一時的に大量の水蒸気が発生し、原子炉水位が激しい上下動を示した可能性も否定できない。

⑨ これらを踏まえると、同日 9 時 10 分頃の原子炉圧力の急激な降下は、3 号機の圧力容器又はその周辺部に、同日 6 時 30 分頃以降に生じた可能性が高い漏えい箇所が更に拡大するなど、その閉じ込め機能を更に大きく損なうような損傷が生じたことによる可能性があるほか、溶融燃料の落下に伴う圧力容器底部破損の可能性も否定できない。

⑩ 結局、平成 23 年 3 月 13 日 6 時 30 分頃以降、同日 9 時 10 分頃までの間、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じた可能性が高い。

---

*372 資料Ⅱ-1-1-48 参照。
*373 前掲東京電力 HP 参照。
*374 前掲東京電力 HP 参照。

さらに、同日 9 時 10 分頃に原子炉圧力が大きく低下した主たる原因については、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を更に大きく損なうような損傷が生じたことによる可能性があり[*375]、溶融燃料の落下による圧力容器破損の可能性も否定できない。

c　原子炉水位との関係

①　当直引継日誌[*376]によれば、平成 23 年 3 月 12 日 20 時 36 分頃、原子炉水位計の電源が喪失して計測不能となっていることが明らかであるが、その最終データとして、「広帯域 A 系：1350mm、燃料域 A 系+400mm」と記載されている。

かかる広帯域 A 系及び燃料域 A 系の指示値を、「事故時運転操作手順書（徴候ベース）」に基づいて密度補正すると、D/W 内温度が計測されていないので正確な把握までは困難であるものの[*377]、広帯域 A 系が約+480mm（燃料域換算で TAF+約 4,650mm）、燃料域 A 系が TAF+約 1,170mm となり、広帯域と燃料域で指示する原子炉水位に大幅な開きが生じることになった。

この点、前記(2)c 記載のとおり、この頃、原子炉圧力が 1MPa gage 未満の状態にあったため、燃料域水位計の方が比較的信用性が認められると考えられるが、いずれにしても、同月 12 日 12 時 35 分以降 HPCI を作動させていながら、この程度の原子炉水位にとどまっていたのは、HPCI の注水量が抑えられていたためと考えられる。

②　また、3 号機のプラント関連パラメータ[*378]によれば、平成 23 年 3 月 12 日 19 時頃以降、原子炉圧力計（A 系）の指示値が 1MPa 未満で推移し、同月 13 日 1 時頃以降、同日 2 時 44 分頃までに 0.970MPa gage から 0.580MPa gage まで落ち込んでいる[*379]。

この間、原子炉圧力が 1MPa gage を下回る中で HPCI を作動させるうちに、圧力容器から蒸気管を通じて送られる HPCI 駆動用蒸気量が減少していき、HPCI のタービン回転数が千数百回転まで下がり、その影響で HPCI 吐出圧力も低下し、原子炉圧力ときっ抗する状況に陥ったために十分な注水がなされなくなった可能性が高い。

そうすると、同日 2 時 42 分頃までの間、原子炉水位が次第に低下して、同月 12 日 20 時 36 分頃の原子炉水位を下回っていった可能性が高い。現に、

---

*375　SR 弁の開固着の可能性を否定するものではなく、圧力容器又はその周辺部の破損とともに併存的に原子炉圧力低下に寄与した可能性もある。

*376　資料Ⅱ-1-1-45 参照。

*377　原子炉水位計の指示値の密度補正は、事故時運転操作手順書（徴候ベース）に基づき、その指示時点における原子炉圧力及び D/W 内温度によって行うこととされる。

*378　前掲東京電力 HP 参照。

*379　この間、原子炉圧力計（A 系）については、指示値の推移に電気系統のトラブルと思われる揺らぎが認められず、また、基準面器内の水位低下によって誤計測、誤表示があったとしても最大でも 90kPa gage 程度にとどまるので、大きな誤差は生じていないと考えられる。

3 号機の当直引継日誌[*380]によれば、HPCI を停止させた約 1 時間後である同日 3 時 51 分頃、原子炉圧力 5MPa gage、広帯域-3,600mm、燃料域-1,600mm との記載が認められ、D/W 温度が判明していないので正確な把握までは困難であるものの、これらを基に密度補正して燃料域に換算すると、それぞれ、TAF+数百 mm と TAF-数百 mm となる。いずれにしてもこの頃、TAF を前後する原子炉水位であったと考えられ、当直引継日誌に「TAF の可能性」と記述があることから、当直も同様の認識であったと認められる。

そうすると、3 号機については、HPCI 停止後、少なくとも同日 9 時 10 分頃までの間、代替注水が全くなされていないので、同日 9 時 10 分頃までには、原子炉水位が BAF を下回って炉心損傷が相当程度進行していた可能性を否定できない。

③ 原子炉水位計は、基準面器を用いており、基準面器内の基準面まで水位が確保されていること及び炉側配管入口まで原子炉水位が確保されていることを前提に、差圧伝送器において、炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた値を測定し、これを原子炉水位に換算している。したがって、まず、1 号機や 2 号機で確認されたように、基準面器内の水位が低下した場合、原子炉水位計は、基準面器に水位が確保されている場合よりも原子炉水位を高めに表示することになる。

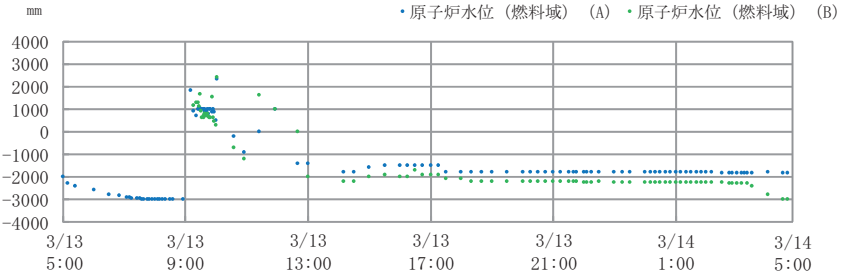
次に、炉側配管入口よりも原子炉水位が下回った場合、炉側配管内において、実際の原子炉水位の昇降に応じた圧力変化が生じなくなり、差圧伝送器において、炉側配管内及び基準面器側配管内の各水位間の水頭圧差を測定し、これを原子炉水位に換算して誤表示することになる。

さらに、上記二つの現象が重なって起こった場合、各配管内の水の蒸発が収まったところで水頭圧差に変化が生じなくなり、原子炉水位計の指示値にも変化が生じなくなる。

そして、3 号機のプラント関連パラメータ[*381]によれば、原子炉水位計（燃料域 A 系）は、平成 23 年 3 月 13 日 5 時頃に計測可能となって TAF-2,000mm を示し、その後下降傾向をたどって、同日 7 時 5 分頃に TAF-2,900mm、同日 7 時 15 分頃に TAF-2,950mm、同日 7 時 35 分頃に TAF-3,000mm を示すも、その後、同日 8 時 55 分頃まで水位変化を全く示

*380　資料Ⅱ-1-1-45 参照。
*381　前掲東京電力 HP 参照。

していない（図表 72 参照）。



図表72 3号機原子炉水位の挙動（3/13 5:00～3/14 5:00）

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

しかし、この間、代替注水が全くなされていないのであるから、約 1 時間 20 分にもわたり、原子炉水位が TAF-3,000mm のまま維持されていたとは考え難い。

このような現象が生じた原因として、既に同日 7 時頃までに基準面器の水位が低下して原子炉水位計が示す見かけ上の原子炉水位が高めに指示されていたものの、実際には原子炉水位が低下していき、BAF の下方に位置する炉側配管入口をも下回ることになり、さらに、同日 7 時 35 分頃には、炉側配管内及び基準面器側配管内の水の蒸発がいったん収まって各配管内の水位やその水頭圧差にほぼ変化が生じなくなり、原子炉水位計が示す指示値もほぼ変化が生じなくなった可能性がある。そうすると、この頃、既に原子炉水位の低下によって炉心が露出するのみならず、燃料がすべて露出したことによって蒸気冷却の効果も期待できず、炉心損傷が相当程度進行していた可能性がある。

④　また、その後の 3 号機のプラント関連パラメータにおける原子炉水位の挙動からも、このことが裏付けられる。

すなわち、3 号機のプラント関連パラメータ[*382]によれば、原子炉水位（燃料域 A 系）は、平成 23 年 3 月 13 日 8 時 55 分頃に TAF-3,000mm を示していたのに、同日 9 時 10 分頃に TAF+1,800mm と僅か 15 分間で 4,800mm 程度も上昇したかのような値を示し、その後、同日 9 時 25 分頃に TAF+1,000mm 程度を示し、同日 9 時 56 分頃まで TAF+800~1,000mm を前後している（前掲図表 72 参照）。しかし、実際には、同日 9 時 25 分頃になってようやく消防車による代替注水を開始しており、同日 9 時 10 分頃に原子炉水位が 4,800mm も上昇するとは考えられない。

また、3 号機プラント関連パラメータ[*383]によれば、原子炉圧力が同日 9 時 10 分頃に 0.460MPa　gage を示しているので、仮に、この頃までに消防車による代替注水が開始されたとしても、やはり同日 8 時 55 分頃から僅か

*382　前掲東京電力 HP 参照。
*383　前掲東京電力 HP 参照。

15 分間で 4,800mm 程度も原子炉水位が上昇するとは考えられない。

このように実態とかい離していると考えざるを得ない原子炉水位が計測されたのは、実際の原子炉水位が炉側配管入口を下回っていたため、差圧伝送器において、炉側配管内及び基準面器側配管内まで低下していた各水位間の水頭圧差を測定し、これを原子炉水位に換算・表示した可能性が高い。この場合、計測された水頭圧差を原子炉水位に換算するため、各配管内の水位の位置関係次第で、実際の原子炉水位と無関係の数値を示すことがあり得る。

そして、3 号機のプラント関連パラメータ[*384]によれば、原子炉水位（燃料域 A 系）は、同日 7 時 35 分頃以降、同日 8 時 55 分頃までの間、TAF-3,000mm を示したまま変化がなかったのに、同日 9 時 10 分頃に至って原子炉水位計の指示値に変化が生じ始めたのは、同日 8 時 55 分頃以降、炉側配管入口付近に熱移動が生じ、炉側配管内で蒸発が始まり水位変化が生じ始めたことが考えられ、その熱移動の原因としては、圧力容器内の燃料支持板や下部プレナムに溶融燃料が落下したことが考えられる。

また、圧力容器底部に溶融燃料が落下して底部に残っていた水に接触することにより一時的に大量の水蒸気が発生すれば、原子炉水位が激しい上下動を示す可能性が考えられるので、かかる可能性も否定できない。

⑤ その後、3 号機のプラント関連パラメータ[*385]によれば、原子炉水位計（燃料域 A 系）は、平成 23 年 3 月 13 日 9 時 25 分頃に TAF+1,000mm 程度を示し、同日 9 時 56 分頃まで TAF+800~1,000mm を前後している。

これも、実際の代替注水との関係で、原子炉水位計（燃料域 A 系）が現実の原子炉水位を示しているとは考え難く、やはり、炉側配管内及び基準面器側配管内まで低下した各水位の水頭圧差を測定し、これを原子炉水位に換算・表示したにすぎない可能性がある。

⑥ さらに、3 号機のプラント関連パラメータ[*386]上、原子炉水位計は、それぞれ燃料域 A 系、B 系の順に、平成 23 年 3 月 13 日 9 時 59 分頃に TAF+500mm、+300mm を示していたのに、同日 10 時 2 分頃に TAF+2,300mm、+2,400mm、同日 10 時 35 分頃には TAF-200mm、-700mm、同日 11 時 25 分頃に TAF+0mm、+1,600mm、同日 12 時 40 分頃に TAF-1,400mm、+0mm を示し、その後、同日 17 時 30 分頃以降、TAF-1,800mm 前後、-2,250mm 前後を示したまま、同月 14 日 3 時 20 分頃までほぼ指示値に変化がない（前掲図表 72 参照）。

これら原子炉水位計が示す指示値の推移は、消防車による代替注水を実施し、あるいは注水を中断していた同日 1 時 10 分頃から同日 3 時 20 分頃までの間の実水位の挙動とは到底考えられず、やはり、実際の原子炉水位

---

*384 前掲東京電力 HP 参照。
*385 前掲東京電力 HP 参照。
*386 前掲東京電力 HP 参照。

が BAF の下方にある炉側配管入口を下回り、差圧伝送器において、炉側配管内及び基準面器側配管内まで落ち込んだ各水位間の水頭圧差を測定し、これを原子炉水位に換算・表示したにすぎないと考えられる。

このように考えれば、炉側配管内及び基準面器側配管内の各水位間の水頭圧差を原子炉水位に換算するにすぎないから、各水位の位置関係次第で、原子炉水位計が、実際には起こり得ない原子炉水位の挙動を示すことは十分にあり得る。

⑦ したがって、遅くとも平成 23 年 3 月 13 日 7 時 35 分以降のプラント関連パラメータが示す原子炉水位の指示値を直ちに信用することはできず、かかる原子炉水位の指示値が BAF を切る数値を示していないからといって実際の原子炉水位を示していたとは考えられない。

むしろ、この頃の原子炉水位計が示す指示値の推移は、3 号機の原子炉水位が既に BAF を下回り、その後も BAF を上回る原子炉水位を確保することができなかったことを示唆するものといえ、そうすると、その間、炉心損傷が相当程度進行していた可能性が高い。

d 現場対処との関係

平成 23 年 3 月 13 日 7 時 39 分頃の時点で、当直は、S/C スプレイから D/W スプレイに切り替えるため、3 号機 R/B 地下 1 階にあるトーラス室に入り、S/C スプレイ用の弁の閉操作することが可能であったから、この頃、トーラス室内は、人の立入りが絶対不可能なほどの線量上昇までは認められないことになる。

そうすると、この時点では S/C 内に大量の放射性物質が放出されていない可能性があるが、そうであるからといって、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていた可能性が否定されるわけではない。

なぜなら、3 号機の記録計チャート[*387]によれば、この頃、SR 弁の逃し弁機能が動作した可能性はなく、安全弁機能が動作するような原子炉圧力にも至っていない上（前掲図表 69 参照）、この時点ではまだ炉心損傷も大規模には進展していなかった可能性があると考えられ、その場合には、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていたとしても、相当悪環境であるにせよ、なおトーラス室への人の出入りは可能であると考えられるからである。

---

*387 資料Ⅱ-1-1-48 参照。

(4) 平成 23 年 3 月 13 日 9 時 10 分頃以降、同月 14 日 5 時頃までの間、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていたと考えられ、その後も閉じ込め機能を更に大きく損なうような損傷が生じた可能性が高いこと

a 注水状況及び原子炉水位との関係

① 平成 23 年 3 月 13 日 9 時 10 分頃以降、3 号機原子炉への注水を実施していたが、3 号機のプラント関連パラメータ [*388] によれば、原子炉水位が十分確保されている数値が得られておらず、同日 17 時 30 分頃以降、同月 14 日 4 時 40 分頃までの間、原子炉水位計は、燃料域 A 系及び B 系がそれぞれ、TAF-1,800mm~-1,850mm、TAF-2,200~2,250mm を示したまま、ほぼ変化を示していなかった（前掲図表 72 参照）。

② 圧力容器内が低圧状態下に置かれたり、基準面器側配管周囲が高温状態下に置かれたりした場合には、原子炉水位計に用いられる基準面器の水位が低下する大きな要因となり得る。

そして、3 号機のプラント関連パラメータ [*389] によれば、少なくとも平成 23 年 3 月 13 日 9 時 10 分頃以降、圧力容器内が低圧状態下にあり、また、格納容器が圧力上昇に伴い、高温状態にあったと考えられる。そうすると、同日 17 時 30 分頃以降、基準面器側配管内の水位が低下するのみならず、原子炉水位が、BAF の下方にある炉側配管入口を下回り、さらに、炉側配管内及び基準面器側配管内の各水位が低下して水の蒸発がほぼやみ、各配管内の水位が変化を示さなくなったことから、炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた値がほぼ不変となり、原子炉水位計の示す指示値にも変化が生じなくなった可能性が高い。

③ 平成 23 年 3 月 13 日から同月 14 日にかけての夜、3 号機への代替注水の水源としていた 3 号機逆洗弁ピットに貯留された海水の枯渇が懸念され、他の取水源を探索していた。そうすると、既に 3 号機逆洗弁ピット内の水量が減少していき、同ピット内から取水が十分できず、十分な注水量も確保できないまま、原子炉水位が BAF を下回っていた可能性が高い。

さらに、同日 1 時 10 分頃から同日 3 時 20 分頃までの間、3 号機逆洗弁ピットの水を吸い上げることができなくなり [*390]、3 号機原子炉への注水がなされていないにもかかわらず、原子炉水位計が示す数値は、燃料域 A 系が TAF-1,800mm、燃料域 B 系が TAF-2,250mm を示したまま不変であった（前掲図表 72 参照）。このことは、原子炉水位が炉側配管入口を下回り、原子炉水位計が、実際の原子炉水位ではなく、単に炉側配管内及び基準面

---

*388 前掲東京電力 HP 参照。
*389 前掲東京電力 HP 参照。
*390 さらに、平成 23 年 3 月 14 日 22 時 45 分頃、東京電力本店が発電所対策本部に確認した結果によれば、3 号機については、同日 1 時 10 分頃に代替注水が停止し、再開したのは同日 5 時 50 分頃であったことが認められる。

器側配管内の各水位間の水頭圧差を原子炉水位として換算・表示していたにすぎず、しかも、各配管内の水位が相当低下して、蒸発がやむことでその水頭圧差の変化も生じなくなっていた可能性が高い。

④　したがって、平成 23 年 3 月 13 日 17 時 30 分頃以降、同月 14 日 4 時 40 分頃までの間、原子炉水位が BAF の下方にある炉側配管入口をも下回り、燃料がすべて露出し、蒸気冷却の効果も期待できないまま、3 号機の炉心損傷が更に進行し、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を更に大きく損なうような損傷が生じた可能性が十分認められる。

b　原子炉圧力及び D/W 圧力の関係

(a)　平成 23 年 3 月 13 日 9 時 50 分頃以降の原子炉圧力及び D/W 圧力の挙動との関係

①　平成 23 年 3 月 13 日 9 時 50 分頃以降、当直は、SR 弁の開操作をし、その後も可能な限り、SR 弁の開状態の維持に努めようとしていたため、これらの原子炉圧力及び D/W 圧力の挙動と、SR 弁の開操作との関係について検討する。

同日 9 時 50 分頃以降、3 号機において、SR 弁による急速減圧操作を実施し、SR 弁の開状態の維持に努めようとしていたが、その SR 弁開操作の方法は、中央制御室制御盤裏の端子にバッテリーをつなぎ込んで電磁弁を励磁して開けた上で加圧することによって SR 弁を開状態にするというものである。

そして、SR 弁加圧用のアキュームレータには、逃し弁用のもの（85 ℓ）と ADS 用のもの（250 ℓ）があり、いずれも格納容器内に備え付けられていた。通常、逃し弁用アキュームレータは液体窒素系（AC）ラインから、ADS 用アキュームレータは窒素ボンベから、それぞれ補給され、各補給ラインに設置された圧力計を毎日 15 時から 21 時までの日勤当直が確認することになっていた。しかし、津波到達後に外部電源喪失によりアキュームレータへの補給ラインの隔離弁が閉となったため、アキュームレータへの補給ができない状態となり、以後補給を実施しなかった。そのため、この時点で、SR 弁に加圧可能な残圧は、逃し弁用アキュームレータ及び ADS 用アキュームレータに加え、全閉となった隔離弁からアキュームレータ側の配管内に存する残圧のみとなった。

そして、SR 弁の逃し弁用アキュームレータ内の駆動用窒素圧力は、同月 12 日 12 時頃までに、8 つの SR 弁のいずれについても、逃し弁機能が正常に動作するために必要な残量が存在しなくなった可能性が高い。しかし、ADS 機能が動作していないため、8 つの SR 弁の ADS 用アキュームレータ内には未消費のままの駆動用窒素圧力が同月 13 日 9 時 50 分頃当時も残っていたと考えられる。そして、この頃から実施された SR 弁開操作は、ADS 用アキュームレータから窒素が供給されるラインの電磁弁を

励磁しているため、SR 弁開操作に必要な窒素残圧不足の問題は生じなかったものと認められる。

したがって、3 号機における SR 弁の開操作については、特に同日から同月 14 日にかけての頃、少なくともアキュームレータ内の残圧不足によって SR 弁が開とならなかった可能性は低いと考えられる[*391]。

② しかし、平成 23 年 3 月 13 日 9 時 50 分頃以降、SR 弁の開操作をしたものの、自家用車両のバッテリーを電源として用いるしか方法がなく、バッテリー不足によって、開状態の維持が困難であったと考えられる。

3 号機のプラント関連パラメータ[*392]によれば、3 号機の原子炉圧力は、同日 9 時 59 分頃に 0.210MPa gage を示していたのに、同日 10 時 2 分頃に 0.380MPa gage に上昇し、同日 10 時 35 分頃には 0.120MPa gage まで低下し、更には、同日 11 時 55 分頃に 0.120MPa gage を示していたのに、同日 12 時 40 分頃に 0.450MPa gage まで上昇し、同日 13 時頃には 0.190MPa gage まで低下しており、二度にわたり、一時的に原子炉圧力が上昇する傾向を示し、その後低下している（前掲図表 70 参照）。

まず、同日 10 時 2 分頃に原子炉圧力が上昇していることから、SR 弁の開状態が十分に維持できていなかったと考えられる。

その後、同日 10 時 35 分頃には原子炉圧力が低下しているが、例えば、3 号機における同日 9 時台や 2 号機における同月 14 日 18 時台など、別の SR 弁の端子への接続等による新たな SR 弁の開操作をした際には少なくとも数分刻みでプラント監視をした記録が残っているのに対し、同月 13 日 10 時 2 分頃から同日 10 時 35 分頃までの間、原子炉圧力、D/W 圧力及び S/C 圧力のいずれも監視した記録が全く残っていない。そうすると、この頃、SR 弁の開状態が十分維持されずに原子炉圧力が上昇したのに、バッテリー交換や別の SR 弁への接続を行うなどして新たな SR 弁開操作を実施した可能性は低いと考えられる。現に、発電班メモによれば、他には 3 号機の SR 弁の開操作に関する記載があるのに、同日 10 時 2 分から同日 10 時 35 分の間やその直前・直後には SR 弁に関する記載がない。

以上によれば、3 号機については、同日 9 時 50 分頃に SR 弁を開としたものの、開状態を十分維持できずに原子炉圧力が上昇し、その後新たな SR 弁の開操作を行っていないのに、同日 10 時 2 分頃以降、原子炉圧力が低下したということになるから、同日 10 時 2 分頃以降、圧力容器又はその周辺部に、圧力が抜けるような損傷箇所が生じていた可能性がある。

さらに、発電班メモによれば、同日 12 時 17 分に「SRV(A)ⓇⒼ表示消灯　開操作した時←バッテリー交換、電源作業中」との記載があり、その

---

*391　もっとも、アキュームレータ内の残圧自体が十分であったとしても、窒素供給用の AC ラインの配管破断等によって窒素が十分に供給できなかった可能性まで否定することはできない。

*392　前掲東京電力 HP 参照。

頃原子炉圧力が上昇傾向にあったことから、SR 弁の開状態が十分維持されていなかったと考えられるが、同じく発電班メモによれば、同日 12 時 43 分に「SRV は AG 手動開で表示なし」と記載され、その後同日 13 時までの間、SR 弁の A 弁又は G 弁が全開や中間開となったことを意味する記載が認められないまま、同日 13 時頃に原子炉圧力が 0.190MPa gage まで低下している。この頃、SR 弁の開操作に必要なバッテリーの電源が枯渇しており、バッテリー交換が必要であったと考えられるが、発電所対策本部復旧班の供述及び資材調達状況からすれば、同日 12 時から同日 13 時にかけての頃は、新たなバッテリーの調達もなく、バッテリー不足の状態が継続している時期であったから、バッテリー交換をしたくともできない状況にあったと認められる。そうすると、何らかの原因により SR 弁が開となって原子炉圧力が低下した可能性を完全に否定するものではないが、他方で、SR 弁の開操作をするも、SR 弁の開状態を十分維持できなかった可能性があり、それにもかかわらず、原子炉圧力が低下したということは、この頃、圧力容器又はその周辺部に、圧力が抜けるような損傷箇所が生じた可能性がある。

なお、3 号機については、同日 9 時 10 分頃までに既に圧力容器又はその周辺部に、圧力が抜ける損傷が生じていた可能性が高いものの、それ以降も、SR 弁の開状態を十分に維持できない状況において、段階的に溶融燃料が圧力容器下部プレナムに落下して冷却水と接して蒸気が大量に発生しために原子炉圧力が上昇し、その後、圧力容器又はその周辺部に既に生じた破損箇所から圧力が抜け、あるいは、溶融燃料の落下に伴い新たに生じた破損箇所から圧力が抜けることで原子炉圧力が低下したと考えれば、3 号機の原子炉圧力の挙動と矛盾することはない。

(b) 平成 23 年 3 月 14 日 1 時頃以降の原子炉圧力及び D/W 圧力の挙動との関係

① 3 号機のプラント関連パラメータ[*393]によれば、原子炉圧力は、平成 23 年 3 月 14 日 1 時頃に A 系が 0.054MPa gage、B 系が 0.057MPa gage であったのに対し、同日 3 時頃には A 系が 0.127MPa gage、B 系が 0.127MPa gage にとどまっている[*394]。また、3 号機のプラント関連パラメータ[*395]によれば、D/W 圧力は、同日 1 時頃に 0.2450MPa abs、同日 3 時頃に 0.3150MPa abs を示しており、原子炉圧力計が示す値より

*393 前掲東京電力 HP 参照。
*394 この時用いられていた原子炉圧力計は、基準面器の水位低下に伴い誤差が生じ得るとしても、その誤差は、最大でも基準面器から圧力伝送器までの水頭圧に相当する 90kPa 程度、実際の原子炉圧力よりも小さく表示されるにすぎない。
*395 前掲東京電力 HP 参照。

0.09MPa 程度上回りながら[*396]、原子炉圧力と同様に 0.07MPa　程度上昇している（図表 73 参照）。

H23.3.14 時刻	原子炉圧力（A） (MPa gage)	原子炉圧力（B） (MPa gage)	D/W圧力 (MPa abs)
1:00	0.054	0.057	0.2450
1:30	0.062	0.062	0.2550
2:00	0.073	0.075	0.2650
2:30	0.091	0.091	0.2800
3:00	0.127	0.127	0.3150

図表73 3号機 原子炉圧力及びD/W圧力

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

② この頃の 3 号機の原子炉圧力及び D/W 圧力の挙動を見るとほぼ同様の傾向を継続的に示しているが、SR 弁の開状態を維持できたためにこのような挙動を示したと考えるのは不自然である。すなわち、圧力容器が健全である限り、SR 弁の開状態が維持され、かつ、原子炉圧力が上昇している場合、SR 弁が開状態にあるため上昇傾向が抑制され、その抑制された分だけ圧力容器から抜けた圧力が S/C に流れ込み、S/C プール水で凝縮しなかった蒸気の一部が、真空破壊装置が動作してベント管を通じ、D/W 側に流れ込むといった過程をたどるのであるから、原子炉圧力と D/W 圧力が、継続的に同様の上昇傾向を示すとことは、あり得ないとは言えないものの、通常は間接的な類似にとどまると考えられる[*397]。

③ さらに、この頃、D/W 圧力が原子炉圧力を継続的に上回り、あるいは、各計装機器の誤差を考慮してもほぼ等圧となっていたと考えられ[*398]、SR 弁の開状態を維持したことのみで、D/W 圧力及び原子炉圧力がこのような挙動を示すことも考えにくいことから、圧力容器又はその周辺部に、D/W 側と等圧になる程度の損傷が生じていた可能性があるほか、D/W 内にも熱源、すなわち溶融燃料が存在していた可能性もある。

④ また、3 号機のプラント関連パラメータ[*399] に基づき、前後も含めて原子炉圧力の状況を見ると、原子炉圧力計の指示値は、A 系及び B 系のいずれも、平成 23 年 3 月 14 日零時 30 分頃に 0.048MPa　gage を示してか

---

*396　比較にあたっては、原子炉圧力計が示す値はゲージ圧であり、D/W 圧力計が示す値は絶対圧であることに留意する必要がある。

*397　この頃、原子炉水位が BAF を下回っていたと考えられる状況において、3 号機 T/B 前の逆洗弁ピット内の海水を取水できずに代替注水がなされていないにもかかわらず、SR 弁を開としたままでは、蒸気冷却の効果も期待できず、炉心損傷が進行すると考えられるから、そもそも SR 弁を閉としていた可能性もある。

*398　この時用いられていた原子炉圧力計は、基準面器内の水位低下によって、最大で 90kPa 程度小さく表示する可能性があるが、格納容器外側まで水位が低下してもなお蒸発して水位低下が継続するとは考え難く、そうすると、実際には、誤差はそれよりも小さくなると考えられる。また、D/W 圧力計の指示値が原子炉圧力計のそれを一時的ではなく、継続的に上回っており、各計装機器の誤差を考慮しても、D/W 圧力が原子炉圧力を実際に上回っていたか、ほぼ等圧となっていたと考えるのが自然である。

*399　前掲東京電力 HP 参照。

ら、同日 7 時頃に A 系が 0.319MPa gage、B 系が 0.315MPa gage を示すまでの間、一貫して上昇傾向にあり、そもそも SR 弁の開状態を維持できていなかった可能性がある。

少なくとも同日 1 時 10 分から同日 3 時 20 分にかけての頃[*400]、3 号機への代替注水の水源であった 3 号機 T/B 前にある逆洗弁ピット内の海水を消防ポンプで取り込むことができず、代替注水がなされていなかったのであるから、この頃、新たな SR 弁の開操作を実施したとも考えにくい。

現に、発電所対策本部発電班のメモ書きには、同日 3 時 40 分に「SRV のバッテリー（12 コ）V」の記載があるほか、当直引継日誌には、同日 3 時 50 分に「SRV 操作用仮設バッテリー電圧確認　11~12V」の記載がある。現場対処に当たった発電所対策本部復旧班の供述によれば、この記載は、同日 3 時 40 分から同日 3 時 50 分にかけての頃、既に SR 弁の開操作用に直列に接続していた 12V バッテリー合計 10 個の電圧確認を行った結果、11~12V しかなかったことを示しており、この頃バッテリーを新たに調達・交換した形跡も認められない。そうすると、同日 1 時 10 分から同日 3 時 20 分にかけての頃には、いまだ新たな SR 弁の開操作を実施していないだけでなく、電圧不足によって、それまでに開操作した SR 弁の開状態も十分に維持できていなかった可能性がある。

⑤　いずれにせよ、平成 23 年 3 月 14 日 1 時から同日 3 時にかけての頃の 3 号機の原子炉圧力及び D/W 圧力の挙動について、SR 弁の開状態を維持したことのみによって説明するのは困難であり、この頃既に、圧力容器又はその周辺部に、D/W 側に直接圧力が抜けるような損傷箇所が生じていた可能性は十分認められる。

なお、3 号機のプラント関連パラメータ[*401]によれば、同日零時頃から同日零時 40 分頃までの間、D/W 圧力が 0.2400MPa　abs、S/C 圧力が 0.2550MPa　abs と変化がなく、同日零時 50 分頃には S/C 圧力が 0.2600MPa　abs を示し、同日 1 時頃には D/W 圧力が 0.2450MPa　abs を示し、その後同日 7 時 10 分頃まで一貫して上昇傾向にあった。また、ふくいちライブカメラ写真によっても、その頃、3/4 号排気筒から白煙様の排気を確認できなかった。そうすると、少なくとも同日 1 時頃以降、S/C ベント弁（AO 弁）大弁及び小弁の開状態を維持することもできていなかったと考えられる。

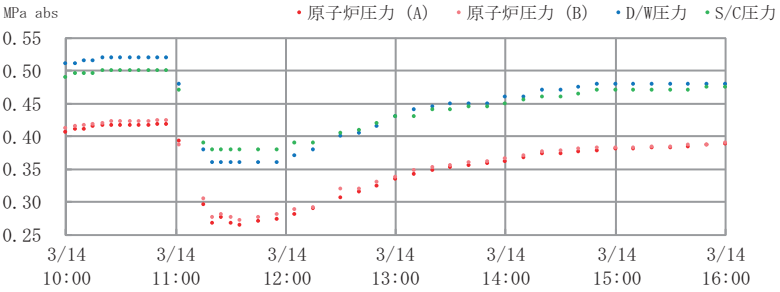
(c)　平成 23 年 3 月 14 日 10 時頃以降の原子炉圧力及び D/W 圧力の挙動との関係

①　3 号機のプラント関連パラメータ[*402]によれば、平成 23 年 3 月 14 日 11

---

*400　注水再開が平成 23 年 3 月 14 日 5 時 50 分頃との記録があることにつき、脚注 390 参照。
*401　前掲東京電力 HP 参照。
*402　前掲東京電力 HP 参照。

時 1 分頃の 3 号機 R/B 爆発の前後を問わず、原子炉圧力は、A 系及び B 系のいずれも、ほぼ 0.200~0.300MPa gage 前後を示しているが[*403]、D/W 圧力よりも 0.1MPa 程度低い値を示している上、D/W 圧力の挙動と、その傾向が類似している（図表 74 参照）。



図表74 3号機原子炉圧力等の挙動（3/14 10:00～3/14 16:00）

※原子炉圧力は、D/W・S/C各圧力と比較しやすくするためゲージ圧ではなく、絶対圧で表示した。

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

② 平成 23 年 3 月 14 日 10 時頃から同日 16 時頃にかけての原子炉圧力及び D/W 圧力の挙動を見ると、SR 弁の開状態を維持したことのみによるものとは考えにくい。すなわち、圧力容器内の蒸気が SR 弁を通じて S/C 内に流れ込む場合、蒸気が S/C プール水によって凝縮され、圧力が抑制されながらも、S/C 圧力、更には D/W 圧力の順序で上昇傾向を示すはずであり、原子炉圧力が上昇した際には D/W 圧力が同じように上昇し、原子炉圧力が下降した際にも D/W 圧力が同じように下降し、原子炉圧力が D/W 圧力よりもほぼ 0.1MPa 程度下回る値を維持したまま、継続的に同じように上昇、下降を示すなど、同時に同一の挙動を示しているのは、SR 弁の開状態が維持されていることのみでは説明し難い。

さらに、D/W 圧力が原子炉圧力を継続的に 0.1MPa 程度上回り、又は各計装機器の誤差を考慮し、少なくとも D/W 圧力と原子炉圧力がほぼ等圧を維持していることも[*404]、SR 弁の開状態を維持したことのみでは説明困難である。

これらの現象については、端的に、圧力容器底部が破損して溶融燃料が D/W 内に落下するなど、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能

---

*403 原子炉圧力計は、基準面器内水位の低下によって、見かけ上の原子炉圧力が実際よりも小さい値を示す可能性がある。しかし、この時用いられていた原子炉圧力計について、基準面器内水位の低下に伴う誤差は最大でも 90kPa gage であり、かかる誤差を考慮してもなお、この頃の原子炉圧力は、大気圧を超える圧力が確保されていた可能性が高い。

*404 この時用いられていた原子炉圧力計は、基準面器及び基準面器側配管内の水位低下によって、最大で 90kPa 程度小さく表示する可能性があるが、格納容器外側まで水位が低下してもなお蒸発して水位低下が継続するとは考え難く、そうすると、実際には、誤差はそれよりも小さくなると考えられる。また、D/W 圧力計の指示値が原子炉圧力計のそれを一時的ではなく、継続的に上回っていたことからしても、実際に、D/W 圧力が原子炉圧力を上回っていたと考えるのが自然である。

を損なうような損傷が生じていたとすれば、その説明が可能である。

したがって、かかる原子炉圧力及び D/W 圧力の挙動を示すようになった同日 10 時頃までには、既に、圧力容器底部が破損して溶融燃料の一部が格納容器下部ペデスタル部に落下していた可能性も含め、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていた可能性が高い[*405]。

c　CAMS による測定結果との関係

① AMG 上、炉心損傷の進行度にかかわらず、圧力容器破損に至るまでは、D/W 側には希ガスがほとんど存在せず、D/W 側で CAMS によって検出されるガンマ線量率は炉心損傷割合を反映するものではないとされる。これは、圧力容器が健全である限り、圧力容器から格納容器への放射性物質の流出につき、まずもって SR 弁が開くことによって S/C 側へ流出するルートが考えられ、D/W 側へは、S/C 圧力が D/W 圧力を上回って真空破壊装置が作動して S/C 側に流れ込むこと以外にほぼ考えられないためである[*406]。

そうすると、圧力容器が健全である限り、D/W 側のガンマ線量率が S/C 側のそれをはるかに超えるような事態は考え難く、この理は炉心損傷開始直後の希ガス放出の場合であっても、その後の Cs や I といった核種放出の場合であっても異なるところはない。

② 3 号機のプラント関連パラメータ[*407]によれば、CAMS 測定結果は、それぞれ D/W(A)、S/C（A）の順に、平成 23 年 3 月 14 日 5 時頃に 158Sv/h、3.78Sv/h を示し[*408]、D/W 側が S/C 側の 40 倍を超えるガンマ線量率となっており、その後も、CAMS 測定が中断される直前の同日 10 時 55 分頃まで

---

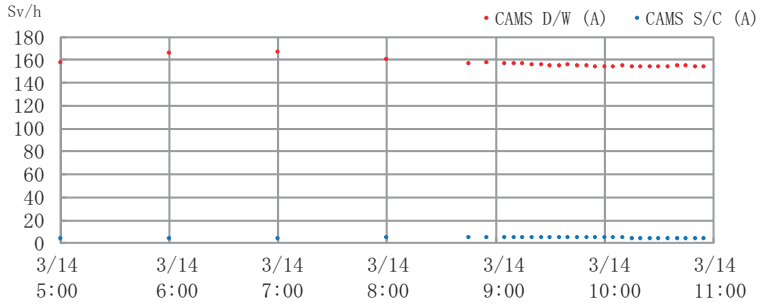
*405　3 号機については、平成 23 年 3 月 14 日 5 時 20 分から同日 6 時 10 分にかけての頃、S/C ベント弁(AO 弁)小弁の開操作を試みているが、同日 6 時 10 分頃以降、同月 15 日 16 時頃まで格納容器ベントに必要な操作を実施していない。3 号機は、既に格納容器ベントを実施しており、ラプチャーディスクが作動済みと考えられるのに、S/C ベント弁(AO 弁)小弁の開操作を終えたとされる同日 6 時 10 分頃以降も同日 7 時 10 分頃まで D/W 圧力及び S/C 圧力が上昇傾向にあり、そもそも S/C ベント弁(AO 弁)小弁の開状態を維持できなかった可能性が高い。さらに、同日 7 時 15 分頃以降、S/C 圧力がいったん低下傾向を示すも、同日 8 時 45 分頃には上昇に転じており、少なくとも同日 8 時 45 分頃以降、S/C ベント弁(AO 弁)小弁の開状態を維持できなかったと認められる。

*406　圧力容器から直接 D/W 側に放射性物質が流れ込むルートとしては、SR 弁の安全弁機能が作動してもなお原子炉圧力が上昇した場合に D/W 吹き出し機能が作動する場合が考えられるが、この場合、SR 弁が開いて S/C 側にも放射性物質が流れ込んでいるので、やはり、D/W 側のガンマ線量率が S/C 側のそれをはるかに超えるような事態は考え難い。

*407　前掲東京電力 HP 参照。

*408　なお、平成 23 年 3 月 14 日 5 時頃以降に計測したガンマ線量率は、既に S/C ベントによって、D/W 及び S/C 内の放射性物質の多くが格納容器外に放出された後の値である可能性が高く、また、格納容器から大量の放射性物質が漏えいした後に計測したためにガンマ線量率が低くなっていた可能性も十分認められる。そのため、すべての希ガスが格納容器及び圧力容器内に滞留していることを前提に解析した AMG 上の炉心損傷割合を算定したとしても、実際の炉心の状態を正しく反映せず、炉心損傷割合が実際よりも小さくなる可能性が高い。

の間、ほぼ同様の測定結果となっていることから、誤測定とは考え難い（図表 75 参照）。



図表75 3号機CAMS D/W等の挙動（3/14 5:00～3/14 11:00）

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

この頃、SR 弁の開状態が維持されていたか否かについては、必ずしも断定はできないものの、仮に SR 弁の開状態が維持されていたとしても、D/W 側が S/C 側の 40 倍を超えるガンマ線量率を示したことについて、SR 弁の開状態を維持して圧力容器から S/C 側に放射性物質が流れ込んだことのみでは到底合理的に説明できない。

③　この点、S/C 側よりも D/W 側の方がガンマ線量率が大きい原因として、まず、原子炉圧力が 8.55MPa　gage 程度まで上昇して SR 弁の D/W 吹き出し機能が動作した可能性が問題となる。

しかし、3 号機のプラント関連パラメータや記録計チャートを見ても、SR 弁の D/W 吹き出し機能が動作するような原子炉圧力に達したとする記録は認められない。

また、SR 弁の安全弁機能の仕組みとして、D/W 吹き出し機能が動作する原子炉圧力に達する前に、まず、原子炉圧力が 7.64~7.78MPa　gage まで上昇すると安全弁機能が動作して S/C 側へ蒸気が流出し、D/W 吹き出し機能が動作中も安全弁機能が動作して、S/C 側へ同様に蒸気が流出することになる（前掲図表 67 参照）。

そうすると、やはり、S/C 側の方が D/W 側よりもガンマ線量率が大きくなるのが自然であるし、少なくとも D/W 側の方が S/C 側よりも 40 倍を超えるガンマ線量率を示していることの説明がつかない。

④　さらに、別の原因として、3 号機の S/C ベント実施の影響によるものか否かについて検討する。

3 号機については、平成 23 年 3 月 13 日 9 時前後頃に S/C ベントを実施しているが、3 号機プラント関連パラメータ [*409] によれば、同日 9 時 10 分頃、D/W 圧力が 0.6370MPa abs、S/C 圧力が 0.5900MPa abs であったのに対し、S/C ベントの実施により、同日 11 時 25 分頃、D/W 圧力が 0.2800MPa abs、S/C 圧力が 0.2300MPa abs まで、同程度の減圧がなされており、3 号機の S/C

*409　前掲東京電力 HP 参照。

ベントの際、S/C 内の放射性物質のみが大気中に放出されたと考えるのは明らかに不自然である。

むしろ、S/C ベントの実施により、S/C 内の放射性物質が蒸気とともに流出するのみならず、D/W 内で内壁等に付着することなく浮遊していた放射性物質も、ベント管を通じて、減圧された S/C 側に流入し、さらに、S/C 側を経由して大気中に放出されたものと考えられる。

そうすると、S/C ベントの影響で、同月 14 日 5 時頃の時点で、D/W 内のガンマ線量率が S/C 内のガンマ線量率の 40 倍を超えるような事態になったとは考えられない。

⑤　結局、D/W 側が S/C 側の 40 倍を超えるようなガンマ線量率を示していた原因は、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じたことにより、D/W 側に直接放射性物質が漏えいしたことに起因すると考えるのが自然である。

d　放射線量との関係

(a)　平成 23 年 3 月 13 日 9 時 10 分頃以降、同日 15 時 28 分頃までの 3 号機 R/B 及びその周辺の放射線量との関係

①　平成 23 年 3 月 13 日 9 時 10 分頃、発電所対策本部復旧班は、3 号機の格納容器ベントに必要な S/C ベント弁（AO 弁）大弁に空気圧を供給するための交換用ボンベを準備するなどの作業のため、3 号機 R/B に立ち入っていた。そして、具体的な時間は不明であるものの、遅くとも同日 14 時 31 分頃までの間に、3 号機 R/B1 階南側で作業していた復旧班は、R/B 内のいずれかから「シューッ」という音を聞き、周囲がそれまでよりも濃いモヤで包まれたため、慌てて R/B 外に退避した。

この事実は、この頃、3 号機の格納容器又はその周辺部から、放射性物質を含有する蒸気が R/B 内に漏えいしていた可能性があり、その前提として、この頃までに、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていた可能性を裏付けるものと考えられる。

②　平成 23 年 3 月 13 日 14 時 31 分頃、3 号機 R/B 二重扉北側で放射線量を計測して 300mSv/h 以上を示し、同南側で 100mSv/h を計測したため、3 号機 R/B への入域禁止措置が取られた。

したがって、この頃、3 号機の格納容器又はその周辺部から、放射性物質が R/B 内に漏えいしていた可能性があり、その前提として、この頃までに、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていた可能性が裏付けられる。

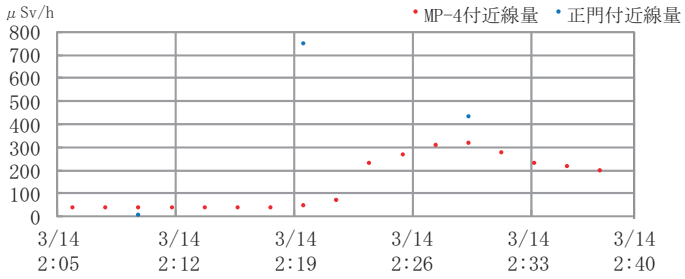
③　福島第一原発の原子炉主任技術者の手帳によれば、平成 23 年 3 月 13 日 15 時 25 分頃、3/4 号中央制御室において警報付きポケット線量計（APD）の音が早まっている旨の記載が認められ、同日 15 時 28 分頃、3/4 号中央制御室の放射線量が 12mSv/h と計測され、当直は、4 号中央制御

室側に退避した。そうすると、この頃、3/4 号中央制御室において、放射線量が上昇傾向にあったと考えられる。

そして、各号機 R/B の位置関係及び 4 号機が定期点検中であったことからすれば、3 号機の炉心損傷が進行して放出された放射性物質が、圧力容器から格納容器、格納容器から R/B へと漏えいしていき、3/4 号中央制御室内の放射線量が上昇した可能性があり、この頃までに、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていた可能性が裏付けられる。

(b) 平成 23 年 3 月 14 日 2 時 20 分頃以降の放射線量上昇との関係

① 正門付近において放射線量を計測した結果、平成 23 年 3 月 14 日 2 時 10 分頃に 4.6 μ Sv/h を示していたのに、同日 2 時 20 分頃には 751.2 μ Sv/h に急上昇した。さらに、モニタリングポスト 4 番付近における線量計測の結果、同日 2 時 20 分頃に 44.6 μ Sv/h であったのに、同日 2 時 24 分頃には 227.9 μ Sv/h、同日 2 時 30 分頃には 319.3 μ Sv/h に急上昇した（図表 76 参照）。



図表76 正門付近等の放射線量の挙動（3/14 2:05～3/14 2:40）

東京電力「福島第一原子力発電所構内での計測データ」（平成23年5月）を基に作成

② 平成 23 年 3 月 14 日 2 時 20 分頃以降の放射線量の上昇は、1 号機について、R/B 爆発や格納容器ベントの実施に伴い放射線量が上昇してから相当時間が経過しており、既に放射線量が下降した後の挙動であるから、これらの事象による影響とは考え難い。

③ 2 号機については、平成 23 年 3 月 13 日 11 時頃、ラプチャーディスクを除く格納容器ベントラインが完成している。[*410]

しかし、2 号機のプラント関連パラメータ[*411]によれば、D/W 圧力は、同日 11 時 35 分頃に 0.380MPa abs を示してから、同月 14 日 2 時 45 分頃に 0.440MPa abs を示すまでの間、一貫して横ばい又は上昇傾向にあるが、いまだラプチャーディスク作動圧[*412]には達していない。

---

*410 中間報告 208~209 頁参照。
*411 前掲東京電力 HP 参照。
*412 2 号機のラプチャーディスク作動圧は、0.427MPa gage（=約 0.528MPa abs）である。

したがって、かかる D/W 圧力の挙動からすれば、同日 2 時 20 分頃以降の放射線量の上昇は、2 号機の格納容器ベントの影響とは考え難い。

④　次に、3 号機のプラント関連パラメータ[*413]によれば、3 号機の D/W 圧力は、平成 23 年 3 月 13 日 12 時 40 分頃に 0.4800MPa abs を示してから下降傾向にあったが、その後昇降を繰り返した。

さらに、同日 19 時頃に S/C ベント弁（AO 弁）大弁の開状態維持のため新たな仮設コンプレッサーを接続しているが、ふくいちライブカメラ写真によれば、それ以降、3/4 号排気筒から白煙様の排気を確認できなかった。また、同日 20 時 30 分頃から D/W 圧力及び S/C 圧力が低下傾向を示したが、同月 14 日零時頃から同日零時 40 分頃までの間、D/W 圧力が 0.2400MPa abs、S/C 圧力が 0.2550MPa abs と変化がなく、その後上昇に転じ、同日零時 50 分頃には S/C 圧力が 0.2600MPa abs を示し、同日 1 時頃には D/W 圧力が 0.2450MPa abs を示し、同日 7 時 10 分頃まで一貫して上昇傾向にあった。そうすると、少なくとも同日 1 時頃以降、S/C ベント弁（AO 弁）大弁の開状態を維持できていなかったと考えられる[*414]。

さらに、モニタリングポスト 4 番付近の放射線量測定結果によれば、同月 13 日 13 時 52 分頃に 1,557.5 μ Sv/h を示したのをピークとした放射線量の上昇が認められ、これが同日 12 時 30 分頃以降の 3 号機格納容器ベントの影響であった可能性があるものの、同日 15 時頃には 50 μ Sv/h 台にまで放射線量が低下し、その後小康状態を保ち、同日 19 時頃以降の S/C ベント弁（AO 弁）大弁の開操作によっても有意な放射線量の上昇が認められず、同月 14 日 2 時 20 分頃以降になって放射線量が上昇傾向を示すようになった。

かかる放射線量や D/W 圧力の推移からすると、同月 13 日 19 時頃仮設コンプレッサーを接続して S/C ベント弁（AO 弁）大弁が開状態となったか否かにかかわらず[*415]、同月 14 日 2 時 20 分頃以降のモニタリングポスト 4 番付近の放射線量の上昇に対し、同月 13 日 19 時頃以降の S/C ベント弁（AO 弁）大弁開操作が与えた影響は限定的であったと考えられる。

⑤　そこで、平成 23 年 3 月 14 日 2 時 20 分頃以降、放射線量が上昇した要因を検証する上で、同日 2 時頃の 1 号機から 3 号機までの状況について考察する。

1 号機については、津波到達後、平成 23 年 3 月 12 日 4 時頃までの間、IC がほぼ機能を喪失していた上、全く代替注水も実施されず、炉心損傷、溶

---

*413　前掲東京電力 HP 参照。

*414　S/C ベント弁（AO 弁）大弁の開状態を維持できなかった原因として、仮設コンプレッサーが小型のものであったため、供給圧力が不足していたことが考えられる。

*415　現に、その後、平成 23 年 3 月 14 日 3 時 40 分頃、S/C ベント弁（AO 弁）大弁の励磁回路に不具合が確認され、中央制御室において電磁弁を再度励磁したり、同日早朝には、AO 弁に空気圧を送るため必要な可搬式コンプレッサーを新たに入手して、それまで用いていた可搬式コンプレッサーと取り換えている。

融が進行したと考えられる。その後、1 号機については、断続的かつ不十分な代替注水がなされるようになったものの、1 号機のプラント関連パラメータ[*416]によれば、原子炉水位（燃料域 B 系）が同日 13 時 48 分頃に TAF-1,650mm を示してから、同月 14 日 2 時 15 分頃に至ってもなお、ほとんど変化を示しておらず、原子炉水位が炉側配管入口を上回るようなことがなく、原子炉水位計が実際の原子炉水位を示していなかったと考えられる。

そうすると、代替注水実施後も、原子炉水位が BAF を上回ることがないまま、1 号機の炉心損傷、溶融が進行し、その過程で放出された大量の放射性物質が、圧力容器から格納容器、格納容器から格納容器外へ漏えいし、同月 14 日 2 時 20 分頃までに R/B 外に漏えいして、同日 2 時 20 分頃以降の放射線量の上昇に寄与した可能性がある。このことは、その後、同日 6 時頃から計測を開始した CAMS によって、D/W 側が 164Sv/h、S/C 側が 26.6Sv/h と高いガンマ線量率を示し、その後低下傾向を示していたこととも整合的である。

2 号機については、RCIC による注水がなされ、原子炉水位が確保されている状況と考えられるから、この頃の放射線量上昇の要因となったとは考え難い。

3 号機については、少なくとも、同月 13 日 2 時 42 分頃に HPCI が停止してから同日 9 時 10 分頃までの間、代替注水が全くなされておらず、同月 14 日 1 時 10 分頃から同日 3 時 20 分頃までの間、3 号機の逆洗弁ピット内の海水が取水できず、3 号機への代替注水が全くなされていない。また、代替注水がなされたとされる間も、3 号機プラント関連パラメータ[*417]によれば、同月 13 日 17 時 30 分頃以降、原子炉水位計の指示値に変化がない状況が続いており、BAF を上回るような原子炉水位が確保できていなかった可能性が高い。

そうすると、3 号機については、炉心損傷が進行して放射性物質が大量に放出され、これが R/B 外に漏えいし、同月 14 日 2 時 20 分頃以降の放射線量の上昇に寄与した可能性がある。このことは、その後、同日 5 時頃から計測を開始した CAMS によって、D/W 側が 158Sv/h、S/C 側が 3.78Sv/h と高いガンマ線量率を示したこととも整合的である。

⑥ したがって、平成 23 年 3 月 14 日 2 時 20 分頃以降、放射線量が上昇した主たる要因は、1 号機及び 3 号機の双方又はいずれかの炉心に由来する放射性物質が、格納容器から大量に漏えいして大気中に放出されたためと考えられる。そうすると、その前提として、その頃までに、3 号機の圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じてい

*416　前掲東京電力 HP 参照。
*417　前掲東京電力 HP 参照。

た可能性もまた否定できない[*418]。

(c) 平成 23 年 3 月 14 日 21 時 25 分頃以降の放射線量との関係

正門付近の放射線量測定結果によれば、平成 23 年 3 月 14 日 21 時 25 分頃に 6.8 μ Sv/h であったのに、同日 21 時 35 分頃に 760.0 μ Sv/h、同日 21 時 37 分頃に 3,130.0 μ Sv/h に急上昇した（図表 77 参照）。

H23.3.14 時 刻	放射線量（μSv/h）
21:15	5.8
21:20	6.0
21:25	6.8
21:30	29.7
21:35	760.0
21:37	3,130.0

図表77 正門付近の放射線量測定結果

東京電力「福島第一原子力発電所構内での計測データ」平成23年5月）を基に作成

これは、前記第 3,1(2)d 記載のとおり、1~3 号機のいずれか又はすべての炉心由来の放射性物質が大気中に放出されたことによるものと考えられ、1 号機及び 3 号機の R/B 爆発の影響や各号機の格納容器ベント実施による影響とは考え難い。

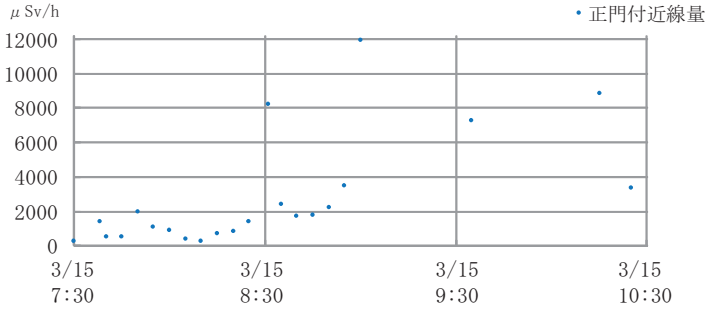
そうすると、正門付近の放射線量が急上昇を示し始めた同日 21 時 35 分頃までに、3 号機の炉心由来の放射性物質が格納容器又はその周辺部から漏えいして大気中に放出された可能性は十分に考えられ、その前提として、3 号機の圧力容器又はその周辺部にも、その閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じていた可能性がある。

(d) 平成 23 年 3 月 15 日 7 時 30 分頃以降の放射線量との関係

正門付近の放射線量測定結果によれば、平成 23 年 3 月 15 日 7 時 30 分頃に 250.8 μ Sv/h を示していたが、同日 7 時 38 分頃に 1,390.0 μ Sv/h、同日 7 時 50 分頃に 1,941.0 μ Sv/h と上昇傾向を示し、その後、数百μ Sv/h まで低下した。しかし、同じく正門付近の放射線量測定結果によれば、同日 8 時 25 分頃に 1,413.0 μ Sv/h を示し、同日 8 時 31 分頃に 8,217.0 μ Sv/h、同日 9 時頃には 11,930.0 μ Sv/h と、再び急上昇に転じたほか、同日 10 時 25 分頃まで数千μ Sv/h の高い放射線量が計測されて

*418 もちろん、SR 弁が開いたことによって圧力容器から S/C 側に放射性物質が流れ込んだ可能性も考えられ、これと圧力容器又はその周辺部の破損が併存する可能性も考えられる。

いた（図表 78 参照）。



図表78 正門付近の放射線量の挙動（3/15 7:30～3/15 10:30）

東京電力「福島第一原子力発電所構内での計測データ」（平成23年5月）を基に作成

これは、前記第 3,2(3)d(b)記載のとおり、4 号機 R/B の爆発の影響は限定的と考えられ、主として、1~3 号機のいずれか又はすべての炉心損傷過程で放出された放射性物質が大気中に放出されたことによるものと考えられる。他方、1 号機及び 3 号機の R/B 爆発の影響や各号機の格納容器ベント実施の影響は考え難い。

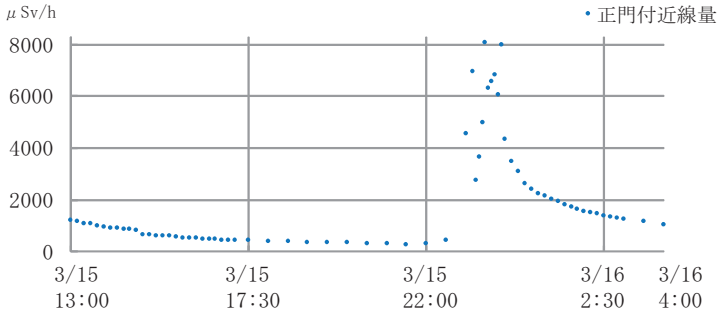
そうすると、正門付近の放射線量が急上昇を示し始めた同日 7 時 38 分頃までにも、3 号機の炉心由来の放射性物質が格納容器又はその周辺部から漏えいして大気中に放出された可能性は十分に考えられ、その前提として、その頃までに、3 号機の圧力容器又はその周辺部には、その閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じていた可能性もある。

現に、発電班メモ書きによれば、同日 6 時から同日 6 時 12 分にかけての頃に発生した 4 号機 R/B 爆発後の状況に続けて、同一の筆跡で「3 号機 R/B 上部から蒸気がもやもや出ている」との記載があり、この頃、3 号機 R/B 上部から蒸気が放出されていたと認められ、その蒸気は、圧力容器から格納容器に漏えいした蒸気が、更に格納容器から R/B 側に漏えいしたものである可能性がある。

(e) 平成 23 年 3 月 15 日 23 時頃以降の放射線量との関係

正門付近の放射線量測定結果によれば、平成 23 年 3 月 15 日 13 時頃から同日 15 時 25 分頃にかけて 1,000 μ Sv/h 超から 500 μ Sv/h 前後に減少し、その後数百μ Sv/h を推移していたが、同日 23 時頃に 4,548.0 μ Sv/h まで放射線量が急上昇し、同日 23 時 10 分頃に 6,960.0 μ Sv/h、同日 23 時 30 分頃に 8,080.0 μ Sv/h まで上昇し、同月 16 日 4 時頃まで

1,000 μ Sv/h を超える放射線量を示していた（図表 79 参照）。



図表79 正門付近の放射線量の挙動（3/15 13:00～3/16 4:00）

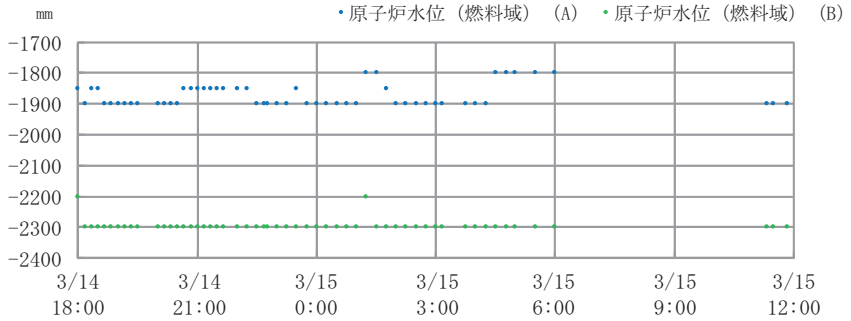
東京電力「福島第一原子力発電所構内での計測データ」（平成23年5月）を基に作成

これは、前記第 3,2(3)d(c)記載のとおり、1~3 号機のいずれか又はすべての炉心由来の放射性物質が大気中に放出されたことによるものと考えられる。

そうすると、正門付近の放射線量が急上昇を示し始めた同月 15 日 23 時頃までには、3 号機の炉心由来の放射性物質が格納容器又はその周辺部から漏えいして大気中に放出された可能性は十分に考えられ、その頃までに、3 号機の圧力容器又はその周辺部には、その閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じていた可能性がある。

e　平成 23 年 3 月 14 日夜の注水状況と原子炉水位との関係

① 3 号機のプラント関連パラメータ[*419]によれば、原子炉水位は、平成 23 年 3 月 14 日 18 時頃以降、同月 17 日午前中までの間、燃料域 A 系が TAF-1,850mm 又は-1,900mm を示し、燃料域 B 系が TAF-2,200mm 又は -2,300mm を示すのみで、ほぼ変化が生じていない（図表 80 参照）。



図表80 3号機原子炉水位の挙動（3/14 18:00～3/15 12:00）

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

これは、この頃、3 号機の原子炉水位が、BAF のやや下方に位置する炉側配管入口を下回り、炉側配管内及び基準面器側配管内の各水位が低下して

*419　前掲東京電力 HP 参照。

蒸発がやんで、各配管内の水位の水頭圧差に変化が生じなくなっていた可能性が高い。

② そして、3 号機については、平成 23 年 3 月 14 日 20 時 36 分頃、北側物揚場から消防車で取り込んだ海水を、もう一台の連結された消防車から 2 号機と同時並行的に注水していたところ、2 号機に必要な注水量を十分確保できず、2 号機のプラント関連パラメータ[*420]によれば、同日 20 時 37 分頃には 2 号機の原子炉圧力が 0.8MPa gage を超えて注水不能の状態に陥ったものと考えられる。そのため、発電所対策本部は、2 号機への注水を優先するため、その頃から 3 号機への注水を中断した。

その後の 3 号機への注水再開状況についてであるが、まず、東京電力のテレビ会議内容によれば、同日 22 時を過ぎてもなお、3 号機への注水を再開しておらず、同日 22 時 30 分近くになっても、発電所対策本部及び本店対策本部内で 3 号機への注水を再開するタイミングについて協議、検討をするのみで、記録が残されている同月 15 日零時過ぎまでの間、3 号機への注水を再開した旨の記録がない。さらに、発電所対策本部の原子炉技術主任者の手帳によれば、「2011.3.15 2゜ 30’3u 海水注入再開」の記載が認められる。もっとも、福島第一原発所長が国等に報告した「異常事態連絡様式（第 2 報以降)」（発信時刻が同日 3 時 57 分のもの）添付の「福島第一原子力発電所 プラント関連パラメータ 3 月 15 日 3:00 現在」には、3 号機の注水状況について、「消火系ラインを用いた海水注入できるよう対応中」とあることからすると、原子炉技術主任者の手帳に記載された同日 2 時 30 分の時点では注水再開作業が開始されたにすぎず、同日 3 時になってもなお 3 号機への注水が再開されていなかった可能性も十分ある。

したがって、3 号機については、BAF を上回る原子炉水位を確保できていないにもかかわらず、少なくとも同月 14 日 20 時 36 分頃から同月 15 日 2 時 30 分頃までの約 6 時間にわたり、代替注水を中断していたことになり、この間に、3 号機の炉心損傷が更に進行し、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を更に大きく損なうような損傷が生じた可能性がある。

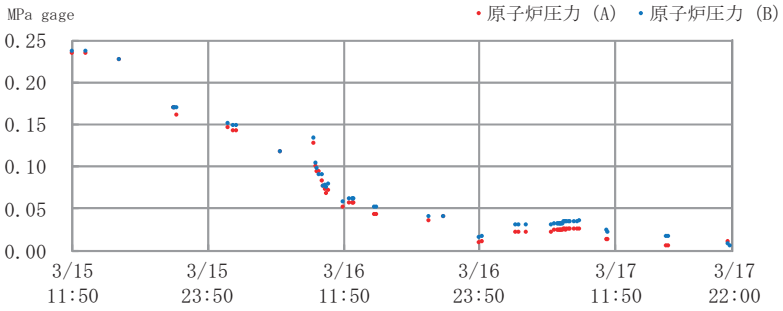
なお、このように 6 時間近く注水を中断した可能性が高いにもかかわらず、3 号機のプラント関連パラメータ[*421]によれば、原子炉水位がほとんど変化を示しておらず（前掲図表 80 参照)、このことからも、3 号機の原子炉水位計が実際の原子炉水位を示しているのではなく、炉側配管内及び基準面器側配管内の各水位間の水頭圧差を原子炉水位として換算し、誤表示しているにすぎないことが裏付けられる。

---

*420 前掲東京電力 HP 参照。
*421 前掲東京電力 HP 参照。

f　平成 23 年 3 月 15 日以降の原子炉圧力の挙動との関係

3 号機のプラント関連パラメータ[*422]によれば、平成 23 年 3 月 15 日 13 時頃、原子炉圧力計の指示値は、A 系が 0.235MPa gage、B 系が 0.237MPa gage を示し、その後、低下傾向を示し、同月 16 日 6 時 15 分頃には A 系及び B 系のいずれも、0.117MPa　gage を示していた。その後、しばらく計測がなされず、次に計測した同日 9 時 10 分頃には、原子炉圧力計の指示値は、A 系が 0.128MPa gage、B 系が 0.134MPa gage を示すも、再度低下傾向に転じ、同月 16 日 23 時 50 分頃に A 系が 0.009MPa gage、B 系が 0.015MPa gage を示し、その後も大気圧とほぼ等圧で推移した（図表 81 参照）。



図表81 3号機原子炉圧力の挙動（3/15 11:50～3/17 22:00）

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

この頃、3 号機については、SR 弁の開状態が維持されていた可能性を完全に否定まではできないが、他方で、代替注水によって原子炉水位を十分確保することができず、炉心溶融が進んで圧力容器及び格納容器又はそれらの周辺部が破損して大気圧とほぼ等圧となった可能性もあり、その双方によって原子炉圧力が低下して大気圧とほぼ等圧となった可能性もある。現に、3 号機については、同月 16 日 10 時頃、3 号機 R/B 爆発によって滅失した R/B 上部から蒸気様の白煙が確認されており、格納容器又はその周辺部から蒸気が漏えいしていた可能性がある。

なお、同月 15 日 23 時台に正門付近で放射線量測定をした結果、同日 22 時 30 分に同所で測定した 431.8 μ Sv/h の 10 倍以上高い放射線量が計測され、同日 23 時 30 分には 8080.0 μ Sv/h が計測された。かかる放射線量上昇の主たる原因は、1~3 号機のいずれか又はすべての炉心由来の放射性物質が大気中に放出されたことによるものと考えられ、3 号機の炉心由来である可能性も否定できない。

g　汚染水等との関係

①　平成 23 年 4 月 25 日、同月 29 日、5 月 1 日及び同月 3 日、東京電力が 3 号機 T/B1 階及び 2 階においてダスト測定を実施した結果、同所において、

---

*422　前掲東京電力 HP 参照。

I-131、Cs-134、Cs-136、Cs-137、Pr-144 が検出された（図表 82 参照）。

採取日時	採取物	核種（半減期）	放射能濃度 (Bq/cm^3)
H23.4.25 H23.4.29 H23.5.1 H23.5.3	3号機T/B1階及び2階のダスト	I-131（約8日）	不明
		Cs-134（約2年）	
		Cs-136（約13日）	
		Cs-137（約30年）	
		Pr-144（約17分）	
H23.5.8	3号機SFP水	I-131（約8日）	11,000
		Cs-134（約2年）	140,000
		Cs-136（約13日）	1,600
		Cs-137（約30年）	150,000
H23.11.25	3号機R/B地下滞留水	Cs-134（約2年）	150,000
		Cs-137（約30年）	180,000

図表82 3号機 汚染水等測定結果

東京電力「福島第一原子力発電所3号機使用済燃料プール水の分析結果」（平成23年5月）、「原子炉建屋地下滞留水の放射能濃度等の測定結果」（平成23年12月）等を基に作成

② 平成 23 年 11 月 25 日、東京電力が、3 号機 R/B 地下滞留水の放射能濃度等を測定した結果、3 号機 R/B の地下滞留水から、Cs-134、Cs-137 が検出された（前掲図表 82 参照）。

③ 平成 23 年 5 月 8 日、東京電力が、3 号機 SFP 水の核種分析を実施した結果、3 号機 SFP 水から I-131、Cs-134、Cs-136、Cs-137 が検出された（前掲図表 82 参照）。3 号機は平成 22 年 6 月 19 日に定期検査で停止して取り出した燃料を SFP 水に保存しており、最も冷却期間が短い燃料でも 10 か月以上冷却されているため、検出された短半減期の I-131、Cs-136 は SFP 由来とは考え難く、3 号機の炉心由来の可能性が高い。

④ 以上から、3 号機 R/B 地下滞留水、T/B 地下滞留水、SFP 水から検出された核種の全部又は一部は、3 号機の炉心由来と考えるのが自然であり、圧力容器、格納容器又はそれらの周辺部から漏えいしたものと考えられる。

(5) 東京電力等が実施した解析結果との関係

a 東京電力が平成 23 年 5 月に公表した MAAP 解析

① 東京電力が平成 23 年 5 月に公表した MAAP 解析によれば、解析ケース（その 1）では、原子炉水位の実測値にあわせるため、原子炉水位維持を可能な注水量として少なめに仮定して

炉心露出開始時間　　地震発生後約 40 時間
炉心損傷開始時間　　地震発生後約 42 時間
圧力容器破損時間　　圧力容器破損には至らず

とされ、解析ケース（その 2）では、原子炉水位は燃料域内において維持できていないとして、消防ポンプ吐出側の流量ではなく、燃料域以下程度を維持する注水量を仮定して

炉心露出開始時間　　地震発生後約 40 時間

炉心損傷開始時間　　地震発生後約 42 時間
圧力容器破損時間　　地震発生後約 66 時間

とされる。

② まず、解析ケース（その 1）は、原子炉水位計により計測された実測値に合わせて原子炉水位を設定したものである。

しかし、3 号機のプラント関連パラメータ [*423] 及び記録計チャート [*424] によれば、3 号機については、平成 23 年 3 月 13 日 7 時 35 分頃から同日 8 時 55 分頃までの間、代替注水が全くなされていないのに、原子炉圧力は 7.2~7.3MPa　gage 付近を推移し、むしろ緩やかな低下傾向を示しいる。これは、SR 弁が開いたことによるか、圧力容器又はその周辺部から漏えいしていたかはともかくとして、いずれにしても圧力容器外に蒸気が流出したために原子炉圧力の上昇が抑えられたものと考えられる。そうすると、この頃、3 号機の原子炉水位は、低下傾向を示すと考えられるのに、3 号機のプラント関連パラメータ [*425] によると、同日 7 時 35 分頃以降、原子炉水位（燃料域 A 系）は TAF-3,000mm のまま変化を示していない。

さらに、3 号機のプラント関連パラメータ [*426] によれば、原子炉水位（燃料域 A 系）は、同日 8 時 55 分頃に TAF-3,000mm であったのに、同日 9 時 10 分頃に TAF+1,800mm を示し、その後、燃料域 A 系及び B 系の原子炉水位計で計測を開始するが、同日 9 時 56 分頃から、原子炉水位は、燃料域 A 系及び B 系ともに数千 mm の幅で激しく昇降を繰り返すなど、およそ実際の原子炉水位の挙動としては考え難い推移を示している。

そして、3 号機のプラント関連パラメータ [*427] によれば、原子炉水位（燃料域 A 系）は、同日 17 時 30 分頃以降、TAF-1,800mm を示したまま、同月 14 日 2 時 10 分頃まで変化を示していない。また、原子炉水位（燃料域 B 系）も、同月 13 日 18 時 20 分頃から TAF-2,200mm を示したまま、同日 21 時 45 分頃まで変化を示さず、同日 22 時頃に TAF-2,250mm を示したものの、やはり同月 14 日 2 時 30 分頃まで、そのまま変化を示していない。

原子炉水位計は、基準面器内の基準面まで水位が確保されていること及び炉側配管入口まで原子炉水位が確保されていることを前提として、炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた値を原子炉水位に換算して表示するものである。基準面器の水位が低下すると、基準面まで水位が確保されている場合と比べ、炉側配管圧力と基準面器側配管圧力との間の絶対値としての差圧が小さくなり、差圧伝送器の計測上、炉側配管圧力から基準面器側配管圧力を差し引いた値は大きめに測定され、原子炉水位計は、

---

*423　前掲東京電力 HP 参照。
*424　資料Ⅱ-1-1-44 参照。
*425　前掲東京電力 HP 参照。
*426　前掲東京電力 HP 参照。
*427　前掲東京電力 HP 参照。

実際の原子炉水位よりも高めに誤表示することになる。この場合には、その後、基準面器への水補給を実施しない限り、見かけ上の原子炉水位が実際より高く表示される誤表示は是正されない。さらに、原子炉水位が低下し、BAF のやや下方にある炉側配管入口を下回ると、単に炉側配管内及び基準面器側配管内の各水位間の水頭圧差を原子炉水位に換算、表示することになり、実際の原子炉水位の挙動が全く反映されないことになる。

3 号機の原子炉水位（燃料域 A 系）が、同月 13 日 7 時 35 分頃から同日 8 時 55 分頃までの間、注水が全くなされていないのに TAF-3,000mm のまま変化を示していない。このことからすると、既に原子炉水位が BAF を下回り、原子炉水位計は、炉側配管内及び基準面器側配管内の各水位間の水頭圧変化を原子炉水位として換算して表示するようになり、各配管内の水位に変化が生じなくなったが故に、原子炉水位計の指示値も変化を示さず、もはや原子炉水位を表示していなかった可能性がある。

同日 9 時 10 分頃以降の原子炉水位計の指示値も、炉側配管内及び基準面器側配管内の各水位の変化によって差圧伝送器で計測する差圧の大小に変化が生じ、その変化を原子炉水位の変化として換算したが故に現実の原子炉水位とはおよそかけ離れた挙動を示していたと考えられる。

それまで原子炉水位計の指示値に変化がなかったのに、同日 9 時 10 分頃に至ってから指示値に変化が生じ始めたのは、その頃、原子炉圧力が急速に低下するとともに炉側配管入口付近に熱移動が生じ、炉側配管内で蒸発が始まり水位変化が生じたことが考えられ、その熱移動の原因としては、圧力容器内の燃料支持板や下部プレナムに溶融燃料が落下したことが考えられる。

さらに、燃料域 A 系につき同日 17 時 30 分頃以降、燃料域 B 系につき同日 18 時 20 分頃以降、いずれの原子炉水位計の指示値にも変化が見られなくなったのは、炉側配管内及び基準面器側配管内の各水位が蒸発によって低下していき、蒸発がやんで両配管内の各水位間の水頭圧差に変化が生じなくなったと考えれば、それまで原子炉水位計が示していた指示値の推移を含め、すべて矛盾なく説明がつく。

これらのことは、3 号機について、同日 7 時 35 分頃以降、既に原子炉水位が BAF を下回り、同日 9 時 25 分頃に代替注水を開始した後も BAF を上回る原子炉水位を確保できていなかったことを示唆する。

いずれにしても、解析ケース（その 1）において前提としている原子炉水位が実水位と大きくかけ離れていることは確実であり、そのような実態とかい離した前提条件に基づいて原子炉水位が一定程度まで確保されているから圧力容器の破損がないとした解析結果については、到底是認できるものではない。

また、3 号機については、CAMS 測定結果[*428] から、同月 14 日 5 時頃には、D/W 側が 158Sv/h、S/C 側が 3.78Sv/h と、D/W 側が S/C 側の 40 倍を超えるガンマ線量率を示していたにもかかわらず、この MAAP 解析によれば、この頃、D/W 側における放射性物質の存在割合が極端に小さいという結論に至っており、明らかに客観的な状況と反する。

東京電力も、解析による放射性物質の放出量については、解析条件設定における不確実性、解析モデルの不確定性等の影響を受けることから、その数値は参考的に扱うべきものとする。しかし、このように CAMS 測定結果と整合しない放射性物質の放出に関する解析結果の基礎となったのは、炉心状態に関する解析結果であり、そもそも炉心状態に関する解析結果自体が実態と大きくかい離している可能性が高いことを示唆するものであるから、その信頼性について再検討を要すると考えるべきである。

さらに、この MAAP 解析にいう圧力容器破損は、炉心溶融によって圧力容器底部が破損することを念頭に置いているにすぎず、例えば、SR 弁のガスケット部、貫通配管との接合部その他の圧力容器周辺部分が破損した場合を再現することができておらず、当委員会のいう「圧力容器又はその周辺部の破損」よりも相当限定的な場合のみを考慮している。

したがって、いずれにしても、かかる MAAP 解析の結果は、当委員会の圧力容器破損可能性に関する検証結果を左右するものではない。

③　次に、解析ケース（その 2）は、消防車による代替注水時、原子炉水位が BAF を下回っていることを前提としており、この点では、解析ケース（その 1）よりも実態に近いのではないかと考えられる。

しかし、炉心露出開始時間、炉心損傷開始時間及び圧力容器破損時間のいずれも、当委員会における認定よりも遅いため、その原因について検証する。

MAAP 解析でも添付資料としている 3 号機当直引継日誌[*429] によれば、平成 23 年 3 月 12 日 20 時 36 分の欄に「原子炉水位計電源なし　最終データ

広帯域 A 系：1350mm、燃料域 A 系：+400mm」との記載がある。この頃原子炉水位計が見えなくなったことは当直の供述からも明らかであり、この頃までの最後に計測できた原子炉水位が、広帯域 A 系で+1,350mm、燃料域 A 系で TAF+400mm を示していたことが認められる。また、3 号機のプラント関連パラメータによれば、同日 20 時 30 分頃の原子炉圧力は 0.820MPa gage を示しており、これは、1MPa gage を下回る低圧状態下で HPCI を運転していたという当直の供述と整合する。かかる原子炉圧力の指示値を前提に、「事故時運転操作手順書（徴候ベース）」に基づいて、広帯域 A 系及び燃料域 A 系の指示値についての密度補正を行うと、D/W 温度が

---

*428　前掲東京電力 HP 参照。
*429　資料Ⅱ-1-1-45 参照。

計測されていないので正確な把握までは困難であるものの、広帯域 A 系が約+480mm（燃料域換算で TAF+約 4,650mm）、燃料域 A 系が TAF+約 1,170mm となり、広帯域と燃料域で指示する原子炉水位に大幅な開きが生じることになる。

そして、その頃、3 号機の HPCI については、流量を制御しながら、原子炉圧力が 1MPa gage を下回り、運転許容範囲を下回る毎分千数百回転で運転しており、HPCI 注水量は限定的であり、少なくとも同月 13 日 2 時頃以降、原子炉圧力と HPCI 吐出圧力がきっ抗して注水はほとんどなされていなかったと考えられるから、同日 2 時 42 分頃に HPCI を停止した時点での原子炉水位は、同月 12 日 20 時 36 分頃の原子炉水位よりも高くなっているとは考えにくく、むしろ更に低くなっていた可能性が高い。

そうすると、同日 20 時 36 分頃に計測された原子炉水位のうち、より原子炉水位が高く計測された広帯域によったとしても、燃料域換算で TAF+約 4,650mm となるにすぎず[*430]、その後 HPCI による十分な注水がなされていないにもかかわらず、同月 13 日 2 時 42 分頃に HPCI が停止した時点でなおダウンカマ水位が TAF+約 6m あるとした MAAP 解析は、明らかに原子炉水位を高く見積もりすぎており、炉心露出開始時間や炉心損傷開始時間に重大な影響を及ぼす誤りがあると言わざるを得ない。

さらに、上記当直引継日誌[*431]によれば、同日 3 時 51 分の欄に「Rx 水位計（W）計器電源 ON -3600mm」「Rx 水位計（燃料域）計器電源 ON -1600mm」「炉圧 5MPa TAF の可能性」とある。そこで、原子炉圧力 5MPa gage を前提に密度補正すると、D/W 温度が計測されていないので正確な把握までは困難であるものの、広帯域が-約 3,600mm（燃料域換算で TAF+570mm）、燃料域が TAF-約 680mm となる。すなわち、広帯域を前提とすると TAF 到達まであと数十 cm、燃料域を前提とすると既に TAF を数十 cm 下回っていることになり、上記当直引継日誌に「TAF の可能性」と記載されていることとも整合的である。

しかし、MAAP 解析では、同日 3 時 51 分頃、原子炉水位が TAF のはるか数 m 上にあり、TAF 到達時間は同日 6 時 40 分頃とされ、MAAP 解析の添付資料である上記当直引継日誌に記載された原子炉水位の実測値とも大きくかい離しているのに、そのことに言及しないどころか、そもそも実測値の中に、かかる重要情報を取り込んですらおらず、当委員会によるヒアリングによっても、原子炉水位の実測値とかい離する合理的理由や実測値を解析上に取り込んでいない合理的理由につき何ら明示がなされなかった。

かかる MAAP 解析は、解析の条件として、3 号機の HPCI が同日 2 時 42

---

*430　原子炉圧力が 1MPa gage を下回るような場合、広帯域水位計よりも燃料域水位計の方が誤差が小さいとされており、そうすると、実際の原子炉水位は更に低かった可能性がある。

*431　資料Ⅱ-1-1-45 参照。

分頃まで定格運転がなされたと仮定し、運転停止時の原子炉水位を約 6m としたことに大きな誤りがあり、HPCI 停止時の原子炉水位を、実際の原子炉水位よりも数 m 程度高く見積もっていた可能性が高い。そうである以上、炉心露出開始時間及び炉心損傷開始時間については、MAAP 解析によっても、実態に沿った解析を行えば数時間早まる可能性が高い。さらに、圧力容器破損時間は、炉心損傷開始から注水開始までの時間やその際の注水量に大きく左右されるものであり、消防車による代替注水を開始したのが同日 9 時 25 分頃であるところ、この注水開始時点で炉心損傷開始から数時間経過していた可能性があり、それまでの間に圧力容器破損に至った可能性も否定できない。また、その後すぐに BAF を上回る原子炉水位を確保できたとも考え難いので、その後に圧力容器破損に至った可能性も否定できない。

いずれにしても、東京電力が平成 23 年 5 月に公表した MAAP 解析結果は、その前提条件に、炉心露出開始時間や炉心損傷開始時間に重大な影響を及ぼす誤りがあると言わざるを得ず、これを是認することはできない。

また、3 号機については、CAMS 測定結果[*432] から、同年 3 月 14 日 5 時頃には、D/W 側が 158Sv/h、S/C 側が 3.78Sv/h と、D/W 側が S/C 側の 40 倍を超えるガンマ線量率を示していたにもかかわらず、この MAAP 解析によれば、この頃、D/W 側における放射性物質の存在割合が極端に小さいという結論に至っており、明らかに客観的な状況と反する。

もっとも、東京電力も、放出される放射性物質量については、解析条件設定における不確実性、解析モデルの不確定性等の影響を受けることから、その数値は参考的に扱うべきものとする。しかし、このように CAMS 測定結果と整合しない放射性物質の放出に関する解析結果の基礎となったのは、炉心状態に関する解析結果であり、そもそも炉心状態に関する解析結果自体が実態と大きくかい離している可能性が高いことを示唆するものであるから、その信頼性について再検討を要すると考えるべきである。

さらに、この MAAP 解析にいう圧力容器破損は、炉心溶融によって圧力容器底部が破損することを念頭に置いており、当委員会のいう「圧力容器又はその周辺部の破損」よりも相当限定的な場合のみを考慮しているにすぎない。

したがって、いずれにしても、かかる MAAP 解析結果は、圧力容器破損可能性に関する当委員会の検証結果を左右するものではない。

b　東京電力が平成 24 年 3 月に公表した MAAP 解析

①　東京電力が平成 24 年 3 月に公表した MAAP 解析によれば、新たに判明した事実を解析条件として設定したほか、HPCI 注水量を実測の原子炉水位

---

*432　前掲東京電力 HP 参照。

を模擬するように設定して解析を実施し

炉心露出開始時間　　地震発生後約 42 時間

炉心損傷開始時間　　地震発生後約 44 時間

圧力容器破損時間　　圧力容器破損には至らず

との結論が得られた。

② まず、平成 24 年 3 月に公表した MAAP 解析は、平成 23 年 5 月に公表した MAAP 解析よりも HPCI の注水量を少なくしており、その限りにおいて、平成 23 年 5 月に公表した MAAP 解析よりも実態に近いものとなったと考えられる。

しかし、平成 24 年 3 月に公表した MAAP 解析では、HPCI 注水量を実測の原子炉水位を模擬するように設定したとするものの、HPCI 停止後の実測の原子炉水位を全く再現していない。

すなわち、この MAAP 解析では、TAF 到達が平成 23 年 3 月 13 日 9 時 10 分頃であるのに対し、当直引継日誌[*433]によれば、同日 3 時 51 分の欄に「Rx 水位計(W)計器電源 ON　-3600mm」「Rx 水位計(燃料域)計器電源 ON　-1600mm」「炉圧 5MPa　TAF の可能性」とあり、広帯域水位計及び燃料域水位計の数値を密度補正すると、同日 3 時 51 分前後頃には TAF に到達した可能性がある上、3 号機プラント関連パラメータによれば、燃料域水位計は、同日 5 時頃に TAF-2,000mm、同日 6 時頃に TAF-2,600mm、同日 7 時 35 分頃に TAF-3,000mm を示しており、MAAP 解析による原子炉水位の方が実測値より 3,000~4,000mm 程度高い値となっている。

仮に、MAAP 解析結果による原子炉水位の方がより正しいというのであれば、実際の原子炉水位が原子炉水位計の測定可能範囲内にある場合において、原子炉水位計が、実際の原子炉水位よりも数 m も低めに表示していたことになる。しかし、東京電力及びプラントメーカーに対するヒアリング結果によれば、原子炉水位計の仕組み上、実際の原子炉水位よりも指示値が高めに表示されることはあっても、数 m も低めに表示されるようなことはあり得ないというのであるから、実測値よりも数 m も高い原子炉水位であったとする上記 MAAP 解析結果は信用できない。この MAAP 解析において、実測値よりも数 m も高い原子炉水位となったのは、原子炉水位が見えなくなった同月 12 日 20 時 36 分頃以降、HPCI が停止する同月 13 日 2 時 42 分頃までの間、実測値が存在せず、不確実性が大きい中で、解析条件として、HPCI 注水量を実際よりも相当多く設定したことが原因であると考えられる。

東京電力も、この MAAP 解析の中で、原子炉水位について、HPCI を手動停止させてから SR 弁を開とするまでの期間、解析値が実測値よりはるかに高い値で推移していることから、HPCI 停止まで十分な注水がなされてお

---

*433　資料Ⅱ-1-1-45 参照。

らず、TAF 到達時間、炉心損傷時間等が解析結果より早かった可能性があると指摘する。

また、この MAAP 解析において、圧力容器破損に至らなかったのは、仮定条件として設定した消防車による代替注水の影響が極めて大きい。しかし、消防車による代替注水量については不確かさが大きく、3 号機の現実の事象進展に加え、同日 7 時 35 分頃以降、既に原子炉水位が BAF を下回り、同日 9 時 25 分頃に代替注水を開始した後も BAF を上回る原子炉水位を確保できていなかった可能性が高いことからすると、MAAP 解析で仮定した代替注水量が実際に確保できていたのか疑問である。

③　さらに、圧力容器破損時間は、あらかじめ解析コードに入力された圧力容器破損モデルにも大きく左右される。東京電力の MAAP 解析の場合、燃料が一か所にしか存在せず、まず燃料支持板に落下し、燃料支持板の材質であるステンレス鋼の溶融温度に達した時、溶融燃料が一気に下部プレナムに落下し、圧力容器破損に至るとする圧力容器破損モデルである。

しかし、実際には、燃料の溶融が進んで、段階的に下部プレナムに燃料が落下して圧力容器が破損する方が実態に沿うと考えられ、東京電力の MAAP 解析の圧力容器破損モデルは、実際の圧力容器破損に至る過程よりも進行が遅くなる可能性がある。

東京電力も、この MAAP 解析の中で、2 号機の場合と同様に、「圧力容器の破損については、消防車による原子炉への注水量の設定に寄与するところも大きく、解析条件による不確かさが結果に大きく影響するところである」とした上、「炉心スプレイ系配管からの注水により、炉心部に残存していた露出燃料が冷却されたと推定される挙動が確認できたことから、水位は非常に低い位置にあることが推定され、圧力容器は破損している可能性が高い」などと、圧力容器破損可能性について、解析結果と異なる可能性を指摘し、かかる観測事実とのかい離の原因として、解析の不確かさを挙げている。

④　また、3 号機については、CAMS 測定結果[*434] から、平成 23 年 3 月 14 日 5 時頃には、D/W 側が 158Sv/h、S/C 側が 3.78Sv/h と、D/W 側が S/C 側の 40 倍を超えるガンマ線量率を示していたにもかかわらず、この MAAP 解析によれば、この頃、放出された放射性物質のうち、60~70%が圧力容器にとどまり、30~40%が S/C 側に存在し、D/W 側にはほぼ存在しないという結論に至っており、明らかに客観的な状況と反する。

もっとも、東京電力も、解析による放射性物質の放出量については、解析条件設定における不確実性、解析モデルの不確定性等の影響を受けることから、その数値は参考的に扱うべきものとする。

しかし、このように CAMS 測定結果と整合しない放射性物質の放出に関する解析結果の基礎となったのは、炉心状態に関する解析結果であり、そも

---

*434　前掲東京電力 HP 参照。

そも炉心状態に関する解析結果自体が実態と大きくかい離している可能性が高いことを示唆するものであるから、その信頼性について再検討を要すると考えるべきである。

⑤　さらに、この MAAP 解析にいう圧力容器破損は、炉心溶融によって圧力容器底部が破損することを念頭に置いており、当委員会がいう「圧力容器又はその周辺部の破損」よりも相当限定的な場合のみを考慮しているにすぎない。

⑥　したがって、この MAAP 解析結果は、当委員会の圧力容器破損可能性に関する検証結果を左右するものではない。

なお、平成 24 年 6 月に東京電力が公表した「福島原子力事故調査報告書」191 頁以下においても、この MAAP 解析に基づき事象進展を評価しており、同様の指摘があてはまる。

c　JNES が平成 23 年 9 月に公表した MELCOR 解析

①　JNES が平成 23 年 9 月に公表した MELCOR 解析によれば、事業者解析 1 では

炉心露出開始時間	地震発生後約 41 時間
炉心損傷開始時間	地震発生後約 44 時間
圧力容器破損時間	圧力容器破損に至らない

とされ、事業者解析 2 では

炉心露出開始時間	地震発生後約 41 時間
炉心損傷開始時間	地震発生後約 44 時間
圧力容器破損時間	地震発生後約 79 時間

とされる。

②　まず、事業者解析 1 では、原子炉水位の実測値にあわせるため、原子炉水位の維持を可能とする量としているが、前記 a ②記載のとおり、3 号機のプラント関連パラメータ[*435]における原子炉水位の挙動や当直引継日誌[*436]の記載からすると、明らかに実態と大きくかい離するものであって、炉心露出開始時間、炉心損傷開始時間及び圧力容器破損時間に大きな影響を及ぼし得る誤りがあり、到底是認できるものではない。

さらに、この MELCOR 解析にいう圧力容器破損は、東京電力による MAAP 解析と同様に、炉心溶融によって圧力容器底部が破損することを念頭に置いているにすぎず、例えば、SR 弁のガスケット部、貫通配管の接合部その他の圧力容器の周辺部分が破損した場合を再現することはできておらず、当委員会のいう「圧力容器又はその周辺部の破損」よりも相当限定的な場合のみを考慮しているにすぎない。

---

*435　前掲東京電力 HP 参照。
*436　資料Ⅱ-1-1-45 参照。

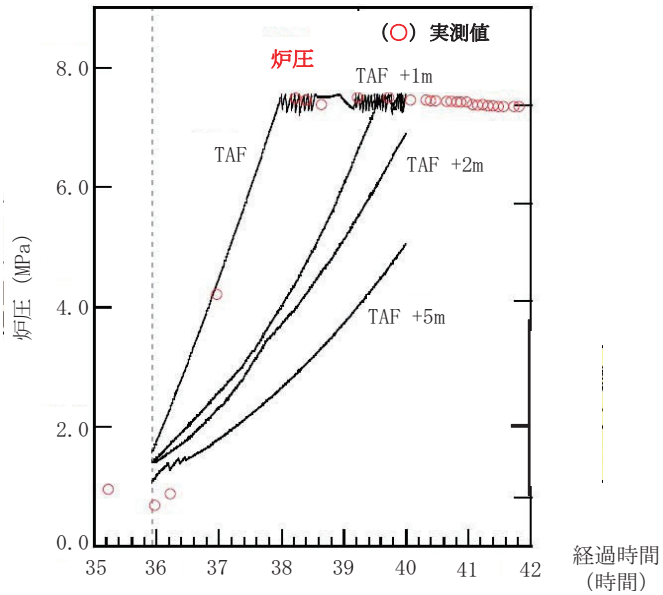
したがって、いずれにしても、かかる MELCOR 解析の結果が、当委員会の圧力容器破損可能性に関する検証結果を左右するものではない。

③　次に、事業者解析 2 では、外部注水量を事業者解析 1 での設定値の 1/2 としており、事業者解析 1 よりは実態に近いとはいえる。

しかし、これについても、前記 a ③記載のとおり、東京電力による MAAP 解析と同様に、平成 23 年 3 月 13 日 2 時 42 分頃に HPCI が停止した時点でなおダウンカマ水位が TAF+約 6m であることを前提としている。

この点、JNES は、平成 24 年 2 月 1 日公表の「圧力抑制室保有水の温度成層化による原子炉格納容器圧力等への影響等の検討」において、HPCI 停止時の水位を TAF+0m から TAF+5m までと仮定した場合における原子炉圧力上昇の挙動について解析を実施した結果を報告している。

これによれば、原子炉水位が高いと顕熱が増加するため圧力上昇が緩やかになる傾向が認められ、HPCI 停止時に原子炉水位が TAF+5m であった場合には平成 23 年 3 月 13 日 7 時頃に至ってもなお原子炉圧力が 4MPa gage 台を示している。同様に TAF+2m であった場合でも、同日 6 時頃に至ってもなお原子炉圧力が 5MPa gage 台、TAF+1m であった場合でさえ、同日 6 時頃に至ってもなお原子炉圧力が 6MPa 台を示すにすぎず、いずれの場合も、同日 3 時 44 分頃には 4.100MPa gage、同日 5 時頃には 7.380MPa gage を示した実測値を全く再現できなかった。他方、HPCI 停止時に原子炉水位が TAF+0m であった場合には、これらの実測値をよく再現できる結果となった（図表 83 参照）。



図表83 HPCI停止以降SR弁が開くまでの原子炉圧力上昇の挙動について
HPCI停止時の水位をパラメータとして実施した感度解析の結果

独立行政法人原子力安全基盤機構「福島第一原子力発電所１号機冷却材微小漏えい時の格納容器圧力・温度の挙動について」（東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する意見聴取会第7回資料3）（平成24年2月1日）を基に作成

もっとも、JNES は、この報告においても、その後においても、HPCI 停止時に原子炉水位が TAF+0m となるように HPCI の注水量を調整した上で、炉心露出開始時間、炉心損傷開始時間及び圧力容器破損時間に関する再解析を試みていない。

HPCI 停止時には原子炉水位が計測不能であったため、この時点における原子炉水位の正確な把握は困難であるものの、JNES が平成 24 年 2 月 1 日に公表した上記報告結果や、当直引継日誌の平成 23 年 3 月 13 日 3 時 51 分

の欄に「Rx 水位計(W)計器電源 ON　-3600mm」「Rx 水位計(燃料域)計器電源 ON　-1600mm」「炉圧 5MPa TAF の可能性」とあることからすれば、その頃、原子炉水位が TAF の前後数百 mm まで低下していたと考えられる。

そうすると、JNES が同年 9 月に公表した MELCOR 解析によると、HPCI が停止した時点でなおダウンカマ水位が TAF+約 6m であるとしているが、かかる前提は明らかに実態とかけ離れ、解析結果たる炉心露出開始時間、炉心損傷開始時間及び圧力容器破損時間に重大な影響を与える事実に誤りがあると言わざるを得ないから、同解析結果を是認することはできない。

④　また、この MELCOR 解析にいう圧力容器破損は、炉心溶融によって圧力容器底部が破損することを念頭に置いており、当委員会のいう「圧力容器又はその周辺部の破損」よりも相当限定的な場合のみを考慮しているにすぎない。

⑤　したがって、かかる MELCOR 解析の結果は、圧力容器破損可能性に関する当委員会の検証結果を左右するものではない。

(6)　小括

3 号機については、地震発生直後から津波到達までの間、圧力容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じた可能性は否定される。その後、3 号機は、RCIC 及び HPCI が作動して注水を実施していたため原子炉水位が確保された。

ただし、HPCI については、原子炉圧力が 1MPa　gage を下回る低圧状態下で流量制御しながら長時間運転したため、平成 23 年 3 月 12 日 20 時 36 分頃以降、次第に十分な注水ができず、原子炉水位が低下していき、同月 13 日 2 時 42 分頃、当直が HPCI を手動停止した。この頃まで、3 号機の圧力容器又はその周辺部に放射性物質が正規の漏えい率を超えて漏えいするに足りる程度の損傷が生じた可能性を否定することまではできないが、いまだ閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じていた可能性は低いと考えられる。

しかし、3 号機については、その後数時間にわたって全く注水がなされず、同日 6 時 30 分頃から同日 9 時 10 分頃までの間に、圧力容器又はその周辺部に閉じ込め機能を損なうような損傷が生じた可能性が高い。

さらに、その後も同月 14 日 5 時頃までの間、3 号機については、全く代替注水がなされなかった時間が 2 時間以上続いたり、十分な注水を確保できなかったりしたため、BAF を上回る原子炉水位を十分確保できず、炉心損傷が進行して、圧力容器又はその周辺部に閉じ込め機能を更に損なうような損傷が生じたと考えられる。

その後も、3 号機については、例えば、同月 14 日 20 時 36 分頃以降、6 時間近くもの間全く代替注水がなされないなど、注水が不十分であったと考えられ、その閉じ込め機能を更に大きく損なうような損傷が生じていった可能性が高い。

かかる損傷が生じた箇所については、圧力容器の燃料支持板が破損して溶融燃

料が下部プレナムに落下し、これによって圧力容器底部が破損したことのほか、高温、高圧の影響により、SR 弁のフランジガスケット部、計装配管その他の貫通配管又はそれらの接合部等が破損した可能性が考えられるが、現時点においては現場確認ができないため、損傷箇所の特定は困難である。

したがって、今後、国及び事業者において、現場確認が可能となった段階で、損傷箇所を特定の上、その損傷原因や損傷時期を検証することが望まれる。

2　格納容器

(1)　地震発生後、津波到達までの間、格納容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていた可能性は認められないこと

a　建屋内の放射線量との関係

3 号機のアラームタイパ[*437]に記録された SGTS 起動信号によれば、平成 23 年 3 月 11 日 14 時 47 分頃、SGTS が作動したと認められるところ、3 号機の記録計チャート[*438]によれば、非常用ガス処理系放射線モニタ上、有意な放射線量の上昇は認められず、その頃、3 号機 R/B 内の放射線量異常上昇の形跡は見当たらない。したがって、格納容器から R/B 内への放射性物質の漏えいは認められなかった可能性が高い。

もっとも、格納容器又はその周辺部に、放射性物質の漏えいに足りる程度の損傷箇所が生じたとしても、圧力容器の健全性が保たれている限り、現に放射性物質が格納容器を経由して上記損傷箇所から R/B 内へ漏えいすることは考え難い。そうすると、1 号機 R/B 内の放射線量異常上昇の形跡がなかったからといって、上記損傷箇所が存在しなかったと断ずることまではできない。

b　D/W 圧力、D/W 温度との関係

①　3 号機の記録計チャート[*439]によれば、地震発生後、津波到達までの間、D/W 圧力が 5kPa 程度上昇しているにすぎず、格納容器やその周辺部の破損を疑わせるような急激な圧力低下は認められない。

②　3 号機の記録計チャート[*440]によれば、地震発生後、津波到達までの間、D/W 温度の上昇が認められるが、これは、電源喪失によって格納容器空調器が停止したことの影響と考えられる。その後、D/W 温度は下降しているが、これは、平成 23 年 3 月 11 日 15 時 2 分頃、RCW の海水ポンプを作動させたことによって格納容器内が冷却されたことに起因するものと考えられる。そのほか、津波到達までの間に、格納容器破損による圧力低下に伴う温度の急激な低下傾向は認められない。

---

*437　資料Ⅱ-1-1-49 参照。
*438　資料Ⅱ-1-1-49 参照。
*439　資料Ⅱ-1-1-36 参照。
*440　資料Ⅱ-1-1-37 参照。

c　S/C 水位との関係

3 号機の記録計チャート[*441] によれば、S/C 水位は、地震発生時に大きく揺れた後、徐々に上昇傾向にある。これは、CST を水源として RCIC を作動したことや S/C スプレイを実施したこと、更には、SR 弁の逃し弁機能が作動して S/C 側へ蒸気が流入・凝縮したことに起因するものと考えられる上、S/C やその周辺部の破損を疑わせるような急激な水位の低下は認められない。

d　小規模破断の可能性

もっとも、地震発生後、津波到達までの間、格納容器又はその周辺部に小規模な破断箇所が生じた場合でも D/W 圧力や温度にさしたる影響を与えないと考えられる一方で、同程度の破断箇所から放射性物質が漏えいすることは可能であるから、放射性物質が正規の漏えい率を超えて漏えいする程度の破損が生じた可能性まで否定することはできない。

(2)　津波到達後、平成 23 年 3 月 13 日 8 時 1 分頃までに、格納容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていた可能性は否定できず、その後も同月 14 日 2 時 20 分頃までの間に損傷が生じていた可能性があること

a　D/W 圧力及び D/W 温度との関係

①　3 号機のプラント関連パラメータ[*442] によれば、D/W 圧力は、平成 23 年 3 月 12 日 12 時 10 分頃に 0.3900MPa　abs を示してから、同日 14 時 25 分頃に 0.3600MPa　abs、同日 17 時頃に 0.3000MPa　abs、同日 20 時 15 分頃に 0.2700MPa abs と低下傾向を示している。

まず、当直引継日誌及び当直の供述によれば、3 号機については、同日 12 時 6 分頃から同月 13 日 3 時 5 分頃までの間、S/C スプレイを実施していたことが認められる。

そして、平成 24 年 2 月 1 日に JNES が公表した「圧力抑制室保有水の温度成層化による原子炉格納容器圧力等への影響等の検討」によれば、3 号機の S/C プール水温度について、平成 23 年 3 月 12 日 11 時 36 分頃まで作動していた RCIC の排出蒸気によって排出管近傍の温度が上昇し、高温水が水面近傍を周方向に広がることによって、S/C プール水全体では上部の温度が高く、下部の温度が低くなり温度成層化が生じると想定して MELCOR 解析によって模擬したところ、S/C スプレイを実施すると、上部の高温水部分が冷却されるので、プール水全体を冷やすよりも冷却効果が高いため、D/W 圧力、温度にも影響を与えやすくなり、D/W 圧力の低下傾向をおおむね再現することができたとされる[*443]。

---

*441　資料Ⅱ-1-1-50 参照。
*442　前掲東京電力 HP 参照。
*443　資料Ⅱ-1-1-51 参照。

確かに、3 号機のプラント関連パラメータ [*444] 上の同日 12 時 10 分頃から同日 20 時 15 分頃までの間の D/W 圧力の挙動についてはおおむね再現できている。しかし、3 号機のプラント関連パラメータ [*445] によれば、D/W 圧力が同日 20 時 15 分頃に 0.2700MPa　abs を示していたのに、同日 22 時頃には 0.1700MPa　abs と記録されており、JNES の上記解析では、この同日 22 時頃に D/W 圧力が 0.1700MPa abs まで低下したとされる挙動までは再現できていない。

そこで、S/C スプレイの実施によっても D/W 圧力の低下を説明できないのであれば、格納容器からの漏えいの可能性が疑われるため、上記プラント関連パラメータの基になった発電所対策本部発電班が当時書き取ったメモ書き等を精査した。

その結果、まず、発電所対策本部の 3 号機担当の発電班メモ書きによれば、3 号機について、同日 22 時の欄には、「D/W（現場で）270kPa　abs」と記載されている [*446]。このうち、「(現場で)」の意味であるが、同日 20 時 15 分頃まで 3/4 号中央制御室内の D/W 圧力計（検出器は PT-16-171、指示計器は PI-16-172）によって、絶対圧により指示される D/W 圧力を計測していたものの、その頃、原子炉水位計等の計装機器の電源が相次いで枯渇しており、上記 D/W 圧力計も、電源枯渇によって計測不能となったと考えられ、同日 22 時頃、当直が 3 号機 R/B2 階の計器ラックにある非電源系の D/W 圧力計（PI-16-110）を直接読み取ったものと認められる。そして、現場で直接読み取った D/W 圧力計（PI-16-110）は絶対圧ではなく、ゲージ圧で指示されるため、この時、約 170kPa　gage を指示していたと考えられる。そして、3 号機担当の発電班の上記メモ書きによれば、「270kPa abs」の「2」が「1」の上をなぞるようにして修正されている [*447]。これは、発電班が、当直から、現場指示計で「170kPa」であったとの報告を受け、ゲージ圧を絶対圧換算することなく書き取った後に誤りに気づき、絶対圧換算して「270kPa abs」と正確に書き直したものと考えられる。

他方で、1 号機及び 2 号機担当の発電班では、記録用メモ書きに、1 号機及び 2 号機のプラントパラメータのみならず、3 号機担当の発電班が発話するのを聞き取って 3 号機のプラントパラメータも書き取っていたところ、同日 22 時の欄には「270kPa　abs」ではなく、「170kPa　abs（現場)」と記録されていた。これは、同日 22 時頃、3 号機担当の発電班が、3 号機当直から、電話で、プラントパラメータに関する情報を聞き取り、発話する過程で、1 号機及び 2 号機担当の発電班が、3 号機担当の発電班が発した「170kPa」という言葉を聞き及び、これがゲージ圧で計測される D/W 圧力

*444　前掲東京電力 HP 参照。
*445　前掲東京電力 HP 参照。
*446　資料Ⅱ-1-1-51 参照。
*447　資料Ⅱ-1-1-51 参照。

計の指示値ということまで把握できなかったことから、それまでの絶対圧で計測される D/W 圧力計の指示値と勘違いし、そのまま「170kPa abs（現場)」と記録してしまったものと推認できる。

そして、東京電力の説明によれば、3 号機のプラント関連パラメータ[*448]の同日 22 時の欄に記録された D/W 圧力「0.1700MPa abs」は、誤解に基づき記録されたものと推認できる 1 号機及び 2 号機担当の発電班のメモ書き記載の「170kPa abs（現場)」に基づき記録したとのことである。しかし、本来は、3 号機のプラント関連パラメータであるから、直接の担当であり、より正確性が担保された 3 号機担当の発電班のメモ書きに基づき記録すべきであったと考えられ、同プラントパラメータの同日 22 時の D/W 圧力としては、絶対圧換算して「0.2700MPa abs」と記録すべきであったと認められる。

また、当直引継日誌によれば、同日 21 時 30 分の欄ではあるが、「現場 PI 指示：D/W 圧 170kPa」と記載されており、発電所対策本部発電班の上記メモ書きにも、3 号機について、同日 21 時 30 分の欄には、「D/W 270kPa abs」「21 30 170kPa(g)」と記載されている。すなわち、同日 21 時 30 分頃、当直が上記 D/W 圧力計（PI-16-110）を直接読み取ったものと考えられる。

以上からすると、同日 21 時 30 分頃及び同日 22 時頃に計測した 3 号機の D/W 圧力は、いずれも絶対圧換算して 0.2700MPa abs であったことになり、JNES が 3 号機 S/C プール水の温度成層化を仮定した解析によって、S/C スプレイの実施による D/W 圧力の低下傾向をおおむね再現可能である。

したがって、同日 12 時 10 分頃以降、同日 22 時頃までの間、D/W 圧力が低下傾向にある上、S/C プール水の温度成層化についても起こり得る一つの仮定にすぎないから、格納容器又はその周辺部に漏えい箇所が生じた可能性を全く否定することまではできないが、かかる D/W 圧力の低下は、S/C スプレイの実施により成層化が生じていた S/C プール水が十分冷却されたことによるものとしても十分説明可能である。

② 3 号機の記録計チャート[*449]によれば、津波到達後、平成 23 年 3 月 12 日 12 時 30 分頃までの間、D/W 温度[*450]は上昇傾向にある。これは、S/C を冷却する RHR が動作しない中で、RCIC 動作中に SR 弁の逃し弁機能が動作していたためと考えて矛盾はない。

さらに、3 号機の記録計チャート[*451]によれば、同日 12 時頃に 138.3 ℃あった CRD ハウジング周辺温度が、同日 15 時頃に 125 ℃程度まで低下している。これは、RCIC 停止後、同日 12 時 6 分頃に D/DFP ポンプを手動起

---

*448 前掲東京電力 HP 参照。
*449 資料Ⅱ-1-1-52 参照。
*450 CRD ハウジング周辺温度及び圧力容器ベローシールエリア温度の上昇傾向が認められる。
*451 資料Ⅱ-1-1-52 参照。

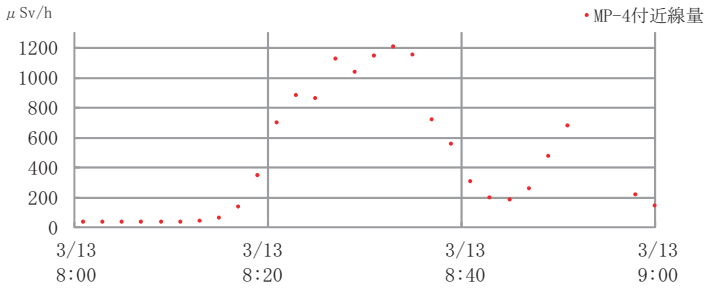
動し S/C スプレイを実施して格納容器が冷却されるようになり、さらに、同日 12 時 35 分頃以降、HPCI が起動して原子炉圧力が低下し、SR 弁の逃し弁機能が動作しなくなったため、格納容器の温度を上昇させる主たる要因が除去されたことで、前記①記載のとおり、S/C スプレイによって S/C プール水が冷却されたことによる影響が顕著に表れたものと考えられる。

いずれにしても、この 3 号機の記録計チャートによる限り、津波到達後、同日 15 時頃までの間、格納容器破損を疑わせるような急激な D/W 温度の低下は認められない。

b　放射線量との関係

(a)　平成 23 年 3 月 13 日 8 時 1 分頃の放射線量上昇との関係

モニタリングポスト 4 番付近での放射線量測定の結果、平成 23 年 3 月 13 日 8 時 1 分頃に 34.9 μ Sv/h であったのに対し、その後急激に上昇していき、同日 8 時 17 分頃に 135.5 μ Sv/h、同日 8 時 21 分頃に 698.2 μ Sv/h、同日 8 時 27 分頃に 1,124.3 μ Sv/h、同日 8 時 33 分頃に 1,204.2 μ Sv/h を示し、その後下降線をたどり、同日 8 時 45 分頃にいったん 186.2 μ Sv/h を示し、再び上昇傾向に転じている（図表 84 参照）。



図表84 モニタリングポスト4付近の放射線量の挙動（3/13 8:00～3/13 9:00）

東京電力「福島第一原子力発電所構内での計測データ」（平成23年5月）を基に作成

かかる放射線量の上昇は、前記第 2,1(5)d(b)記載のとおり、1 号機 R/B 爆発の影響や各号機の格納容器ベントの影響とは考え難く、1 号機及び 3 号機の双方又はいずれかの炉心損傷の過程で放出された放射性物質が、圧力容器及び格納容器又はその周辺部から漏えいしたことによるものと考えられる。

そうすると、同日 8 時 1 分頃までに、3 号機の炉心由来の放射性物質が大気中に放出された可能性も否定できず、その前提として、その頃までに、3 号機の格納容器又はその周辺部には、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていた可能性もまた否定できない。

なお、3 号機のプラント関連パラメータ [*452] によれば、D/W 圧力は、同日 7 時 30 分頃に 0.4600MPa abs、同日 7 時 55 分頃に 0.4650MPa abs、

---

*452　前掲東京電力 HP 参照。

同日 8 時 55 分頃に 0.4700MPa abs と上昇傾向を示しているが、前記 1(3) b ②記載のとおり、3 号機については、原子炉圧力が下降傾向を示すようになった同日 6 時 30 分頃以降、圧力容器又はその周辺部から格納容器に圧力が抜けていた可能性が高く、その漏えい量が格納容器又はその周辺部からの漏えい量を上回っていれば、D/W 圧力が上昇することもあり得るから、D/W 圧力が上昇傾向を示しているからといって、格納容器又はその周辺部からの漏えいを否定することはできない。

(b) 平成 23 年 3 月 13 日 9 時 10 分頃以降、同日 15 時 28 分頃までの 3 号機 R/B 及びその周辺の放射線量との関係

① 平成 23 年 3 月 13 日 9 時 10 分頃、発電所対策本部復旧班は、3 号機の格納容器ベントに必要な S/C ベント弁（AO 弁）大弁に空気圧を供給するための交換用ボンベを準備するなどの作業のため、3 号機 R/B に立ち入っていていた。その際、具体的な時間は不明であるものの、遅くとも同日 14 時 31 分頃までの間に、3 号機 R/B1 階南側で作業していた復旧班は、R/B 内のいずれかから「シューッ」という音を聞き、周囲がそれまでよりも濃いモヤで包まれたため、慌てて R/B 外に退避した。

したがって、この頃、3 号機の格納容器又はその周辺部から、放射性物質を含有する蒸気が R/B 内に漏えいしていた可能性がある。

② 平成 23 年 3 月 13 日 14 時 31 分頃、3 号機 R/B 二重扉北側で放射線量を計測して 300mSv/h 以上を示し、同南側で 100mSv/h を計測したため、3 号機 R/B への入域禁止措置が取られた。

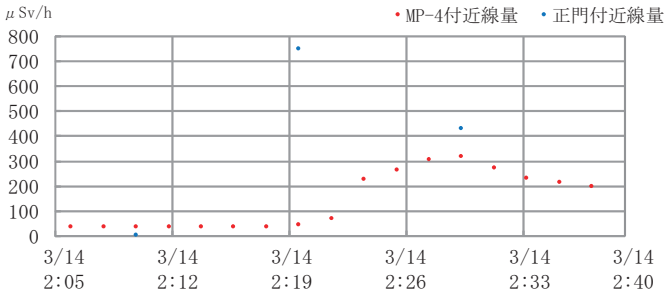
したがって、この頃、3 号機の格納容器又はその周辺部から、放射性物質が R/B 内に漏えいしていた可能性がある。

③ 福島第一原発の原子炉主任技術者の手帳によれば、平成 23 年 3 月 13 日 15 時 25 分頃、3/4 号中央制御室において警報付きポケット線量計（APD）の音が早まっている旨の記載が認められ、同日 15 時 28 分頃、3/4 号中央制御室の放射線量が 12mSv/h と計測され、当直は、4 号中央制御室側に退避した。そうすると、この頃、3/4 号中央制御室において、放射線量が上昇傾向にあったと考えられる。そして、各号機 R/B の位置関係及び 4 号機が定期点検中であったことからすれば、3 号機の炉心損傷が進行して放出された放射性物質が、圧力容器から格納容器、格納容器から R/B へと漏えいしていき、3/4 号中央制御室内の放射線量が上昇した可能性がある。

したがって、この頃までには、既に、格納容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていた可能性が裏付けられることになる。

(c)　平成 23 年 3 月 14 日 2 時 20 分頃以降の放射線量上昇との関係

正門付近において放射線量を計測した結果、平成 23 年 3 月 14 日 2 時 10 分頃に 4.6 μ Sv/h であったのに、同日 2 時 20 分頃には 751.2 μ Sv/h に急上昇した。さらに、モニタリングポスト 4 番付近において放射線量を計測した結果においても、同日 2 時 20 分頃に 44.6 μ Sv/h であったのに、同日 2 時 24 分頃には 227.9 μ Sv/h、同日 2 時 30 分頃には 319.3 μ Sv/h に急上昇した（図表 85 参照）。



図表85 正門付近等の放射線量の挙動（3/14 2:05～3/14 2:40）

東京電力「福島第一原子力発電所構内での計測データ」（平成23年5月）を基に作成

かかる放射線量の上昇については、前記 1(4)d(b)記載のとおり、1 号機の R/B 爆発の影響や各号機の格納容器ベントの影響とは考え難く、また、1 号機及び 3 号機の双方又はいずれかの炉心に由来する放射性物質が、格納容器から大量に漏えいして大気中に放出されたためと考えられる。

そうすると、その前提として、この頃までに、3 号機の格納容器又はその周辺部から大量の放射性物質が格納容器外へ流出していた可能性を否定できず、3 号機については、既に格納容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていた可能性がある。

c　現場対処との関係

①　3 号機については、平成 23 年 3 月 13 日 5 時 8 分頃、S/C スプレイを開始し、その頃、RCIC 室において RCIC 止め弁を閉とした。

さらに、同日 7 時 39 分から同日 7 時 43 分にかけての頃、S/C スプレイから D/W スプレイに切り替えるため、当直が 3 号機 R/B 内に立ち入り、必要な弁の開閉操作を行った。

また、当直は、トーラス室内に立ち入り、S/C ベント弁(AO 弁)大弁の開閉状態を確認しようとしたが、同室内が高温であったため、同日 8 時頃、その確認を断念して 3/4 号中央制御室に引き返した。

その後、同日 8 時 35 分頃、当直は、3 号機 R/B 内において、ベント弁（MO 弁）を手動で開操作した。

そうすると、3 号機については、少なくとも、同日 8 時 35 分頃までは、3 号機 R/B の低層階に人の立入りが全くできなくなるほど、R/B 内の放射線量が上昇していたとまでは認められない。

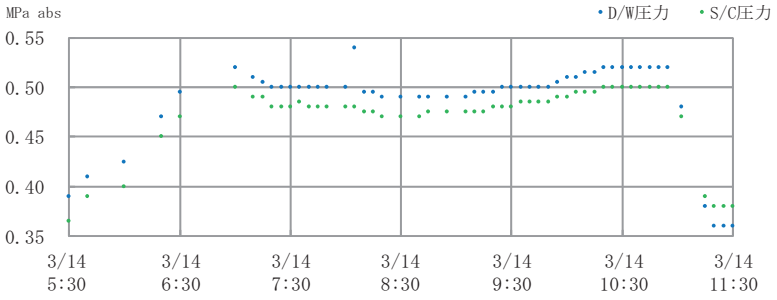
② もっとも、例えば、この頃、3 号機の格納容器上部から放射性物質が漏えいし、R/B 上層階の放射線量が異常上昇していた可能性まで否定できず、R/B 低層階に人が立ち入ることができたとしても、格納容器又はその周辺部に、閉じ込め機能を損なうような損傷が生じた可能性を否定することはできない。

また、前記 b(b)記載のとおり、平成 23 年 3 月 13 日 9 時 10 分頃以降、3 号機 R/B1 階南側において、3 号機の格納容器ベントに必要な空気圧を供給するための交換用ボンベを準備作業等に従事していた者は、R/B 内のいずれかから「シューッ」という音を聞き、周囲がそれまでよりも濃いモヤで包まれたため、慌てて R/B 外に退避し、同日 14 時 31 分頃には 3 号機 R/B が入域禁止となっており、その頃までには、3 号機の格納容器又はその周辺部から、放射性物質を含有する蒸気が R/B 内に漏えいしていた可能性がある。

(3) 平成 23 年 3 月 14 日 7 時頃から同日 21 時 35 分頃までの間に、格納容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じた可能性は十分認められ、その後も、更に大きな損傷が生じた可能性があること

a D/W 圧力との関係

① 3 号機のプラント関連パラメータ[*453]によれば、D/W 圧力は、平成 23 年 3 月 14 日 7 時頃に 0.5200MPa abs を示してから、一時 0.49MPa abs 台を示すこともあったが、同日 10 時 55 分頃までの間、0.5MPa abs 台を推移している（図表 86 参照）。



図表86 3号機D/W圧力等の挙動（3/14 5:30～3/14 11:30）

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

同日 6 時 30 分頃から同日 7 時 35 分頃までの間、注水作業に従事していた作業員らは退避し、3 号機逆洗弁ピット内から取水可能な水量も限定的であったと考えられる上、CAMS 測定結果等によれば、同日 5 時頃までには圧力容器又はその周辺部から D/W 側に直接圧力が抜ける箇所が生じていた可能性が高いから、D/W 圧力は上昇傾向を示すのが自然と考えられる。

実際には、3 号機のプラント関連パラメータ[*454]によれば、D/W 圧力は、

*453 前掲東京電力 HP 参照。
*454 前掲東京電力 HP 参照。

同日 7 時頃に 0.5200MPa　abs を示すまでは上昇傾向にあったが、同日 7 時頃以降、同日 8 時 20 分頃に 0.4900MPa　abs を示すまでの間、むしろ低下傾向にあった。そうすると、同日 7 時頃、高圧状態下に置かれた格納容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を更に大きく損なうような損傷が生じた可能性がある。

なお、3 号機について、東京電力は、同日 6 時 10 分頃に必要な S/C ベント弁（AO 弁）小弁の開を確認したとするので[*455]、この頃、S/C ベントによって D/W 圧力が低下した可能性について検討する。

まず、3 号機のプラント関連パラメータ[*456]によれば、D/W 圧力及び S/C 圧力は、それぞれ、同日 6 時頃に 0.4250MPa abs、0.4000MPa abs、同日 6 時 20 分頃に 0.4700MPa　abs、0.4500MPa　abs、同日 6 時 30 分頃に 0.4950MPa　abs、0.4700MPa　abs、同日 7 時頃に 0.5200MPa　abs、0.5000MPa　abs と、S/C ベント弁（AO 弁）小弁の開操作の前後を問わず、いずれも上昇傾向を示している（前掲図表 86 参照）。また、その頃、付近の放射線量の上昇も認められない。さらに、ふくいちライブカメラ写真によっても、その頃、3/4 号排気筒から白煙様の排気を確認できなかった。そして、3 号機の場合は、既に同月 13 日 8 時 41 分頃以降に格納容器ベントを実施しており、ラプチャーディスクが作動済みと考えられる。そうすると、仮に同日 6 時 10 分に S/C ベント弁（AO 弁）小弁の開操作を完了して開状態を維持できているのであれば、なおも D/W 圧力及び S/C 圧力が上昇し、付近の放射線量の上昇や排気筒から排気放出が認められないということは考え難い。

結局、東京電力は、同日 6 時 10 分に S/C ベント弁（AO 弁）小弁の開を確認したとするが、実際に現場対処に当たった発電所対策本部復旧班の各供述によっても、単に、同日 5 時 20 分頃から同日 6 時 10 分頃まで S/C ベント弁（AO 弁）小弁の開操作を試みていたというにすぎず、かかる一連の作業を実施したからといって、例えば、電磁弁励磁用回路に不具合が生じていたり、コンプレッサーからの供給圧力が不足していたりすれば、S/C ベント弁（AO 弁）小弁が開となることはない。

そして、当時、交流電源喪失によって排気筒放射線モニタが機能喪失している状況において、D/W 圧力、放射線量の挙動、排気筒からの排気確認以外に合理的な確認方法があったとも考えられず、同日 6 時 10 分頃の時点では、D/W 圧力の低下も、付近の放射線量の上昇も認められなかった上、その頃、3/4 号排気筒から白煙様の排気を確認できていないのに、東京電力は、一体、何をもって「開を確認した」と断定できるのか、その根拠が全

---

*455　例えば、平成 23 年 10 月に東京電力が公表した「東北地方太平洋沖地震に伴う福島第一原子力発電所 3 号機における事故時運転操作手順書の適用状況について」4 頁及び平成 24 年 6 月に東京電力が公表した「福島原子力事故調査報告書」187 頁参照。

*456　前掲東京電力 HP 参照。

く明らかではない。むしろ、これらの D/W 圧力、放射線量の挙動、排気筒から排気が確認できなかったことからすれば、この頃、S/C ベント弁（AO 弁）小弁の開操作を試みたものの、その開状態を維持できず、格納容器ベントラインが確保できなかった可能性が極めて高いといえる[*457]。

そうすると、その後 1 時間近く経過して、新たな S/C ベント弁（AO 弁）小弁の開操作を実施していないにもかかわらず、3 号機の D/W 圧力が、同日 7 時頃に 0.5200MPa abs を示してから同日 8 時 20 分頃に 0.4900MPa abs を示すまでの間、低下傾向を示しているが、その原因は、S/C ベントの影響によるものとは考え難い。

② 3 号機のプラント関連パラメータ[*458]によれば、D/W 圧力は、平成 23 年 3 月 14 日 8 時 20 分頃に 0.4700MPa abs を示し、同日 9 時 10 分頃に 0.4750MPa abs を示してから上昇を始め、同日 10 時 55 分頃に 0.5200MPa abs を示したのに、3 号機 R/B の爆発直後の同日 11 時 2 分頃に 0.4800MPa abs、同日 11 時 25 分頃に 0.3600MPa abs を示し、原子炉圧力とともに顕著な減圧傾向が認められる（前掲図表 86 参照）。

この頃、3 号機 R/B 爆発の影響で、3 号機原子炉に注水が全くなされておらず、爆発直前の D/W 圧力の推移からすれば、D/W 圧力は上昇傾向を示すはずであるのに、実際には顕著な減圧傾向を示している。

また、東京電力においては同日 6 時 10 分頃に S/C ベント弁（AO 弁）小弁の開を確認したとするが、D/W 圧力の低下や付近の放射線量の上昇、排気筒からの排気放出が認められず、その後いったん D/W 圧力が低下してから再度上昇していることからすると、少なくとも同日 11 時 2 分頃以降の D/W 圧力の低下の要因は、格納容器ベントの影響によるものとは考え難い。

そうすると、この頃、3 号機の格納容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じた可能性が十分認められる。また、3 号機 R/B 爆発後も大気圧よりも数倍高い D/W 圧力が保たれている上、福島第一原発内のモニタリングポスト付近における放射線量測定結果では、3 号機 R/B 爆発の直後に著しい放射線量の上昇までは認められないこと等から、格納容器内での爆発の可能性はほぼ否定されるものと考えられるが、例えば、3 号機 R/B 内における激しい爆発の影響により、貫通配管の格納容器外側部分等に損傷が生じて、格納容器の閉じ込め機能を更に損なう損傷が生じた可能性も否定できない。

③ 3 号機のプラント関連パラメータ[*459]によれば、D/W 圧力は、平成 23 年 3

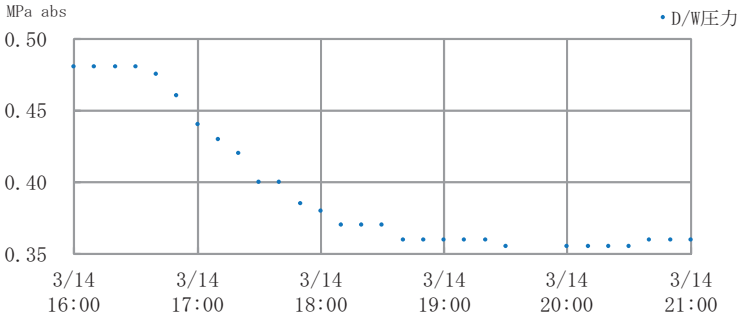
---

*457 現に、3 号機の S/C ベント弁（AO 弁）については、大弁及び小弁のいずれも、当初から開操作に必要な空気圧を十分確保できなかったり、電磁弁の励磁がうまくいかなかったりして開状態を維持することが困難な状況にあり、この時も開操作を試みたが、D/W 圧力の低下や付近の放射線量の上昇といった徴候は全く認められず、同月 15 日 16 時頃にも、S/C ベント弁小弁の開操作に必要な電磁弁励磁用の小型発電機の故障が確認されている。

*458 前掲東京電力 HP 参照。

*459 前掲東京電力 HP 参照。

月 14 日 16 時 30 分頃に 0.4800MPa　abs を示してから、同日 20 時 10 分頃に 0.3550MPa abs を示すまでの間、低下傾向にあった（図表 87 参照）。



図表87 3号機D/W圧力の挙動（3/14 16:00～3/14 21:00）

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

3 号機については、同日 5 時 20 分から同日 6 時 10 分にかけての頃、S/C ベント弁（AO 弁）小弁の開操作を試みていたものの、D/W 圧力の低下が認められず、その後 D/W 圧力の昇降が繰り返され、同日 16 時 30 分頃に至るまで、新たに格納容器ベントラインを確保したわけではないから、同日 16 時 30 分頃以降に D/W 圧力が低下傾向を示すに至った原因として、格納容器ベントによる影響は考えられない。また、この頃、3 号機について、D/W スプレイや S/C スプレイを実施した形跡も認められない。

そうすると、同日 16 時 30 分頃以降、格納容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を更に大きく損なうような損傷が生じた可能性が十分に認められる。

なお、東京電力は、平成 24 年 3 月に公表した MAAP 解析の中で、かかる D/W 圧力の低下傾向について、格納容器からの漏えいではなく、格納容器ベントを仮定している。しかし、上記のとおり、新たに格納容器ベントラインを確保していない以上、かかる格納容器ベントの仮定は、実態と齟齬するものと考えられる[*460]。

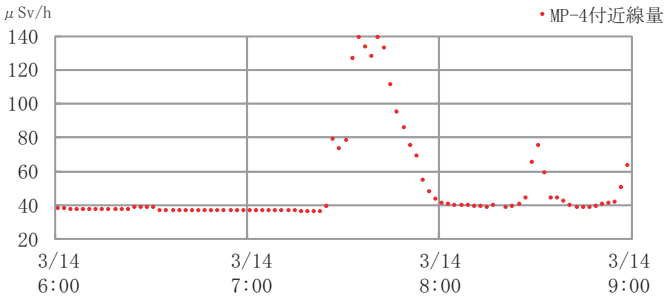
b　放射線量との関係

(a)　平成 23 年 3 月 14 日 7 時 25 分頃以降の放射線量上昇との関係

①　モニタリングポスト 4 番付近で放射線量を計測した結果、平成 23 年 3 月 14 日 7 時 25 分頃に 39.1 μ Sv/h を示したのに対し、同日 7 時 31 分頃に 78.3 μ Sv/h、同日 7 時 33 分頃に 126.6 μ Sv/h、同日 7 時 35 分頃に

*460　格納容器からの漏えいも、格納容器ベントも、D/W 圧力の挙動との関係では大きな影響がないようにも思われる。しかし、放射性物質がどこに存在するかといった点には大きな影響を及ぼし、MAAP 解析が、放射性物質の放出や存在割合を推定することを目的とする以上、無視できない齟齬というべきである。さらに、S/C からのベントでは、Cs や I は S/C プール水に止めることでほぼ除去されるが、D/W 側からの漏えいでは、Cs や I が直接環境に放出され汚染につながるという意味でも、大きな相違が認められる。

139.3 μ Sv/h、同日 7 時 41 分頃に 139.1 μ Sv/h を示すなど、放射線量が上昇した（図表 88 参照）。



図表88 モニタリングポスト4付近の放射線量の挙動（3/14 6:00～3/14 9:00）

東京電力「福島第一原子力発電所構内での計測データ」（平成23年5月）を基に作成

② 平成 23 年 3 月 14 日 7 時 25 分頃以降の放射線量の上昇は、1 号機について、R/B 爆発や格納容器ベントの実施に伴い放射線量が上昇してから相当時間が経過し、既に放射線量が下降した後の挙動であるから、これらの事象による影響とは考え難い。

2 号機については、同月 13 日 11 時頃、ラプチャーディスクを除く格納容器ベントラインが完成しているが [*461]、2 号機のプラント関連パラメータ [*462] によれば、D/W 圧力は、同日 11 時 35 分頃に 0.380MPa abs を示してから、同月 14 日 7 時 30 分頃に 0.455MPa abs を示すまでの間、一貫して横ばい又は上昇傾向にあるものの、いまだラプチャーディスク作動圧 [*463] には達していない。したがって、D/W 圧力の挙動からすれば、同日 7 時 25 分頃以降の放射線量の上昇は、2 号機の格納容器ベントの影響とは考え難い。

3 号機については、同月 14 日 5 時 20 分から同日 6 時 10 分にかけての頃、S/C ベント弁（AO 弁）小弁の開操作を試みているが、モニタリングポスト 4 番付近や正門における放射線量測定結果によれば、同日 7 時 25 分頃までの間、有意な放射線量の上昇は認められず、むしろ放射線量は低下傾向にあった。さらに、3 号機のプラント関連パラメータ [*464] によれば、D/W 圧力及び S/C 圧力は、それぞれ、同日 5 時頃に 0.3650MPa abs、0.3450MPa abs を示していたのに対し、同日 5 時 30 分頃に 0.3900MPa abs、0.3650MPa abs、同日 5 時 40 分頃に 0.4100MPa abs、0.3900MPa abs、同日 6 時頃に 0.4250MPa abs、0.4000MPa abs、同日 6 時 30 分頃に 0.4950MPa abs、0.4700MPa abs、同日 7 時頃に 0.5200MPa abs、0.5000MPa abs と、いずれも上昇傾向を示している（前掲図表 86 参照）。

---

*461 中間報告 208~209 頁参照。
*462 前掲東京電力 HP 参照。
*463 2 号機のラプチャーディスク作動圧は、0.427MPa gage（=約 0.528MPa abs）である。
*464 前掲東京電力 HP 参照。

また、ふくいちライブカメラ写真によっても、その頃、3/4 号排気筒から白煙様の排気を確認できなかった。そして、3 号機の場合は、2 号機と異なり、既に同月 13 日 8 時 55 分頃以降に格納容器ベントを実施しており、ラプチャーディスクが作動済みと考えられる。そうすると、同日 5 時 20 分頃に S/C ベント弁(AO 弁)小弁の開操作をし、仮に同日 6 時 10 分頃に S/C ベント弁(AO 弁)小弁の開操作をして、その開状態を維持できていたのであれば、D/W 圧力が低下傾向を示し、屋外の放射線量も上昇するはずであったのに、むしろ D/W 圧力が反対の挙動を示していることからすると、S/C ベント弁(AO 弁)小弁の開操作を試みたものの、その開状態を維持できなかった可能性が高い。

したがって、かかる D/W 圧力及び放射線量の挙動からすれば、同日 7 時 25 分頃以降の放射線量の上昇は、3 号機の格納容器ベントによる影響ではなかった可能性が高い。

③ そこで、平成 23 年 3 月 14 日 7 時 25 分頃以降、放射線量が上昇した要因を検証する上で、同日 2 時頃の 1 号機から 3 号機までの状況について考察する。

1 号機については、この頃、代替注水によって原子炉水位が十分確保されているような状況にはない。現に、1 号機のプラント関連パラメータ[*465]によれば、3 月 12 日午後以降、原子炉水位が A 系及び B 系ともに TAF-1,700mm 前後を示したまま、ほとんど変化しておらず、このような原子炉水位計の指示値の推移からしても、原子炉水位は、BAF の下方にある炉側配管入口を更に下回っていたと考えられる。そして、同プラント関連パラメータによれば、同日 6 時頃から計測を開始した CAMS 測定結果は、同日 6 時頃に D/W 側が 164Sv/h、S/C 側が 26.6Sv/h、同日 6 時 30 分頃に D/W 側が 162Sv/h、S/C 側が 26.6Sv/h、同日 7 時頃に D/W 側が 161Sv/h、S/C 側が 26.5Sv/h、同日 7 時 30 分頃に D/W 側が 160Sv/h、S/C 側が 26.5Sv/h と高い数値を示しながらも、緩やかに低下傾向にあることからすると、炉心損傷の過程で放出された放射性物質が、格納容器又はその周辺部から環境に放出された可能性は十分に認められる。

2 号機については、この頃、依然として RCIC が作動して原子炉水位が確保されていたと考えられるため、2 号機の炉心由来の放射性物質が大気中に放出されたとは考え難い。

3 号機については、この頃、代替注水の水源であった 3 号機 T/B 前の逆洗弁ピット内の海水が枯渇し、北側物揚場から同逆洗弁ピットに向けて海水補給ラインを構築しようとしていたものの、D/W 圧力の上昇によって 3 号機 R/B 爆発を懸念して退避するといった状況にあり、代替注水によって原子炉水位が十分確保されているような状況にはなかった。そして、3

---

*465 前掲東京電力 HP 参照。

号機のプラント関連パラメータ[*466]によれば、同日 5 時頃から計測を開始した CAMS 測定結果は、同日 5 時頃に D/W 側が 158Sv/h、S/C 側が 3.78Sv/h、同日 6 時頃に D/W 側が 167Sv/h、S/C 側が 4.00Sv/h、同日 8 時頃に D/W 側が 160Sv/h、S/C 側が 4.40Sv/h と高い数値を示しながらも、同日 6 時頃から同日 8 時頃にかけて、D/W 側及び S/C 側のガンマ線量率合計値がやや低下していること、前記 a ①記載のとおり、D/W 圧力が同日 7 時頃に 0.5200MPa　abs を示してから低下傾向にあったことからすると、炉心損傷の過程で放出された放射性物質が、格納容器又はその周辺部から環境に放出された可能性は十分に認められる。

そうすると、1 号機や 3 号機について、炉心損傷の過程で放出された放射性物質が R/B 外へ漏えいし、同日 7 時 25 分頃以降のモニタリングポスト 4 番付近における放射線量の上昇に寄与した可能性は十分に認められる。

④　したがって、1 号機及び 3 号機のいずれか又は双方の炉心由来の放射性物質が、格納容器ベントによらずに大気中に放出されたものと考えても矛盾はなく、その前提として、この頃、3 号機の格納容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じた可能性も十分認められる。

(b)　平成 23 年 3 月 14 日 21 時 25 分頃以降の放射線量との関係

正門付近で放射線量を計測した結果、平成 23 年 3 月 14 日 21 時 25 分頃に 6.8 μ Sv/h であったのに、同日 21 時 35 分頃に 760.0 μ Sv/h、同日 21 時 37 分頃に 3,130.0 μ Sv/h に急上昇している

これは、前記第 3,1(2)d 記載のとおり、1~3 号機のいずれか又はすべての炉心由来の放射性物質が大気中に放出されたことによるものと考えられ、1 号機及び 3 号機の R/B 爆発の影響や各号機の格納容器ベント実施による影響とは考え難い。

したがって、正門付近の放射線量が急上昇を示し始めた同日 21 時 35 分頃までに、3 号機の炉心由来の放射性物質が格納容器又はその周辺部から漏えいして大気中に放出された可能性は十分に考えられる。そして、その前提として、その頃までに、3 号機の格納容器又はその周辺部には、その閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じていた可能性がある。

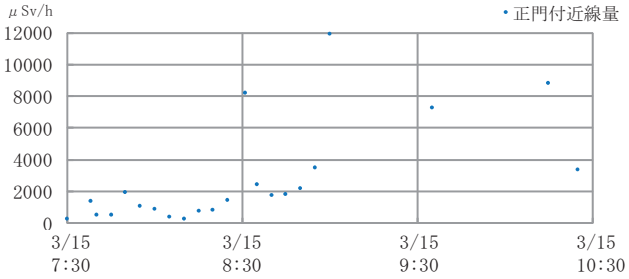
(c)　平成 23 年 3 月 15 日 7 時 30 分頃以降の放射線量との関係

正門付近の放射線量測定結果によれば、平成 23 年 3 月 15 日 7 時 30 分頃に 250.8 μ Sv/h を示していたが、同日 7 時 38 分頃に 1,390.0 μ Sv/h、同日 7 時 50 分頃に 1,941.0 μ Sv/h と上昇傾向を示し、その後、数百μ

---

*466　前掲東京電力 HP 参照。

Sv/h まで低下したものの、さらに、同日 8 時 25 分頃に 1,413.0 μ Sv/h、同日 8 時 31 分頃に 8,217.0 μ Sv/h、同日 9 時頃には 11,930.0 μ Sv/h まで急激に上昇し、その後も同日 10 時 25 分頃までの間、数千μ Sv/h の高い放射線量が計測されていた（図表 89 参照）。



図表89 正門付近の放射線量の挙動（3/15 7:30～3/15 10:30）

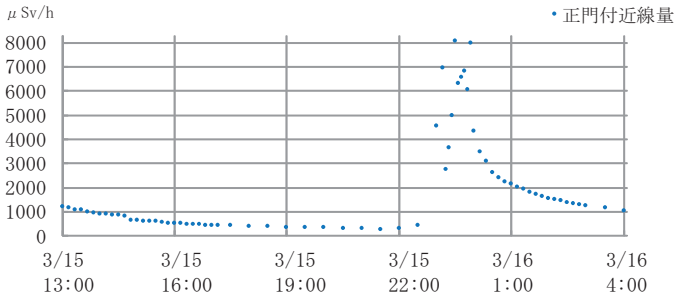
東京電力「福島第一原子力発電所構内での計測データ」（平成23年5月）を基に作成

これは、前記第 3,2(3)d(b)記載のとおり、1~3 号機のいずれか又はすべての炉心損傷過程で放出された放射性物質が大気中に放出されたことによる可能性が極めて高い。

そうすると、正門付近の放射線量が急上昇を示し始めた同日 7 時 38 分頃までにも、3 号機の炉心由来の放射性物質が格納容器又はその周辺部から漏えいして大気中に放出された可能性は十分に考えられ、その頃までに、3 号機の格納容器又はその周辺部には、その閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じていた可能性がある。

(d) 平成 23 年 3 月 15 日 23 時頃以降の放射線量との関係

正門付近の放射線量測定結果によれば、平成 23 年 3 月 15 日 13 時頃から同日 15 時 25 分頃にかけて 1,000 μ Sv/h 超から 500 μ Sv/h 前後に減少し、その後数百μ Sv/h を推移していたが、同日 23 時頃に 4,548.0 μ Sv/h まで放射線量が急上昇し、同日 23 時 10 分頃に 6,960.0 μ Sv/h、同日 23 時 30 分頃に 8,080.0 μ Sv/h まで上昇し、同月 16 日 4 時頃まで 1,000 μ Sv/h を超える放射線量を示していた（図表 90 参照）。



図表90 正門付近の放射線量の挙動（3/15 13:00～3/16 4:00）

東京電力「福島第一原子力発電所構内での計測データ」（平成23年5月）を基に作成

これは、前記第 3,2(3)d(c)記載のとおり、1~3 号機のいずれか又は双方の炉心由来の放射性物質が大気中に放出されたことによるものと考えられる。

そうすると、正門付近の放射線量が急上昇を示し始めた同月 15 日 23 時頃までにも、3 号機の炉心由来の放射性物質が格納容器又はその周辺部から漏えいして大気中に放出された可能性は十分に考えられ、その頃までに、3 号機の格納容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を更に大きく損なうような損傷が生じていた可能性がある。

c　汚染水等との関係

① 平成 23 年 4 月 25 日、同月 29 日、5 月 1 日及び同月 3 日、東京電力が、3 号機 T/B1 階及び 2 階のダスト測定を実施した結果、同所から、I-131、Cs-134、Cs-136、Cs-137、Pr-144 が検出された（図表 91 参照）。

採取日時	採取物	核種（半減期）	放射能濃度 (Bq/cm^3)
H23.4.25 H23.4.29 H23.5.1 H23.5.3	3号機T/B1階及び2階のダスト	I-131（約8日）	不明
		Cs-134（約2年）	
		Cs-136（約13日）	
		Cs-137（約30年）	
		Pr-144（約17分）	
H23.5.8	3号機SFP水	I-131（約8日）	11,000
		Cs-134（約2年）	140,000
		Cs-136（約13日）	1,600
		Cs-137（約30年）	150,000
H23.11.25	3号機R/B地下滞留水	Cs-134（約2年）	150,000
		Cs-137（約30年）	180,000

図表91 3号機 汚染水等測定結果

東京電力「福島第一原子力発電所3号機使用済燃料プール水の分析結果」（平成23年5月）、「原子炉建屋地下滞留水の放射能濃度等の測定結果」（平成23年12月）等を基に作成

② また、平成 23 年 4 月 29 日、東京電力が、3 号機 T/B2 階のダスト測定を実施した結果、I-131、Cs-134、Cs-136、Cs-137、Pr-144 の各核種が検出された（前掲図表 91 参照）。

③ 平成 23 年 5 月 8 日、東京電力が、3 号機 SFP 水の核種分析を実施した結果、3 号機 SFP 水から I-131、Cs-134、Cs-136、Cs-137 が検出された（前掲図表 91 参照）。3 号機は平成 22 年 6 月 19 日に定期検査で停止して取り出した燃料を SFP 水に保存しており、最も冷却期間が短い燃料でも 10 か月以上冷却されているため、検出された短半減期の I-131、Cs-136 は SFP 由来とは考え難く、炉心由来の可能性が高い。

④ 平成 23 年 11 月 25 日、東京電力が 3 号機 R/B 地下滞留水の放射能濃度等の測定を実施した結果、3 号機 R/B 地下滞留水から、Cs-134、Cs-137 が検出された（前掲図表 91 参照）。

⑤ したがって、3 号機 R/B 地下滞留水、T/B 地下滞留水、SFP 水から検出された核種の全部又は一部は、炉心由来と考えるのが自然であり、圧力容器、格納容器又はそれらの周辺部から漏えいしたものと考えられる。

(4)　小括

地震発生直後から津波到達までの間、3 号機の格納容器又はその周辺部に、その閉じ込め機能を損なうような損傷が生じていたとまでは認められないが、その

後、HPCI が停止した平成 23 年 3 月 13 日 2 時 42 分頃以降、同月 14 日 2 時 20 分頃までの間に、かかる損傷が生じていた可能性は否定できない。

さらに、3 号機の格納容器又はその周辺部に、同月 14 日 7 時頃から同日 21 時 35 分頃までの間に、その閉じ込め機能を大きく損なうような損傷が生じた可能性が十分認められ、それ以降も、更に大きな損傷が生じた可能性がある。

そして、かかる損傷が生じた箇所は、格納容器フランジ部、電気配線貫通部、人の出入り用のエアロック、機器搬入用ハッチ等の気密性確保のために用いられるフランジガスケットやエポキシ樹脂といったシール材が高温で劣化して生じた可能性等、種々の可能性が考えられるが、現時点においては現場確認ができないため、損傷箇所の特定は困難である。したがって、今後、国及び事業者において、現場確認が可能となった段階で、損傷箇所を特定の上、その損傷原因や損傷時期を検証することが望まれる。

3　RCIC

(1)　地震発生直後、津波到達までの間、RCIC は作動しており、その注水機能を喪失するような重大な損傷が生じた可能性は否定されること

a　アラームタイパ等の記録との関係

①　3 号機のアラームタイパ[*467]によれば、平成 23 年 3 月 11 日 15 時 5 分頃、RCIC タービンが起動し、同日 15 時 6 分頃、RCIC 注入弁が開となり、流量が毎秒 25.2 ℓ確保され、その後同日 15 時 25 分頃に「原子炉水位高」の警報信号が発信されて RCIC が停止したことが認められる。

②　3 号機の記録計チャート[*468]及び過渡現象記録装置データ[*469]によれば、地震発生後、津波到達までの間、3 号機の原子炉水位は、ボイド効果や SR 弁の逃し弁機能が動作したことによる影響を受けながらも、RCIC の作動状況に応じて、一定の水位が確保されており、急激な下降が認められないことが明らかである[*470]。

b　当直引継日誌及び当直供述との関係

当直引継日誌及び当直の供述によれば、平成 23 年 3 月 11 日 16 時 3 分頃、流量調節をしながら RCIC を作動させ、同月 12 日 11 時 36 分頃、RCIC が停止したことが認められる。

---

*467　資料Ⅱ-1-1-53 参照。
*468　資料Ⅱ-1-1-53 参照。
*469　資料Ⅱ-1-1-53 参照。
*470　3 号機のアラームタイパによれば、津波到達後、設定入力点のエラー及び回復表示が実動作と無関係に多数繰り返されているが、津波の影響で電源喪失したことに起因するものと考えられ、すべての起動信号（オン・オフ信号）の発信記録が存在しない。そうすると、平成 23 年 3 月 11 日 16 時 3 分頃に RCIC 起動信号が記録されていないからといって、直ちに RCIC が起動していなかったとまでは言えない。

そして、これらの事実は、3 号機のプラント関連パラメータ [*471] 及び記録計チャート [*472] によって認められる原子炉圧力及び原子炉水位の推移と整合的であり、津波到達後も、RCIC が作動していたと認められる以上、その注水機能を喪失するような重大な損傷が生じた可能性は否定される。

(2) 津波到達後も、平成 23 年 3 月 12 日 11 時 36 分頃に RCIC が停止するまでの間、その機能に影響を及ぼすような損傷が生じた可能性は否定されること

a 記録計チャート等の記録との関係

① 3 号機のプラント関連パラメータ [*473]、記録計チャート [*474]、過渡現象記録装置データ [*475]、当直引継日誌及び当直の各供述によれば、平成 23 年 3 月 11 日 16 時 3 分頃、RCIC を手動で起動し、同月 12 日 11 時 36 分頃に RCIC が停止するまでの間、当直は、バイパスラインを用い、流量制御計及び原子炉水位計を監視しながら、RCIC による注水量を制御し、「原子炉水位高」の警報信号が発信されて RCIC が停止することがないように配意していたと認められる。

② 3 号機の記録計チャート [*476] によれば、平成 23 年 3 月 11 日 16 時 3 分頃、RCIC が起動した後、同月 12 日 11 時 36 分頃までの間、原子炉水位は、狭帯域レンジ [*477] に維持されており、急激な原子炉水位の低下など、RCIC 配管の破断を窺わせるような原子炉水位の変化は認められず、SR 弁が動作した後にも原子炉水位が上昇して、一定の水位が確保されている。

b 現場対処との関係

3 号機については、平成 23 年 3 月 12 日 11 時 36 分頃に RCIC が停止した後、当直が停止原因を確認するため、R/B 地下 1 階の RCIC 室に立ち入ることができた上、蒸気漏えいその他の RCIC 配管破断を窺わせるような事情は存在しなかった。

(3) 平成 23 年 3 月 12 日 11 時 36 分頃に RCIC が停止した原因は不明であるが、機能喪失したと認められること

a RCIC 停止時の RCIC 設備の状況との関係

当直引継日誌及び当直の供述によれば、平成 23 年 3 月 12 日 11 時 36 分頃 RCIC が停止した後、当直が停止原因を確認するため RCIC 室に立ち入った際、天井から RCIC の蒸気止め弁などに水が滴下している状況にあった。そして、

---

*471 前掲東京電力 HP 参照。
*472 資料Ⅱ-1-1-54 参照。
*473 前掲東京電力 HP 参照。
*474 資料Ⅱ-1-1-54 参照。
*475 資料Ⅱ-1-1-54 参照。
*476 資料Ⅱ-1-1-54 参照。
*477 TAF+4,170 ～ 5,670mm の範囲で設定された通常運転時に使用される水位計装域をいう。

蒸気止め弁の「ラッチ」と呼ばれる機械機構部の留め金部分に、天井部から油分を含んだ水滴が滴下してラッチが外れており、これを連結して再起動を試みるも連結を維持できずにすぐに閉となった。

したがって、このラッチの不具合によって蒸気止め弁の開状態を維持できず、RCIC が停止した可能性がある。

b　RCIC 設備の電源との関係

RCIC 駆動用の 125V 直流バッテリーについては、津波到達後から不要な負荷を落とし、RCIC が停止しないように流量調節をするなど、消費量を節約していたが、平成 23 年 3 月 12 日 11 時 36 分頃に RCIC が停止した時点で、既に約 20 時間経過していた。

もっとも、RCIC 停止時、RCIC の状態表示灯が消灯しておらず、停止位置を表示しており、起動させてもすぐに停止位置を表示する状況であったことから、少なくとも中央制御室制御盤上の状態表示灯を点灯させるに足りるバッテリー残量があったと考えられ、RCIC 停止の原因については、バッテリー枯渇以外である可能性が高い。

c　RCIC のタービン駆動用蒸気量との関係

平成 23 年 3 月 12 日 11 時 36 分頃に RCIC が停止した頃、3 号機の記録計チャートによれば、原子炉圧力は 6~7MPa　gage を推移し、原子炉水位も TAF+4m 台を維持していたと考えられるため、タービン駆動用蒸気が不足するような状況にはなかったと推認できる。

(4)　小括

したがって、3 号機の RCIC については、地震発生後から平成 23 年 3 月 12 日 11 時 36 分頃までの間、流量制御しながら作動しており、その間、その注水機能に影響を及ぼすような損傷はなかったと認められる。

同日 11 時 36 分頃に RCIC が停止し、その後再起動できなくなったが、その原因として、RCIC 蒸気止め弁の機械機構部の不具合により開状態を維持できなかった可能性があるものの、現時点においてもなお不明であり、国及び事業者において、更なる原因究明が期待される。

4　HPCI

(1)　HPCI については、地震動の影響によって、その機能に影響を及ぼすような損傷が生じた可能性は否定されること

平成 23 年 3 月 12 日 12 時 35 分頃、HPCI が自動起動したが、同月 13 日 2 時 42 分頃に停止するまでの間、3 号機の原子炉圧力が低い状態における運転であった。そのため、次第に、タービン駆動用蒸気量が通常運転時よりも少なく、タービン回転数が運転制限を下回り、吐出圧力も上がらなくなったが、少なく

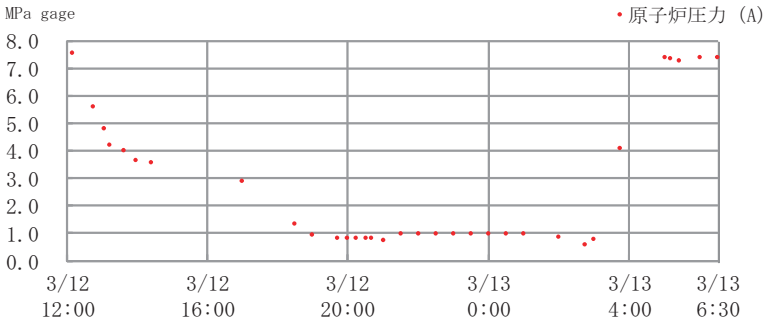
とも、原子炉水位の監視が可能であった同月 12 日 20 時 36 分頃までの間、HPCI には、その機能上、何らかの障害が生じていた形跡は見当たらない。

したがって、HPCI については、地震発生直後においても、地震動の影響によって、その機能に影響を及ぼすような損傷が生じた可能性は否定される。

(2) 平成 23 年 3 月 13 日 2 時 42 分頃に HPCI を手動で停止するまでの間、HPCI 設備に、機能を喪失するような重大な損傷が生じた可能性は否定されること

a 原子炉圧力及び当直引継日誌との関係

① 3 号機のプラント関連パラメータ [*478] によれば、原子炉圧力(A 系)は、HPCI 起動前である平成 23 年 3 月 12 日 12 時 10 分頃に 7.530MPa gage を示していたが、HPCI が起動した後である同日 12 時 45 分頃には 5.600MPa gage、同日 17 時頃に 2.900MPa gage、同日 19 時頃に 0.950MPa gage と明らかな減圧傾向を示している（図表 92 参照)。



図表92 3号機原子炉圧力の挙動（3/12 12:00～3/13 6:30）

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）を基に作成

当直引継日誌によれば、同日 12 時 35 分頃、「原子炉水位 L-2　炉水位：-1,200mm(W)　HPCI 自動起動」と記載されており、この頃、原子炉水位が低下して HPCI が自動起動したと認められる。

また、同じく当直引継日誌によれば、同月 13 日 2 時 42 分頃、「HPCI 停止　炉圧：0.58MPa」と記載されており、この頃、HPCI を停止させたものと認められる。

かかる HPCI の作動状況からすれば、HPCI が作動した影響によって、原子炉圧力が減圧されたものと考えられる [*479]。

② 当直の供述によれば、CST を水源として HPCI を運転するに当たり、CST に復水するテストラインを併用して流量調節を図りながら、「原子炉水位高」信号が発信されて作動停止に至らないように配慮したとのことであり、このような HPCI 運転状況は、上記①記載の原子炉圧力の挙動と矛盾しない。

---

*478 前掲東京電力 HP 参照。

*479 この頃、3 号機については、交流電源が喪失して低圧系（CS や RHR）が動作不能であったことから、SR 弁の ADS 機能が動作することはなかったと考えられ、かかる ADS 機能の動作によって減圧されたものではないと認められる。

③　HPCI を手動で停止後の平成 23 年 3 月 13 日 2 時 44 分頃以降、3 号機のプラント関連パラメータ[*480]によれば、原子炉圧力が急激に上昇傾向を示しており、かかる原子炉圧力の挙動からすると、その頃までは、一応の冷却注水がなされていたものと推認でき、HPCI は、同日 2 時 42 分頃に手動停止するまでの間、機能を喪失するような重大な損傷はなかったと考えられる。

もっとも、3 号機の HPCI については、同月 12 日 19 時頃以降、原子炉圧力が 1MPa gage を下回り、かつ、テストラインを併用して流量を制御しながら運転しており、次第に、タービン回転数が運転制限を下回り、ポンプ吐出圧力が低下して原子炉圧力ときっ抗する中で注水機能を低下させていったものと認められる。このことは、当直が、HPCI 吐出圧力と原子炉圧力がきっ抗して注水がなされていないとの懸念から代替注水に移行しようと考えるに至った経緯と整合的である。

b　D/W 圧力との関係

①　3 号機のプラント関連パラメータ[*481]によれば、D/W 圧力は、HPCI が起動した後である平成 23 年 3 月 12 日 12 時 45 分頃に 0.3800MPa abs を示してから緩やかに低下傾向を示し、同日 17 時頃には 0.3000MPa abs、同日 18 時 30 分頃に 0.2800MPa abs、同日 19 時頃に 0.2850MPa abs、同日 20 時 15 分頃に 0.2750MPa abs を示した後、同日 22 時頃に 0.1700MPa abs を示したとして記録されている。

まず、この同日 22 時頃の D/W 圧力として記録された「0.1700MPa abs」は、前記 2(2)a ①記載のとおり、3 号機のプラント関連パラメータの基になった発電所対策本部発電班のメモ書き及び当直引継日誌の記載からすると、本来絶対圧換算して「0.2700MPa abs」と記録すべきところ、誤って記録されたものと考えられる。

そして、同日 12 時 45 分頃以降、同日 22 時頃までの間の D/W 圧力の低下傾向[*482]については、前記 2(2)a ①記載のとおり、当時 S/C スプレイを実施しており、JNES の解析によれば、3 号機 S/C プール水の温度成層化を仮定することでおおむね再現可能となる。

②　また、仮に、HPCI 系統のタービンから S/C に接続される蒸気管に破損箇所が生じていたとすれば、HPCI 作動中、同破損箇所から S/C 圧力が抜け、ベント管を通じて D/W 圧力も低下傾向を示すと考えられる。

しかし、前記①記載のとおり、D/W 圧力は、平成 23 年 3 月 12 日 18 時 30 分頃に 0.2800MPa abs を示してから、同日 20 時 15 分頃になってもなお 0.2700MPa abs を示し、それから 2 時間近く経過した同日 22 時頃にも

---

*480　前掲東京電力 HP 参照。
*481　前掲東京電力 HP 参照。
*482　資料Ⅱ-1-1-51 参照。

0.2700MPa abs を示したままであり、HPCI 作動中であるにもかかわらず、大気圧の 2 倍以上の圧力値で低下傾向が止まっている。

そうすると、D/W 圧力低下の原因が、HPCI 系統の蒸気管に破損箇所が生じたことによるものとは考えにくい。

③ したがって、この頃の D/W 圧力の低下傾向については、温度成層化を仮定すれば、S/C スプレイ実施による影響として説明可能であるのに対し、HPCI 系統の蒸気管に破損が生じたことによるものとは考えにくいことから、少なくとも、この頃の D/W 圧力の低下をもって、HPCI 系統に、その機能に影響を及ぼすような損傷が生じたとは認められない。

c HPCI 運転状況との関係

当直は、HPCI 作動中、原子炉水位計が監視可能な間はこれを監視し、平成 23 年 3 月 12 日 20 時 36 分頃に監視不能となって以降は、HPCI 吐出圧力計及び原子炉圧力計を監視していたが、HPCI の制御とかけ離れたプラント挙動を示しておらず、同月 13 日 2 時 42 分頃に手動停止するまでの間、制御盤上も、運転・制御に必要な設備の異常は認められなかった。

d インターロック機能との関係

3 号機の HPCI は、原子炉圧力が 0.69MPa gage まで低下すれば、インターロックが動作して自動停止する設定とされていた。

しかし、3 号機の記録計チャート[*483]によれば、平成 23 年 3 月 13 日 2 時 20 分頃には原子炉圧力が 0.69MPa gage を下回り、その後も低下傾向を示しているにもかかわらず、自動停止のインターロックが動作しなかった。

このインターロックが動作するには、論理回路や弁駆動用の電源のほかに、HPCI 蒸気管入口圧力を計測する検出器の電源が確保されている必要がある。そして、この検出器の電源は、3 号機 T/B 中地下階に備えられていた 125V 蓄電池（3B）であり、直流 125V 分電盤（3B-4）を経由して検出器に電力が供給されていた。さらに、直流 125V 分電盤（3B-4）は、3 号機 C/B 地下 1 階のスイッチギア室に設置されており、津波到達時の同室周辺の被水状況からすると、この直流 125V 分電盤（3B-4）も津波の影響で被水し、検出器へ電力を供給できなくなっていた可能性がある。

仮に、直流 125V 分電盤（3B-4）が健全であったと仮定した場合、その上流にある直流 125V 主母線盤(3B)の健全性が損なわれるか、直流 125V 蓄電池（3B）が消耗すれば、同様にインターロックが機能しないことになる。しかし、この場合には、同日 2 時 42 分頃に当直が HPCI を手動で停止することもできず、実際に行った現場操作と矛盾するので、やはり、直流 125V 分電盤（3B-4）の健全性が損なわれていたと考えるのが自然である。

---

*483 資料Ⅱ-1-1-44 参照。

したがって、津波到達時、3 号機 C/B 地下 1 階のスイッチギア室に設置されていた直流 125V 分電盤（3B-4）が被水し、その結果、HPCI 蒸気管入口圧力を計測する検出器が電源喪失により計測不能となって、インターロック機能が動作しなくなっていた可能性がある。

(3) 平成 23 年 3 月 13 日 2 時 42 分頃に HPCI を手動で停止後、電源喪失により再起動不能となったと推認できること

a HPCI 設備の電源との関係

① 当直引継日誌及び当直の供述によれば、当直は、平成 23 年 3 月 12 日 12 時 35 分頃以降、電源を長持ちさせるため不要な負荷を落としたとはいえ、HPCI を停止させることなく、同月 13 日 2 時 42 分頃までの間、14 時間以上にわたって継続的に HPCI を作動させており、電源枯渇のリスクが高まっていたと考えられる。

② 当直引継日誌及び当直の供述によれば、HPCI 停止直後である平成 23 年 3 月 13 日 2 時 45 分頃及び同日 2 時 55 分頃、SR 弁の開操作に失敗している。その原因は、SR 弁の開操作に必要な電源である直流 125V 蓄電池（3A 及び 3B）が枯渇していた可能性がある[*484]。

そして、直流 125V 蓄電池（3B）は、HPCI の論理回路にも電源を供給するものであるため、この時点までには、3/4 号中央制御室において、HPCI の再起動に必要な弁を遠隔手動で開操作することもできなくなっていた可能性がある。

③ 当直引継日誌によれば、平成 23 年 3 月 13 日 3 時 35 分頃、HPCI の流量制御計（FIC）の表示灯が消灯していることが確認されている。そして、FIC 表示灯の電源も直流 125V 蓄電池（3B）であるから、この頃までには、この蓄電池が枯渇していた可能性が極めて高い。

そして、HPCI を再起動するには、HPCI タービントリップ電磁弁を励磁する必要があるところ、その励磁用電源も、FIC の電源と同様に、直流 125V 蓄電池（3B）であり、直流 125V 分電盤（3B-1）を経由して供給される。

したがって、この頃、FIU の表示灯が消灯して直流 125V 蓄電池（3B）が枯渇していたと認められる以上、HPCI タービントリップ電磁弁を励磁できなくなっており、HPCI は、電源喪失によって機能を喪失していたと考えられる。

b 機能的損傷との関係

3 号機の HPCI については、HPCI を手動で停止した時点で、その機能に影響を及ぼすような損傷は把握されていなかった。

---

*484 なお、このとき、当直は、ADS 機能動作用の駆動用窒素ガスを用いて SR 弁を開操作しようとしており、残圧不足によって SR 弁の開操作に失敗したとは考え難い。

その後も、平成 23 年 3 月 13 日 5 時 8 分頃、当直が、RCIC の手動起動を試みるため RCIC 室に立ち入る際、HPCI 室にも入室しているが、蒸気で満たされているような状況にはなく、人が絶対立ち入ることのできないほどまでに放射線量が上昇していることもなく、その機能に影響を及ぼすような損傷が生じたことを窺わせる兆候は見当たらなかった。

それにもかかわらず、HPCI については、同日 3 時 39 分頃まで再起動を試みるも再起動できなかったのであり、その原因は、機能的な損傷が生じたこと以外のものである可能性が高い。

(4) 小括

3 号機の HPCI は、地震発生後に、その機能に影響を及ぼすような損傷が生じた可能性は否定され、平成 23 年 3 月 12 日 12 時 35 分頃以降、正規の運転方法とは異なる方法であるが運転し、流量制御も可能であったと考えられることから、その機能に影響を及ぼすような損傷は認められない。しかし、3 号機の HPCI は、長時間の運転に伴い、運転、制御に必要な直流電源を消耗していき、運転継続時よりも再起動時の方が電力消費が大きいため、同月 13 日 2 時 42 分頃に手動停止後、電源枯渇により再起動できなくなったと推認できる。

第５　おわりに

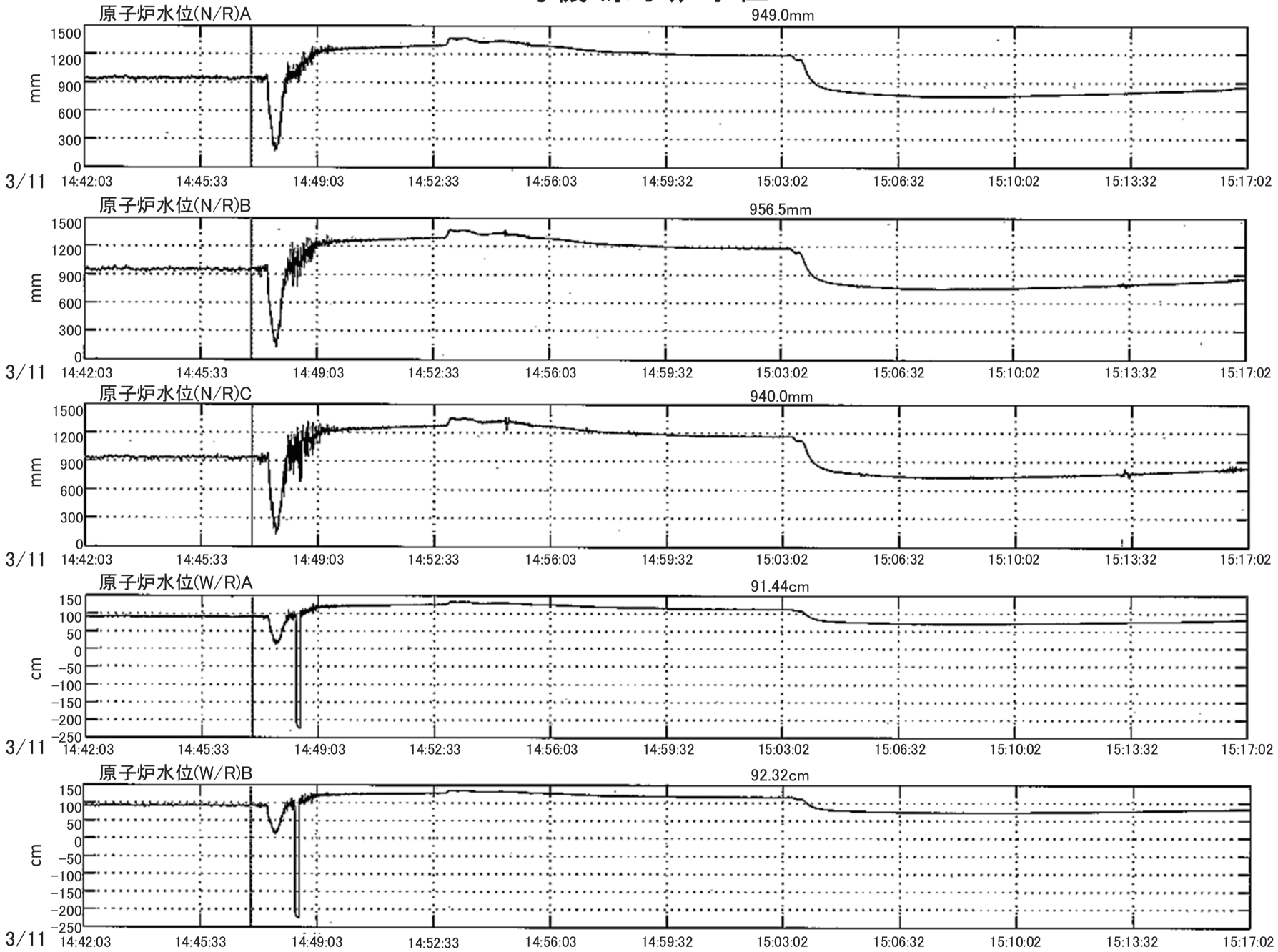
圧力容器や格納容器の被害状況を検証する上で、原子炉注水、格納容器ベント、SR弁の開閉動作といった現場対処とともに、原子炉水位、原子炉圧力、D/W 圧力、S/C 圧力、CAMS 測定結果及びモニタリングポスト測定結果は、重要な指標となり得る。そこで、1 号機から 3 号機まで、これらの現場対処及び計装機器が示す指示値の推移について一覧表にまとめた上、それぞれ資料Ⅱ-1-1-55~57 として添付した。

もっとも、原子炉水位計等の計装機器が示す指示値は、その仕組みから誤計測、誤表示が生じるおそれがある上、その原因を解明することによって圧力容器や格納容器の状態を推知する手掛かりになるのであって、これらの一覧表を参照するに当たり、単に指示値やその傾向を読むだけでは足りない。また、当委員会における検証は、これらの一覧表に記載したデータのみに基づきなされたものではなく、前記第 2~4 記載のとおり、当委員会が入手したあらゆる証拠に基づき総合的になされたものである。

以　上

This page intentionally left blank.

1号機 原子炉水位

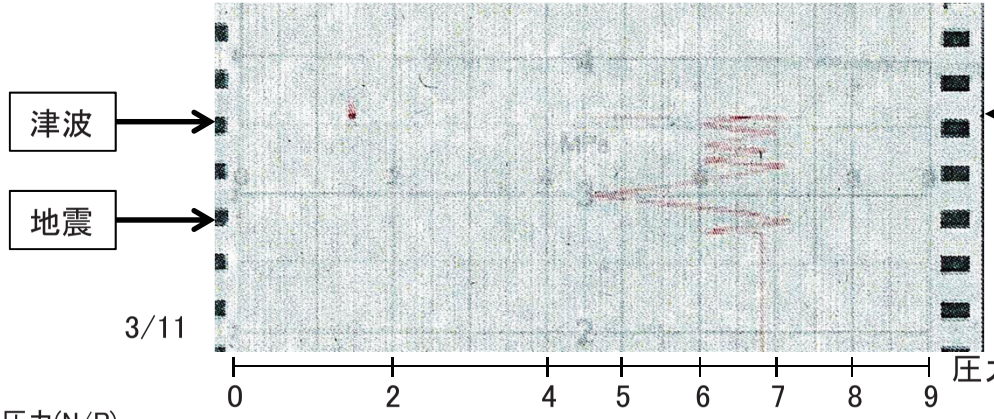


〔0mm（狭帯域・広帯域）＝ TAF +3,430mm（燃料域）〕

東京電力「過渡現象記録装置データ」（平成23年5月）を基に作成

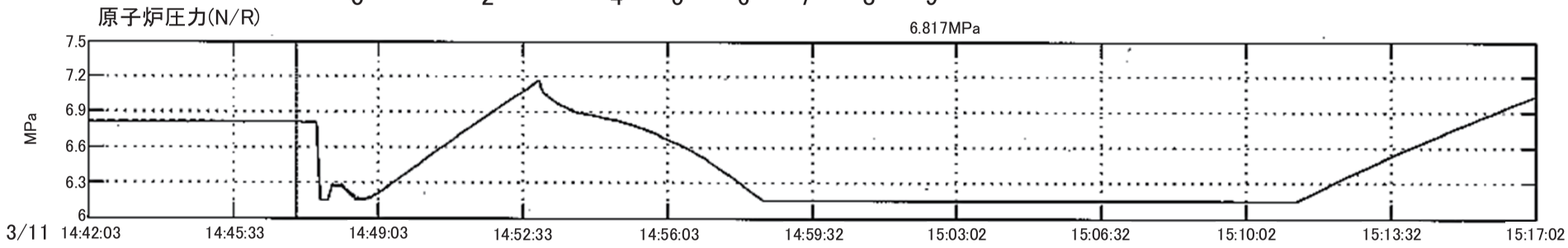
資料Ⅱ-1-1-1

1号機 原子炉圧力

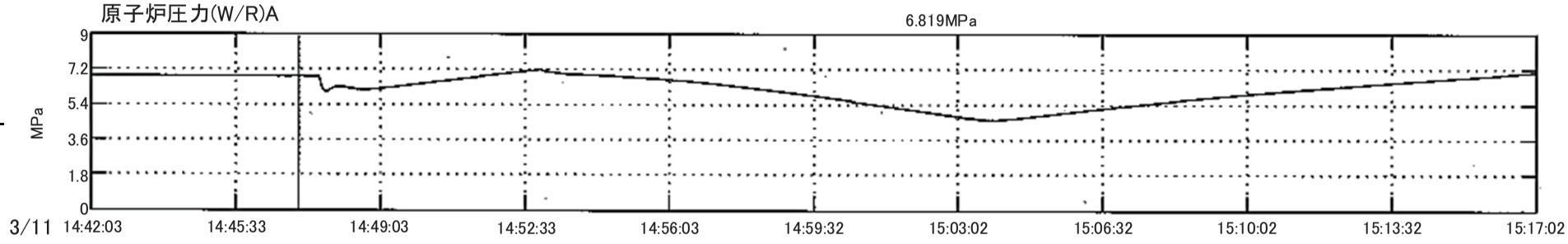


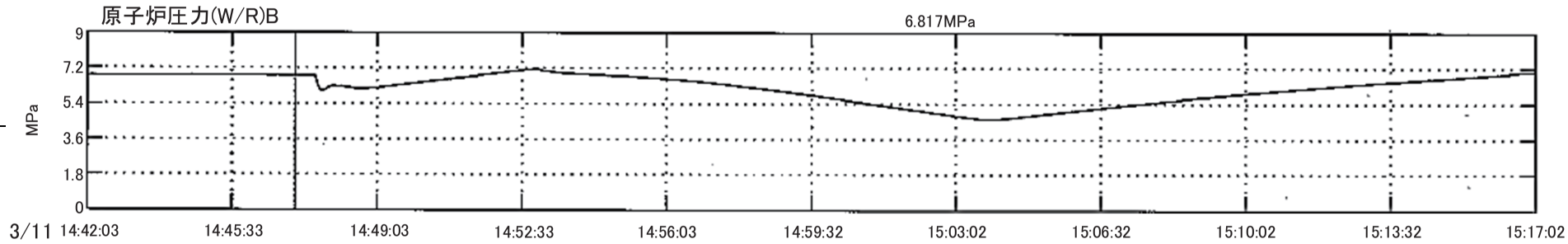
東京電力「記録計チャート」(平成23年5月)を基に作成

狭帯域



広帯域

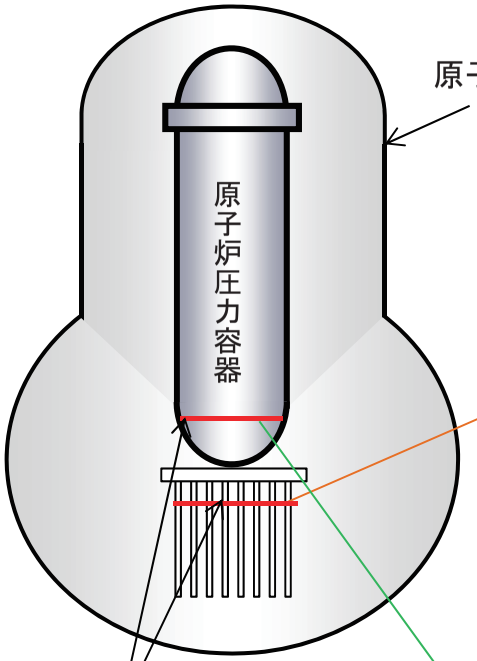




東京電力「過渡現象記録装置データ」(平成23年5月)を基に作成

資料Ⅱ-1-1-2

1号機 原子炉圧力容器温度

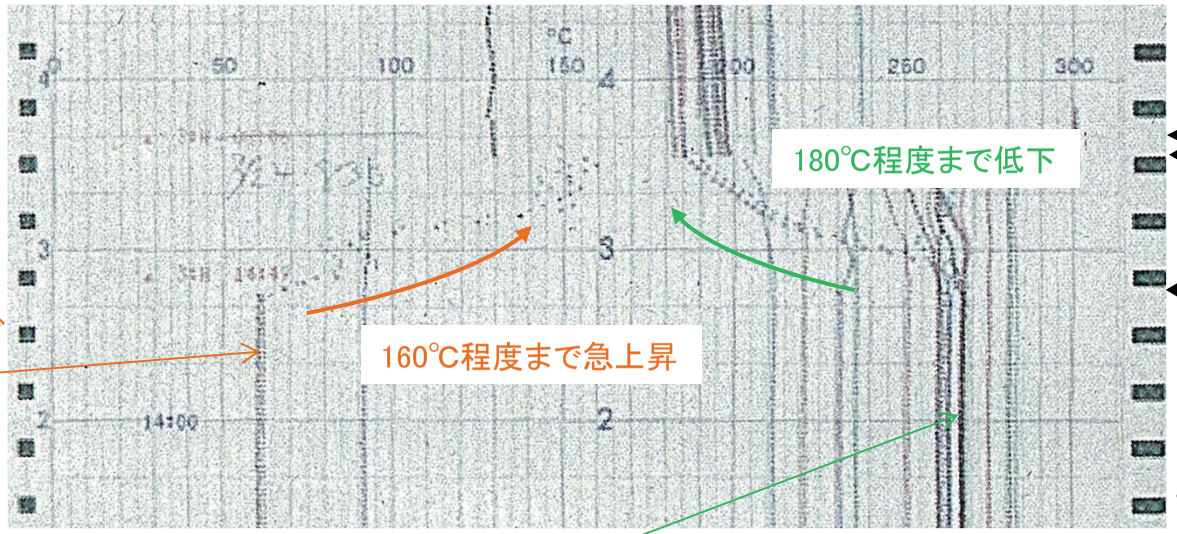


原子炉格納容器

CRDハウジング
上部温度
（No.20、21）

温度計設置場所

ベッセル・ダウンカマ温度
（No.11～13）



凡例

TR-263-104

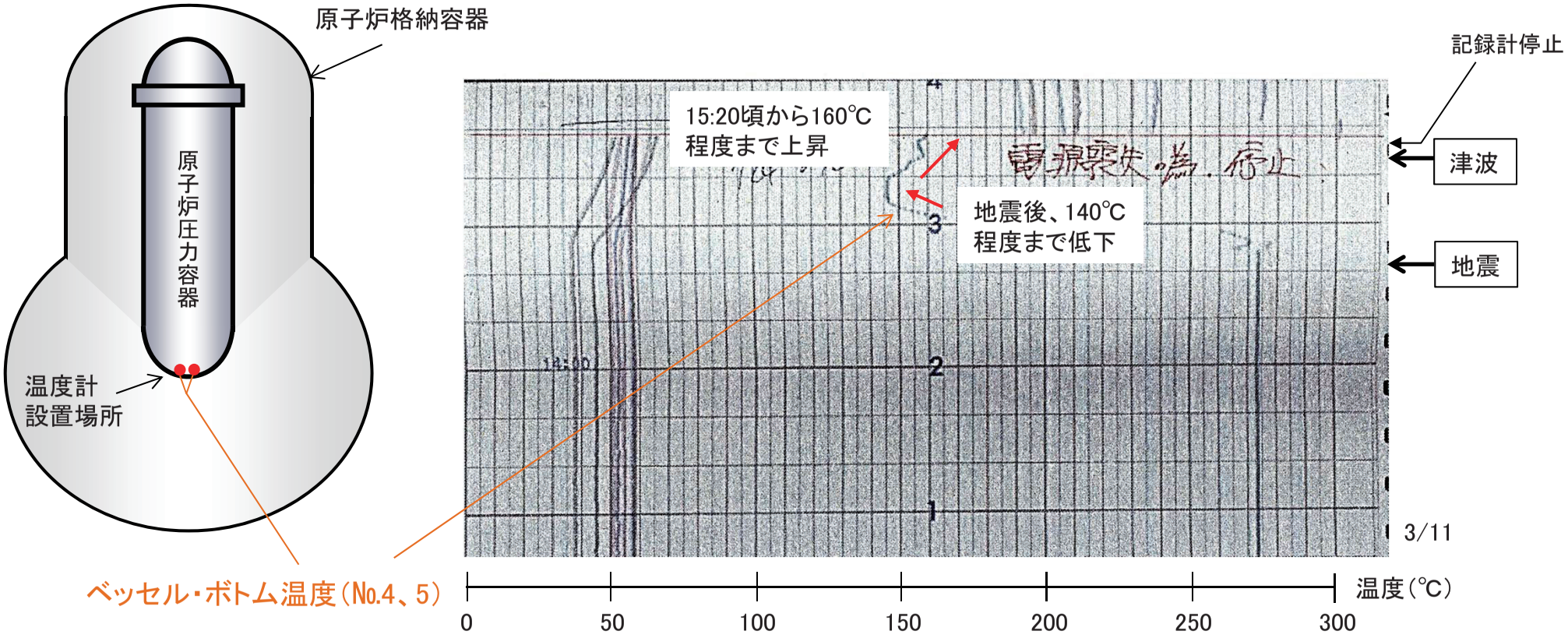
NO	色	点	測定名称		NO	色	点	測定名称	
1		●	vessel flange	263-69A1	13		+	vessel downcomer	263-69G3
2		●	vessel steam	263-69B1	14		+	vessel above skirt joint	263-69H1
3		●	vessel below water level	263-69C1	15		+	vessel above skirt joint	263-69H3
4		●	vessel below water level	263-69C3	16		+	vessel skirt near joint	263-69K1
5		●	feedwater nozzle N4B-end	263-69D1	17		+	vessel bottom head	263-69L1
6		●	feedwater nozzle N4B-inboard	263-69D2	18		+	vessel bottom head	263-69L2
7		○	feedwater nozzle N4C-end	263-69E1	19		Y	vessel skirt at mtg flange	263-69M1
8		○	feedwater nozzle N4C-inboard	263-69E2	20		Y	top control rod drive housing	263-69N1
9		○	vessel core	263-69F1	21		Y	top control rod drive housing	263-69N3
10		○	vessel core	263-69F3	22		Y	vessel head adjac to flange	263-66A1
11		○	vessel downcomer	263-69G1	23		Y	vessel head flange	263-66B1
12		○	vessel downcomer	263-69G2	24		Y	vessel stud	263-67A1

No.11のベッセル・ダウンカマ温度計は、平成13年の定期検査後の原子炉起動時に指示不良であったため、そのケーブルは記録計から取り外された。
その際、No.11の温度計の記録計とNo.12の温度計の記録計がケーブルで接続され、No.11の温度計は交換されないまま放置されたため、平成23年3月11日当時においても、No.11として記録される値は、No.12として記録される値と同一になっていた。

東京電力「記録計チャート」（平成23年5月）を基に作成

資料Ⅱ-1-1-3

1号機 ベッセル・ボトム温度



凡例

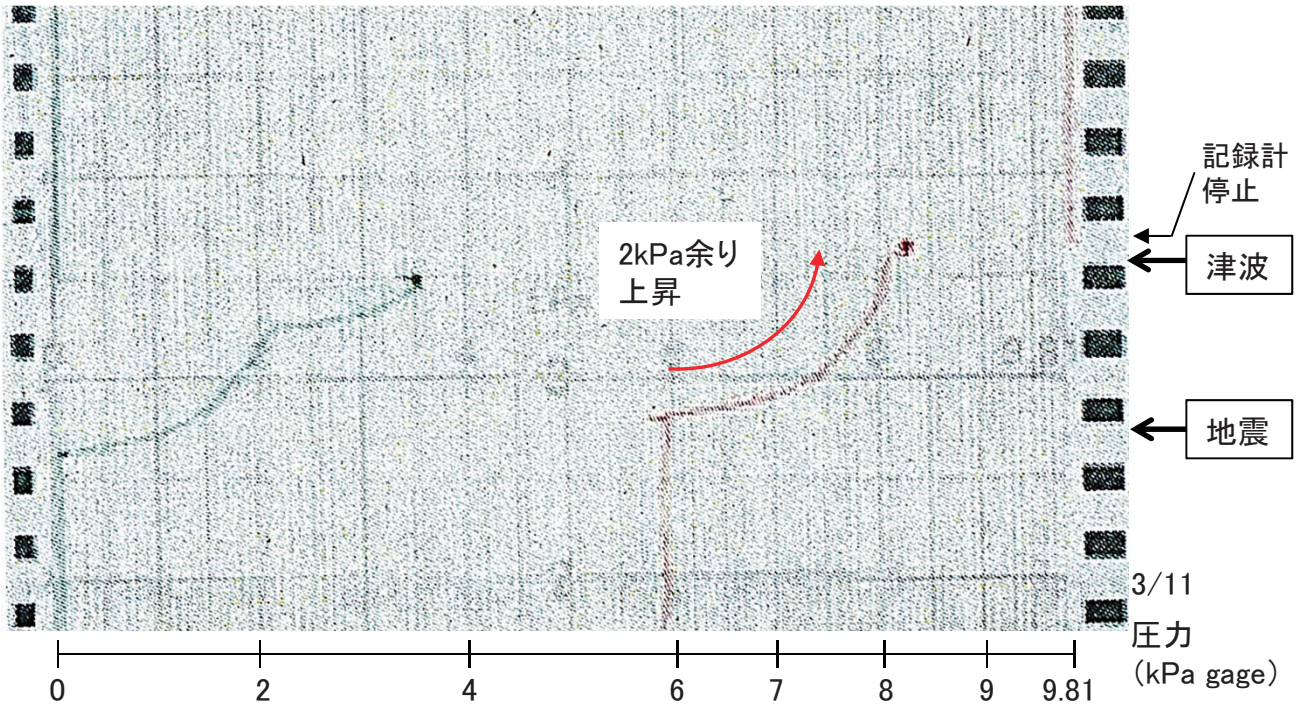
TR-260-20

NO	色	加点	測定名称	NO	色	加点	測定名称
1	■	●	TE261-13A VALVE203-4A	7	■	○	TE261-14B VALVE203-3B
2	■	●	TE261-13C VALVE203-4C	8	■	○	TE261-14C VALVE203-3C
3	■	●	TE261-13B VALVE203-4B	9	■	○	TE261-14D VALVE203-3D
4	■	●	TE263-69P VESSEL BOTTOM	10	■	○	
5	■	●	TE263-69P VESSEL BOTTOM	11	■	○	
6	■	●	TE261-14A VALVE203-3A	12	■	○	

東京電力「記録計チャート」（平成23年5月）を基に作成

資料Ⅱ-1-1-4

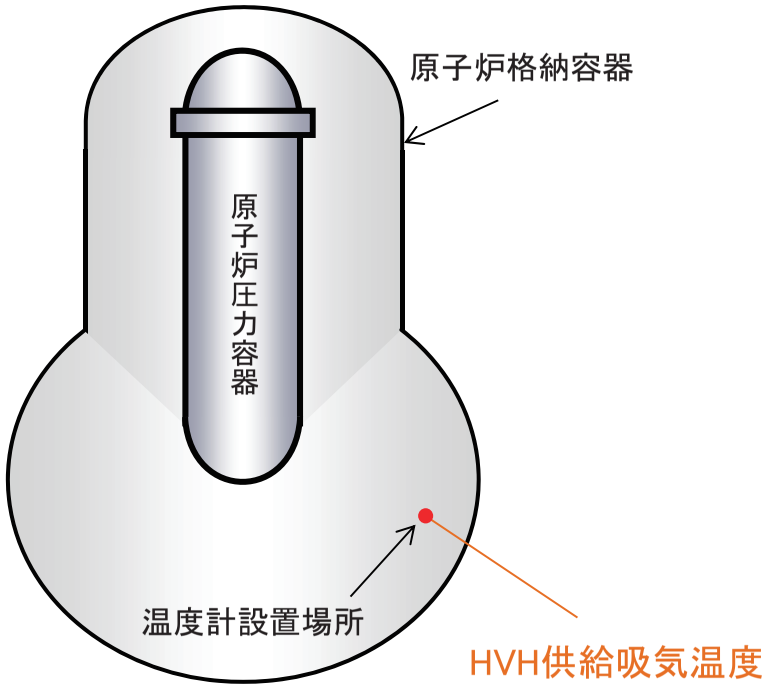
1号機 D/W圧力

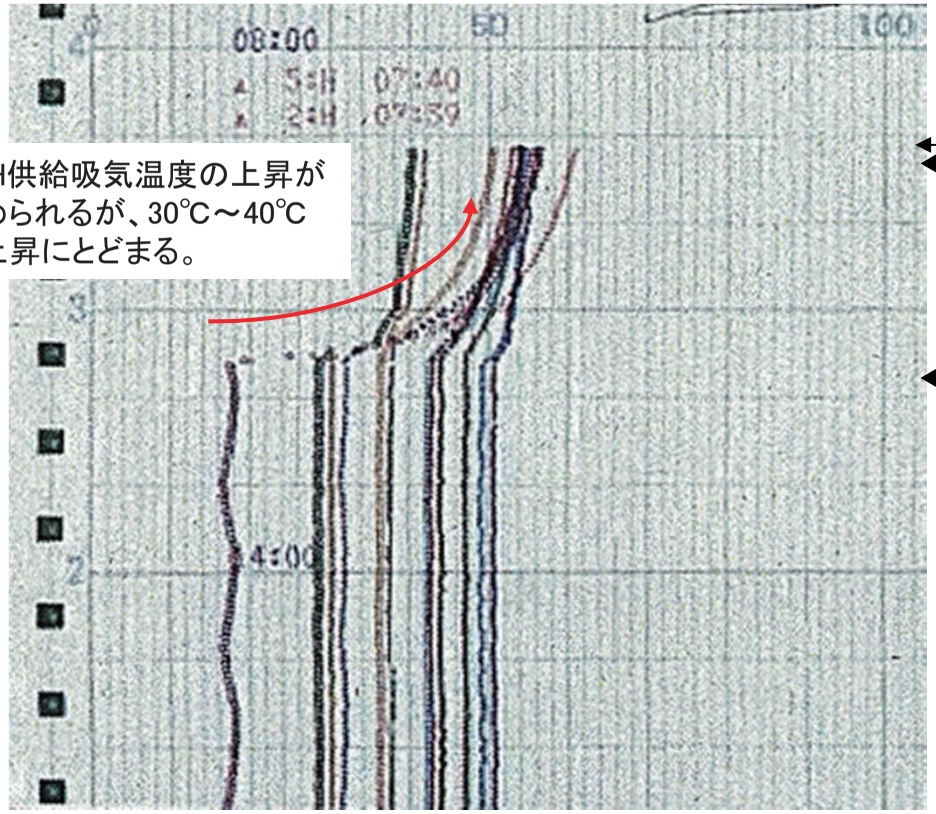


(赤)D/W圧力

東京電力「記録計チャート」(平成23年5月)を基に作成

1号機 D/W HVH廻り温度





凡例

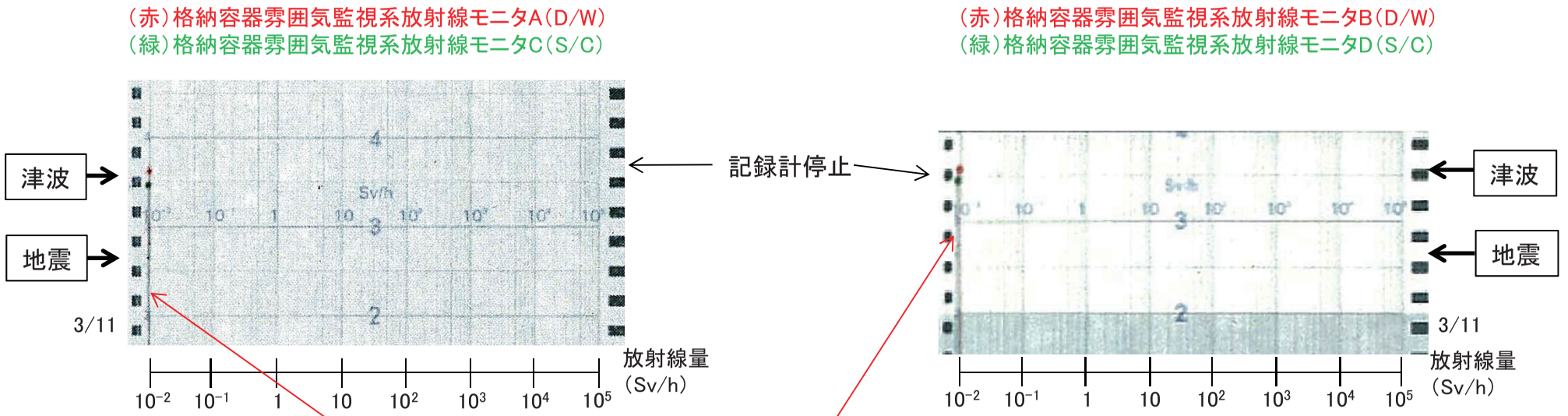
TR-1602-5

No	色	印	測定名称	No	色	印	測定名称
1		●	RETURN AIR DUCT HVH-12A	13		+	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS TE-1625N
2		●	RETURN AIR DUCT HVH-12B	14		+	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS TE-1625P
3		●	RETURN AIR DUCT HVH-12C	15		+	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS TE-1625R
4		●	RETURN AIR DUCT HVH-12D	16		+	
5		●	RETURN AIR DUCT HVH-12E	17		+	
6		●	SUPPLY AIR DUCT HVH-12A	18		+	
7		○	SUPPLY AIR DUCT HVH-12B	19		Y	
8		○	SUPPLY AIR DUCT HVH-12C	20		Y	
9		○	SUPPLY AIR DUCT HVH-12D	21		Y	
10		○	SUPPLY AIR DUCT HVH-12E	22		Y	
11		○	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS TE-1625L	23		Y	
12		○	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS TE-1625M	24		Y	

東京電力「記録計チャート」（平成23年5月）を基に作成

資料Ⅱ-1-1-6

1号機 格納容器雰囲気監視系放射線モニタ

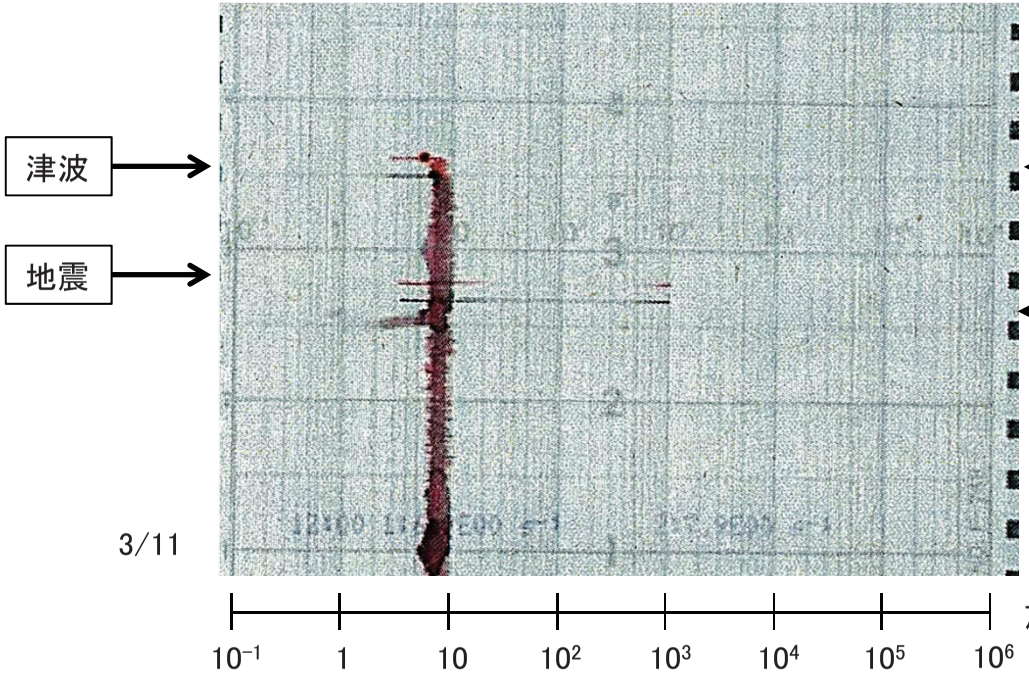


いずれも最下限値を示している。

東京電力「記録計チャート」（平成23年5月）を基に作成

資料Ⅱ-1-1-7

1号機 排気筒放射線モニタ

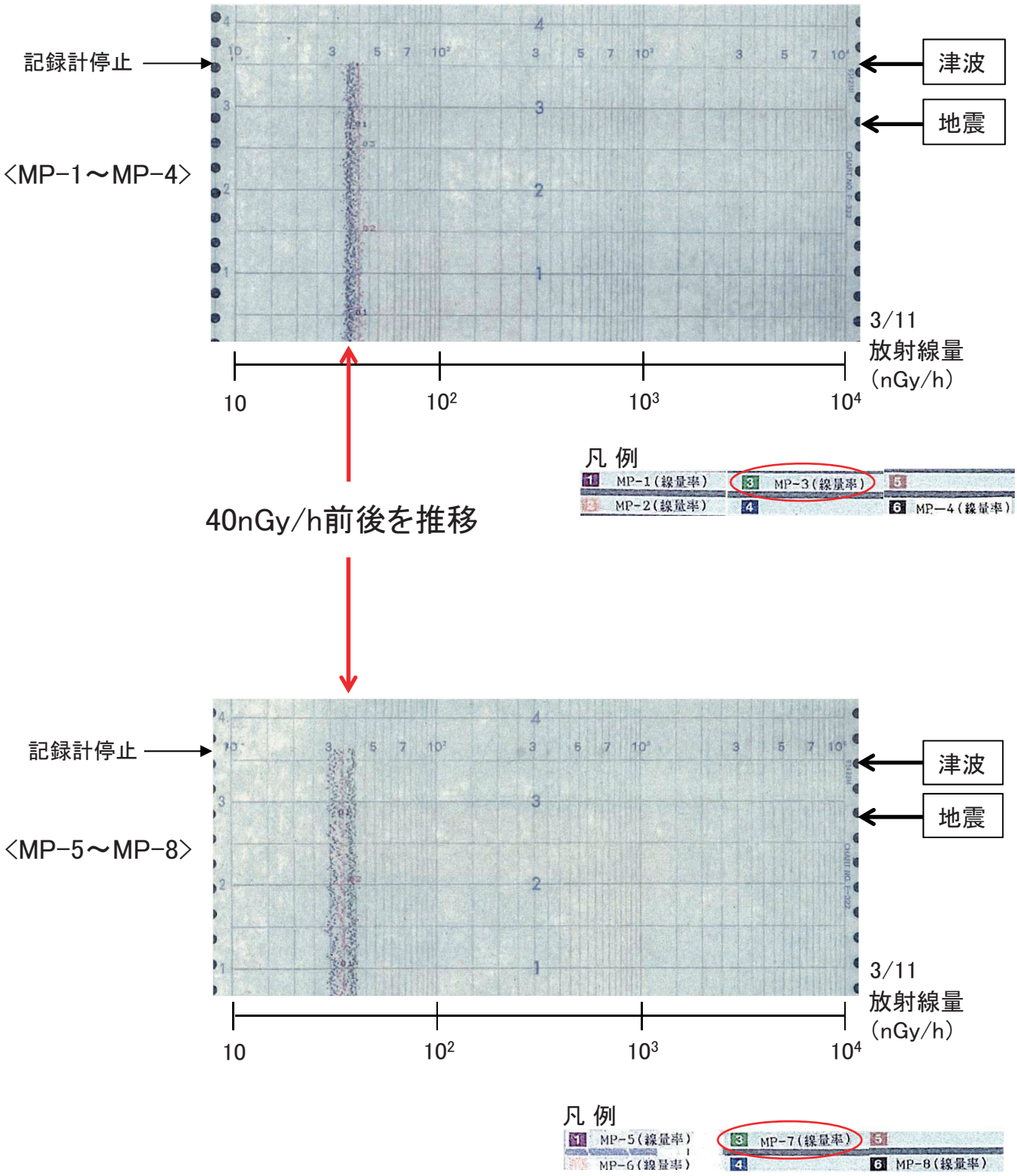


（緑）排気筒放射線モニタA系
（赤）排気筒放射線モニタB系

東京電力「記録計チャート」（平成23年5月）を基に作成

資料Ⅱ-1-1-8

モニタリングポスト(MP)の線量



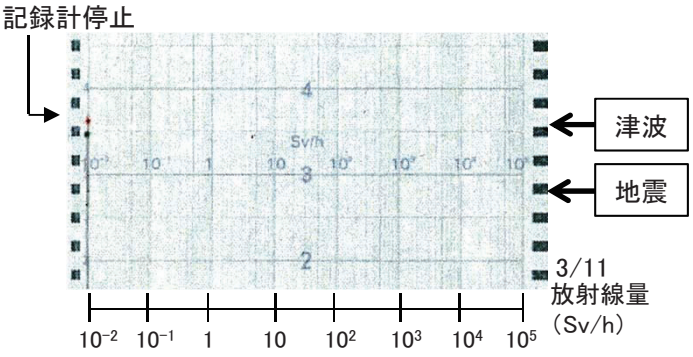
東京電力「記録計チャート」を基に作成

1～3号機 格納容器雰囲気監視系放射線モニタ（CAMS）

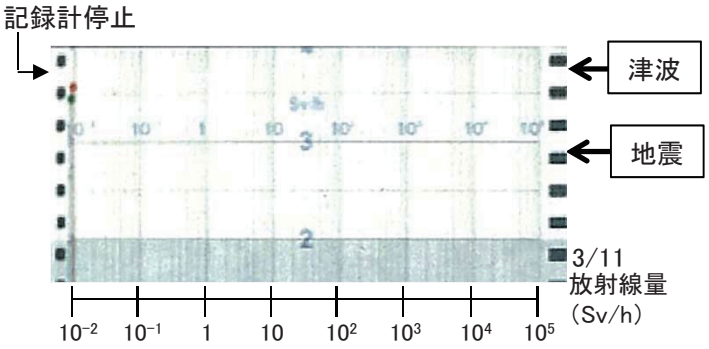
有意な放射線量の上昇は認められない。

＜1号機＞

（赤）格納容器雰囲気監視系放射線モニタA（D/W）
（緑）格納容器雰囲気監視系放射線モニタC（S/C）

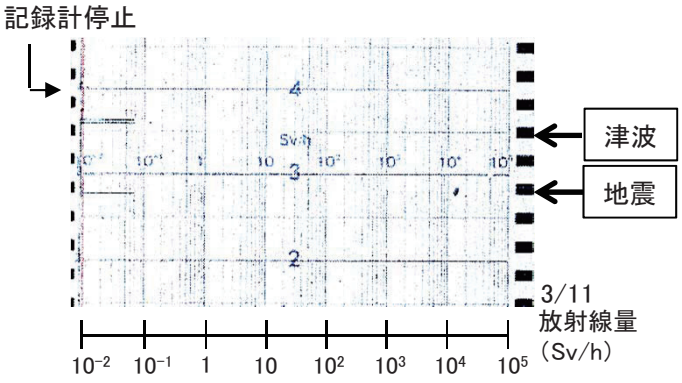


（赤）格納容器雰囲気監視系放射線モニタB（D/W）
（緑）格納容器雰囲気監視系放射線モニタD（S/C）

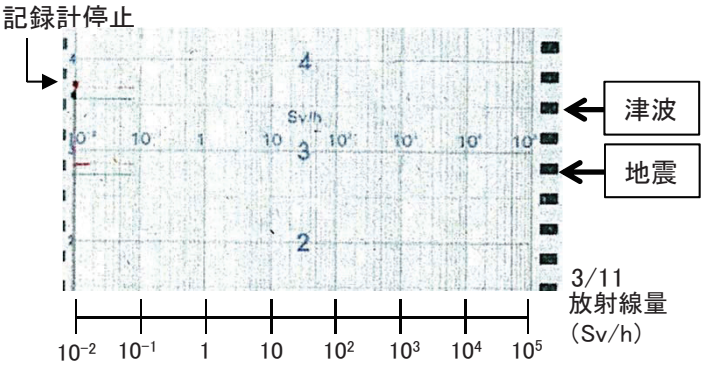


＜2号機＞

（赤）格納容器雰囲気放射線モニタA（D/W）
（緑）格納容器雰囲気放射線モニタC（S/C）

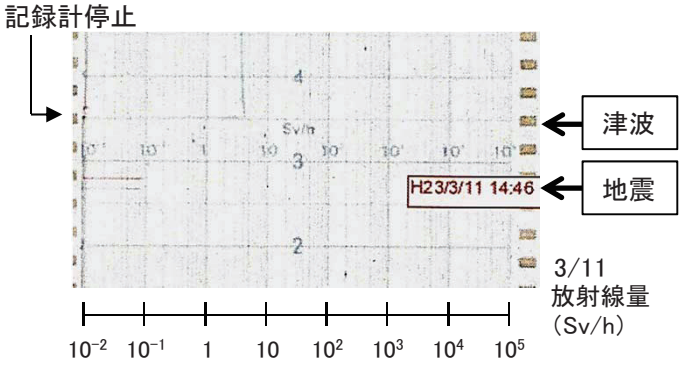


（赤）格納容器雰囲気放射線モニタB（D/W）
（緑）格納容器雰囲気放射線モニタD（S/C）

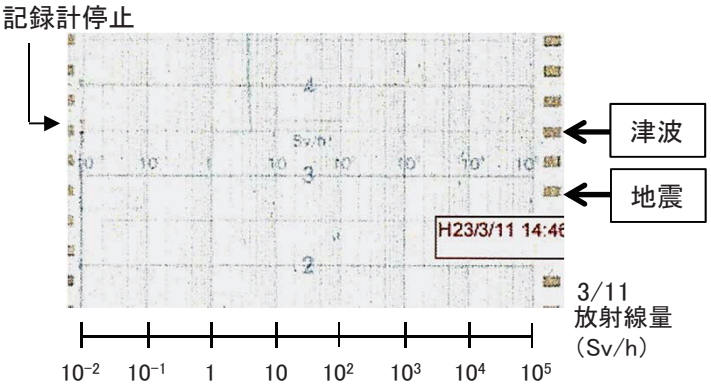


＜3号機＞

（赤）格納容器雰囲気放射線モニタA（D/W）
（緑）格納容器雰囲気放射線モニタC（S/C）



（赤）格納容器雰囲気放射線モニタB（D/W）
（緑）格納容器雰囲気放射線モニタD（S/C）

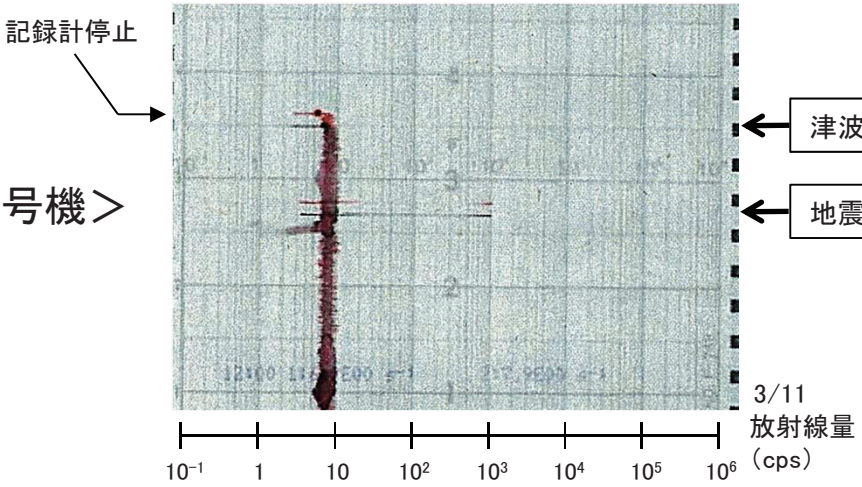


東京電力「記録計チャート」（平成23年5月）を基に作成

1～6号機 主排気筒放射線モニタ

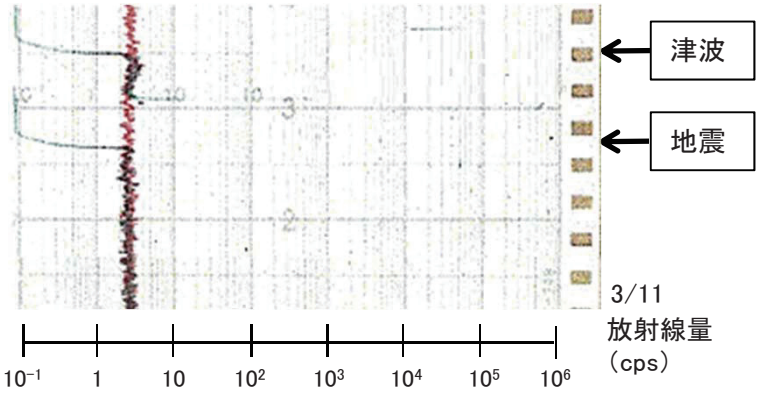
有意な放射線量の上昇は認められない。

＜1/2号機＞



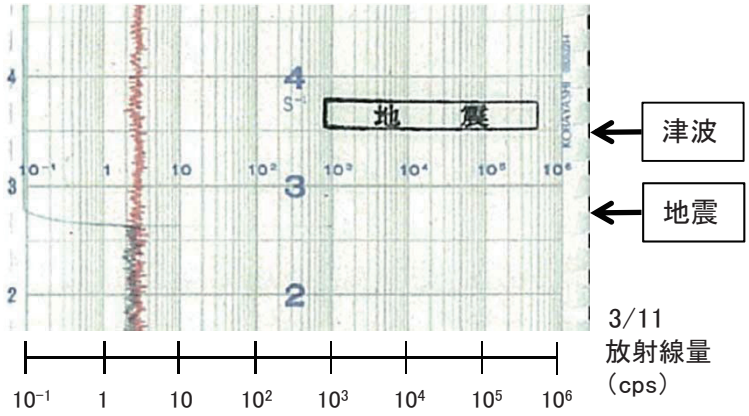
(緑)排気筒放射線モニタA系
(赤)排気筒放射線モニタB系

＜3/4号機＞



(赤)主排気筒放射線モニタ
(シンチレーション)A
(緑)主排気筒放射線モニタ
(シンチレーション)B

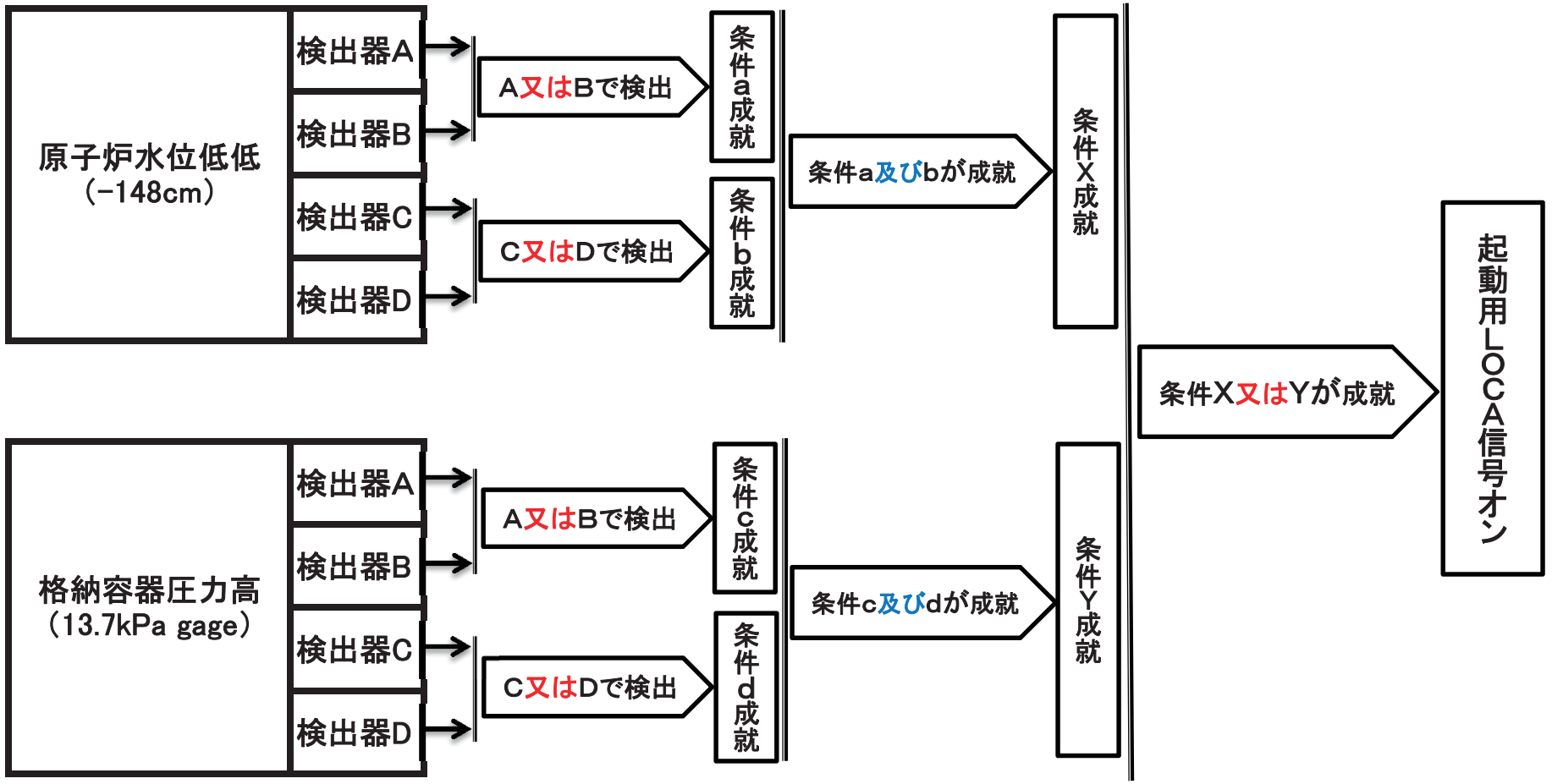
＜5/6号機＞



(赤)主排気筒放射線モニタ
(シンチレーション)A
(緑)主排気筒放射線モニタ
(シンチレーション)B

東京電力「記録計チャート」(平成23年5月)を基に作成

起動用LOCA信号が発されるまでの流れ

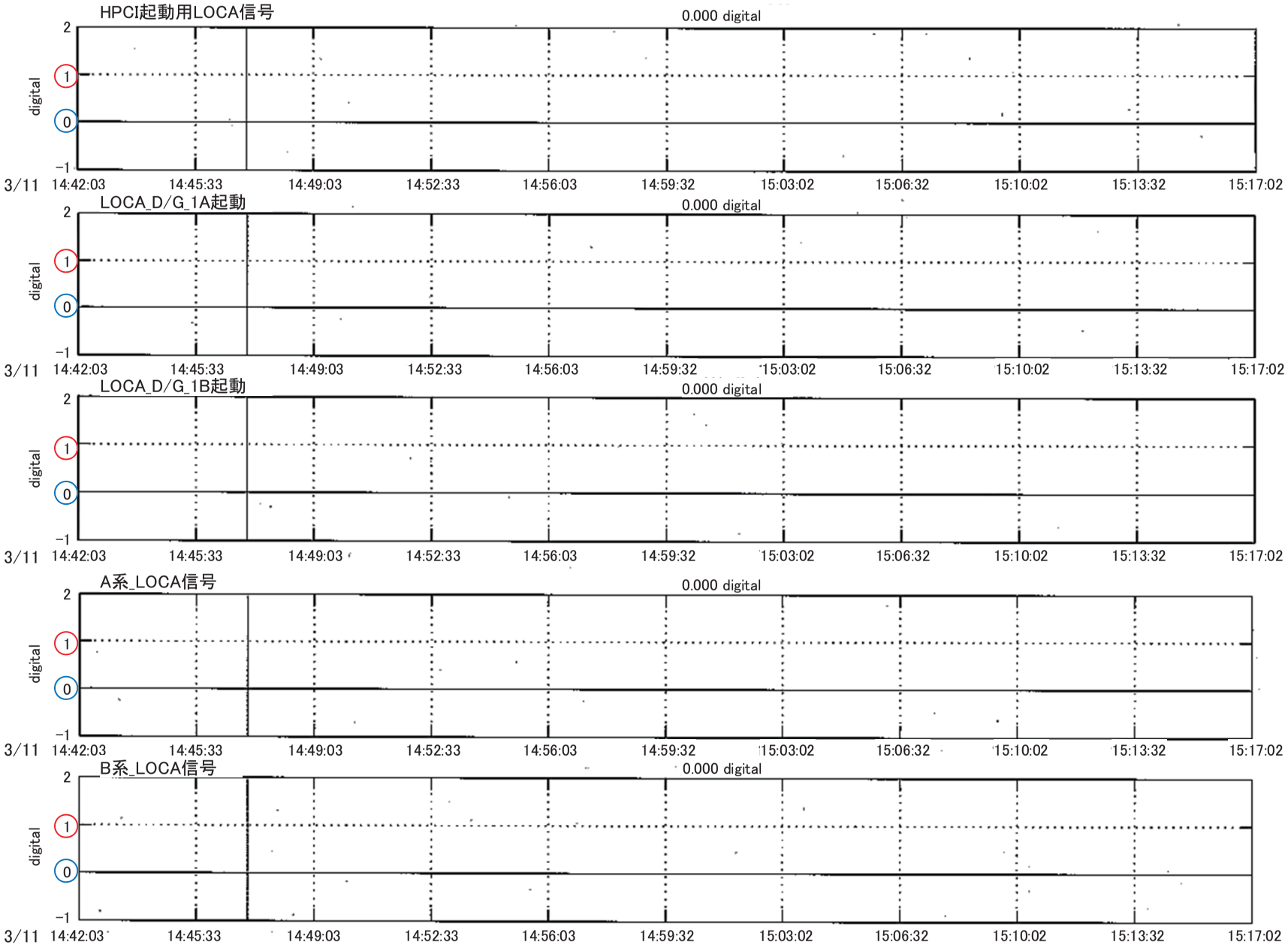


注1　ここでいう起動用LOCA信号は、高圧注水系（HPCI）、炉心スプレイ系（CS）、非常用DG起動用のLOCA信号を指す。

注2　検出器で「原子炉水位低低」又は「格納容器圧力高」を検出すると、検出回路、リレー回路、論理回路が順次通電可能となり、条件X又はYが成就した場合に各設備の起動に必要な電源に給電される。

東京電力作成資料を基に作成

1号機におけるLOCA信号の状況



いずれの系統からもLOCA信号は発信されなかった

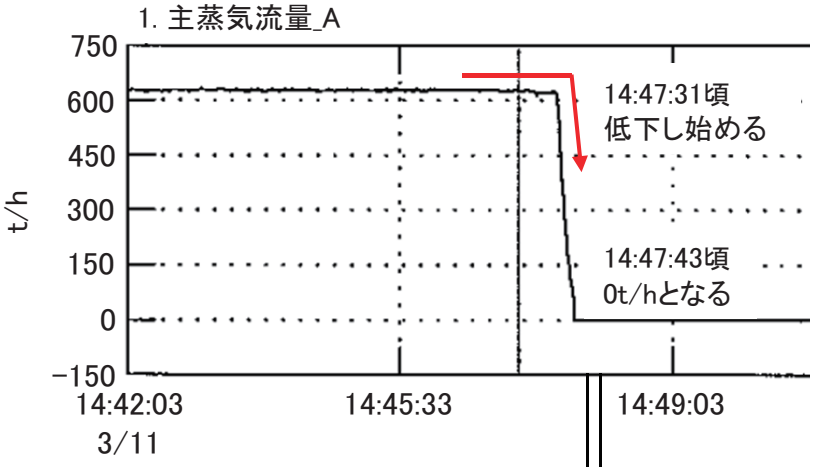
○ 信号発信あり

○ 信号発信なし

東京電力「過度現象記録装置データ」（平成23年5月）を基に作成

資料Ⅱ-1-1-11

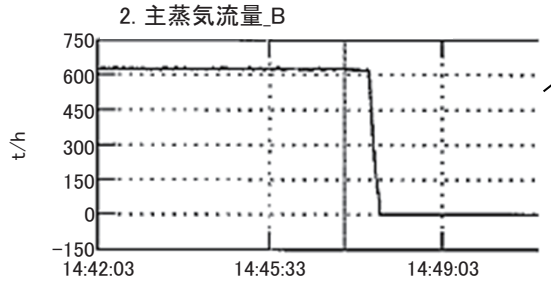
1号機 主蒸気流量、APRM出力

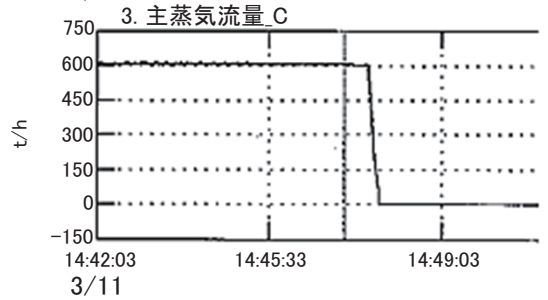


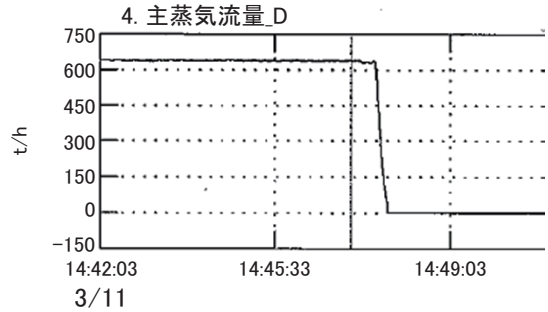
3/11
14:47:50
A系・C系
「主蒸気管流量高」

3/11
14:47:51
B系・D系
「主蒸気管流量高」

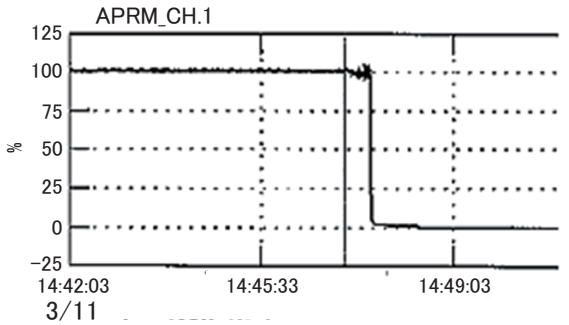
（1号機アラームタイパに基づく）

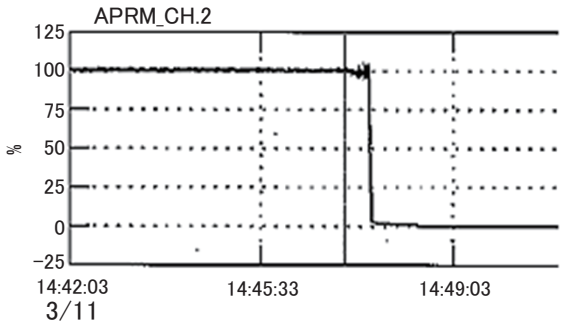


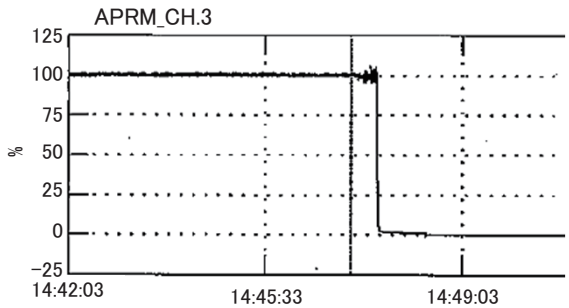


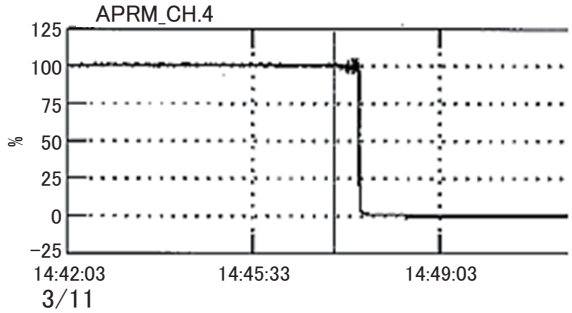


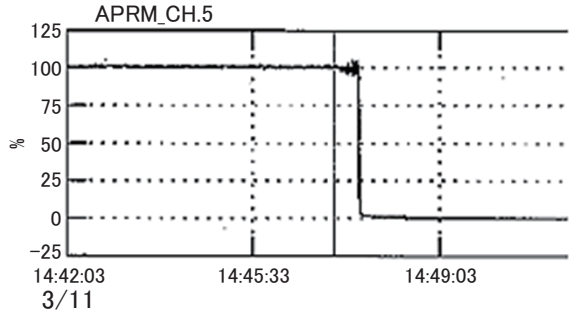
主蒸気流量低下の挙動とAPRM出力低下の挙動が整合的

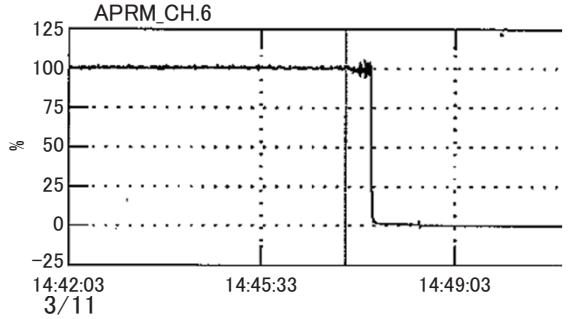








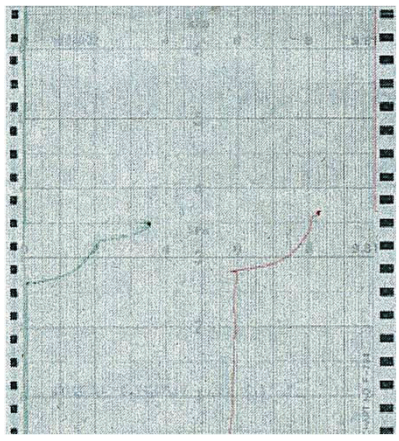




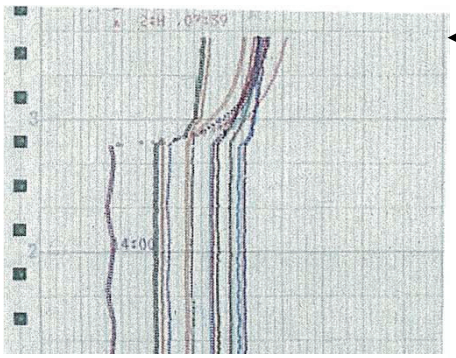
東京電力「過渡現象記録装置データ」（平成23年5月）を基に作成

1号機 D/W圧力、D/W温度、S/C圧力及びS/C水温

D/W圧力・S/C圧力（D/W圧力との差圧）



D/W温度

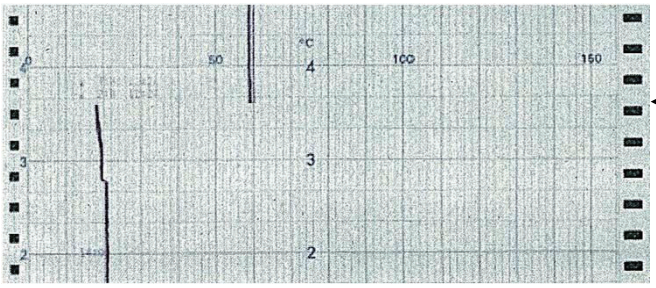


凡例

TR-1602-5

No	色	点	測定名称	No	色	点	測定名称
1		●	RETURN AIR DUCT HVH-12A	13		+	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS TE-1625N
2		●	RETURN AIR DUCT HVH-12B	14		+	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS TE-1625P
3		●	RETURN AIR DUCT HVH-12C	15		+	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS TE-1625R
4		●	RETURN AIR DUCT HVH-12D	16		+	
5		●	RETURN AIR DUCT HVH-12E	17		+	
6		●	SUPPLY AIR DUCT HVH-12A	18		+	
7		○	SUPPLY AIR DUCT HVH-12B	19		T	
8		○	SUPPLY AIR DUCT HVH-12C	20		Y	
9		○	SUPPLY AIR DUCT HVH-12D	21		Y	
10		○	SUPPLY AIR DUCT HVH-12E	22		Y	
11		○	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS TE-1625L	23		Y	
12		○	EQ AROUND CIRCUM RPV BELLOWS TE-1625M	24		Y	

S/C水温（A）

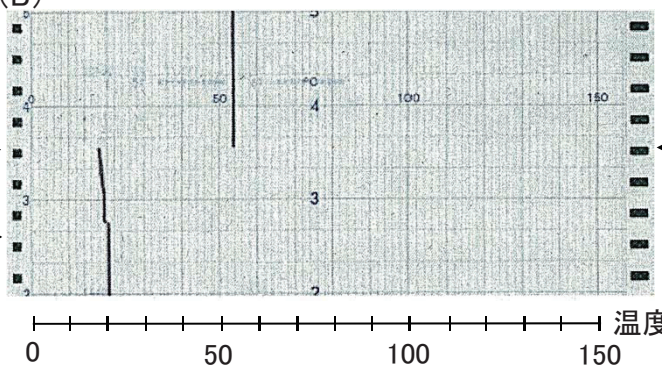


凡例

TRS-1601-71A

NO	色	点	測定名称	NO	色	点	測定名称
1		●	X-208A(35°)近傍	4		●	X-208D(325°)近傍
2		●	X-208B(145°)近傍	5		●	
3		●	X-208C(235°)近傍	6		●	

S/C水温（B）



凡例

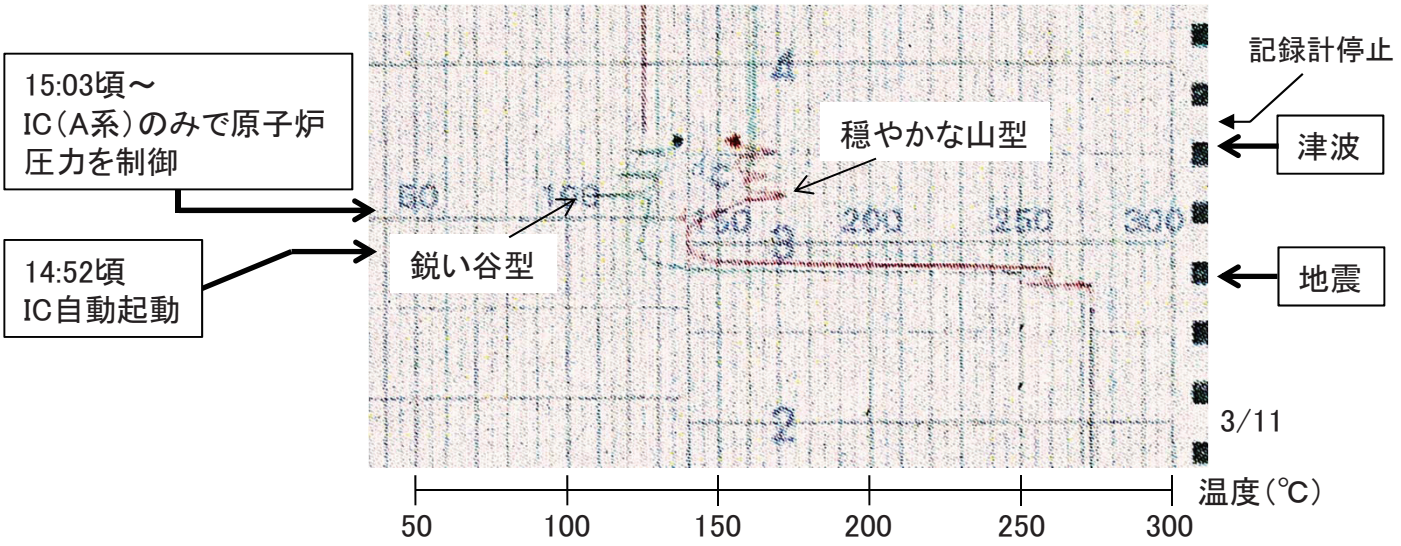
TRS-1601-71B

NO	色	点	測定名称	NO	色	点	測定名称
1		●	X-208A(35°)近傍	4		●	X-208D(325°)近傍
2		●	X-208B(145°)近傍	5		●	
3		●	X-208C(235°)近傍	6		●	

東京電力「記録計チャート」（平成23年5月）を基に作成

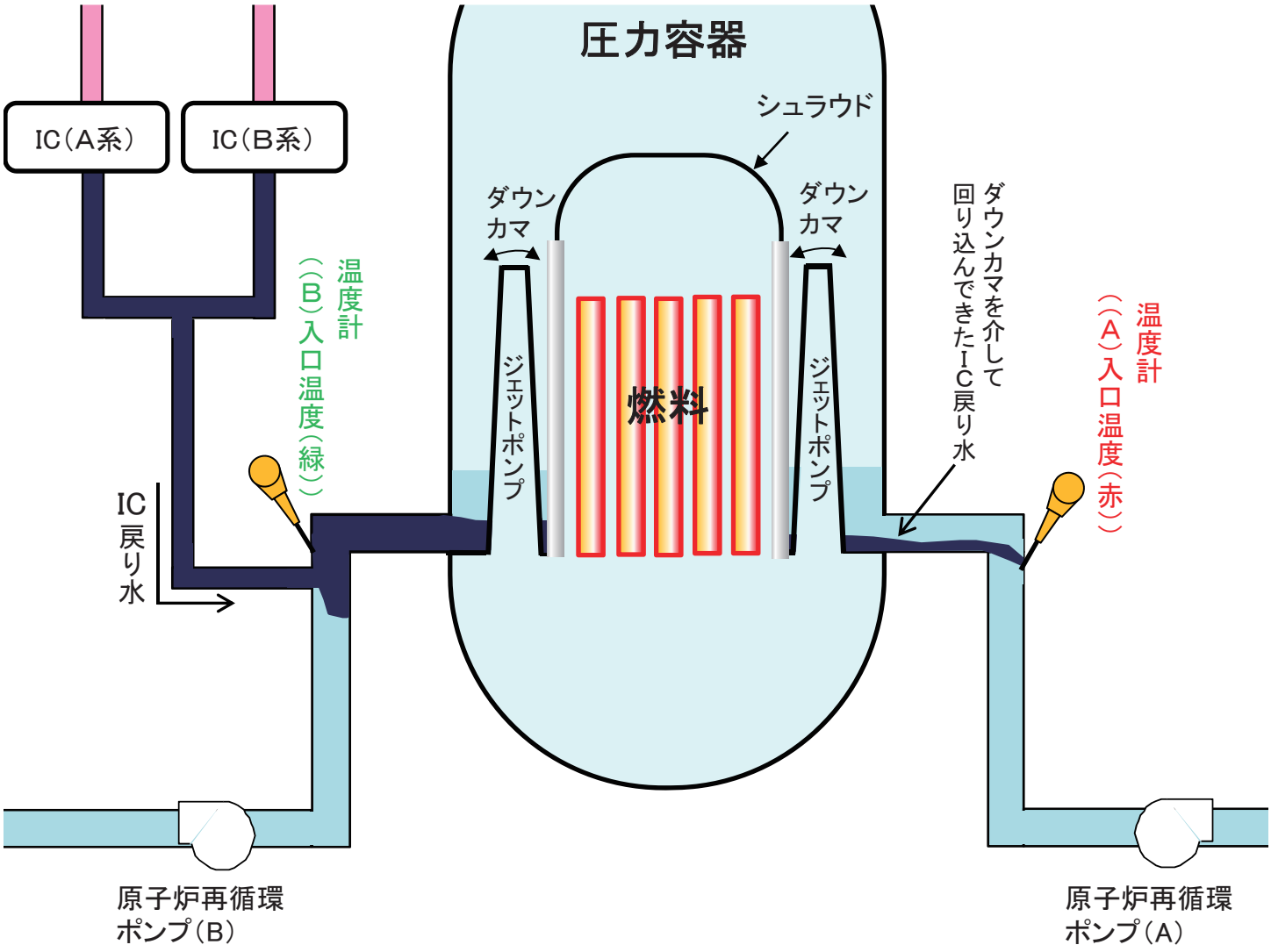
1号機 PLRポンプ(A)(B)入口温度

資料Ⅱ-1-1-13



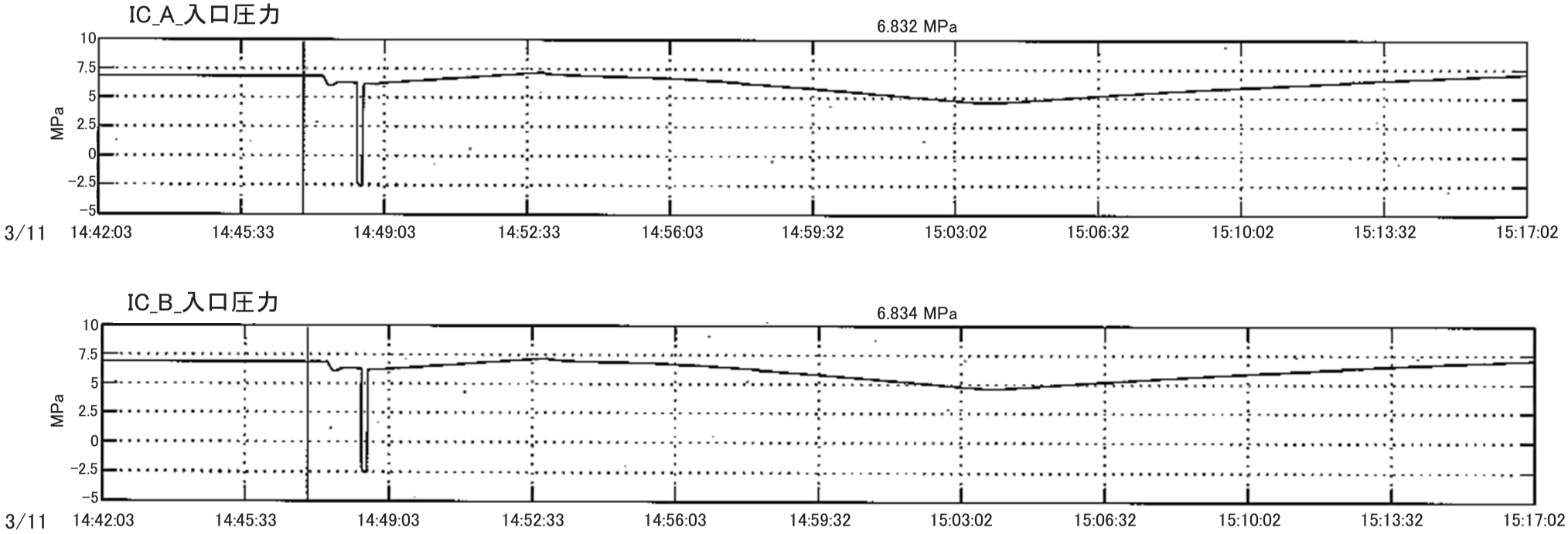
※記録計チャート上の2本の線は、実際には針がぶつからないようにするため、同じ時間の記録が少しずれて記録される仕組みとなっているところ、上記チャートはそのずれを無くして時差を修正している。

東京電力「記録計チャート」(平成23年5月)を基に作成



(IC戻り配管とPLR配管との接続状況は、工事認可書類、写真等に基づく)

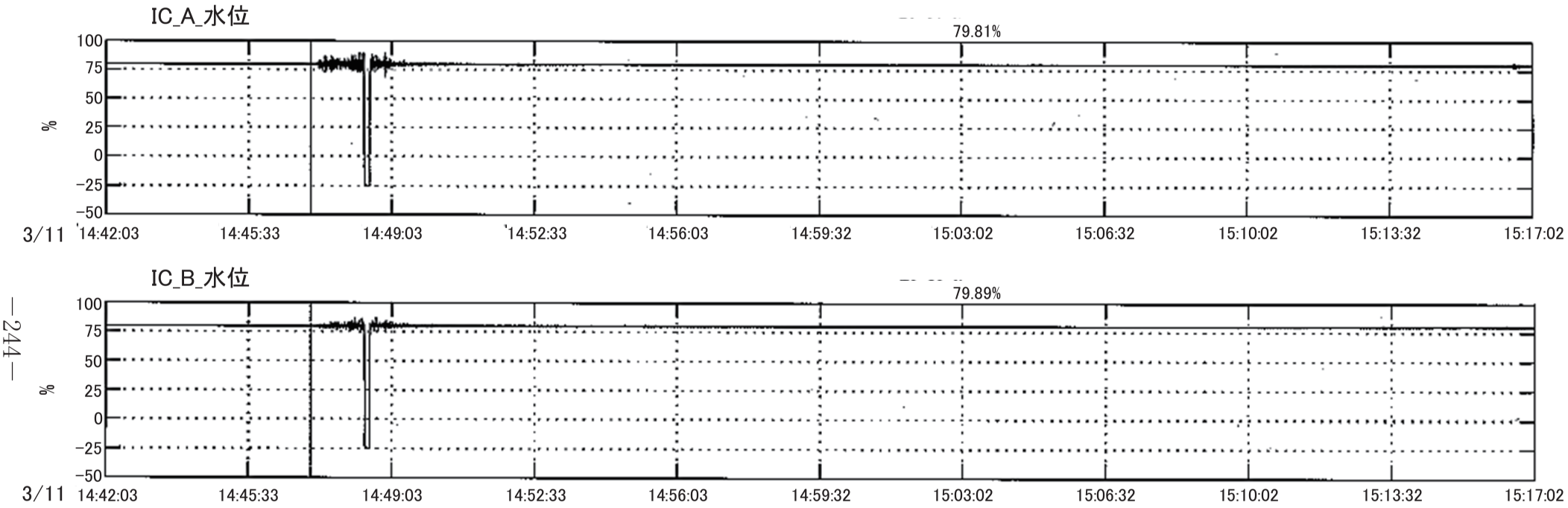
1号機 非常用復水器タンク入口圧力



東京電力「過渡現象記録装置データ」（平成23年5月）を基に作成

資料Ⅱ−1−1−14

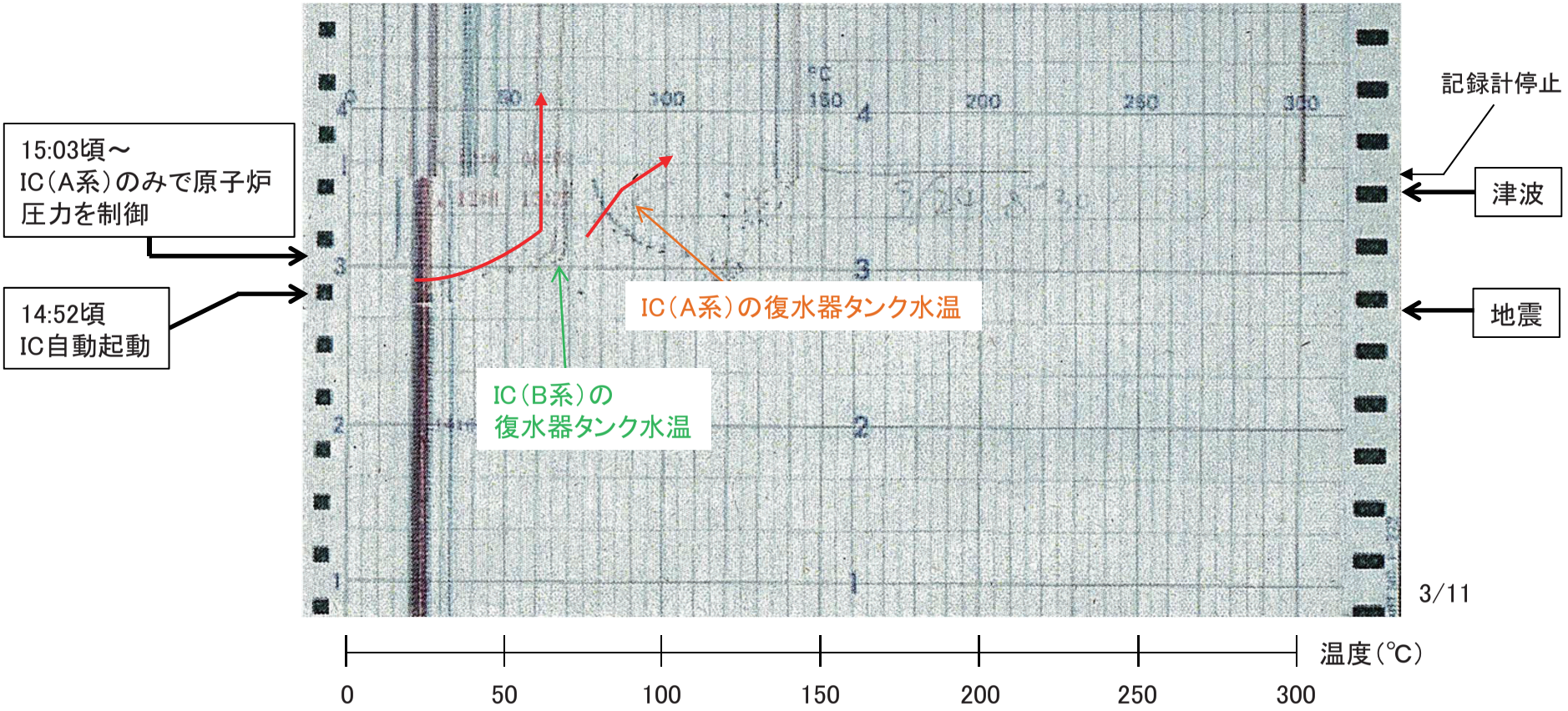
1号機 非常用復水器タンク水位



東京電力「過渡現象記録装置データ」（平成23年5月）を基に作成

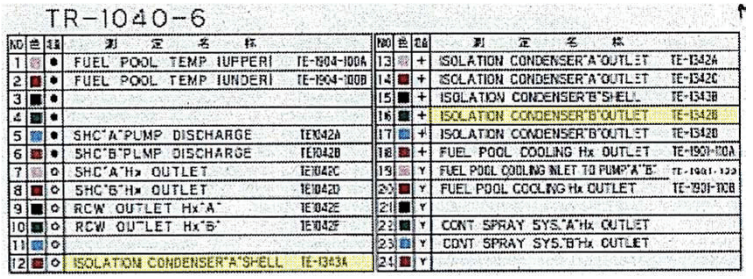
資料Ⅱ−1−1−15

1号機 非常用復水器タンク水温



非常用復水器タンク水温は、A系・B系とも、IC配管内を流れる蒸気との熱交換に伴い上昇傾向を示している。

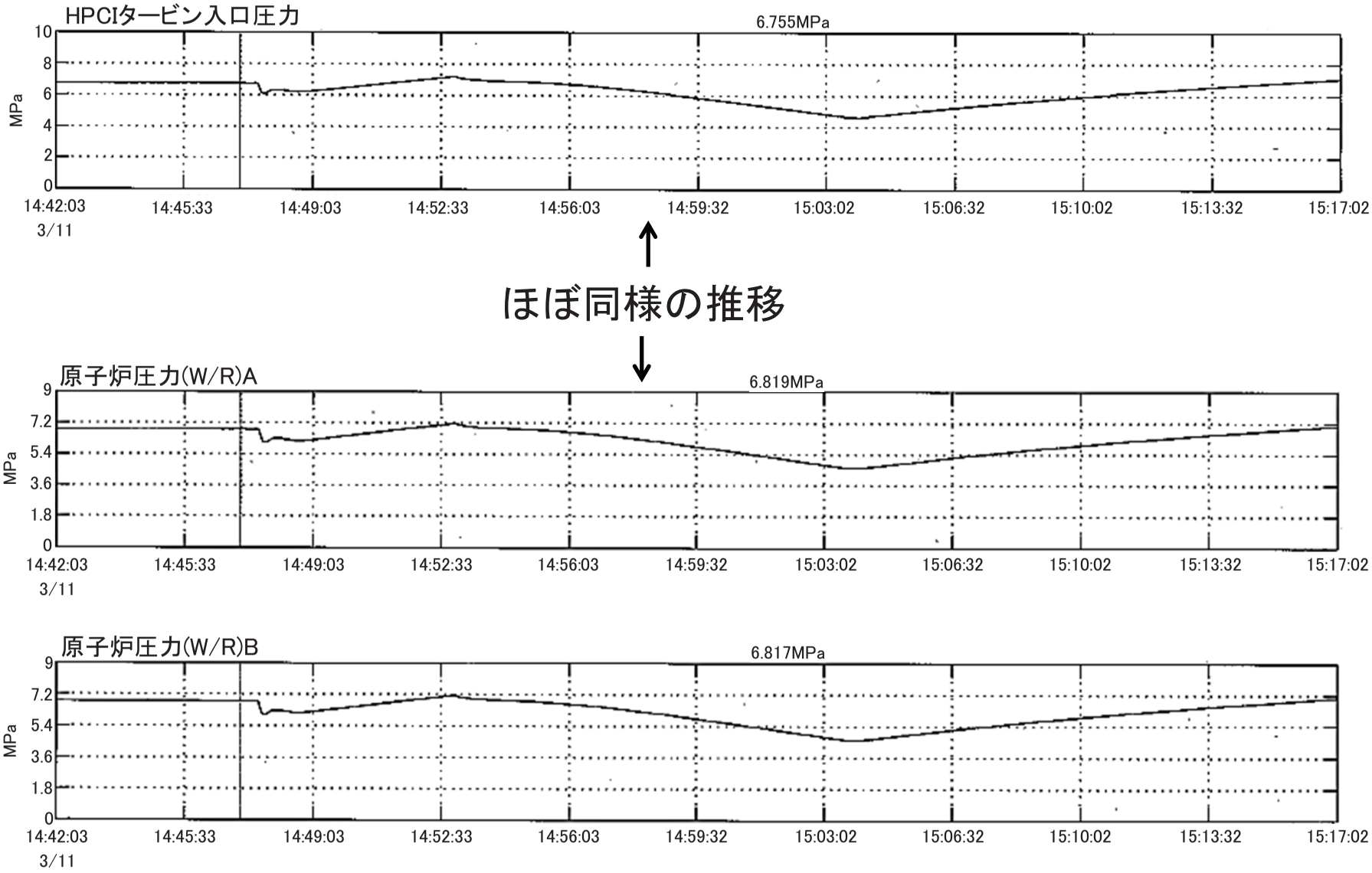
凡例



東京電力「記録計チャート」（平成23年5月）を基に作成

資料Ⅱ-1-1-16

1号機 HPCIタービン入口圧力



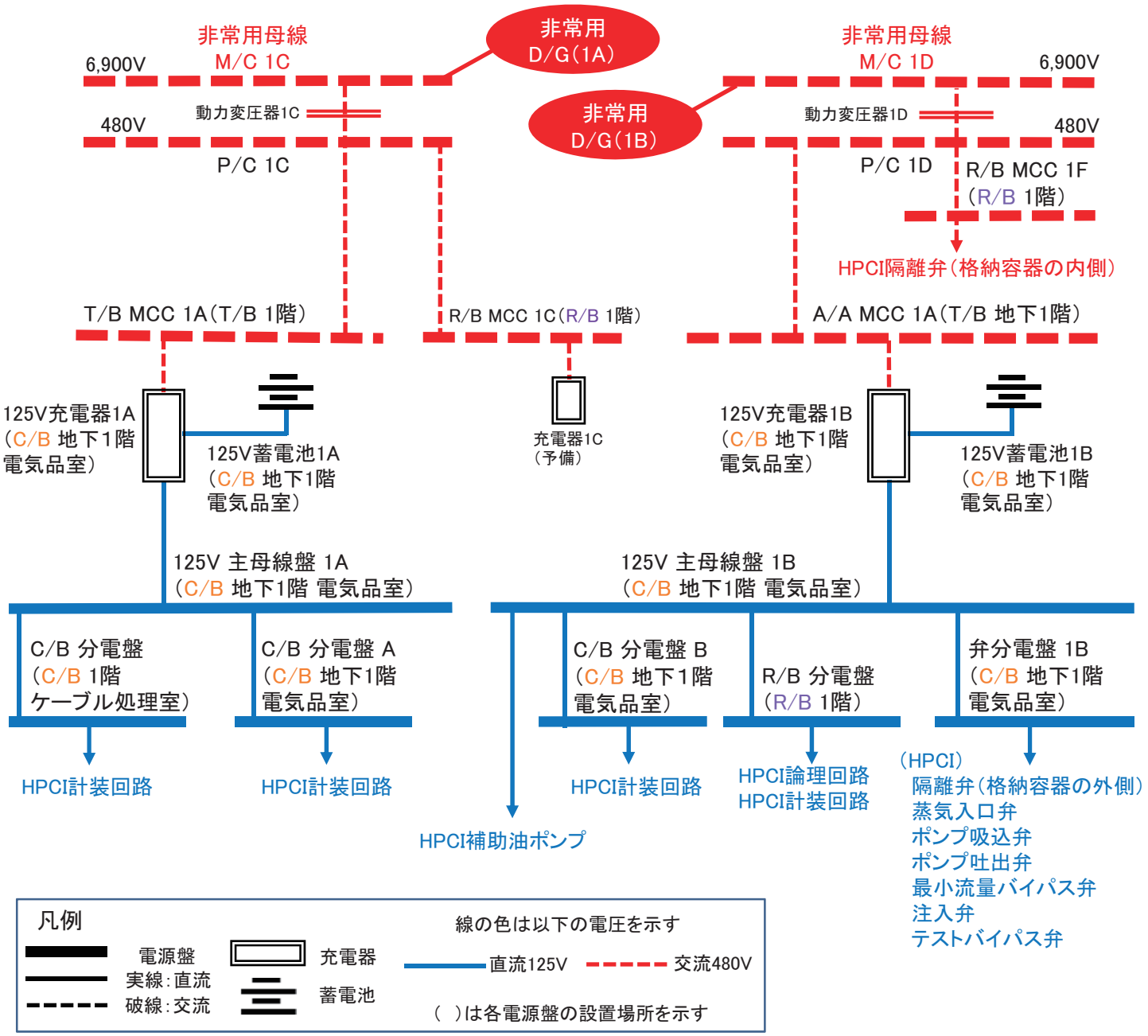
広帯域

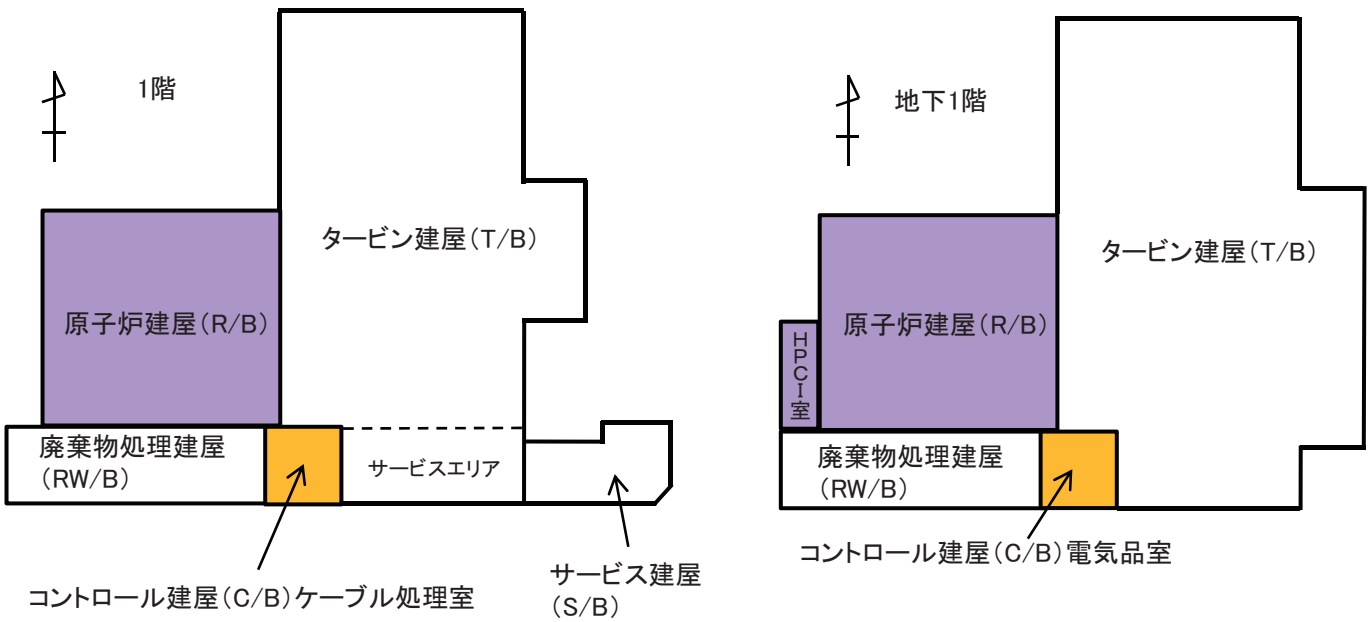
東京電力「過渡現象記録装置データ」（平成23年5月）を基に作成

資料Ⅱ-1-1-17

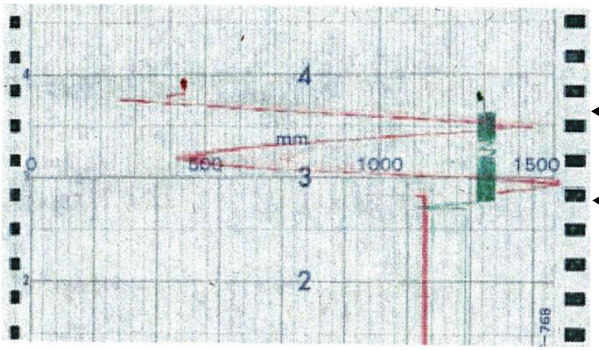
1号機 HPCIに関連する電源の概要

資料Ⅱ-1-1-18

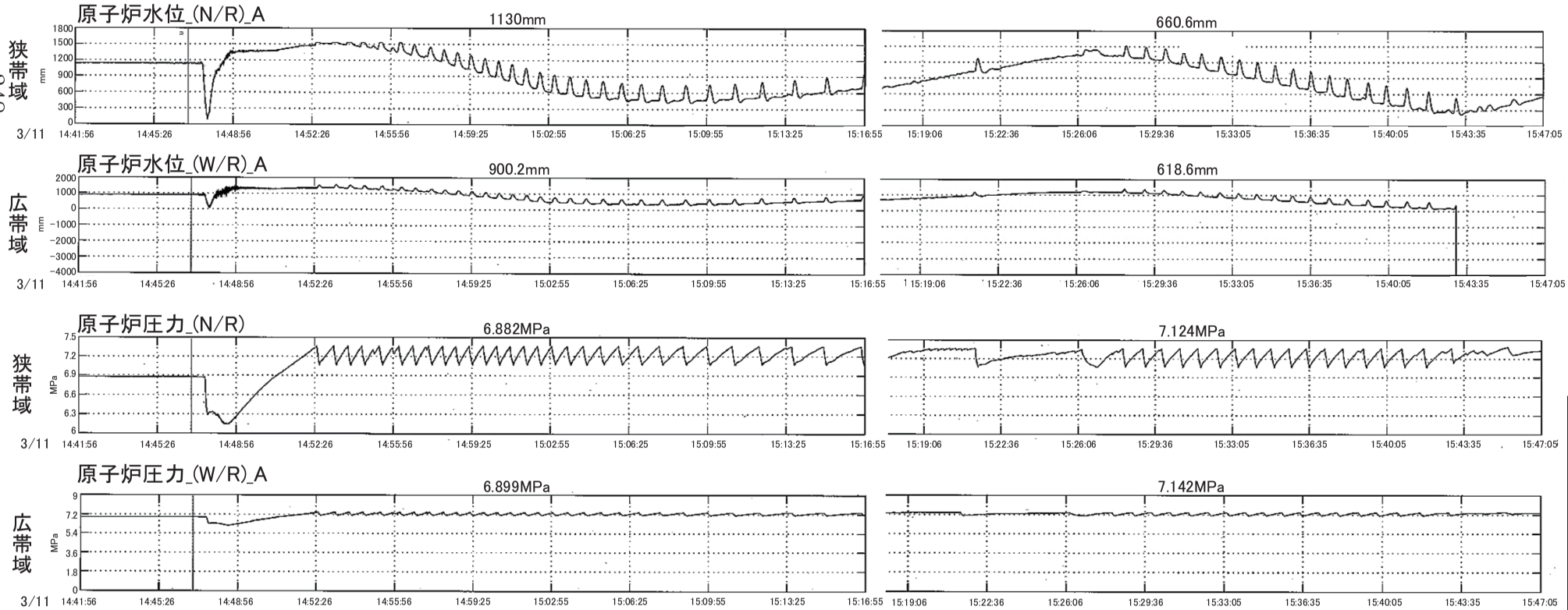




2号機 原子炉水位・原子炉圧力



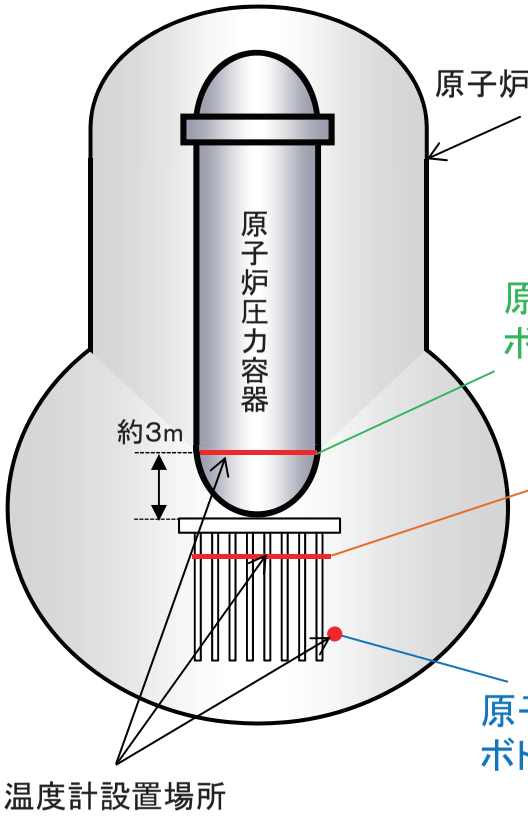
東京電力「記録計チャート」（平成23年5月）を基に作成



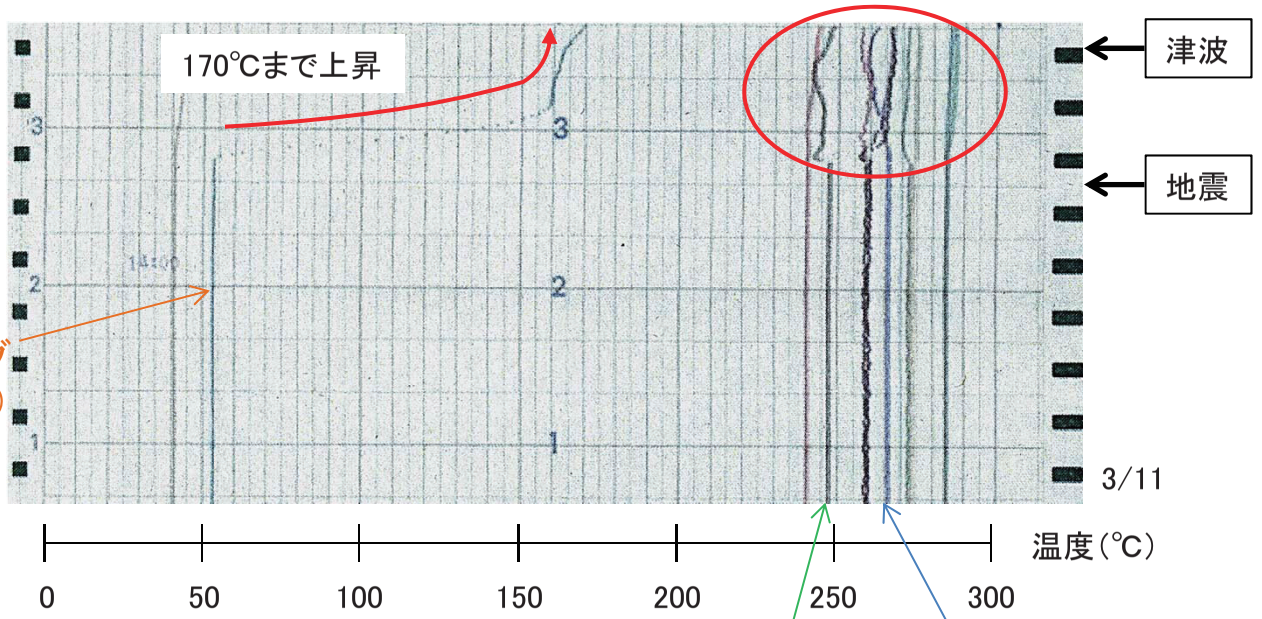
〔0mm（狭帯域・広帯域）＝TAF＋4,170mm（燃料域）〕

東京電力「過渡現象記録装置データ」（平成23年5月）を基に作成

2号機 原子炉圧力容器温度



いずれも顕著な温度低下は認められない。



原子炉圧力容器
ボトム温度（No.7）

原子炉圧力容器
ボトム・ドレン温度（No.9）

凡例

TR-2-3-89

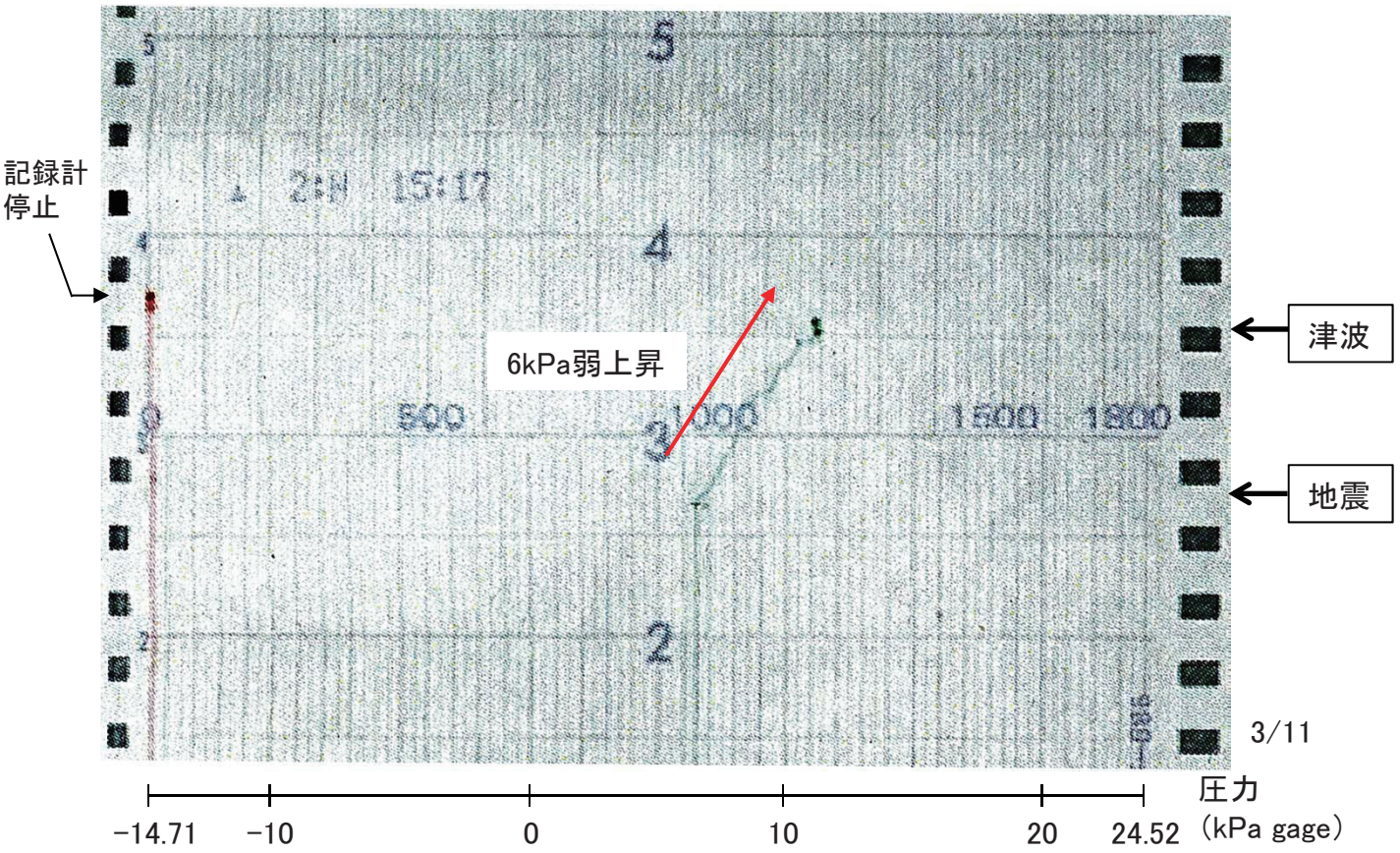
No	色	打点	測定名称	No	色	打点	測定名称
1	■	●	給水ノズルN－4B温度	7	■	○	RPV底部ヘッド上部温度
2	■	●	給水ノズルN－4B温度	8	■	○	RPV支持スカート上部温度
3	■	●	給水ノズルN－4D温度	9	■	○	RPVドレンパイプ温度
4	■	●	給水ノズルN－4D温度	10	■	○	RPV上蓋フランジ周辺温度
5	■	●	CRDハウジング上部温度	11	■	○	RPV上蓋フランジ温度
6	■	●	CRDハウジング下部温度	12	■	○	RPV胴フランジ温度

東京電力「記録計チャート」（平成23年5月）を基に作成

資料Ⅱ－1－1－20

資料Ⅱ-1-1-21

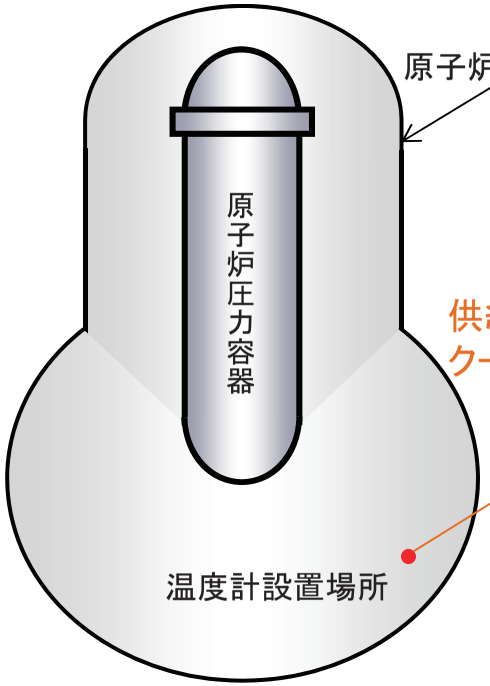
2号機 格納容器窒素圧力



(緑)格納容器窒素圧力

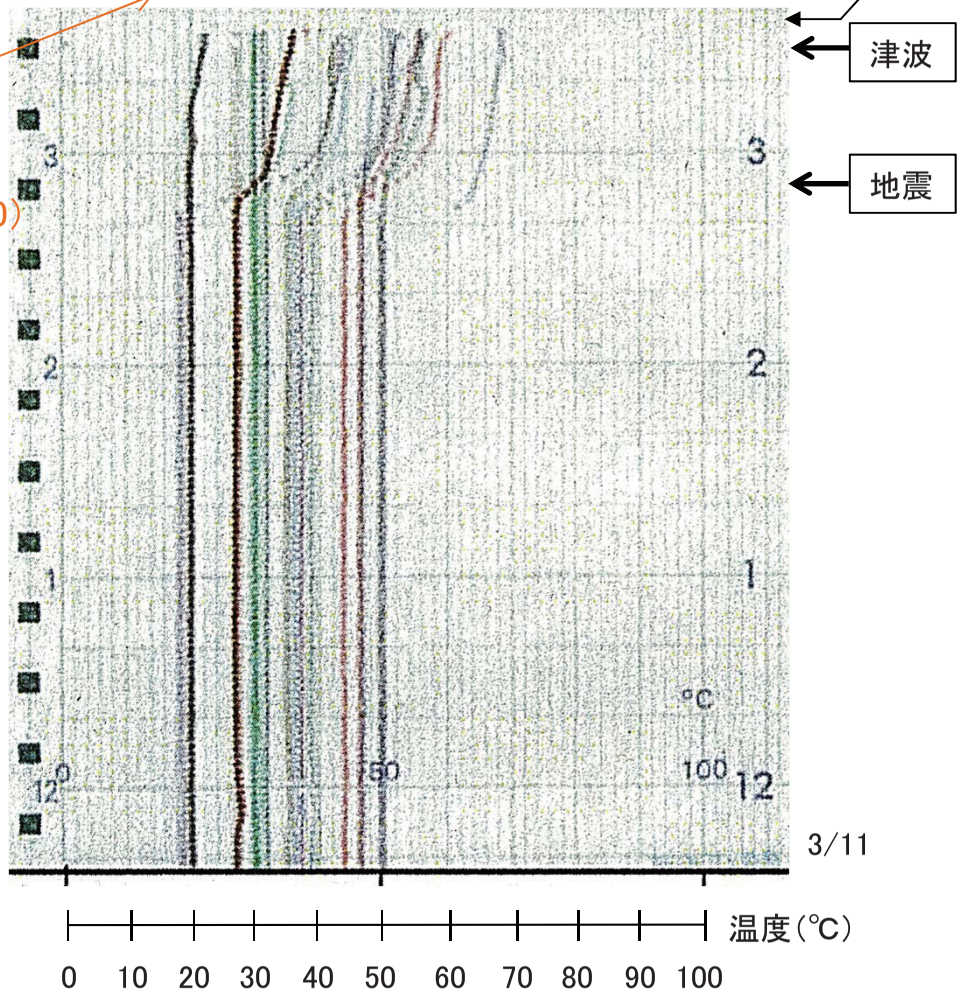
東京電力「記録計チャート」(平成23年5月)を基に作成

2号機 ドライウェルクーラHVH温度

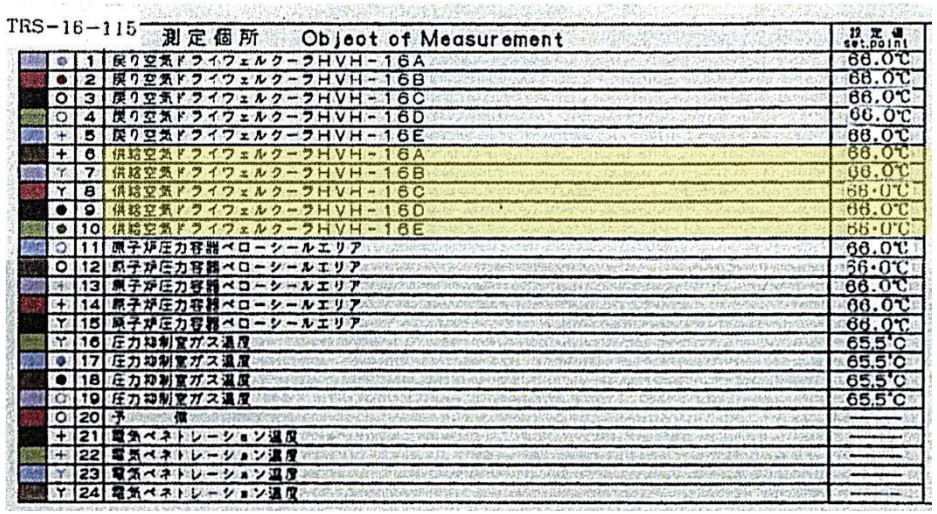


供給空気ドライウェル
クーラHVH温度（No.6～No.10）

供給空気ドライウェルクーラHVH
温度の上昇傾向が認められる。



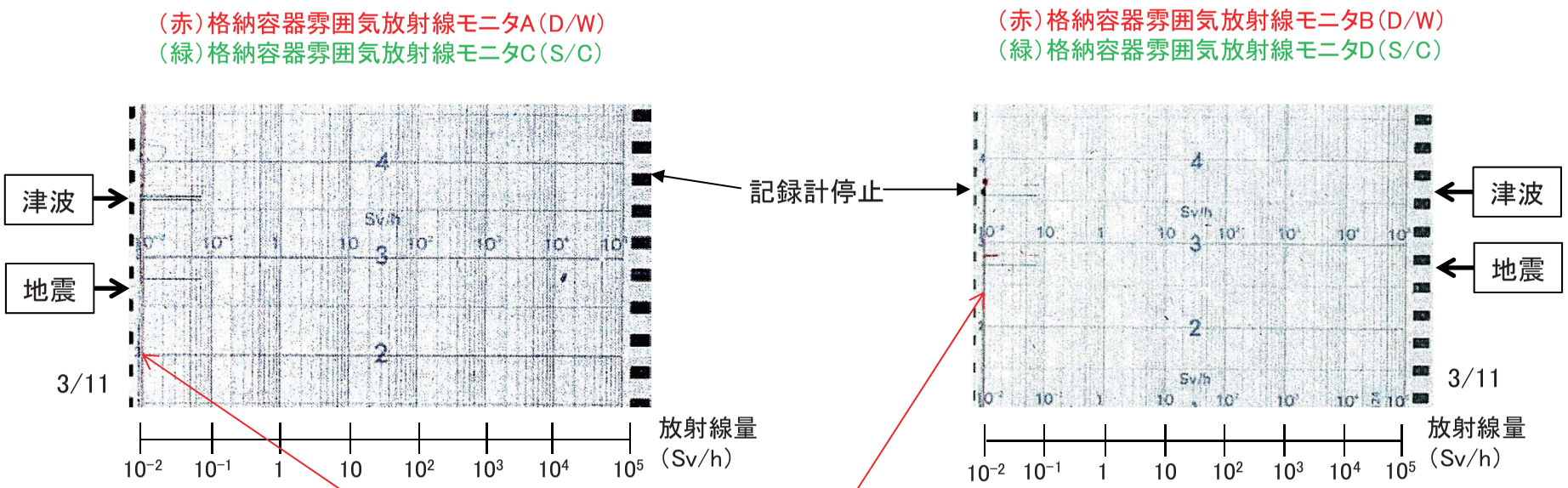
凡例



東京電力「記録計チャート」（平成23年5月）を基に作成

資料Ⅱ-1-1-22

2号機 格納容器雰囲気放射線モニタ



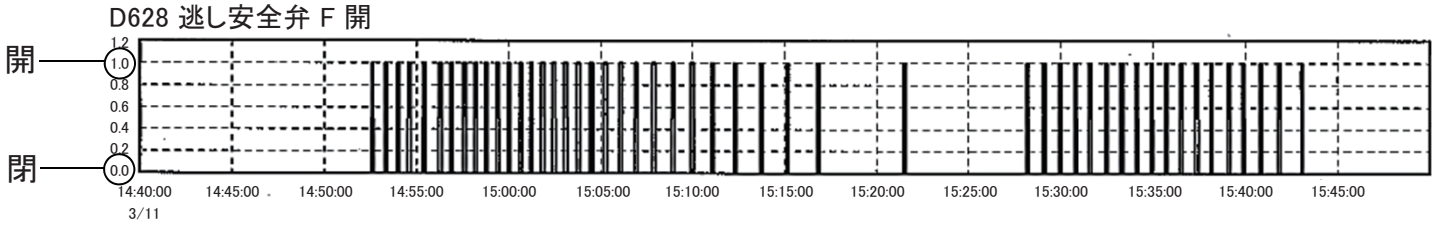
いずれも最下限値を示している。

東京電力「記録計チャート」（平成23年5月）を基に作成

資料Ⅱ-1-1-23

2号機 SR弁の動作

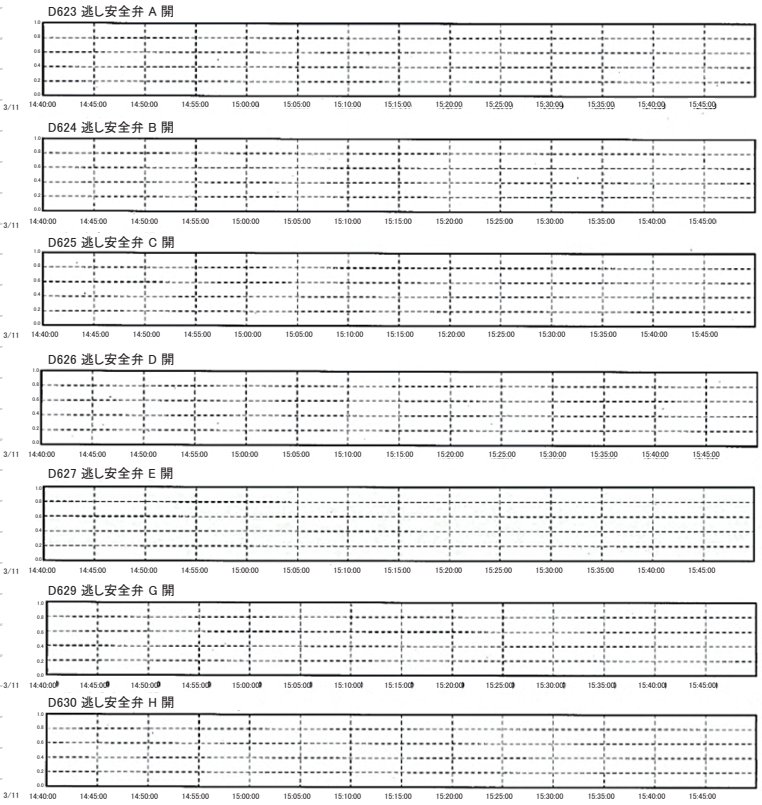
資料Ⅱ-1-1-24



逃がし安全弁Fの開閉記録

開閉回数	3/11 時刻	逃し安全弁 F 開	開閉回数	3/11 時刻	逃し安全弁 F 開
1	14:52:33	ON	26	15:11:02	ON
	14:52:40	OFF		15:11:11	OFF
2	14:53:18	ON	27	15:12:15	ON
	14:53:25	OFF		15:12:23	OFF
3	14:53:56	ON	28	15:13:41	ON
	14:54:04	OFF		15:13:49	OFF
4	14:54:33	ON	29	15:15:07	ON
	14:54:42	OFF		15:15:14	OFF
5	14:55:20	ON	30	15:16:47	ON
	14:55:29	OFF		15:16:54	OFF
6	14:56:12	ON	31	15:21:27	ON
	14:56:22	OFF		15:21:35	OFF
7	14:56:50	ON	32	15:28:08	ON
	14:56:59	OFF		15:28:16	OFF
8	14:57:32	ON	33	15:29:03	ON
	14:57:41	OFF		15:29:11	OFF
9	14:58:08	ON	34	15:29:55	ON
	14:58:17	OFF		15:30:03	OFF
10	14:58:44	ON	35	15:30:44	ON
	14:58:53	OFF		15:30:53	OFF
11	14:59:20	ON	36	15:31:33	ON
	14:59:29	OFF		15:31:42	OFF
12	14:59:57	ON	37	15:32:26	ON
	15:00:06	OFF		15:32:35	OFF
13	15:00:34	ON	38	15:33:15	ON
	15:00:43	OFF		15:33:24	OFF
14	15:01:10	ON	39	15:34:04	ON
	15:01:19	OFF		15:34:13	OFF
15	15:01:46	ON	40	15:34:53	ON
	15:01:56	OFF		15:35:01	OFF
16	15:02:22	ON	41	15:35:41	ON
	15:02:33	OFF		15:35:49	OFF
17	15:03:01	ON	42	15:36:28	ON
	15:03:11	OFF		15:36:37	OFF
18	15:03:42	ON	43	15:37:19	ON
	15:03:52	OFF		15:37:28	OFF
19	15:04:25	ON	44	15:38:07	ON
	15:04:35	OFF		15:38:15	OFF
20	15:05:10	ON	45	15:39:03	ON
	15:05:21	OFF		15:39:12	OFF
21	15:06:00	ON	46	15:39:52	ON
	15:06:10	OFF		15:40:00	OFF
22	15:06:52	ON	47	15:40:48	ON
	15:07:02	OFF		15:40:56	OFF
23	15:07:48	ON	48	15:41:47	ON
	15:07:58	OFF		15:41:56	OFF
24	15:08:51	ON	49	15:43:02	ON
	15:09:01	OFF		15:43:07	OFF
25	15:09:54	ON			
	15:10:04	OFF			

※SR弁のA弁～E弁、G弁及びH弁の動作記録なし

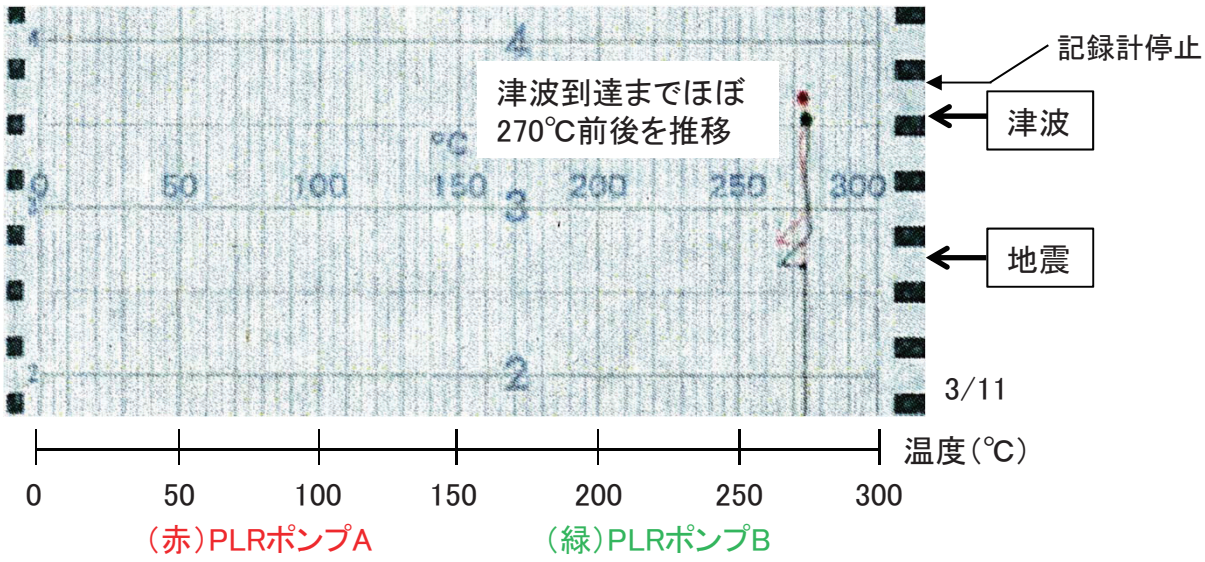


東京電力「プロセス計算機履歴データ」（平成23年5月）を基に作成

14:52:33～15:43:07、合計49回にわたり、SR弁（F弁）の開閉が繰り返された（2号機アラームタイパ等に基づく）。

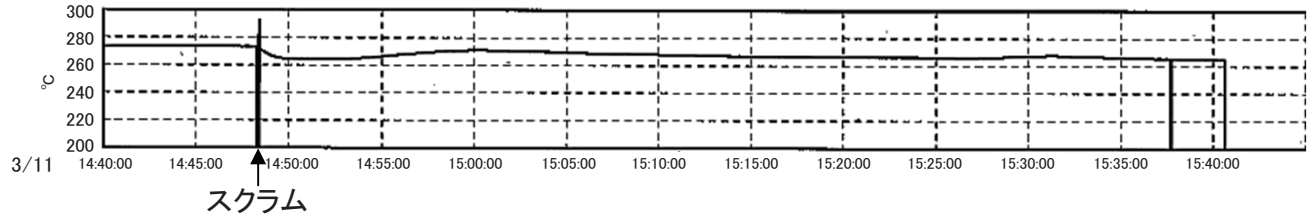
（2号機アラームタイパ、プロセス計算機履歴アラームプリンタに基づく）

2号機 PLRポンプ入口温度

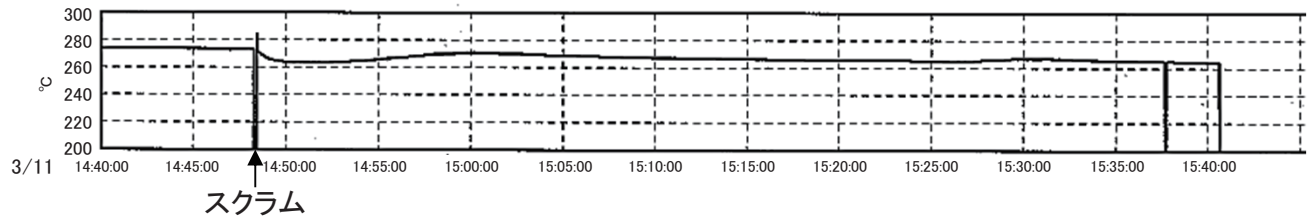


東京電力「記録計チャート」(平成23年5月)を基に作成

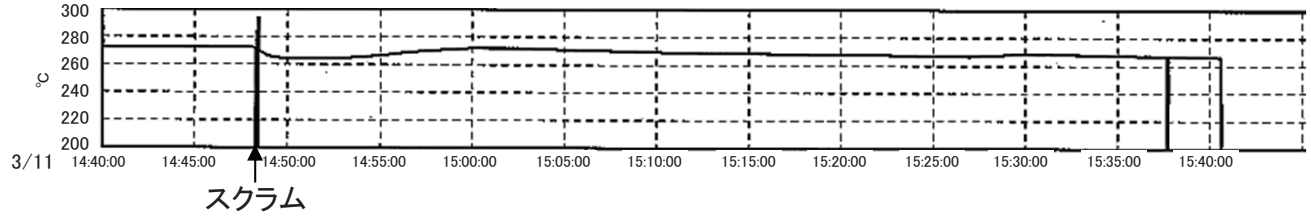
C020 再循環ポンプ入口温度A1



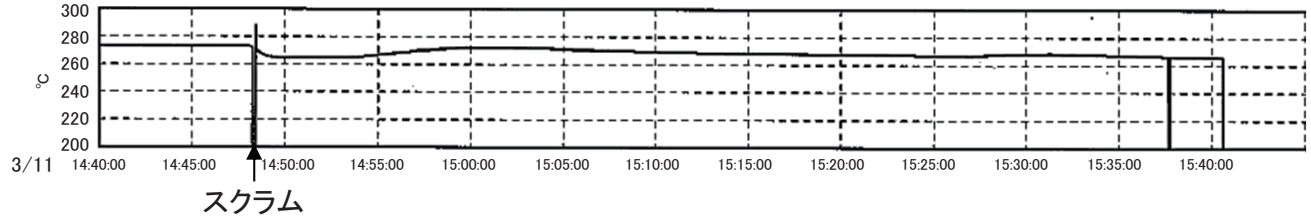
C021 再循環ポンプ入口温度A2



C022 再循環 ポンプ 入口温度B1

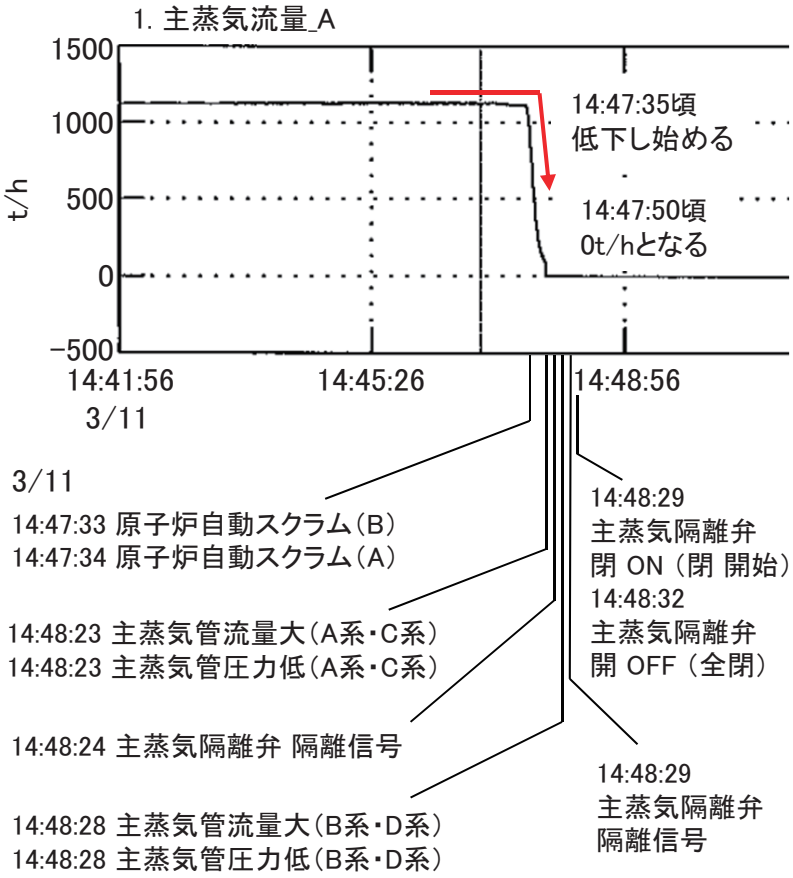


C023 再循環 ポンプ 入口温度B2

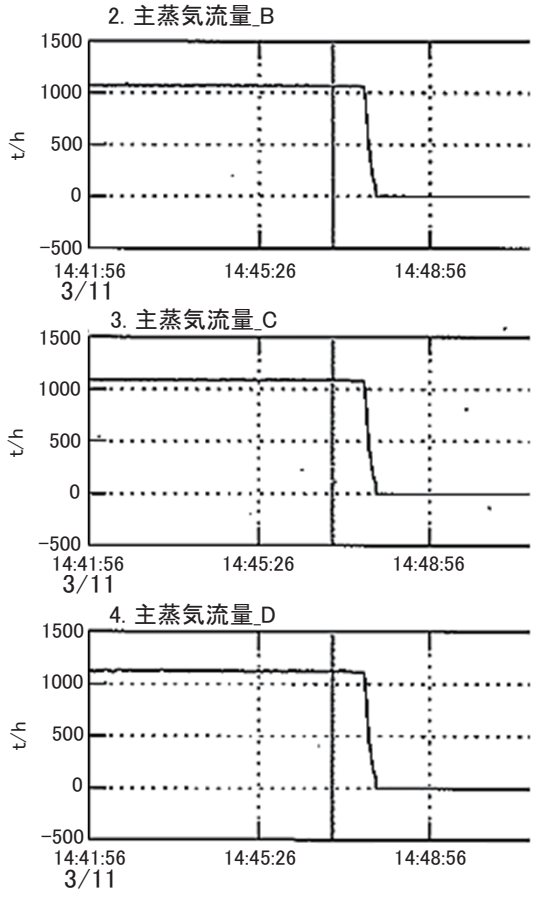


東京電力「プロセス計算機履歴データ」(平成23年5月)を基に作成

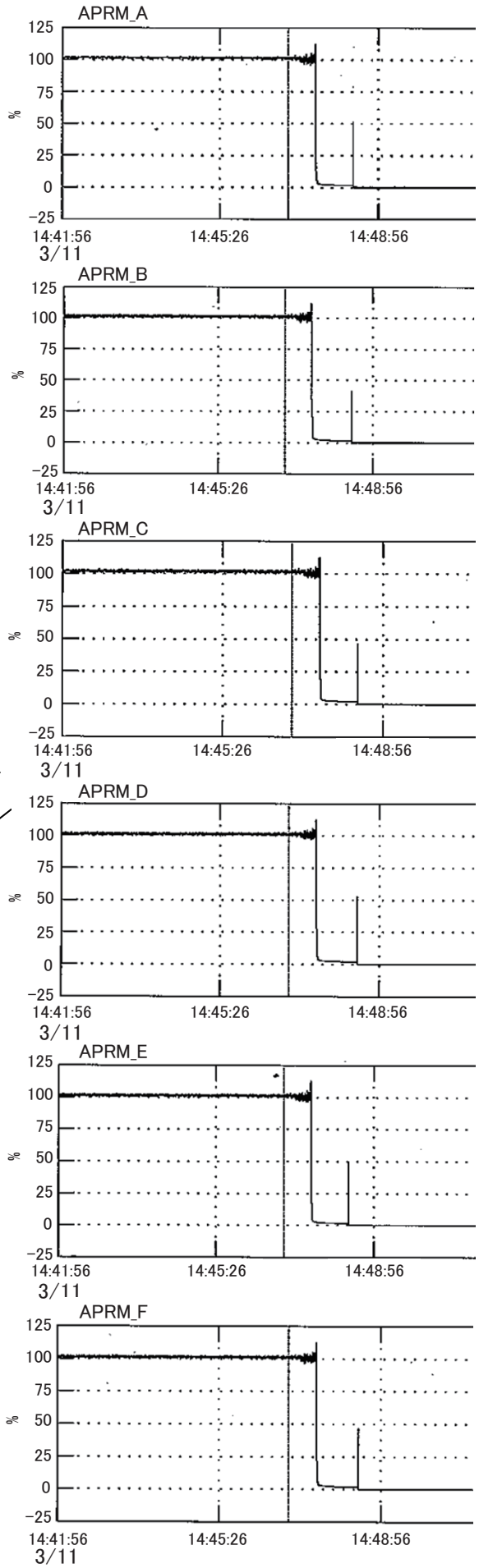
2号機 主蒸気流量、APRM出力



（2号機アラームタイパに基づく）

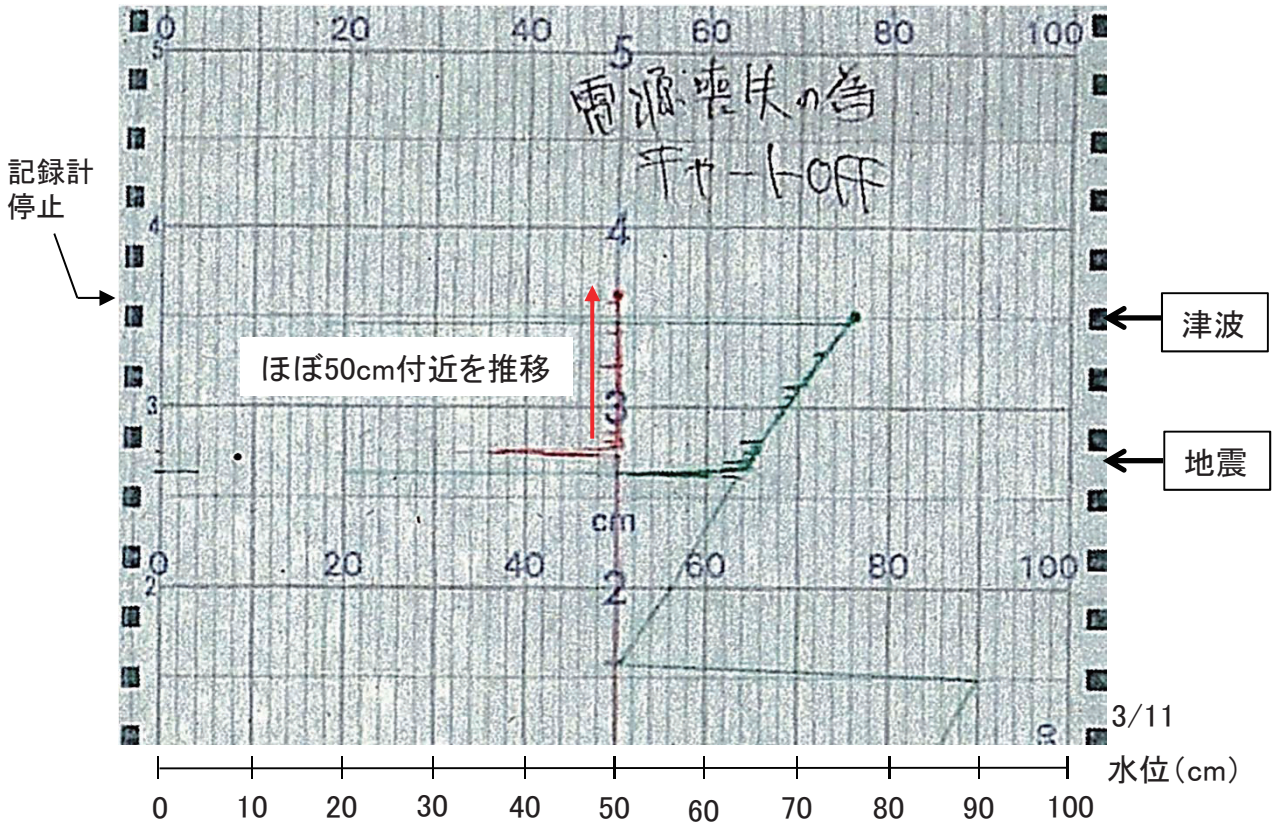


主蒸気流量低下の挙動とAPRM出力低下の挙動が整合的



東京電力「過渡現象記録装置データ」（平成23年5月）を基に作成

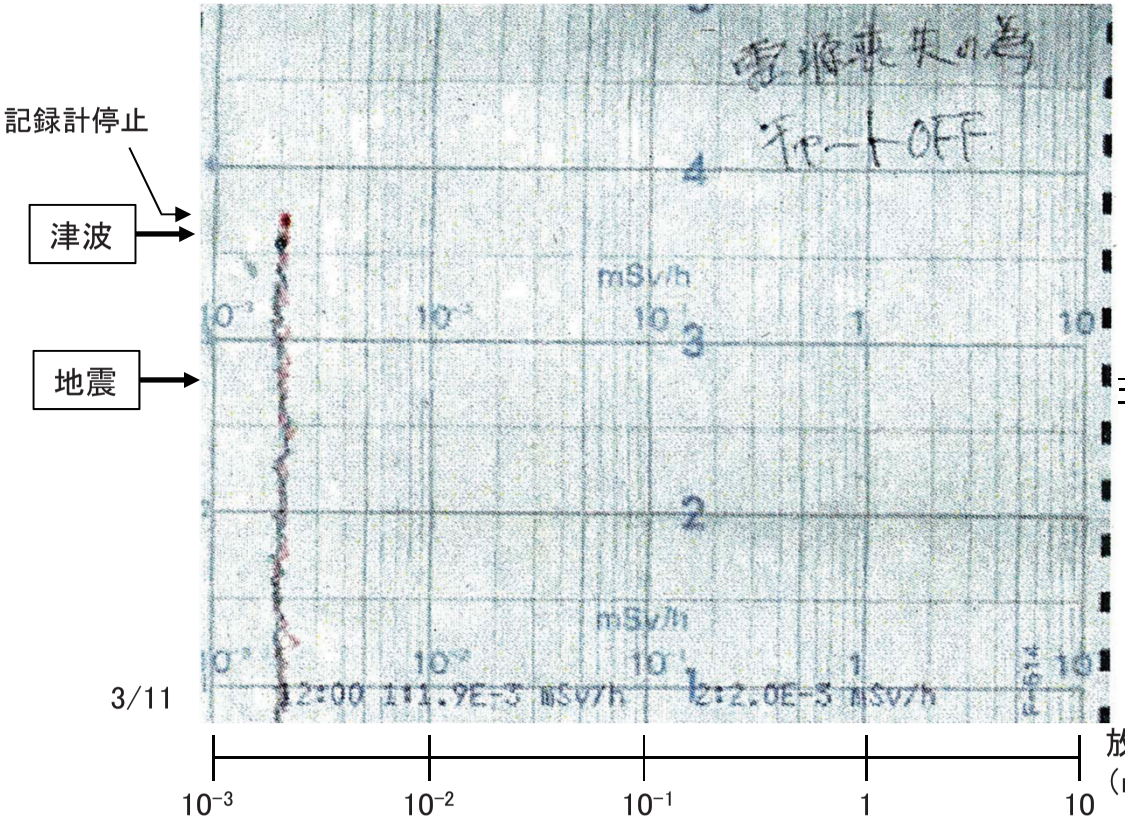
2号機 D/W内床ドレンサンプ液位



(赤)D/W内床ドレンサンプ液位

東京電力「記録計チャート」を基に作成

2号機 非常用ガス処理系排ガス放射線モニタ



(緑)非常用ガス処理系排気放射線モニタA
(赤)非常用ガス処理系排気放射線モニタB

14:48:22 SGTS A 起動

非常用D/G起動

14:48:14 SGTS A 停止

外部電源喪失

14:47:43 SGTS A 起動

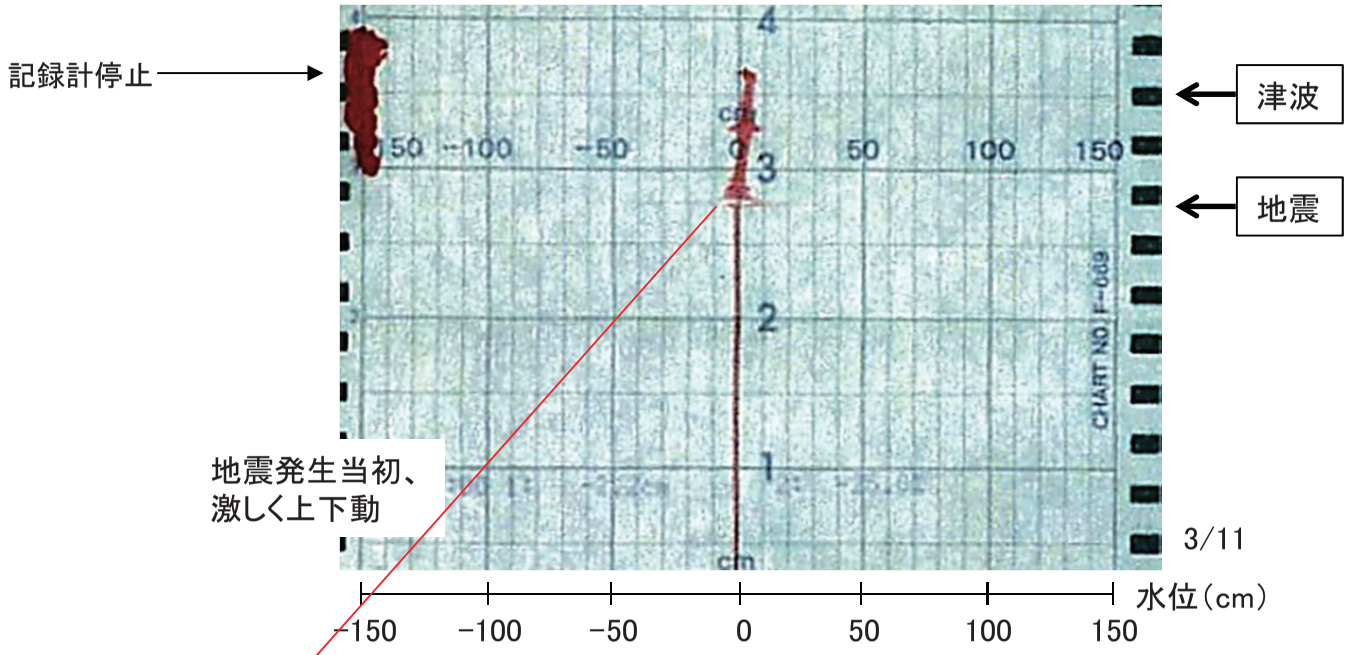
時間

(2号機アラームタイパ、プロセス計算機履歴データに基づく)

東京電力「記録計チャート」(平成23年5月)を基に作成

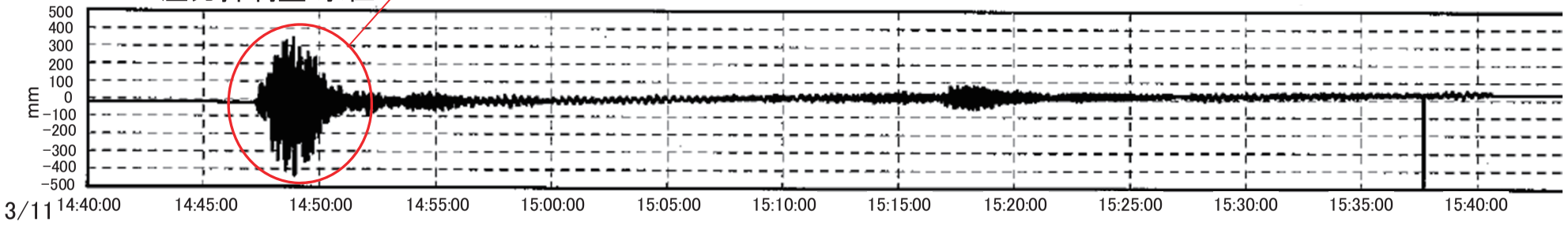
資料Ⅱ-1-1-28

2号機 S/C水位



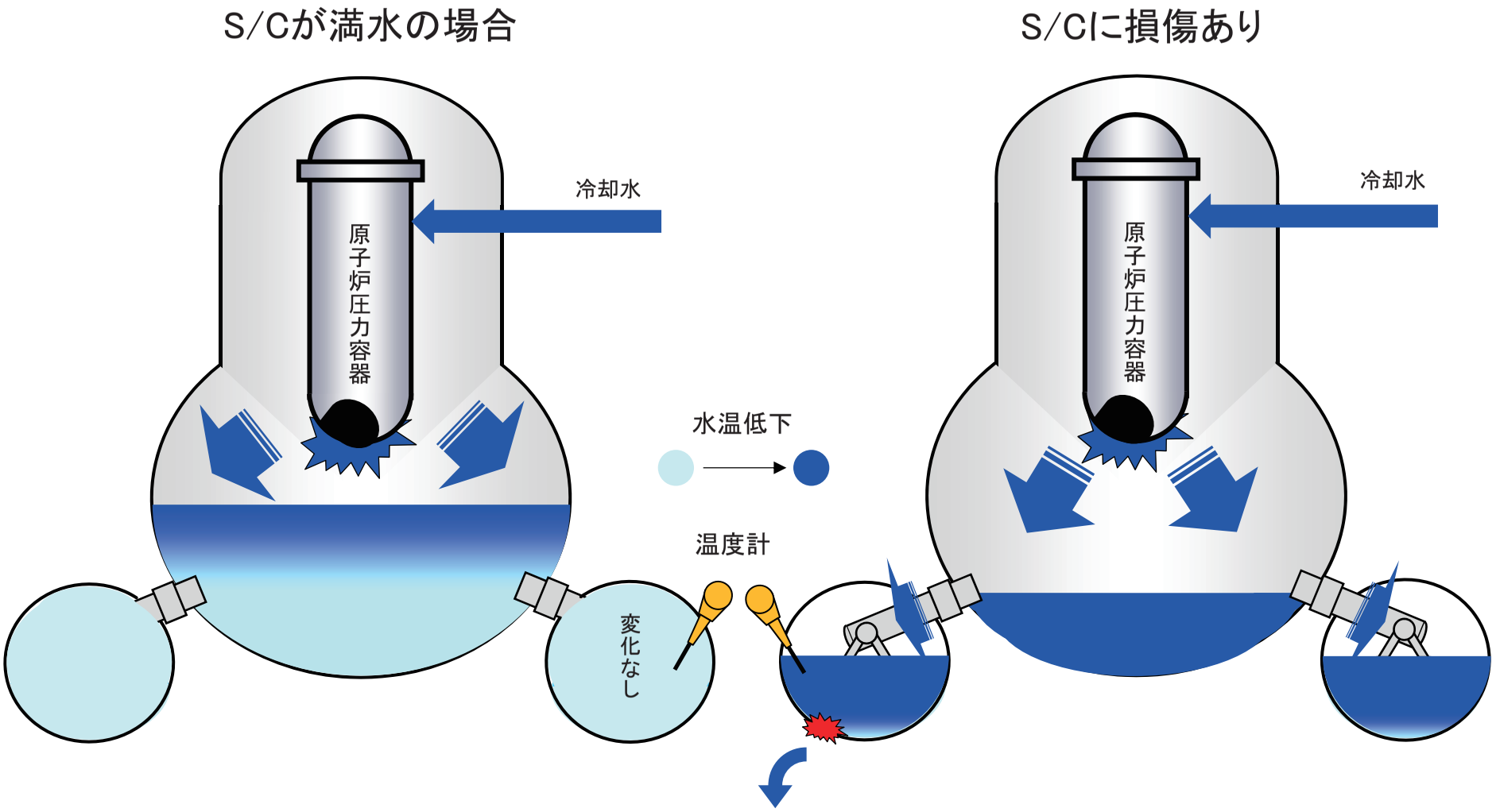
東京電力「記録計チャート」(平成23年5月)を基に作成

C028 圧力抑制室 水位



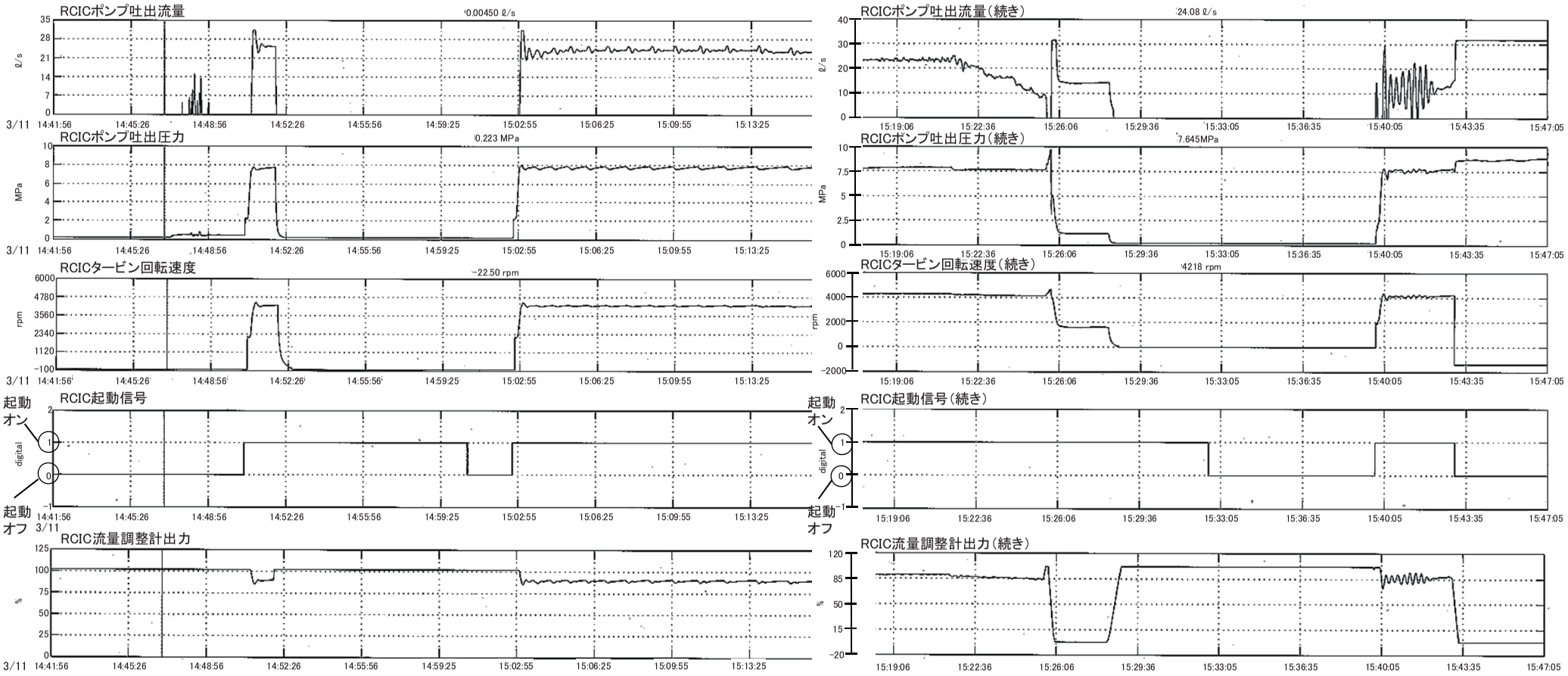
東京電力「プロセス計算機履歴データ」(平成23年5月)を基に作成

2号機 冷却水によるS/C水温の低下



資料Ⅱ-1-1-30

2号機 RCICポンプ吐出流量等



14:50:33
RCICタービン起動

14:50:34
RCIC起動信号発信

RCIC作動

14:51:56
原子炉水位高

RCIC停止

15:02:40
RCICタービン起動

15:02:41
RCIC起動信号発信

RCIC作動

15:25:34
RCIC注入弁「閉」

15:26頃
CSTに水を戻すラインに変更

15:28:14
原子炉水位高

RCIC停止

15:39頃
RCICを手動起動（クイックスタート）

RCIC作動

東京電力「過渡現象記録装置データ」（平成23年5月）を基に作成

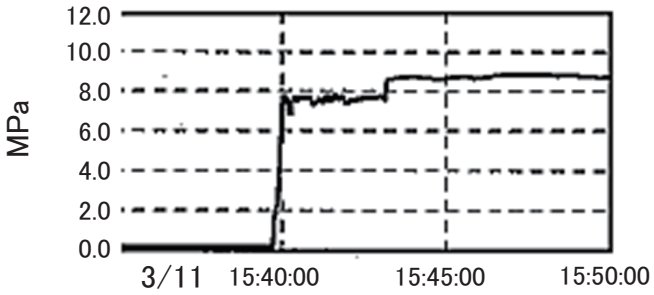
（東京電力「アラームタイパ」（平成23年5月）、「プロセス計算機アラームプリンタ」及び「当直引継日誌」（平成23年5月）に基づく）

資料Ⅱ－1－1－31

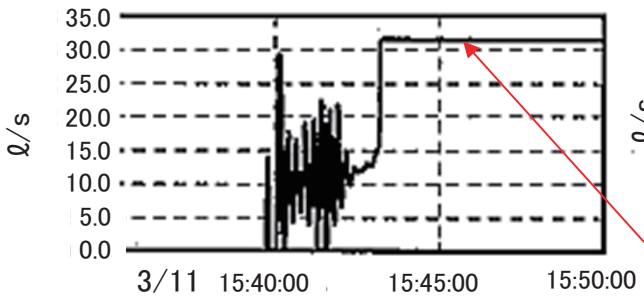
2号機 RCICポンプ吐出圧力等

資料Ⅱ-1-1-32

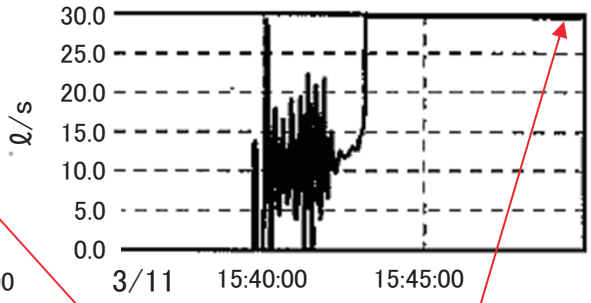
P750 RCIC ポンプ吐出圧力



P751 RCIC ポンプ吐出流量

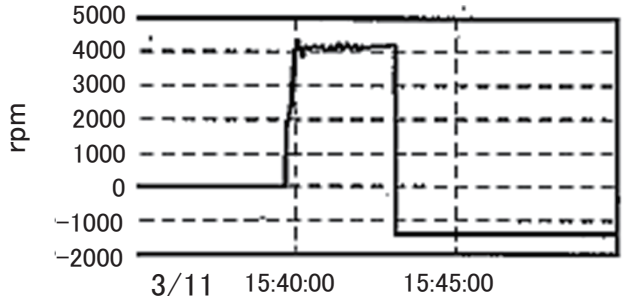


B024 RCIC 系統流量

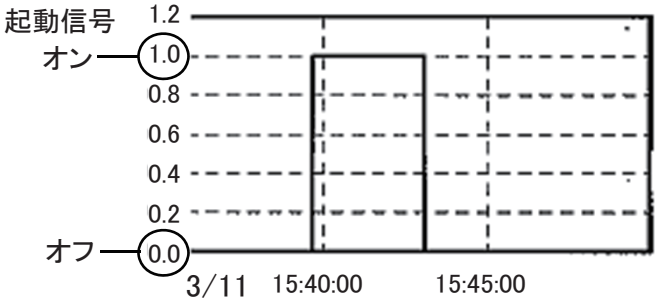


流量制御をなし得ないままRCICが
作動し続けたものと推認される。

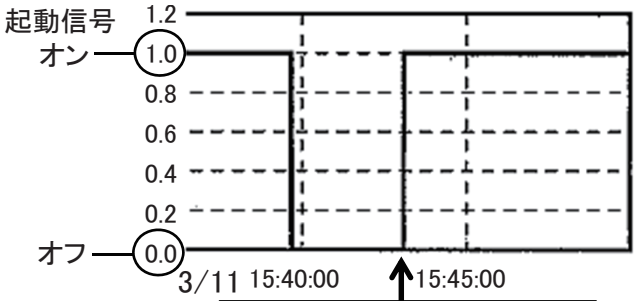
P752 RCIC タービン回転速度



R705 RCIC 起動信号



D648 RCIC タービン起動



15:43:07
RCICタービン起動信号オフ

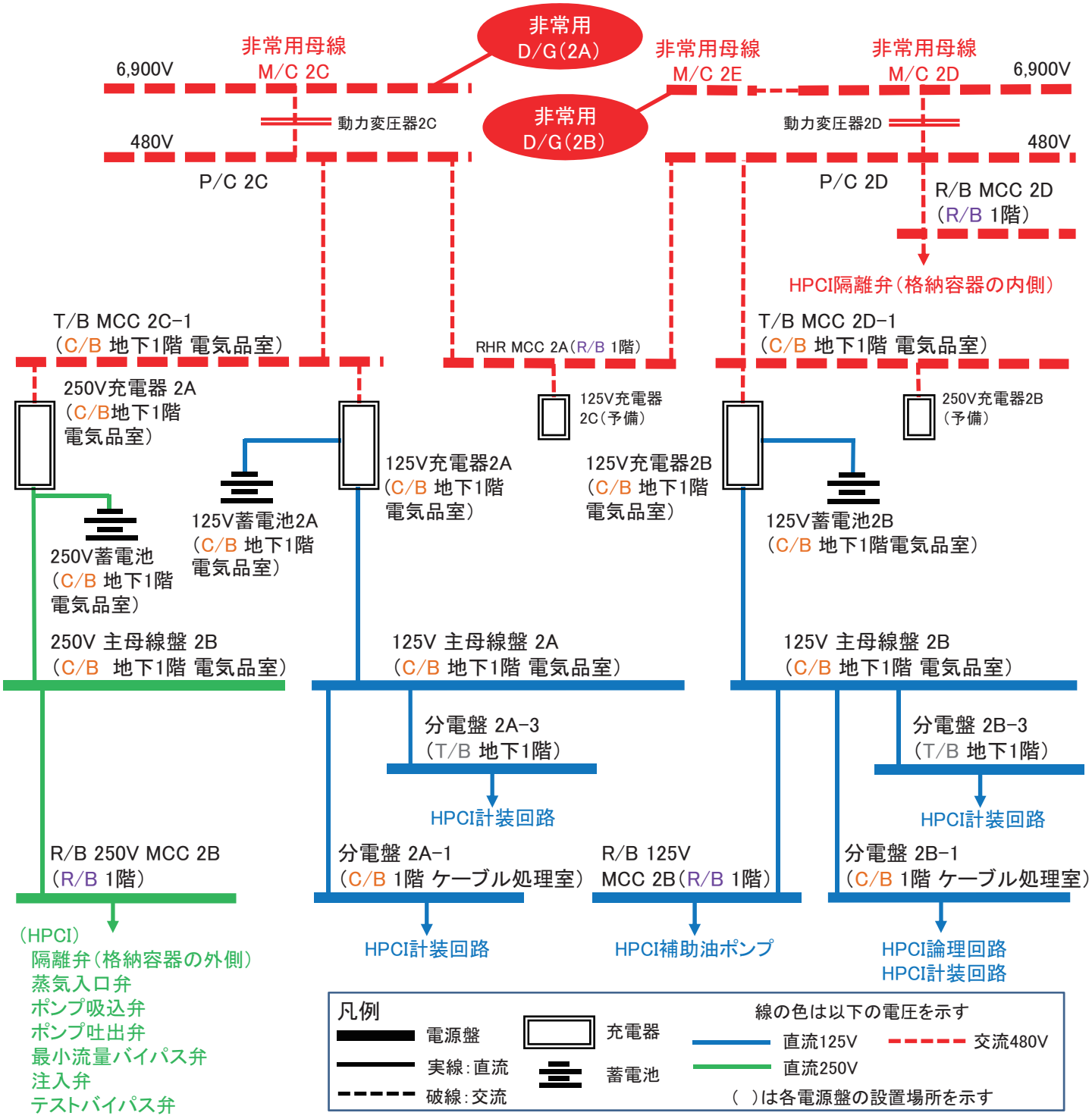
15:43:08
RCIC起動信号　停止

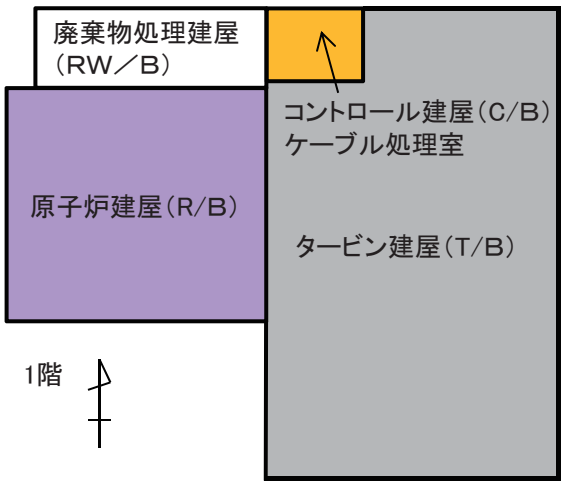
（2号機アラームタイパに基づく）

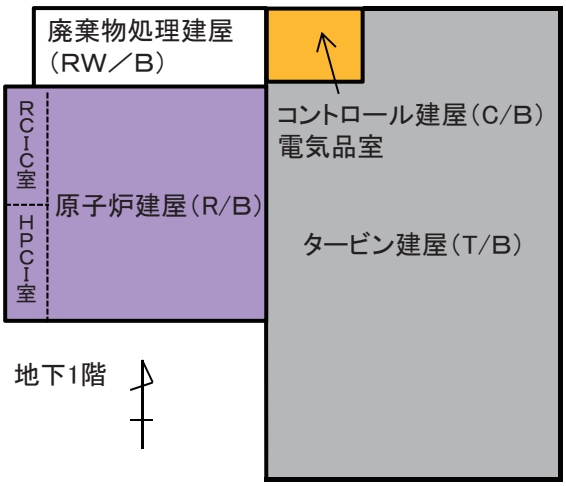
東京電力「プロセス計算機履歴データ」（平成23年5月）
を基に作成

2号機 HPCIに関連する電源の概要

資料Ⅱ-1-1-33





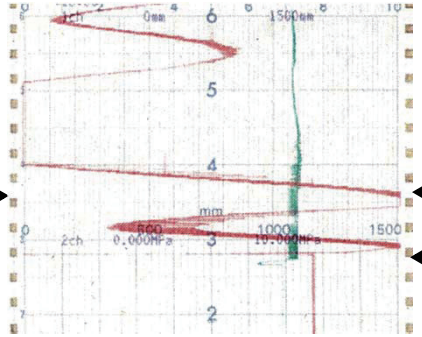


3号機 原子炉水位

（赤）原子炉水位（狭帯域）

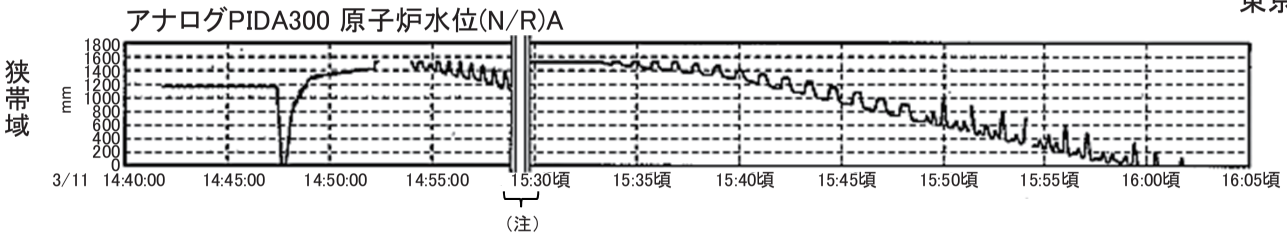
15:25:02
原子炉水位高　→　RCIC停止

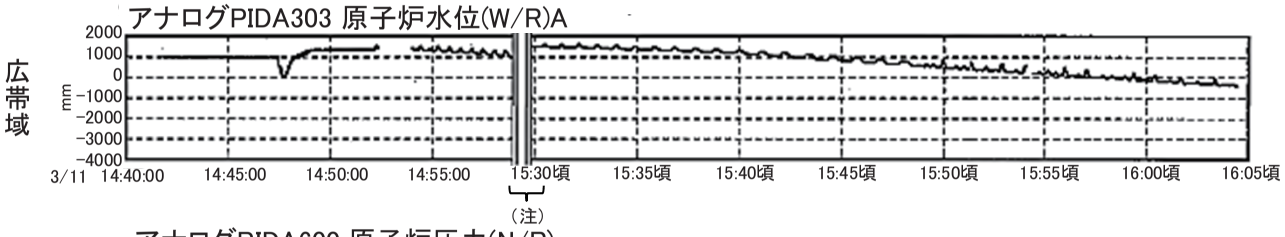
（3号機アラームタイパに基づく）

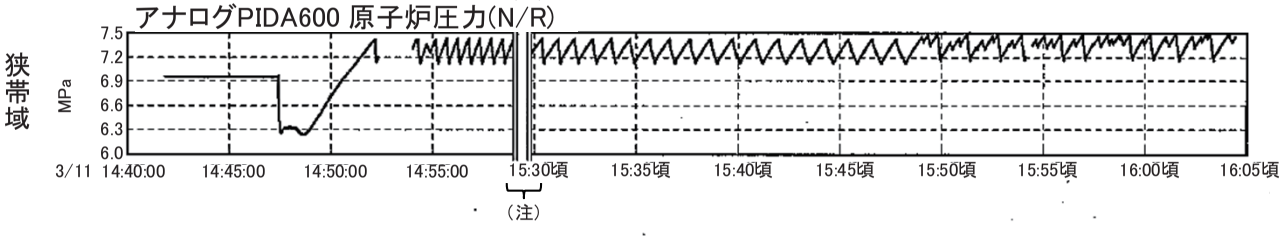


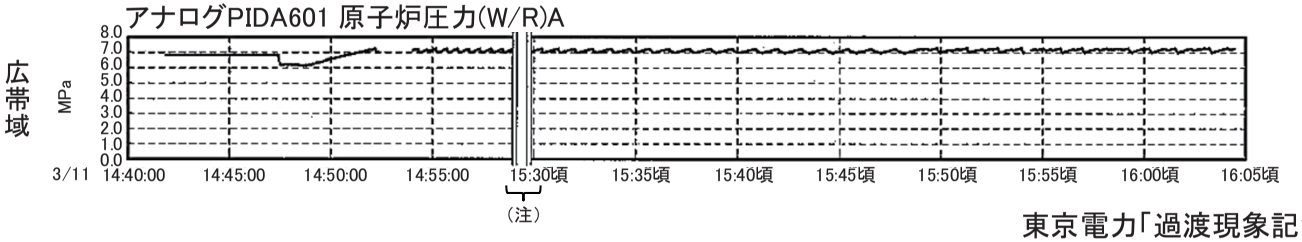
東京電力「記録計チャート」（平成23年5月）を基に作成

0mm（狭帯域・広帯域）
＝TAF＋4,170mm（燃料域）







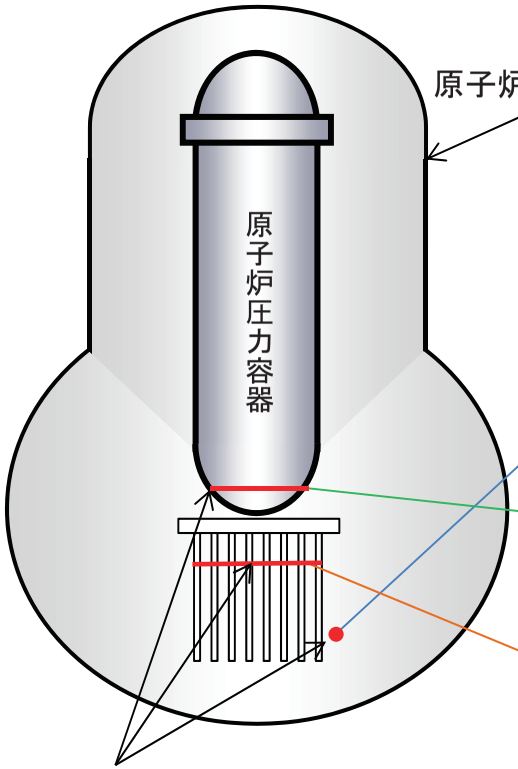


（注）
東京電力は、3号機の過渡現象記録装置に記録されたデータにつき、他のチャート等の記録と照合した結果、平成23年3月11日14時59分頃から約30分間データが途切れていたとして、これ以降のデータの時刻を推定時刻としている。

東京電力「過渡現象記録装置データ」（平成23年5月）を基に作成

資料Ⅱ-1-1-34

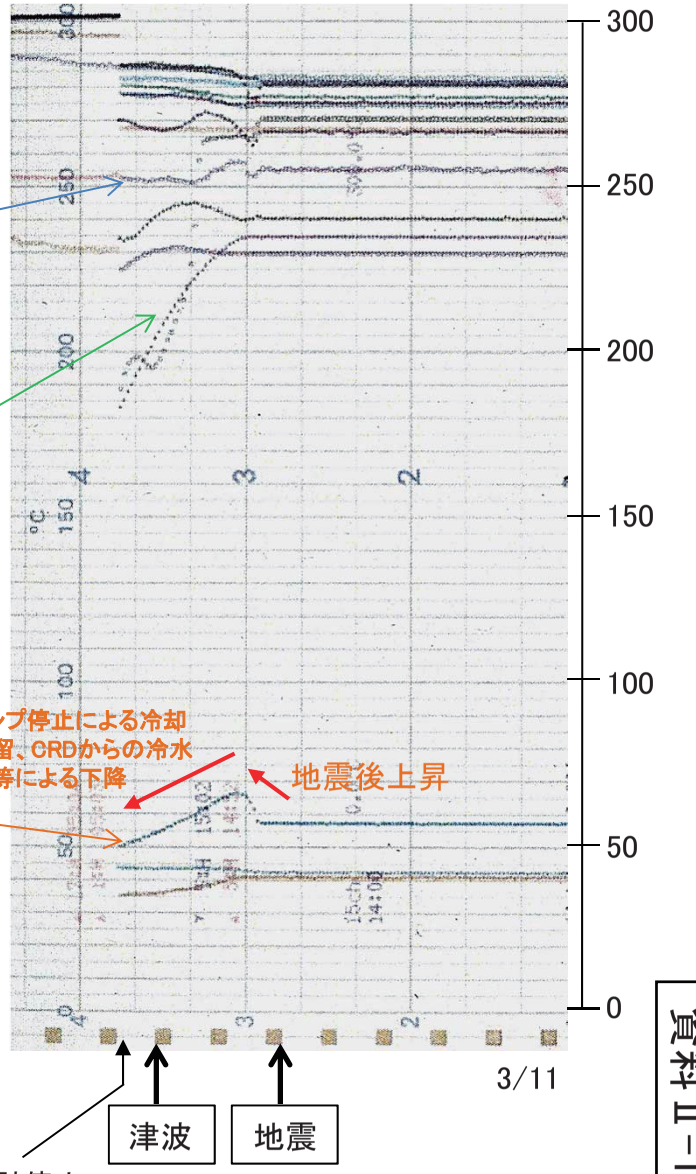
3号機 原子炉圧力容器温度



RPVドレン温度(No.9)

RPV下部ヘッド温度(No.13)

CRDハウジング
上部温度(No.5)



※記録計チャートの時刻は、実際の時刻よりも7分程度進んでいた可能性あり。

東京電力「記録計チャート」(平成23年5月)を基に作成

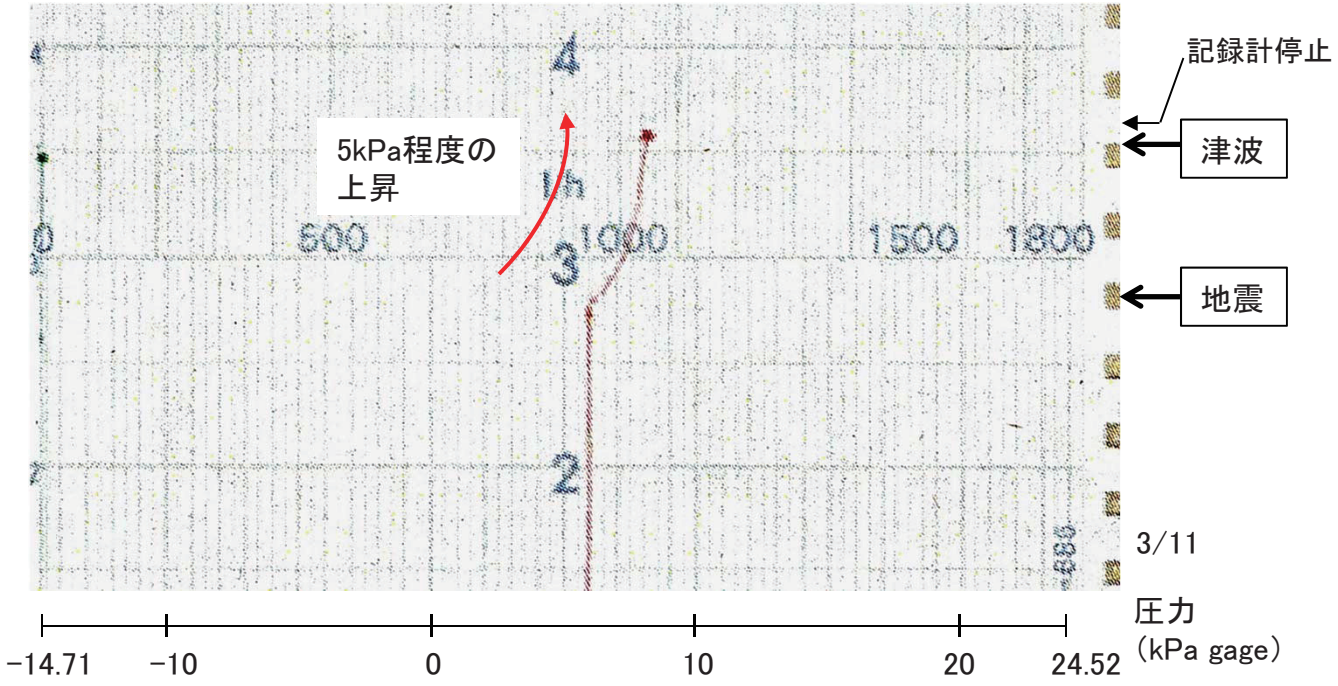
凡例

TRS-2-3-89

No	色	打点	測定名称	No	色	打点	測定名称
1		●	RPV給水ノズルN4B	13		+	RPV下部ヘッド温度
2		●	RPV給水ノズルN4B	14		+	フランジ近くの原子炉圧力容器壁
3		●	RPV給水ノズルN4D	15		+	支持スカートの上の圧力容器底部
4		●	RPV給水ノズルN4D	16		+	給水ノズル下の圧力容器壁
5		●	CRDハウジング上部	17		+	フランジの支持スカートの下部
6		●	CRDハウジング下部	18		+	
7		○	RPV底部ヘッド上部	19		Y	
8		○	RPV支持スカート上部	20		Y	
9		○	RPVドレン	21		Y	
10		○	RPV上蓋	22		Y	
11		○	RPV上蓋フランジ	23		Y	
12		○	RPV胴フランジ	24		Y	

資料Ⅱ-1-1-35

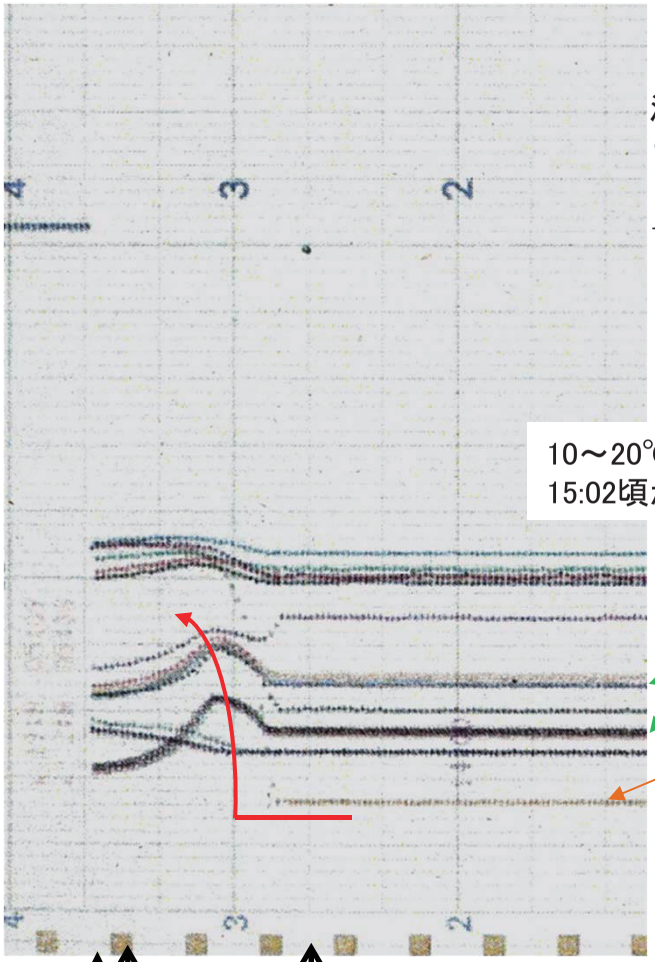
3号機 格納容器窒素圧力



（赤）格納容器窒素圧力

東京電力「記録計チャート」（平成23年5月）を基に作成

3号機 格納容器空調機供給空気温度

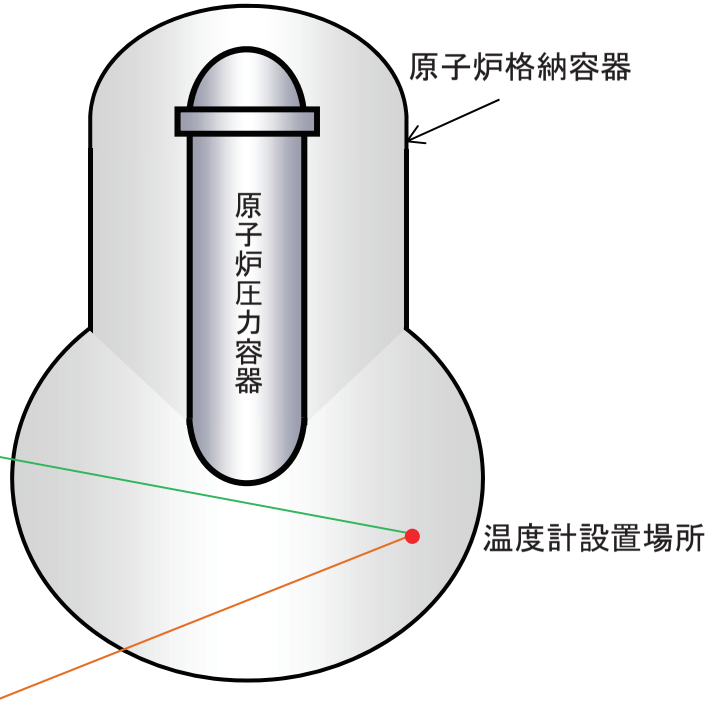


格納容器空調機
供給空気温度(No.7～No.10)

10～20℃程度の上昇
15:02頃から低下傾向

約50℃まで上昇

格納容器空調機
供給空気温度(No.6)



凡例

TRS-16-115　ストアNo.　3号機－

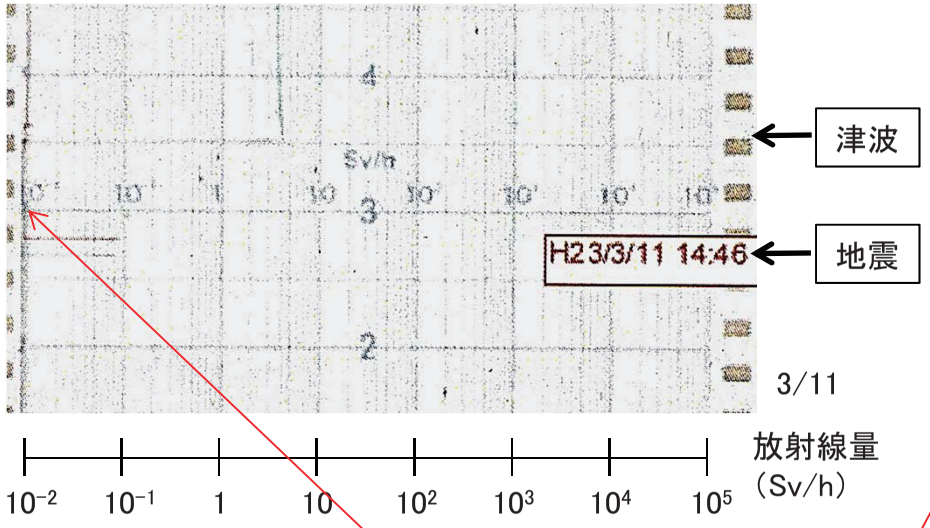
入力番号	色	灯点	入力計器番号	入力計器測定点	スイッチ設定値	入力番号	色	灯点	入力計器番号	入力計器測定点	スイッチ設定値
1		●	TE-16-114A	格納容器空調機戻り空気温度	65.6℃	13		+	TE-16-114N	原子炉ベロー・シール部温度	65.6℃
2		●	TE-16-114B	格納容器空調機戻り空気温度	65.6℃	14		+	TE-16-114P	原子炉ベロー・シール部温度	65.6℃
3		●	TE-16-114C	格納容器空調機戻り空気温度	65.6℃	15		+	TE-16-114R	原子炉ベロー・シール部温度	65.6℃
4		●	TE-16-114D	格納容器空調機戻り空気温度	65.6℃	16		+	TE-16-114T	圧力抑制室 ガス温度	65.6℃
5		●	TE-16-114E	格納容器空調機戻り空気温度	65.6℃	17		+	TE-16-114U	圧力抑制室 ガス温度	65.6℃
6		●	TE-16-114F	格納容器空調機供給空気温度	65.6℃	18		+	TE-16-114V	圧力抑制室 ガス温度	65.6℃
7		○	TE-16-114G	格納容器空調機供給空気温度	65.6℃	19		Y	TE-16-114W	圧力抑制室 ガス温度	65.6℃
8		○	TE-16-114H	格納容器空調機供給空気温度	65.6℃	20		Y			
9		○	TE-16-114J	格納容器空調機供給空気温度	65.6℃	21		Y			
10		○	TE-16-114K	格納容器空調機供給空気温度	65.6℃	22		Y			
11		○	TE-16-114L	原子炉ベロー・シール部温度	65.6℃	23		Y			
12		○	TE-16-114M	原子炉ベロー・シール部温度	65.6℃	24		Y			

東京電力「記録計チャート」(平成23年5月)を基に作成

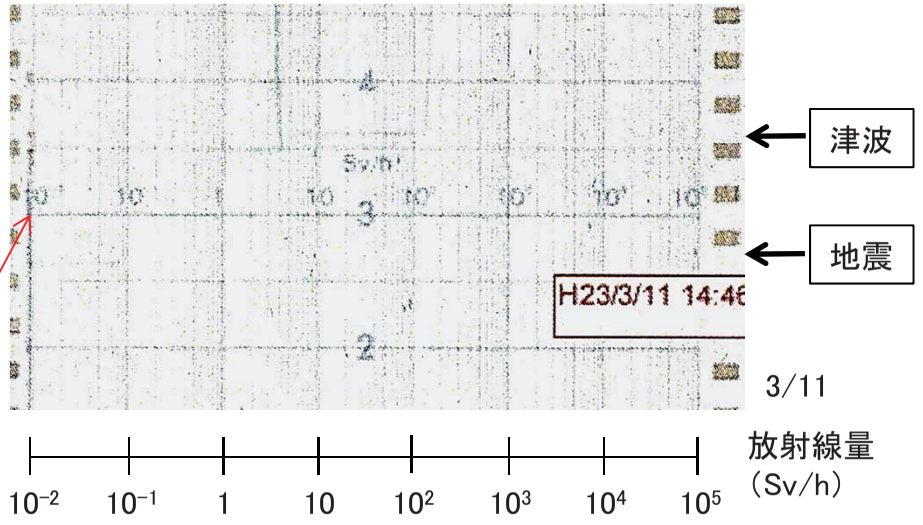
資料Ⅱ-1-1-37

3号機 格納容器雰囲気放射線モニタ

（赤）格納容器雰囲気放射線モニタA（D/W）
（緑）格納容器雰囲気放射線モニタC（S/C）



（赤）格納容器雰囲気放射線モニタB（D/W）
（緑）格納容器雰囲気放射線モニタD（S/C）



いずれも最下限値を示している。

東京電力「記録計チャート」（平成23年5月）を基に作成

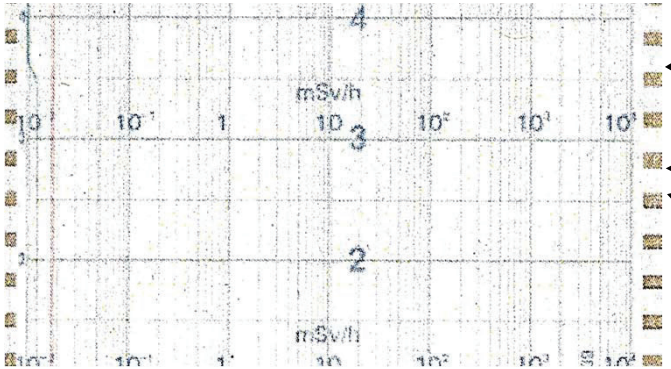
資料Ⅱ-1-1-38

3号機 主排気筒放射線モニタ

（3号機アラームタイパに基づく）

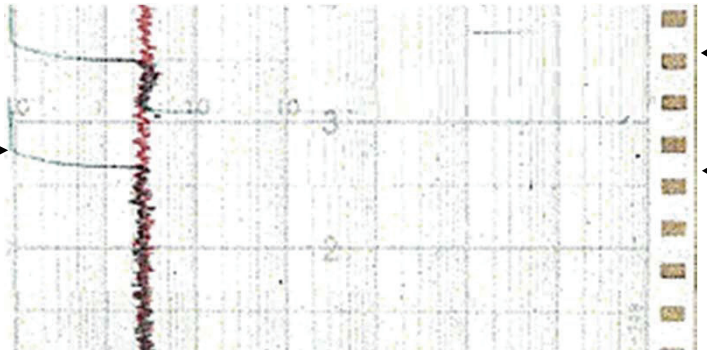
3/11 14:47頃
SGTSが起動

（赤）主排気筒放射線モニタ（イオンチェンバ（電離箱））



10^{-2} 10^{-1} 1 10 10^{2} 10^{3} 10^{4} 放射線量（mSv/h）

（赤）主排気筒放射線モニタ（シンチレーション）A
（緑）主排気筒放射線モニタ（シンチレーション）B

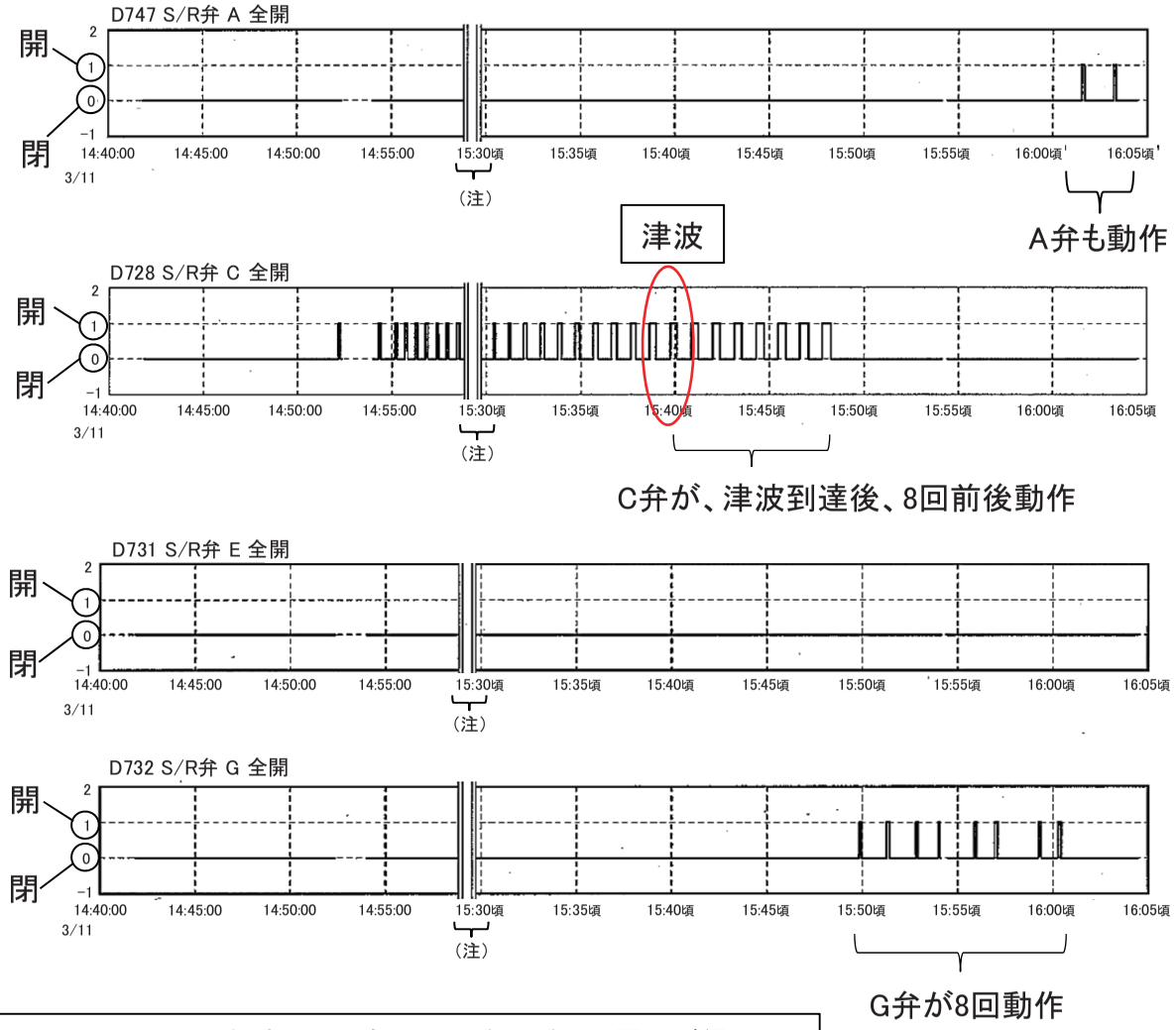


10^{-1} 1 10 10^{2} 10^{3} 10^{4} 10^{5} 10^{6} 放射線量（cps）

東京電力「記録計チャート」（平成23年5月）を基に作成

資料Ⅱ-1-1-39

3号機 SR弁の動作



C弁→G弁→A弁の順で動作

東京電力「過渡現象記録装置データ」（平成23年5月）を基に作成

14:41:50～15:43:12、合計54回にわたりSR弁（C弁）の開閉が繰り返された（3号機アラームタイパに基づく）。

14:59頃から約30分間の過渡現象記録装置データが欠落しているが、その前後のSR弁の開閉動作に関する記録は、アラームタイパ上の記録と整合する。

なお、アラームタイパには、SR弁の開閉記録を含む接点Dデータが15:43:45までしかなく、15:50頃以降開閉動作を開始したG弁及びA弁の開閉に関する記録はない。

（※3号機の過渡現象記録装置データには、SR弁のA弁、C弁、E弁及びG弁の各弁の動作についてのみ記録されている。）

（注）東京電力は、3号機の過渡現象記録装置に記録されたデータにつき、他のチャート等の記録と照合した結果、平成23年3月11日14時59分頃から約30分間データが途切れていたとして、これ以降のデータの時刻を推定時刻としている。

逃がし安全弁Cの開閉記録

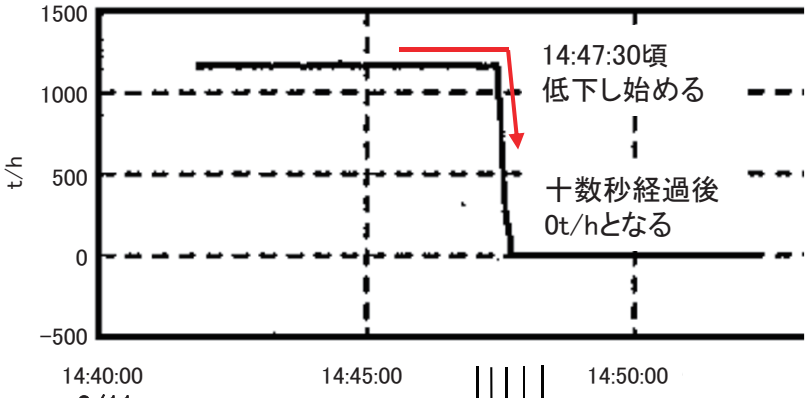
開閉回数	3/11 時刻	逃し安全弁 C 開	開閉回数	3/11 時刻	逃し安全弁 C 開
1	14:51:50	オン	28	15:07:58	オン
	14:51:55	オフ		15:08:05	オフ
2	14:52:29	オン	29	15:08:39	オン
	14:52:35	オフ		15:08:46	オフ
3	14:53:03	オン	30	15:09:55	オン
	14:53:11	オフ		15:10:03	オフ
4	14:53:56	オン	31	15:11:09	オン
	14:54:04	オフ		15:11:16	オフ
5	14:54:48	オン	32	15:12:01	オン
	14:54:56	オフ		15:12:07	オフ
6	14:55:21	オン	33	15:13:32	オン
	14:55:29	オフ		15:13:39	オフ
7	14:55:53	オン	34	15:14:43	オン
	14:56:01	オフ		15:14:49	オフ
8	14:56:26	オン	35	15:15:54	オン
	14:56:34	オフ		15:16:00	オフ
9	14:57:00	オン	36	15:17:17	オン
	14:57:07	オフ		15:17:22	オフ
10	14:57:33	オン	37	15:19:01	オン
	14:57:41	オフ		15:19:06	オフ
11	14:58:06	オン	38	15:25:58	オン
	14:58:14	オフ		15:26:03	オフ
12	14:58:39	オン	39	15:27:19	オン
	14:58:47	オフ		15:27:24	オフ
13	14:59:13	オン	40	15:28:17	オン
	14:59:21	オフ		15:28:23	オフ
14	14:59:47	オン	41	15:30:02	オン
	14:59:55	オフ		15:30:09	オフ
15	15:00:21	オン	42	15:30:51	オン
	15:00:29	オフ		15:30:58	オフ
16	15:00:56	オン	43	15:31:39	オン
	15:01:04	オフ		15:31:50	オフ
17	15:01:30	オン	44	15:32:32	オン
	15:01:38	オフ		15:32:45	オフ
18	15:02:04	オン	45	15:33:27	オン
	15:02:12	オフ		15:33:40	オフ
19	15:02:39	オン	46	15:34:23	オン
	15:02:46	オフ		15:34:37	オフ
20	15:03:12	オン	47	15:35:21	オン
	15:03:20	オフ		15:35:36	オフ
21	15:03:46	オン	48	15:36:19	オン
	15:03:54	オフ		15:36:36	オフ
22	15:04:21	オン	49	15:37:20	オン
	15:04:29	オフ		15:37:36	オフ
23	15:04:56	オン	50	15:38:20	オン
	15:05:03	オフ		15:38:40	オフ
24	15:05:30	オン	51	15:39:26	オン
	15:05:38	オフ		15:39:46	オフ
25	15:06:06	オン	52	15:40:33	オン
	15:06:14	オフ		15:40:54	オフ
26	15:06:42	オン	53	15:41:39	オン
	15:06:50	オフ		15:42:02	オフ
27	15:07:19	オン	54	15:42:48	オン
	15:07:26	オフ		15:43:12	オフ

（3号機アラームタイパに基づく）

3号機 主蒸気流量、APRM出力

資料Ⅱ-1-1-41

アナログPIDA309 主蒸気流量 A



3/11
14:47:00 地震トリップ（C）
原子炉自動スクラム（A）
14:47:04 地震トリップ（D）
原子炉自動スクラム（B）

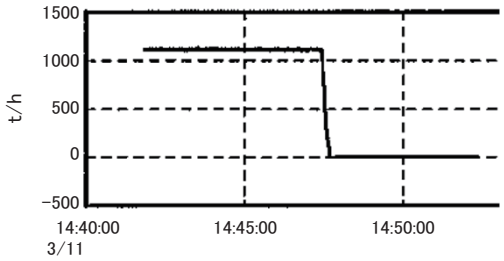
14:47:58
主蒸気隔離弁隔離信号
主蒸気管流量大（A系・C系）
主蒸気管圧力低（A系）
主蒸気管漏洩検出高（A系・C系）

14:48頃 主蒸気隔離弁
全開OFF（全閉）

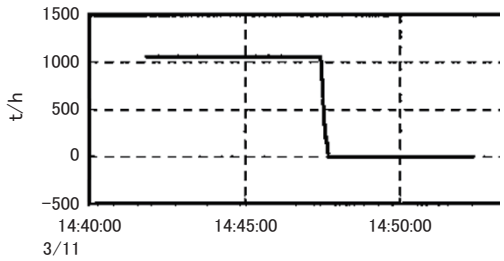
14:48:11頃
主蒸気管流量大（B系・D系）
主蒸気管圧力低（B系）
主蒸気管漏洩検出高（B系・D系）

（3号機アラームタイパに基づく）

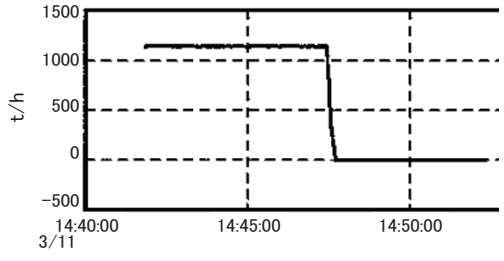
アナログPIDA310 主蒸気流量 B



アナログPIDA311 主蒸気流量 C

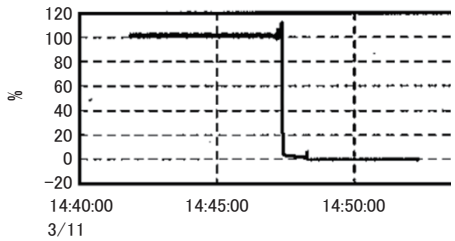


アナログPIDA312 主蒸気流量 D

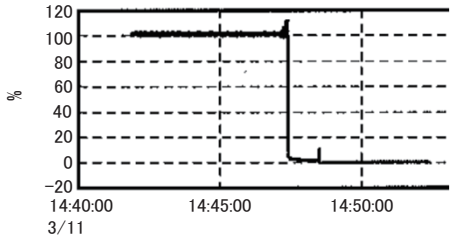


主蒸気流量低下の挙動とAPRM出力低下の挙動が整合的

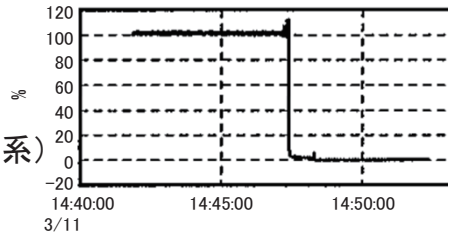
アナログPIDA000 APRM-A



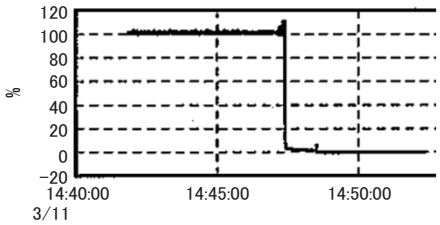
アナログPIDA001 APRM-B



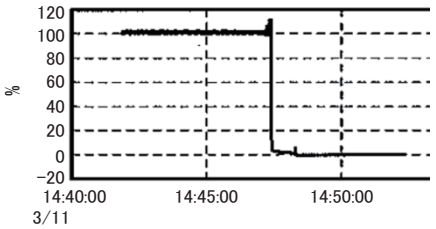
アナログPIDA002 APRM-C



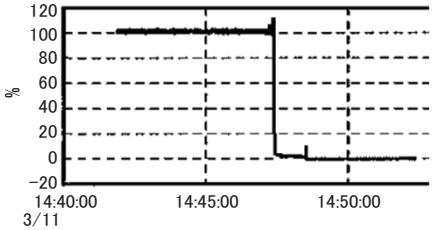
アナログPIDA003 APRM-D



アナログPIDA004 APRM-E

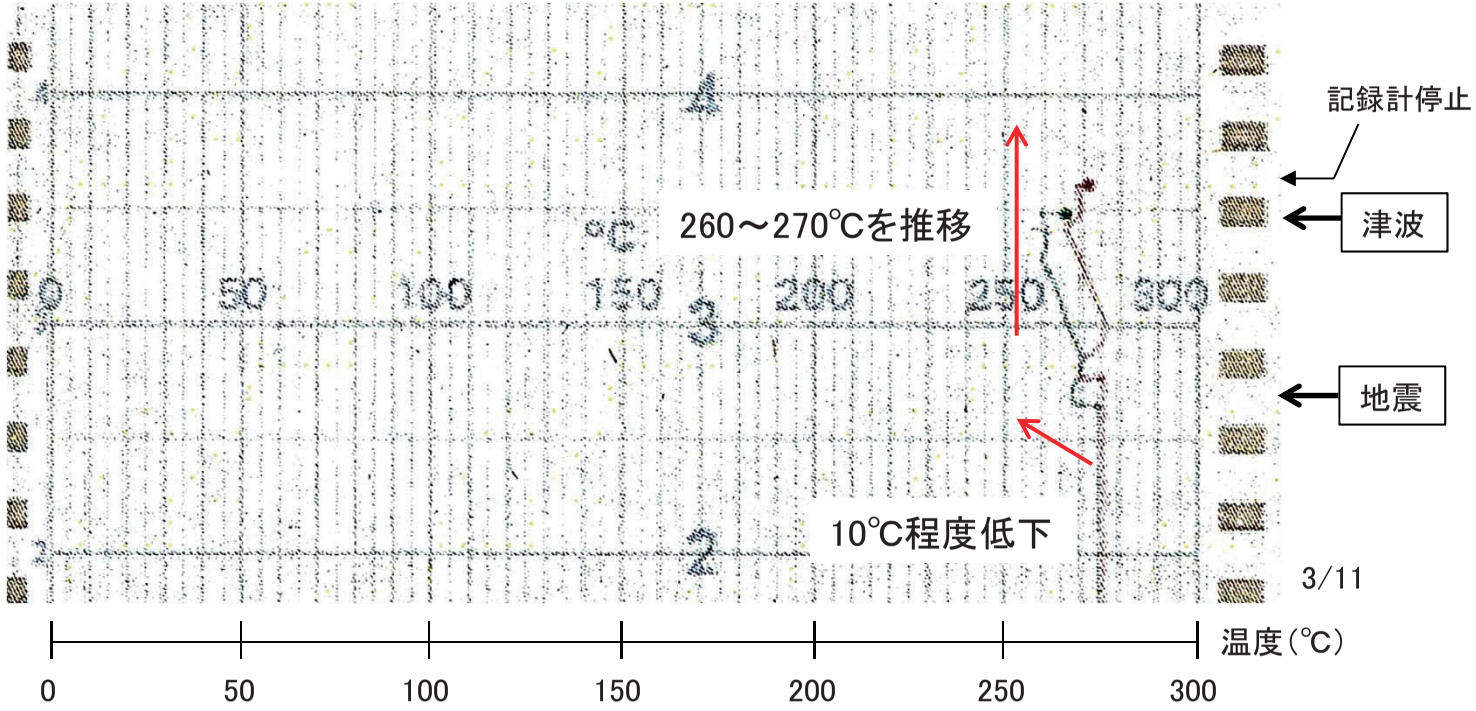


アナログPIDA005 APRM-F



東京電力「過渡現象記録装置データ」（平成23年5月）を基に作成

3号機 PLRポンプ入口温度



(赤)PLRポンプA入口温度
(緑)PLRポンプB入口温度

東京電力「記録計チャート」(平成23年5月)を基に作成

資料Ⅱ-1-1-42

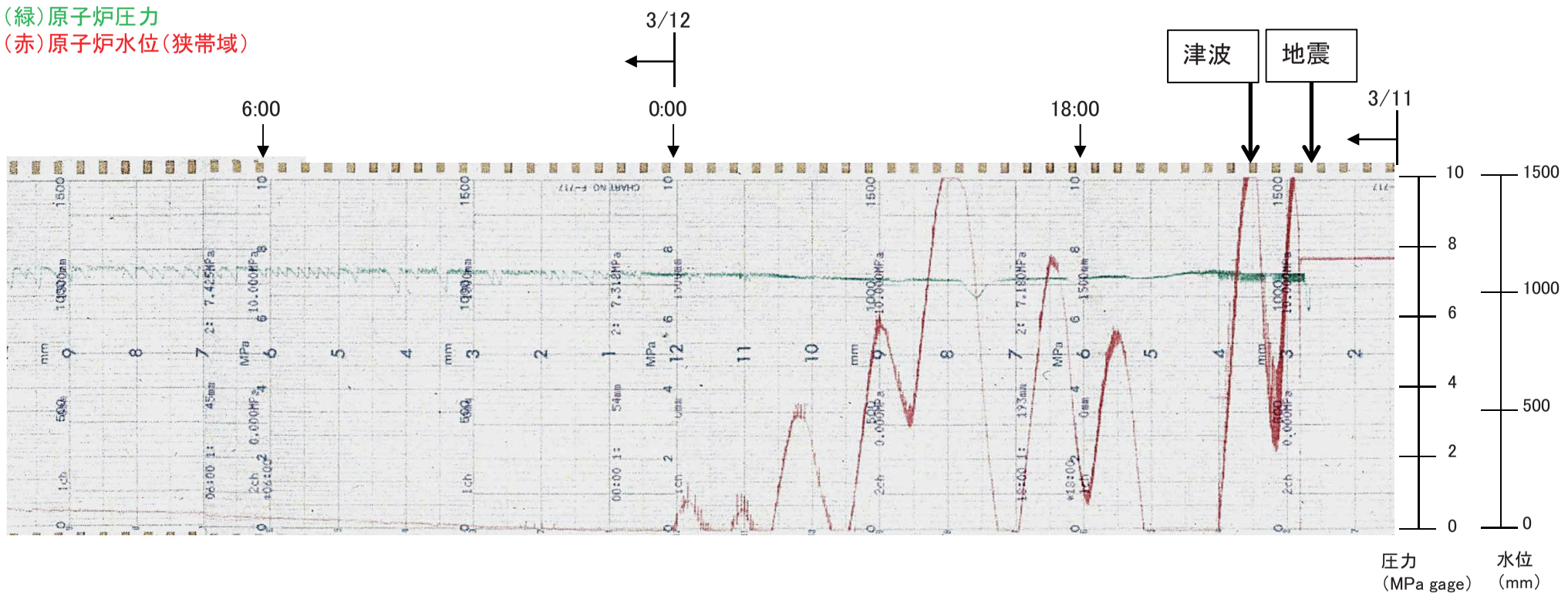
3号機　アラームタイパ

14:59　D/W床ドレンサンプ水位変化率が、上限値をはるかに超える値を示している

東京電力「アラームタイパ」（平成23年5月）を基に作成

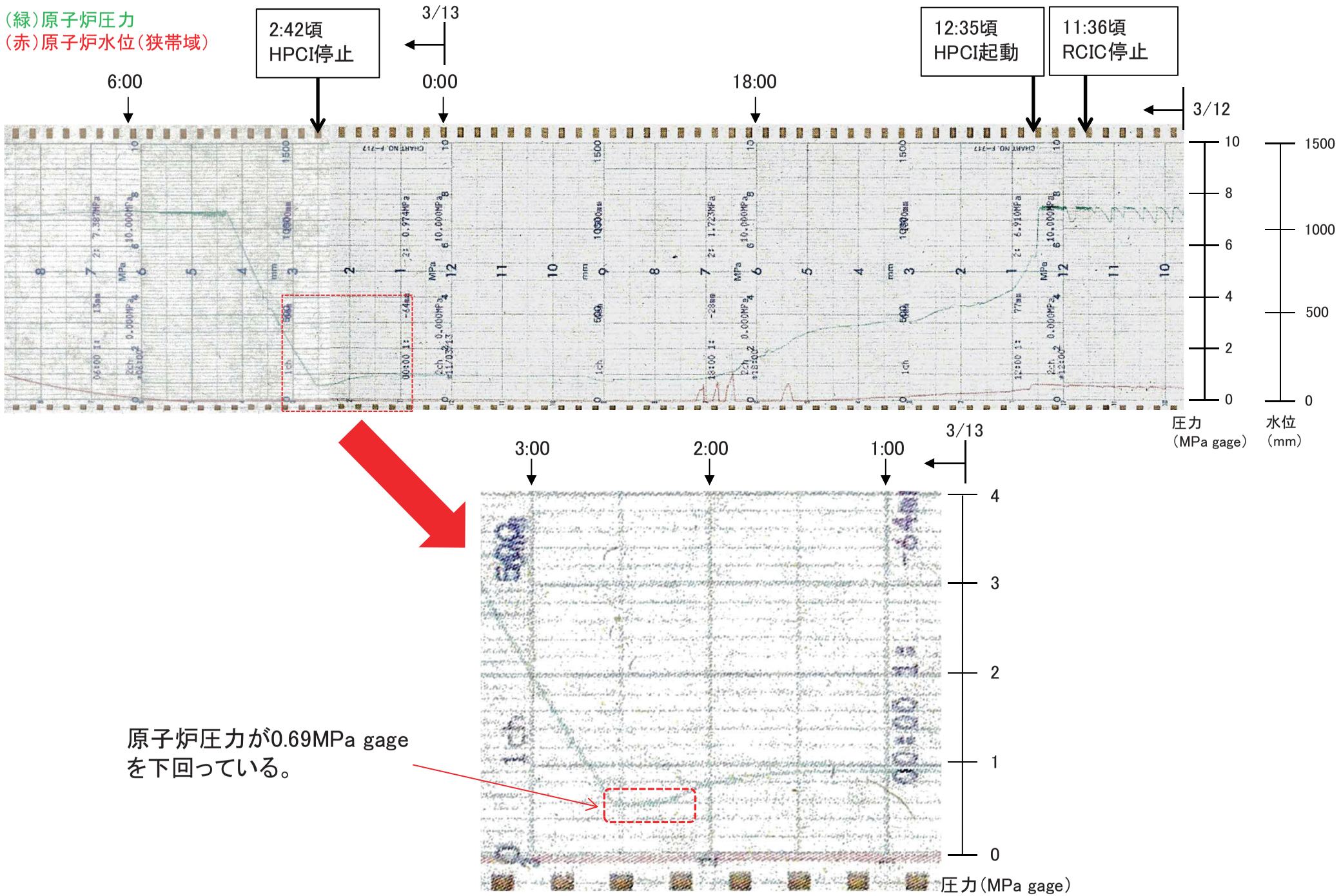
資料Ⅱ-1-1-43

3号機 原子炉水位・原子炉圧力



東京電力「記録計チャート」（平成23年5月）を基に作成

資料Ⅱ－1－1－44



東京電力「記録計チャート」(平成23年5月)を基に作成

3号機 当直引継日誌

資料Ⅱ-1-1-45

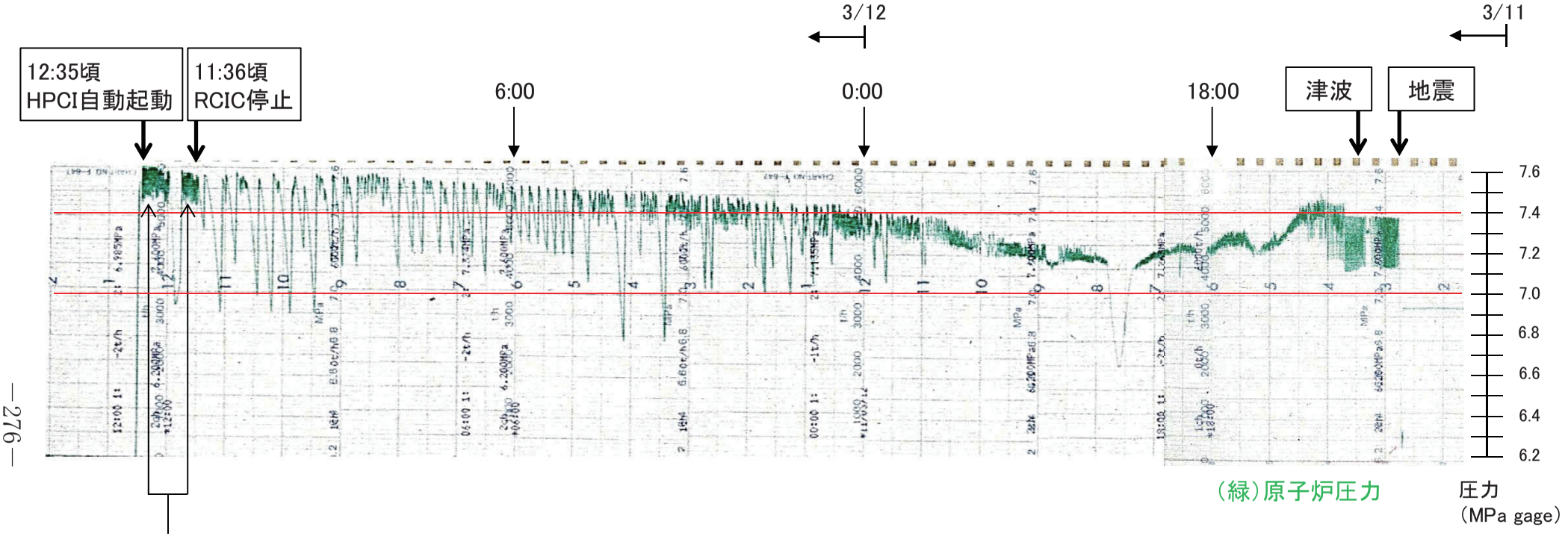
平成23年3月12日(土曜日)～

1／

		内　　容
運転操作・事象発生時刻	20:27	AM盤　D／W圧、S／C圧、S／C水位計　電源なし
	20:36	原子炉水位計電源なし　　最終データ　広帯域A系:1350mm　、　燃料域A系:＋400mm
	20:57	給水制御装置A　電源「OFF」
		PLR制御装置A　電源「OFF」
		ECCS記録計　電源「OFF」
	21:30	現場PI指示:D／W圧　170kPa
	3／13	
	1:45	D／D　FPポンプ軽油補給　70↑110L　　吸い込み圧:0MPa　　吐出:0．42MPa
	2:42	HPCI停止　　炉圧:0．58MPa
	2:45	SRV　開せず　　炉圧:0．8MPa
	2:55	SRV　開せず　　炉圧:1．3MPa
	3:05	D／D　FPポンプ炉注入　　MO－10－27B　　15%開　　7%で流れる音がしたみたい
		吸込圧:0↑0．14MPa　　吐出:0．4↑0．61MPa
	3:35	HPCI　FIC表示灯　消灯
	3:37	RCIC　Vacポンプ　起動せず
	3:39	HPCI　AOP　停止
	3:51	Rx水位計(W)　計器電源ON　　－3600mm
		Rx水位計(燃料域)　計器電源ON　　－1600mm　　炉圧:5MPa　　TAFの可能性
	4:04	Rx水位計(燃料域)　－1600mm　　炉圧:5．6MPa
	4:06	HPCI復水ポンプ　電源OFF
	4:52	D／Wベント弁　AO－205　仮設コンセントON　　弁場弁開度:全閉　　ボンベ圧:0
	5:08	S／Cスプレイ　開始　　MO－10－25B　閉
	5:08	RCIC手動起動／止め弁　閉　　RCIC止め弁リセット動かず
	5:10	原災法　15条　給水全喪失
	5:16	DTrポンプ　メガー終了　　水付けなし　　使用可確認

東京電力「当直引継日誌」(平成23年5月)を基に作成

3号機 原子炉圧力

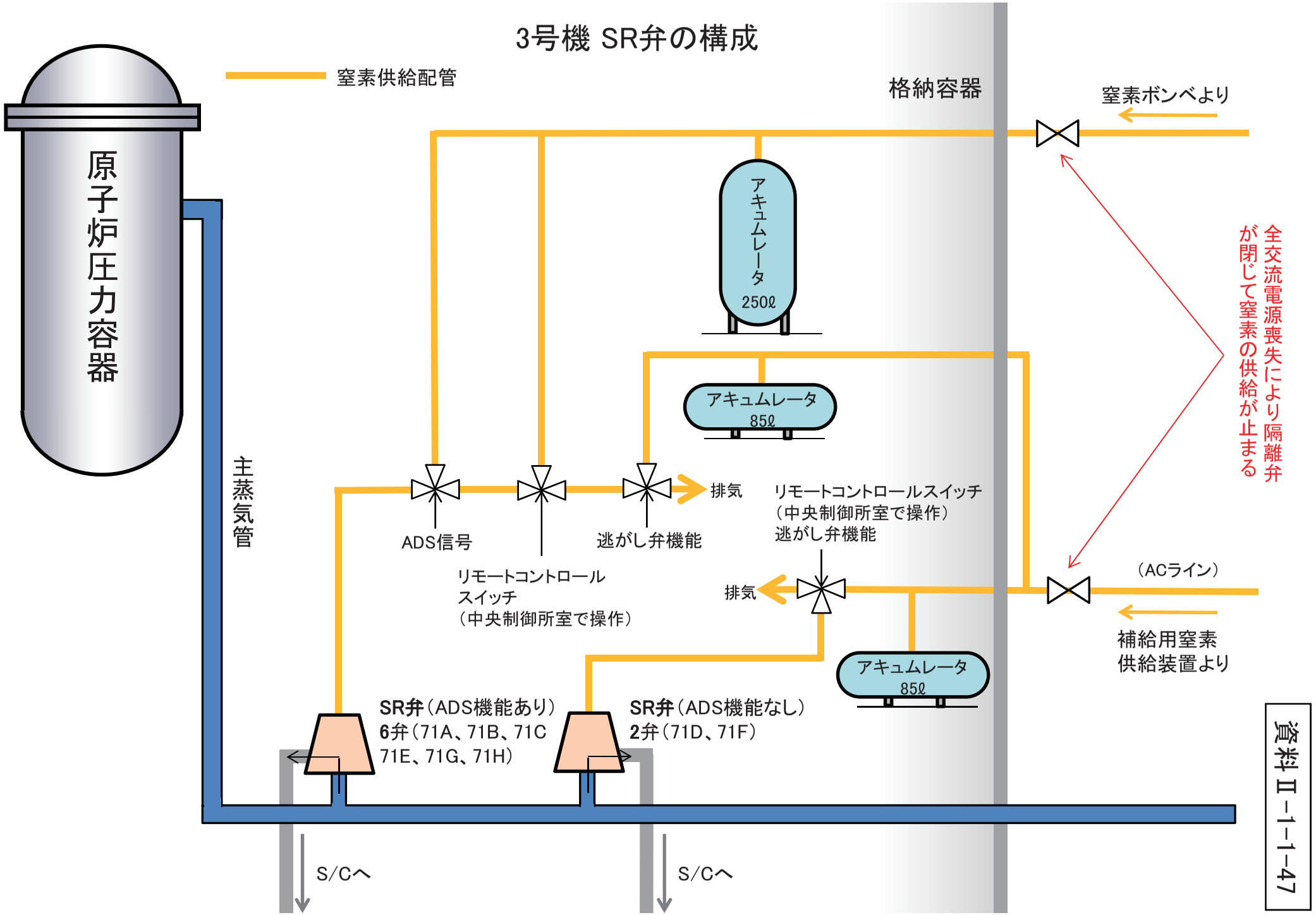


SR弁の逃し弁機能の復帰値に至る前に原子炉圧力が上昇

逃し弁機能動作によるSR弁開閉の影響と考えられる原子炉圧力の昇降(7.4MPa gage前後を示すと、大きく谷型に7.0MPa gage前後まで降下してから再度上昇を示す部分)が約65回認められる。

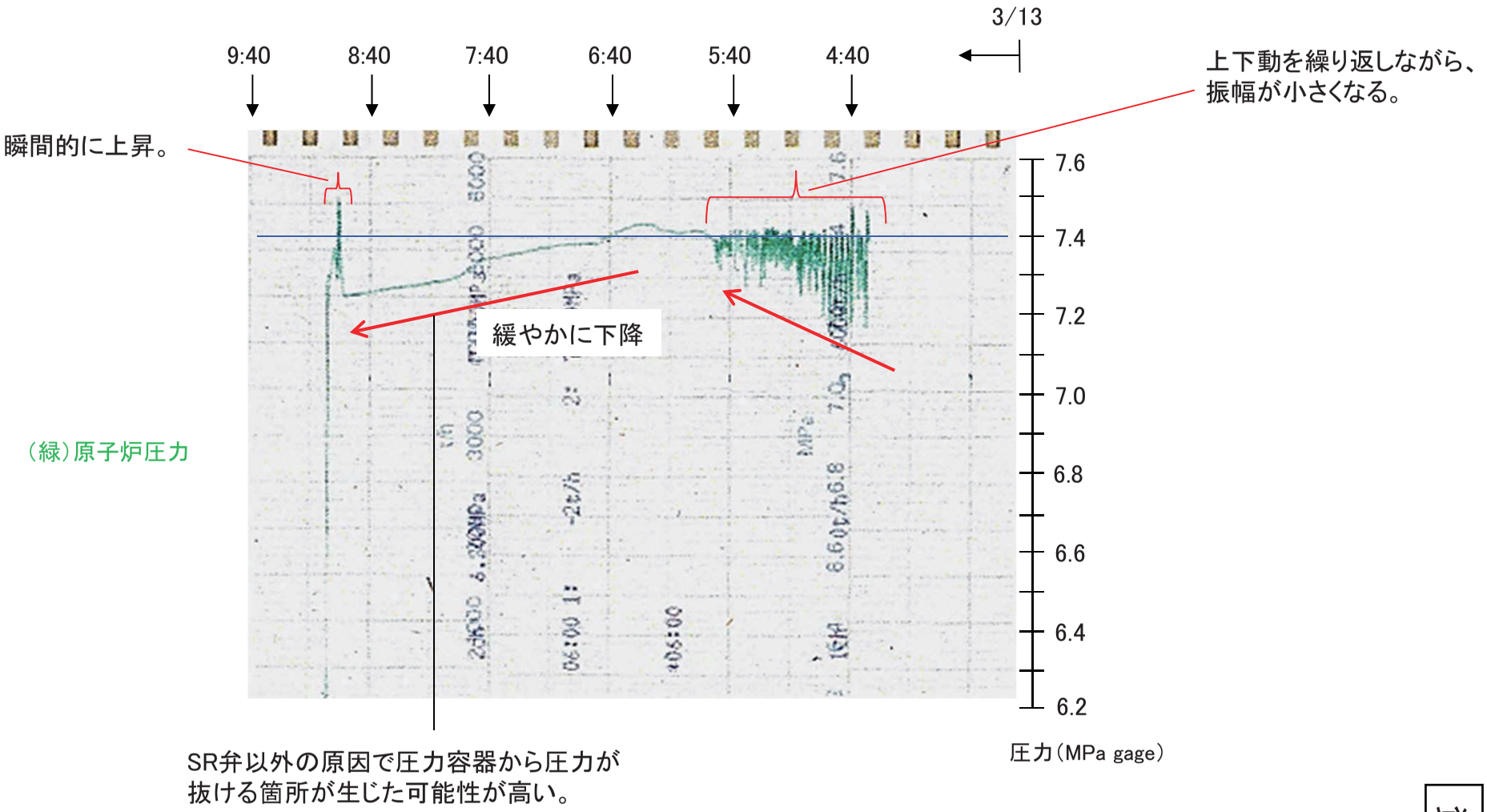
※チャートを見やすくするため、7.4MPa gage及び7.0MPa gageの各ラインに赤色の補助線を引いた。

東京電力「記録計チャート」(平成23年5月)を基に作成


3号機 SR弁の構成
窒素供給配管
格納容器
窒素ボンベより
原子炉圧力容器
アキュムレータ
250ℓ
アキュムレータ
85ℓ
全交流電源喪失により隔離弁
が閉じて窒素の供給が止まる
主蒸気管
排気
ADS信号
逃がし弁機能
リモートコントロール
スイッチ
（中央制御所室で操作）
リモートコントロールスイッチ
（中央制御所室で操作）
逃がし弁機能
排気
（ACライン）
補給用窒素
供給装置より
アキュムレータ
85ℓ
SR弁（ADS機能あり）
6弁（71A、71B、71C
71E、71G、71H）
SR弁（ADS機能なし）
2弁（71D、71F）
S/Cへ
S/Cへ

資料Ⅱ−1−1−47

3号機 原子炉圧力

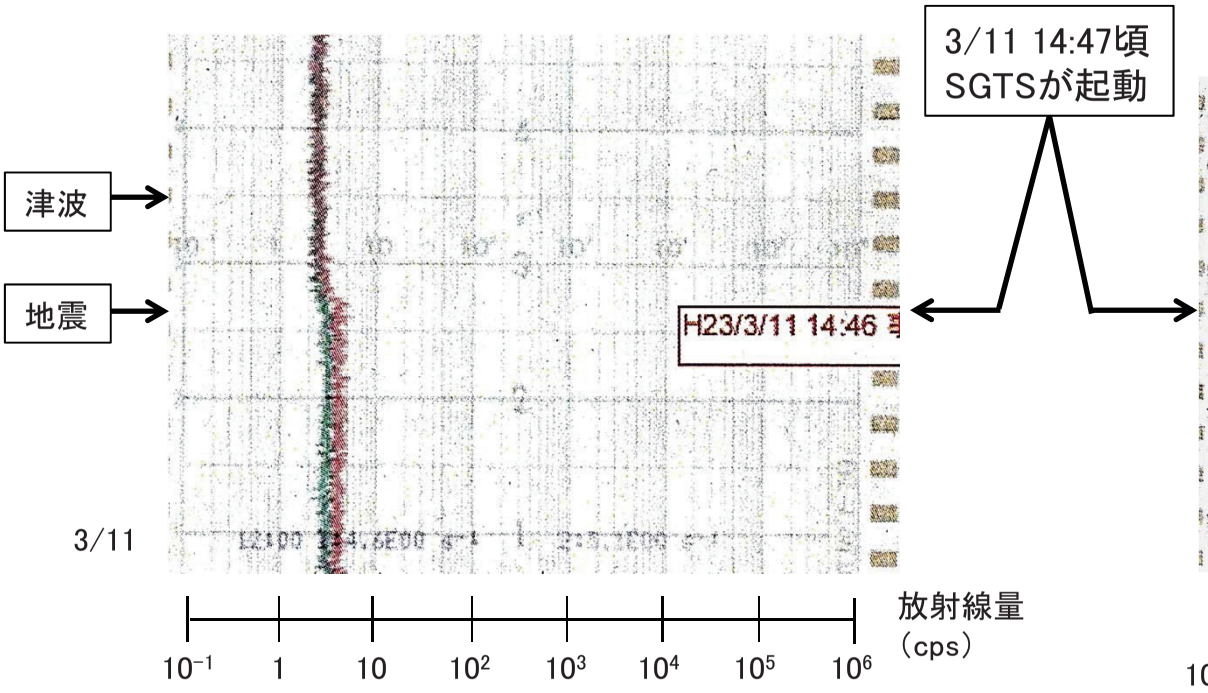


※チャートを見やすくするため、実際の時刻をチャートの上に記入するとともに、7.4MPa gageのラインに青色の補助線を引いた。

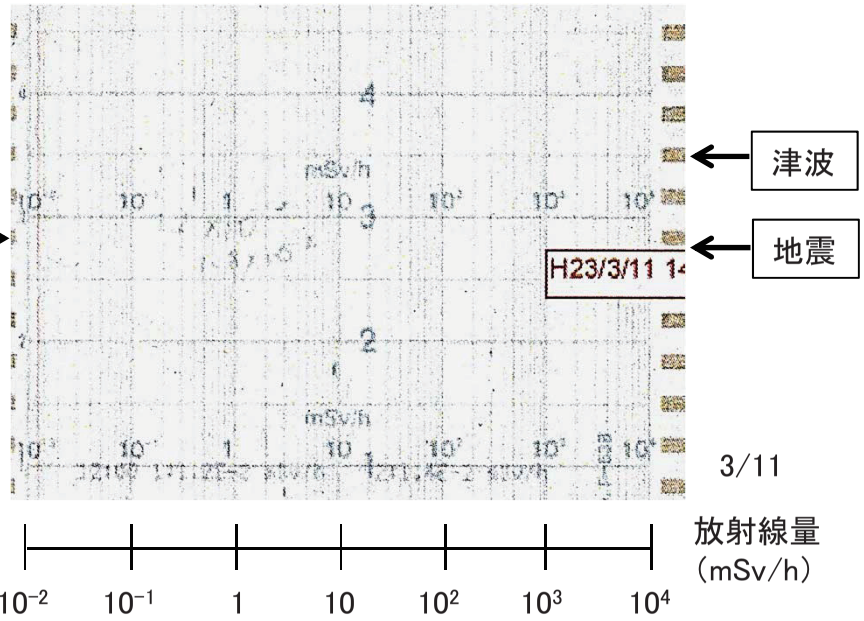
東京電力「記録計チャート」(平成23年5月)を基に作成

3号機 非常用ガス処理系放射線モニタ

（3号機アラームタイパに基づく）



3/11 14:47頃
SGTSが起動



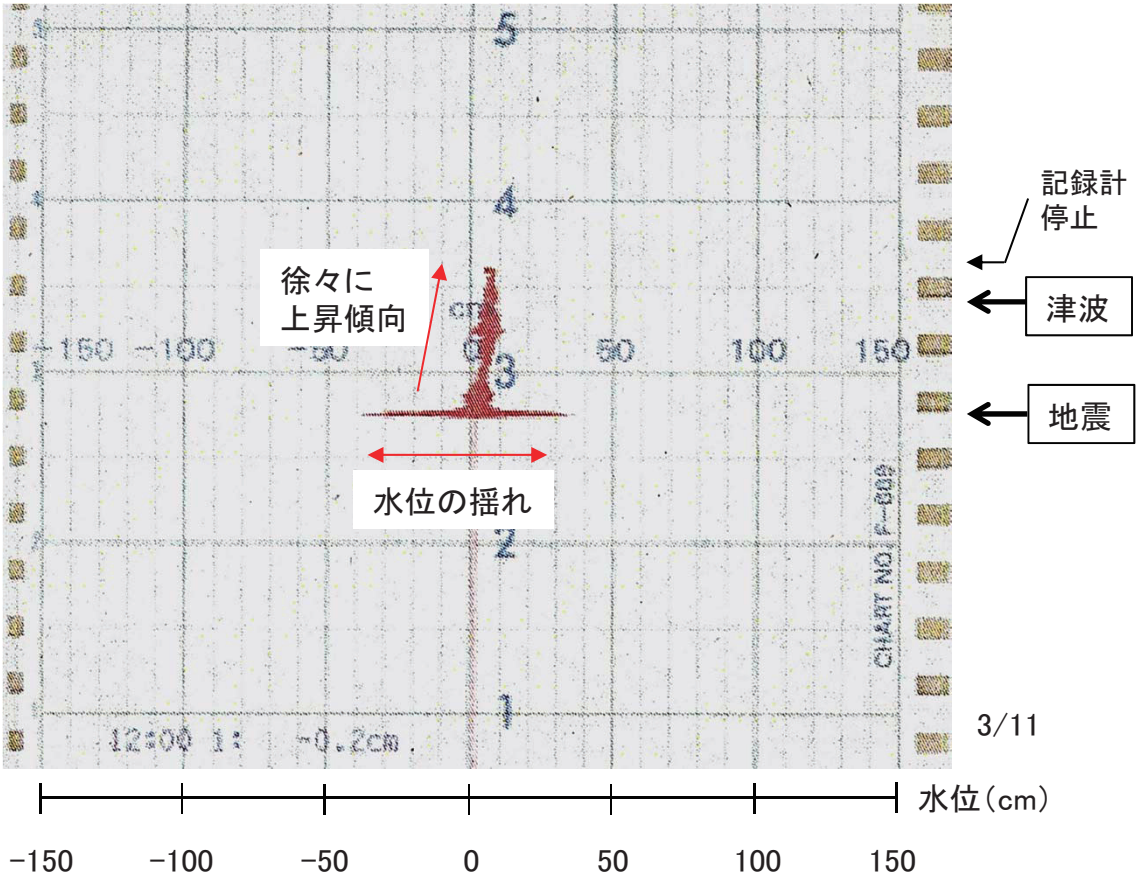
（赤）非常用ガス処理系放射線モニタA
（シンチレーション）
（緑）非常用ガス処理系放射線モニタB
（シンチレーション）

（赤）非常用ガス処理系放射線モニタA
（イオンチェンバ（電離箱））
（緑）非常用ガス処理系放射線モニタB
（イオンチェンバ（電離箱））

東京電力「記録計チャート」（平成23年5月）を基に作成

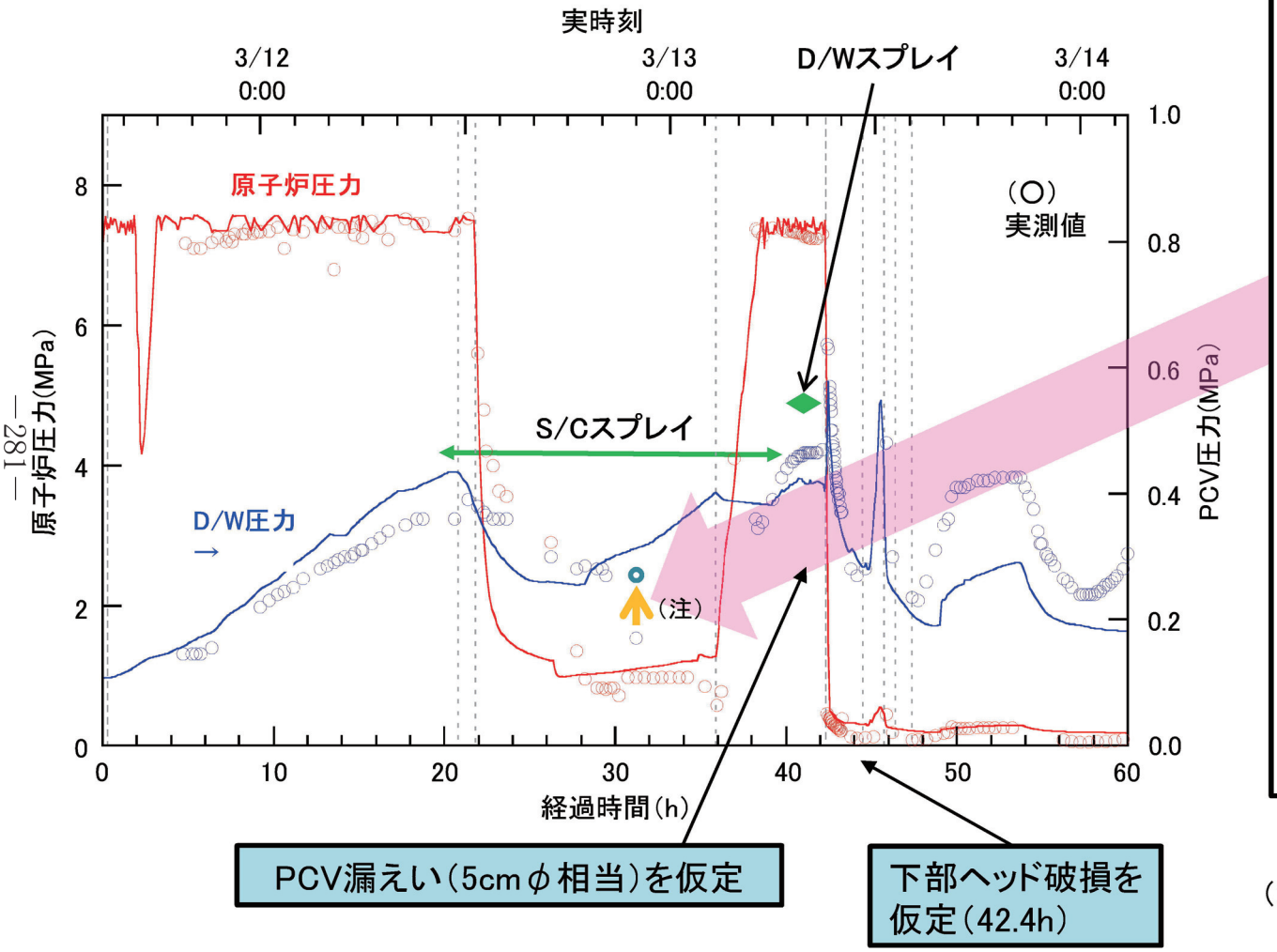
資料Ⅱ－1－1－49

3号機 S/C水位

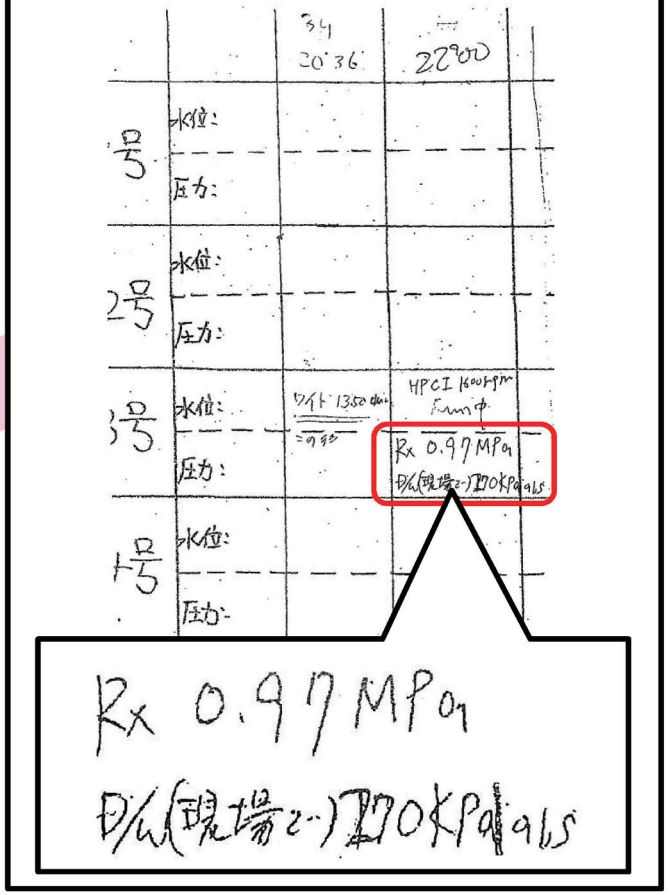


東京電力「記録計チャート」(平成23年5月)を基に作成

3号機 原子炉圧力・D/W圧力の解析結果



発電所対策本部発電班のメモ書き抜粋

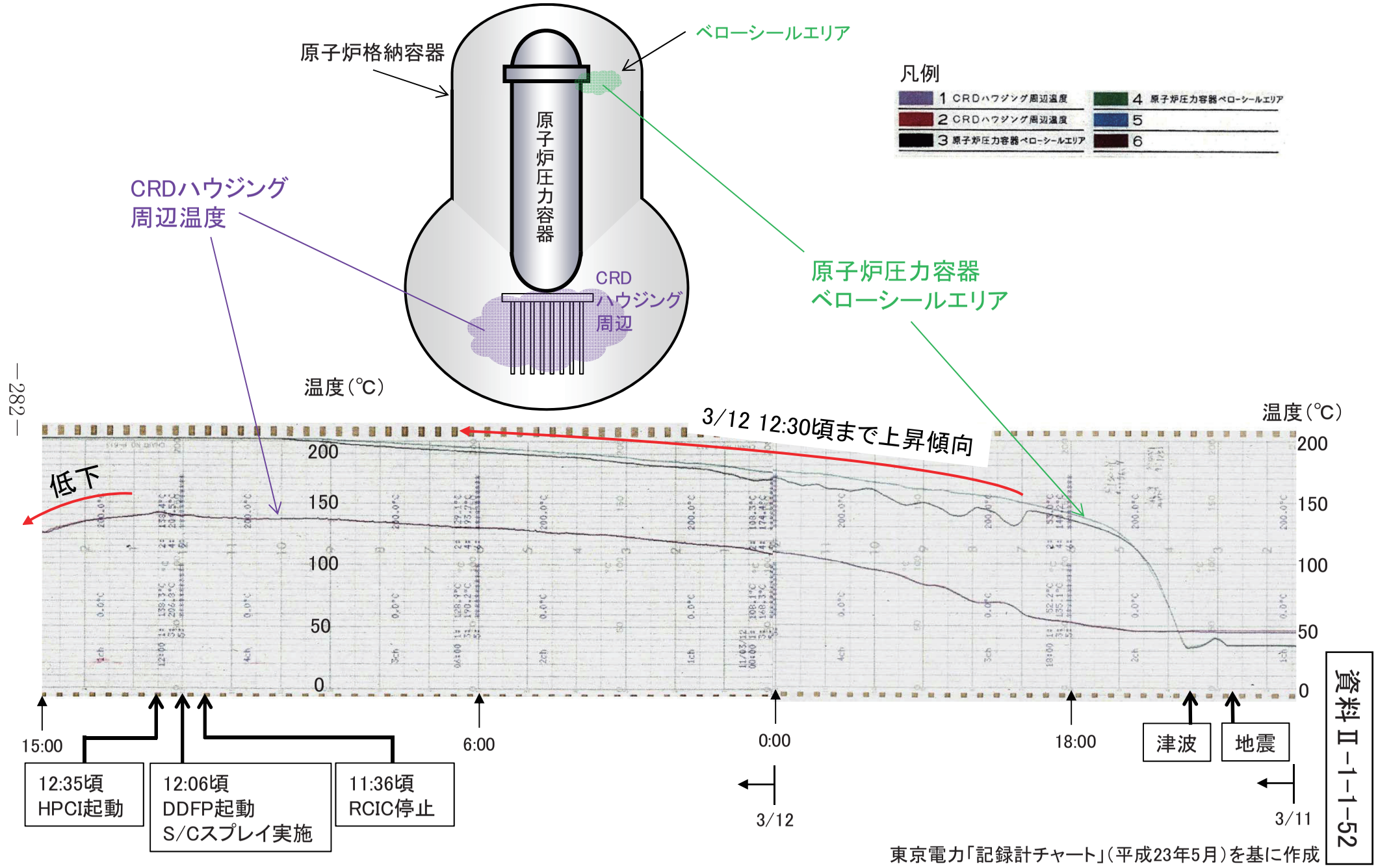


(注)3号機のプラント関連パラメータ上、平成23年3月12日22時のD/W圧力は「0.1700MPa abs」と記録されているが、その基になった発電所対策本部発電班のメモ書きには、「D/W(現場で)270kPa abs」と記載されている。

独立行政法人原子力安全基盤機構「圧力抑制室保有水の温度成層化による原子炉格納容器圧力等への影響等の検討」(東京電力株式会社福島第一原子力発電所事故の技術的知見に関する意見聴取会第7回資料3)(平成24年2月1日)等を基に作成

資料Ⅱ-1-1-51

3号機 格納容器温度

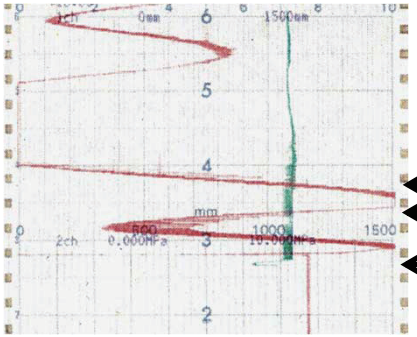


東京電力「記録計チャート」(平成23年5月)を基に作成

資料Ⅱ-1-1-52

3号機 原子炉水位とRCIC

（赤）原子炉水位（狭帯域）



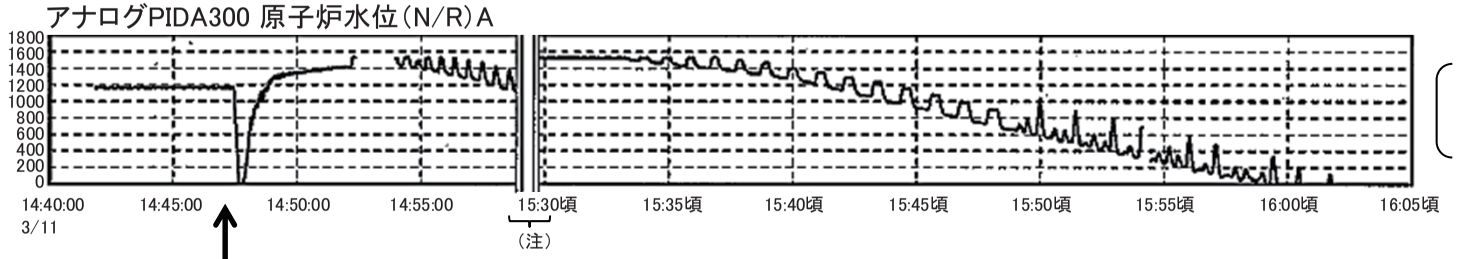
津波

地震

15:25:02
原子炉水位高 → RCIC停止

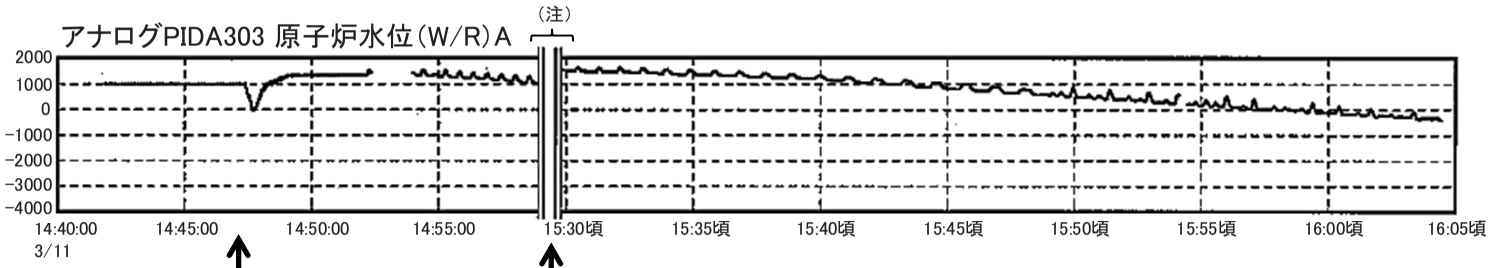
（3号機アラームタイパに基づく）

東京電力「記録計チャート」（平成23年5月）を基に作成



地震

0mm（狭帯域）
＝TAF＋4,170mm（燃料域）



地震

15:05:39
RCICタービン起動

15:06
RCIC注入弁「開」
RCIC系統流量　25.2 ℓ/s

（3号機アラームタイパに基づく）

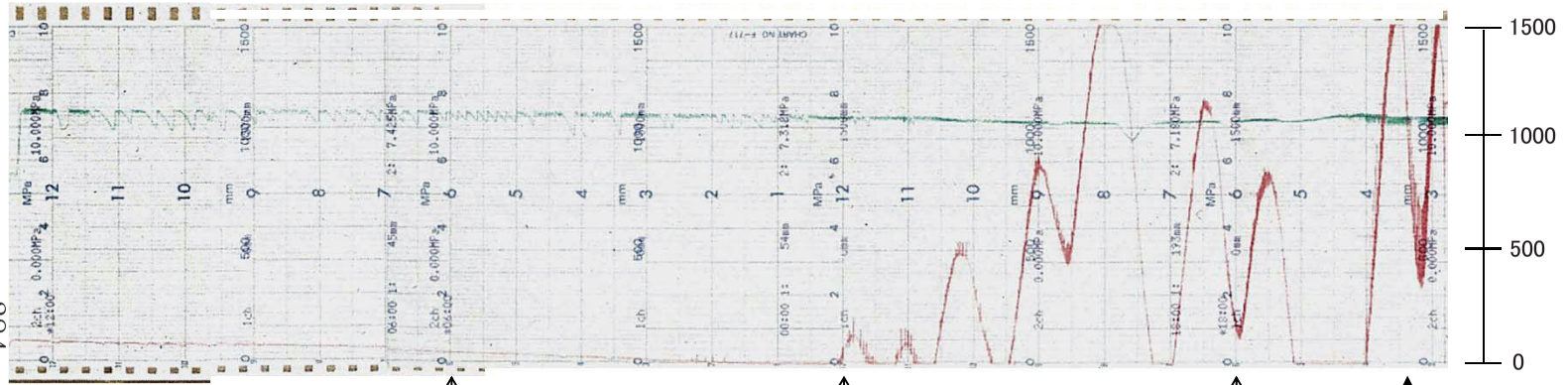
（注）東京電力は、3号機の過渡現象記録装置に記録されたデータにつき、他のチャート等の記録と照合した結果、平成23年3月11日14時59分頃から約30分間データが途切れていたとして、これ以降のデータの時刻を推定時刻としている。

東京電力「過渡現象記録装置データ」（平成23年5月）を基に作成

資料Ⅱ−1−1−53

3号機 原子炉水位、RCICポンプ吐出圧力等

（赤）原子炉水位（狭帯域）



11:36
RCIC停止

6:00

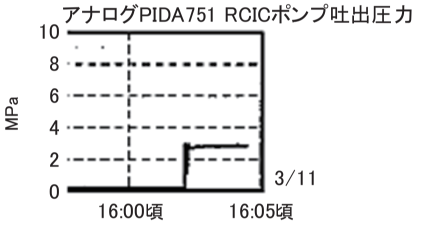
0:00

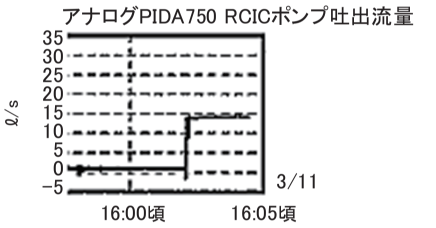
18:00

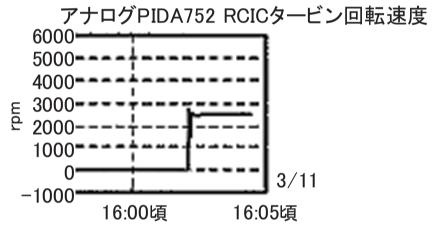
津波

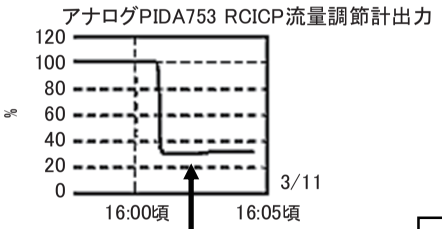
3/12

3/11









東京電力「記録計チャート」（平成23年5月）を基に作成

16:03
RCIC手動起動
それ以降、流量調整しながら運転

東京電力「過渡現象記録装置データ」
（平成23年5月）を基に作成

資料Ⅱ−1−1−54

1号機 現場対処及び計装機器が示す指示値の推移

12日 15:36頃
R/Bで水素ガス爆発発生

注水

12日 4:00頃　　12日 14:53頃

代替注水

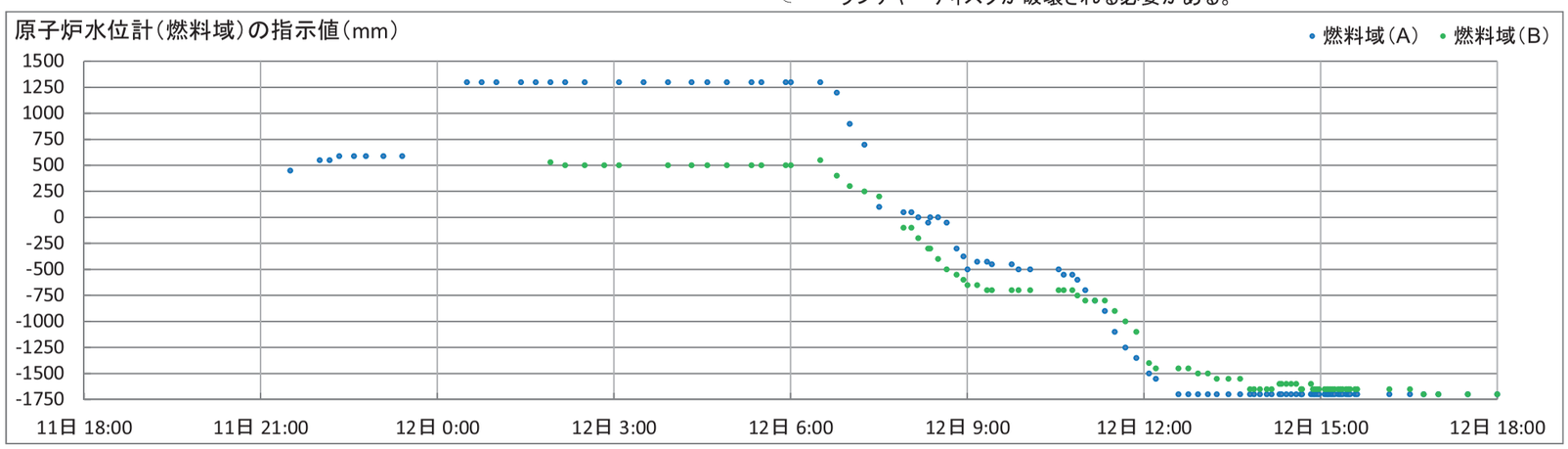
注水ラインが構成され、消防ポンプが作動していた可能性があることを意味する。
なお、実際に、原子炉に注水されたことまで意味するものではない。

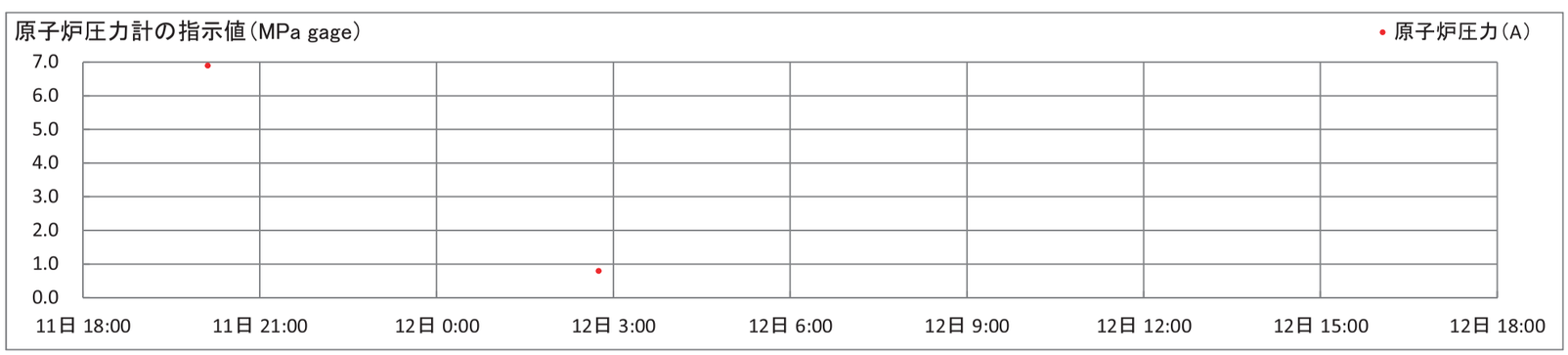
SR弁の手動開操作

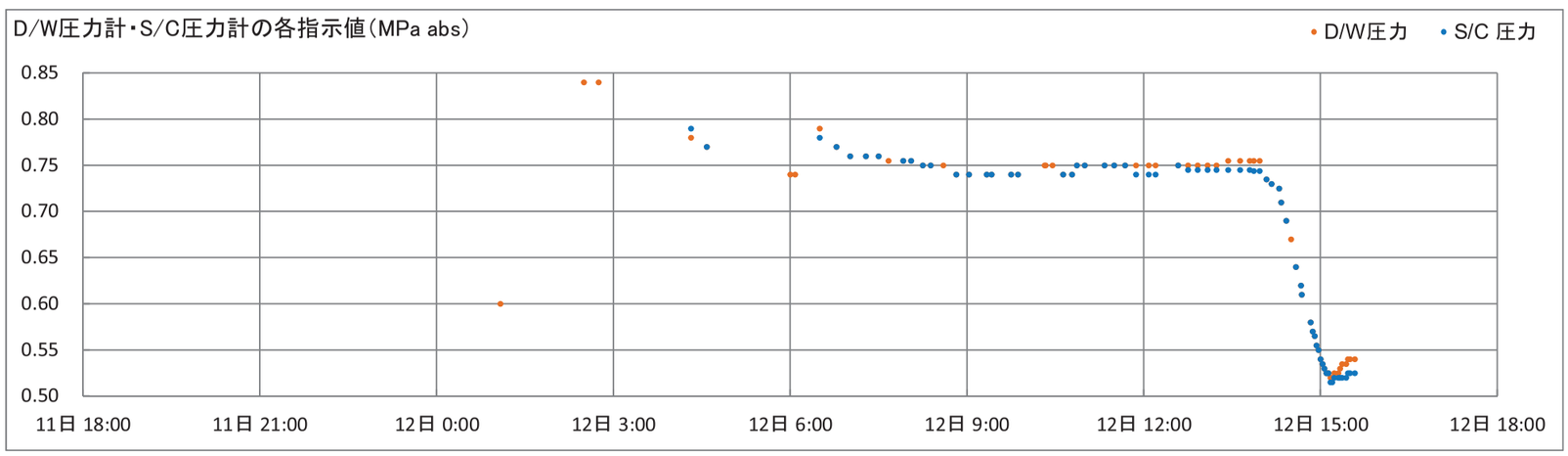
格納容器ベント弁の手動開操作

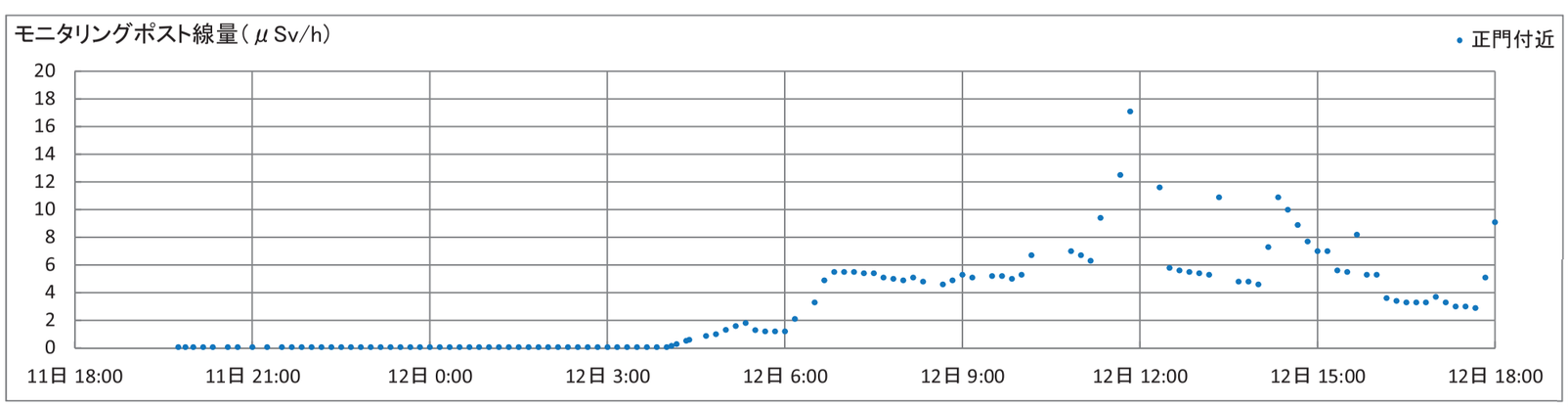
12日
14:00頃

格納容器ベントに必要な弁の開操作を行った可能性があることを意味する。
なお、格納容器ベントの実施には、ベント弁の開操作に加え、弁の開状態が維持され、ラプチャーディスクが破壊される必要がある。









※次の線量も正門付近で計測されている。
3月12日　10:20　180.2、10:30　385.5、10:40　162.9、11:30　35.8、12:00　23.2、12:10　48.2（単位：μSv/h）

東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）等を基に作成

2号機 現場対処及び計装機器が示す指示値の推移

注水

14日 12:30頃
RCIC停止

RCICが作動していた可能性があることを意味するものの、それが正常に機能し、原子炉に注水されていたことまで意味するものではない。

14日
19:57頃

代替注水

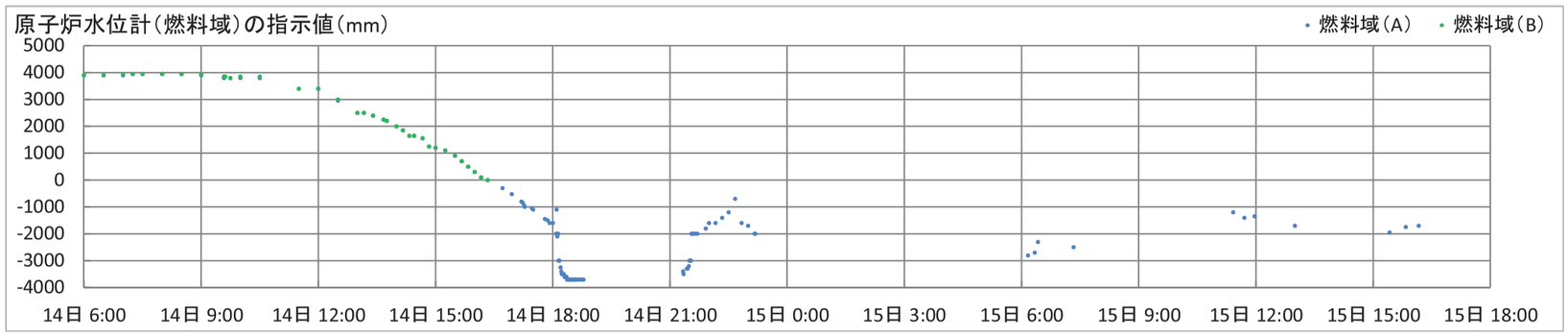
注水ラインが構成され、消防ポンプが作動していた可能性があることを意味する。
なお、実際に、原子炉に注水されたことまで意味するものではない。

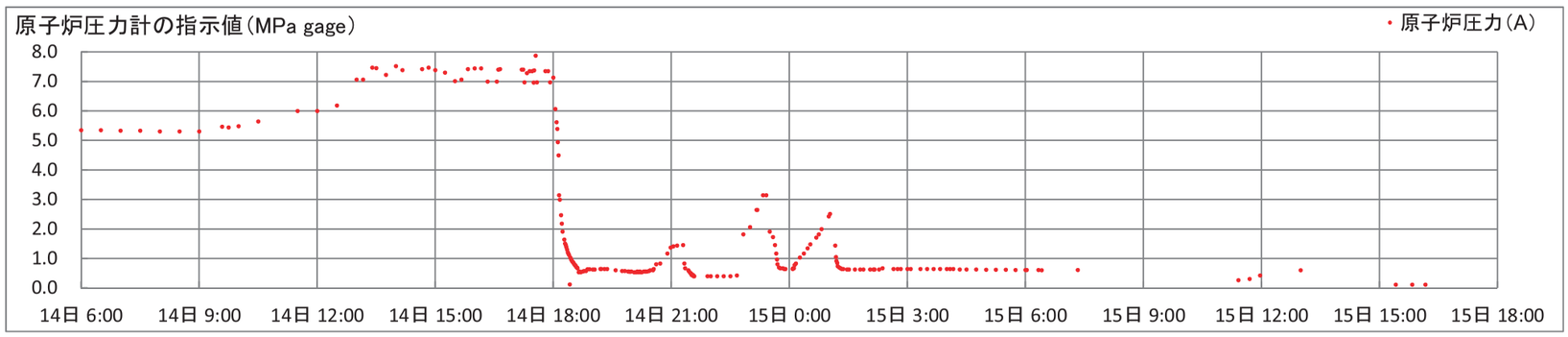
SR弁の手動開操作

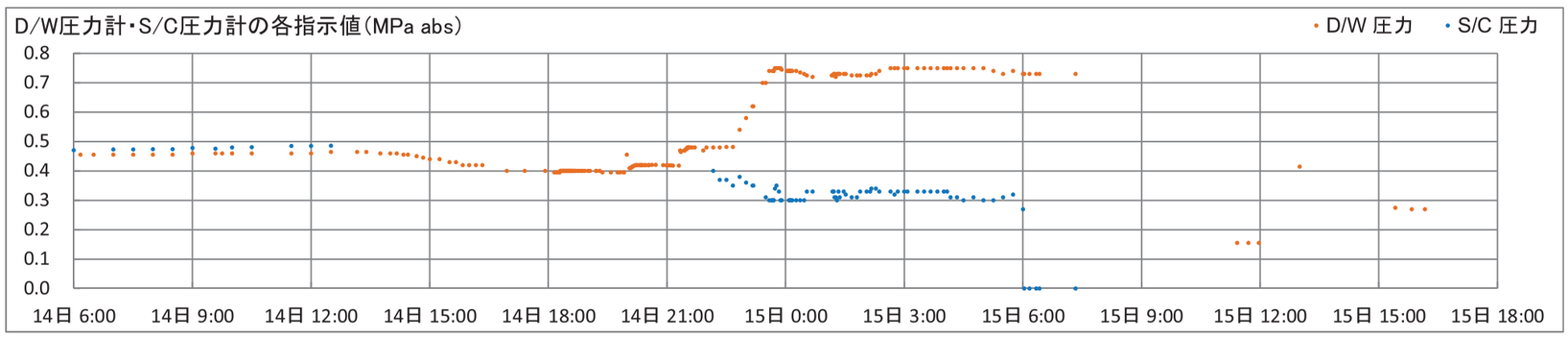
14日
16:34頃

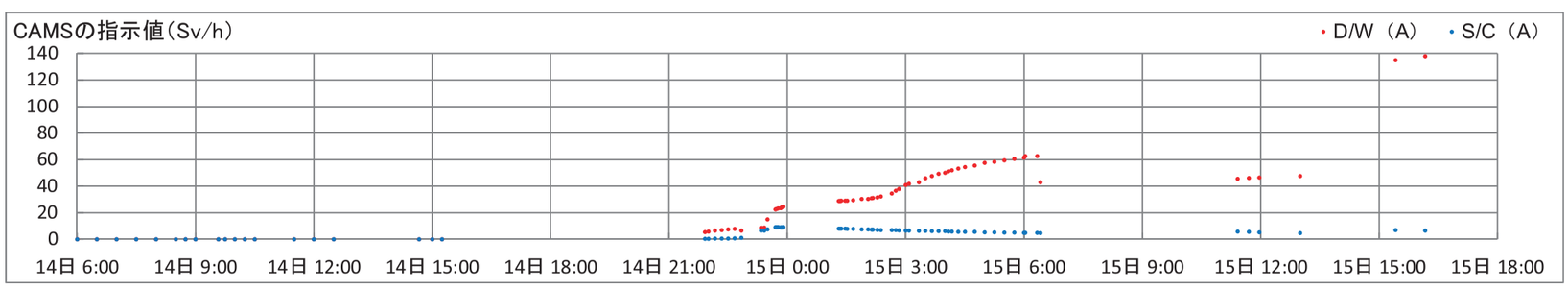
SR弁の開操作を行った可能性があることを意味する。
なお、SR弁の開操作が行われたとしても、弁の開状態が維持されていたかどうかは不明である。

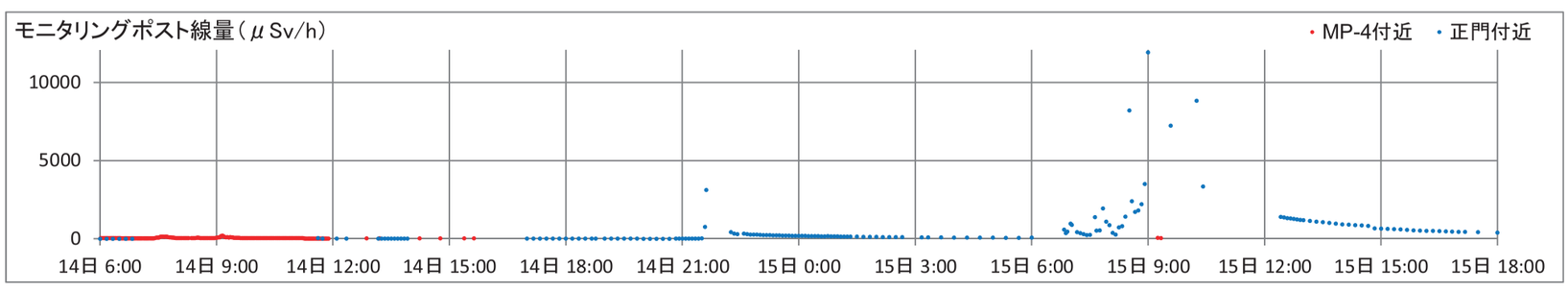
格納容器ベント弁の手動開操作











東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）等を基に作成

3号機 現場対処及び計装機器が示す指示値の推移

14日 11:01頃
R/Bで水素ガス爆発発生

注水

13日 2:42頃
HPCI停止

HPCIが作動していたことを意味するも、それが、正常に機能し、原子炉に注水されていたことまで意味するものではない。

13日 9:10頃 / 13日 12:20頃 / 13日 13:10頃 / 14日 1:10頃 / 14日 3:20頃 / 14日 16:30頃 / 14日 20:36頃

代替注水 / 代替注水 / 代替注水 / 代替注水

注水ラインが構成され、消防ポンプが作動していた可能性があることを意味する。
なお、実際に、原子炉に注水されたことまで意味するものではない。

SR弁の手動開操作

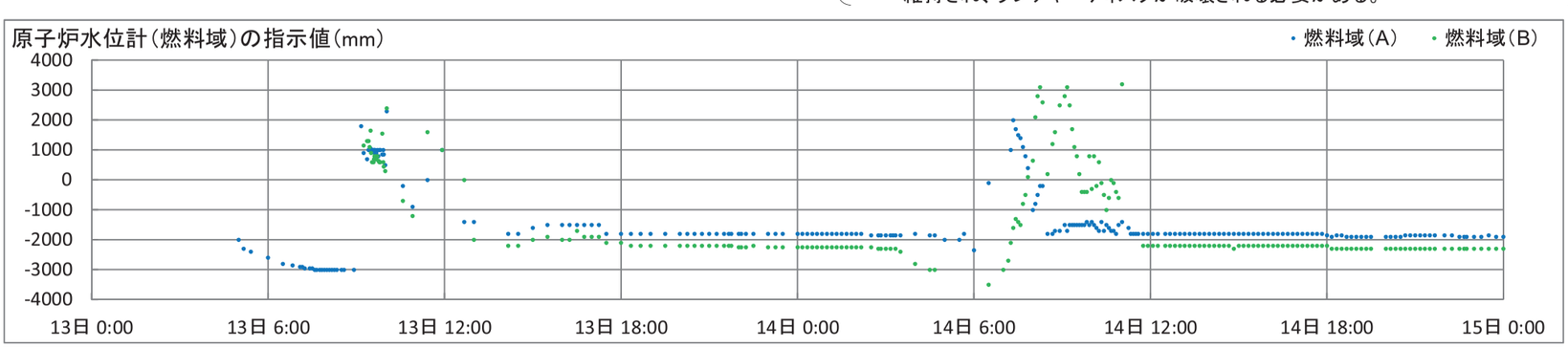
13日 9:50頃

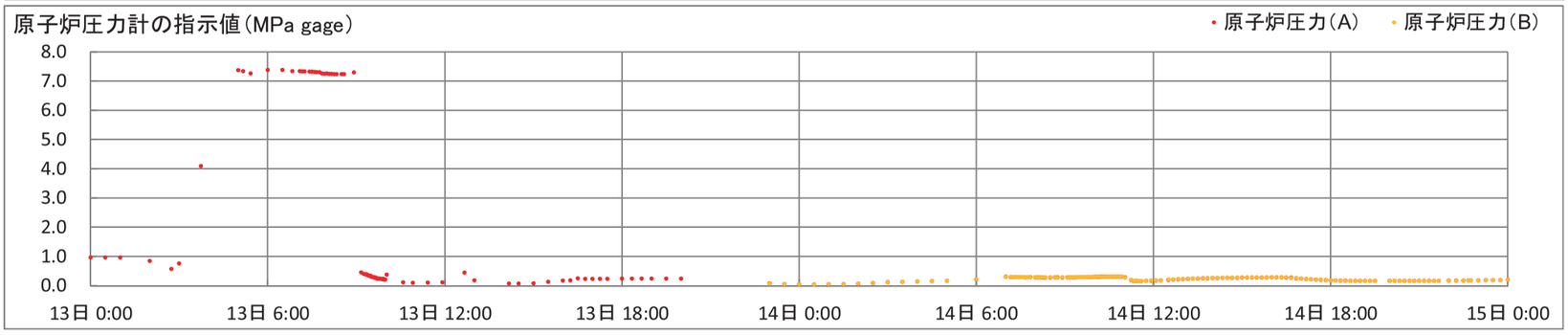
SR弁の開操作を行った可能性があることを意味する。
なお、SR弁の開操作が行われたとしても、弁の開状態が維持されていかたどうかは不明である。

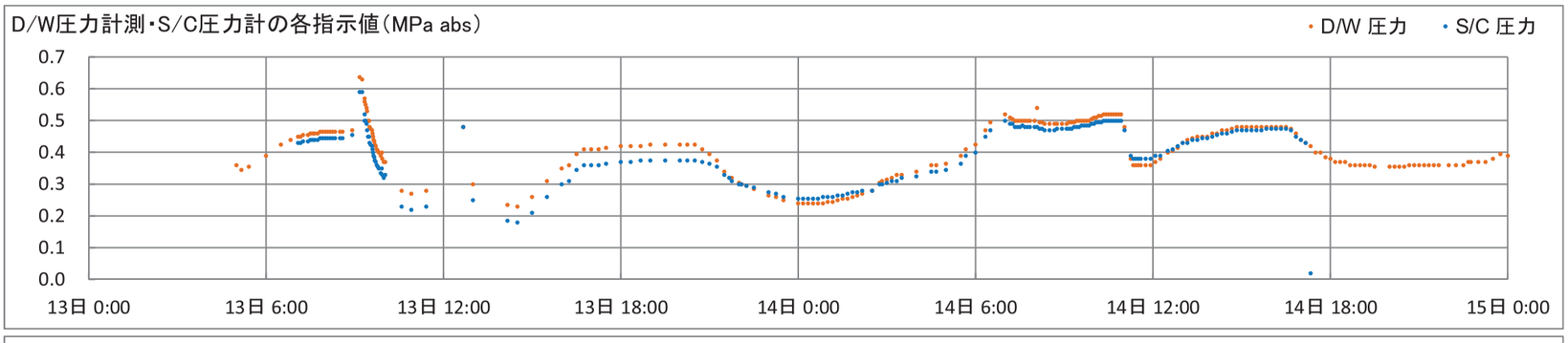
格納容器ベント弁の手動開操作

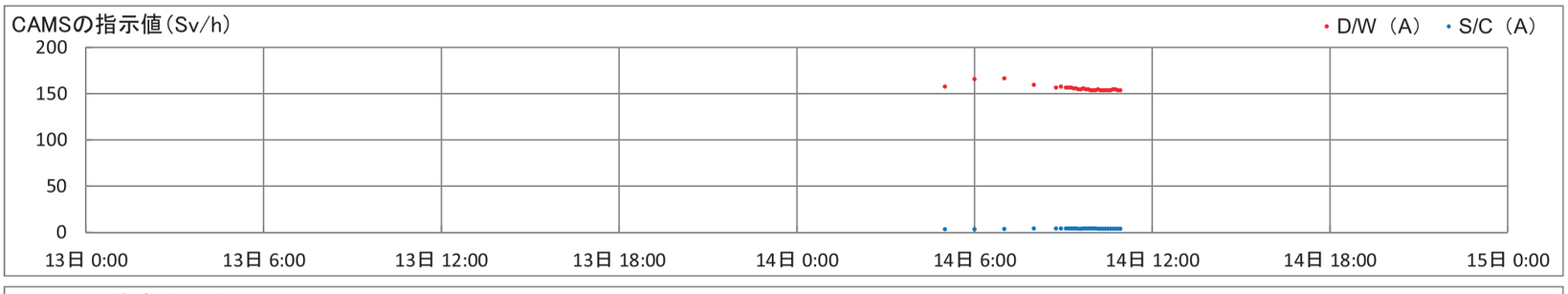
13日 8:41頃 / 13日 11:17頃 / 13日 12:30頃 / 14日 3:40頃 / 14日 6:10頃

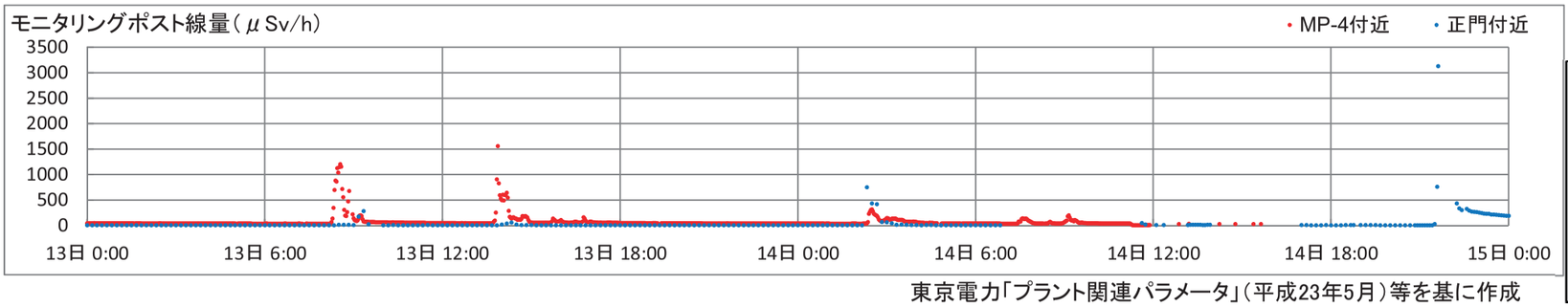
格納容器ベントに必要な弁の開操作を行った可能性があることを意味する。
なお、格納容器ベントの実施には、ベント弁の開操作に加え、弁の開状態が維持され、ラプチャーディスクが破壊される必要がある。











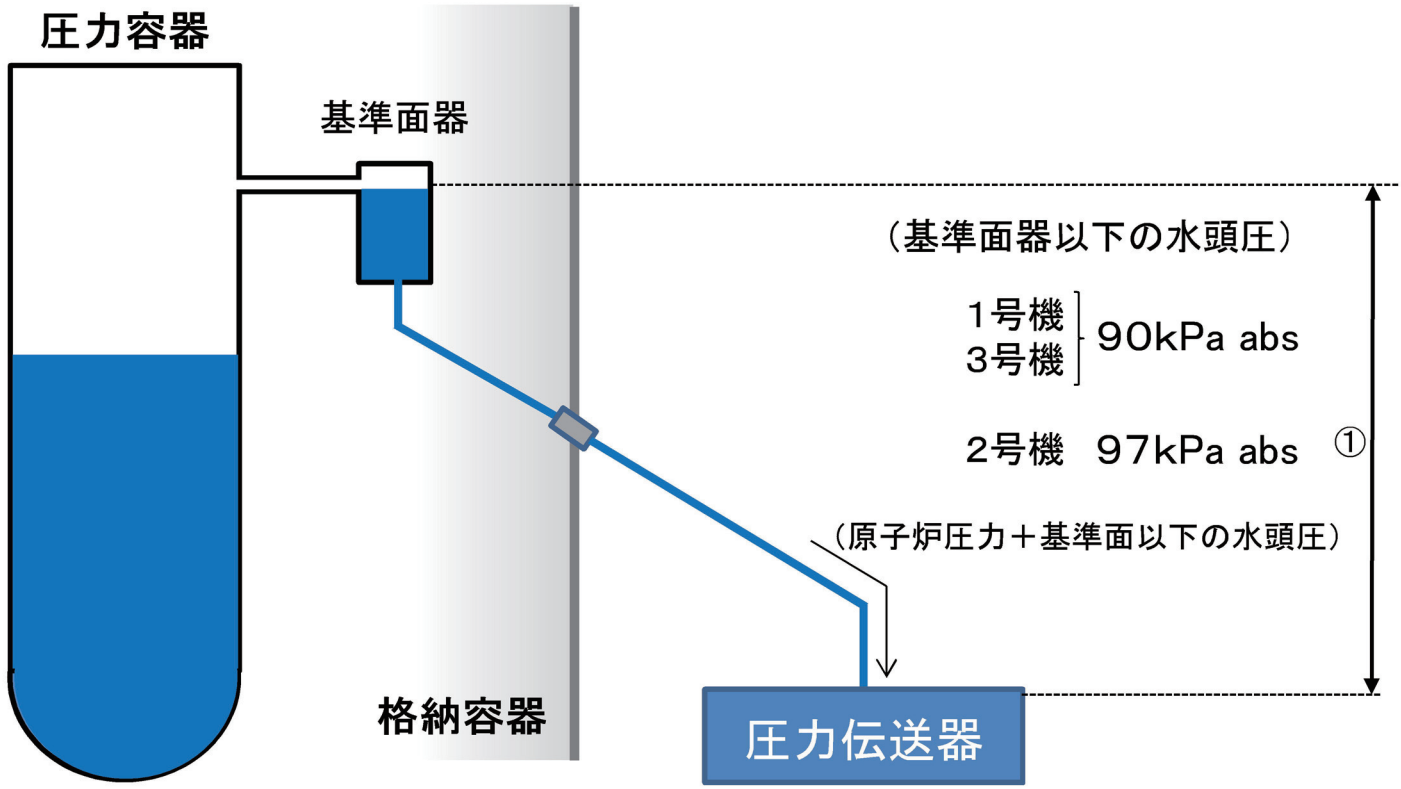
東京電力「プラント関連パラメータ」（平成23年5月）等を基に作成

This page intentionally left blank.

資料Ⅱ-1-2

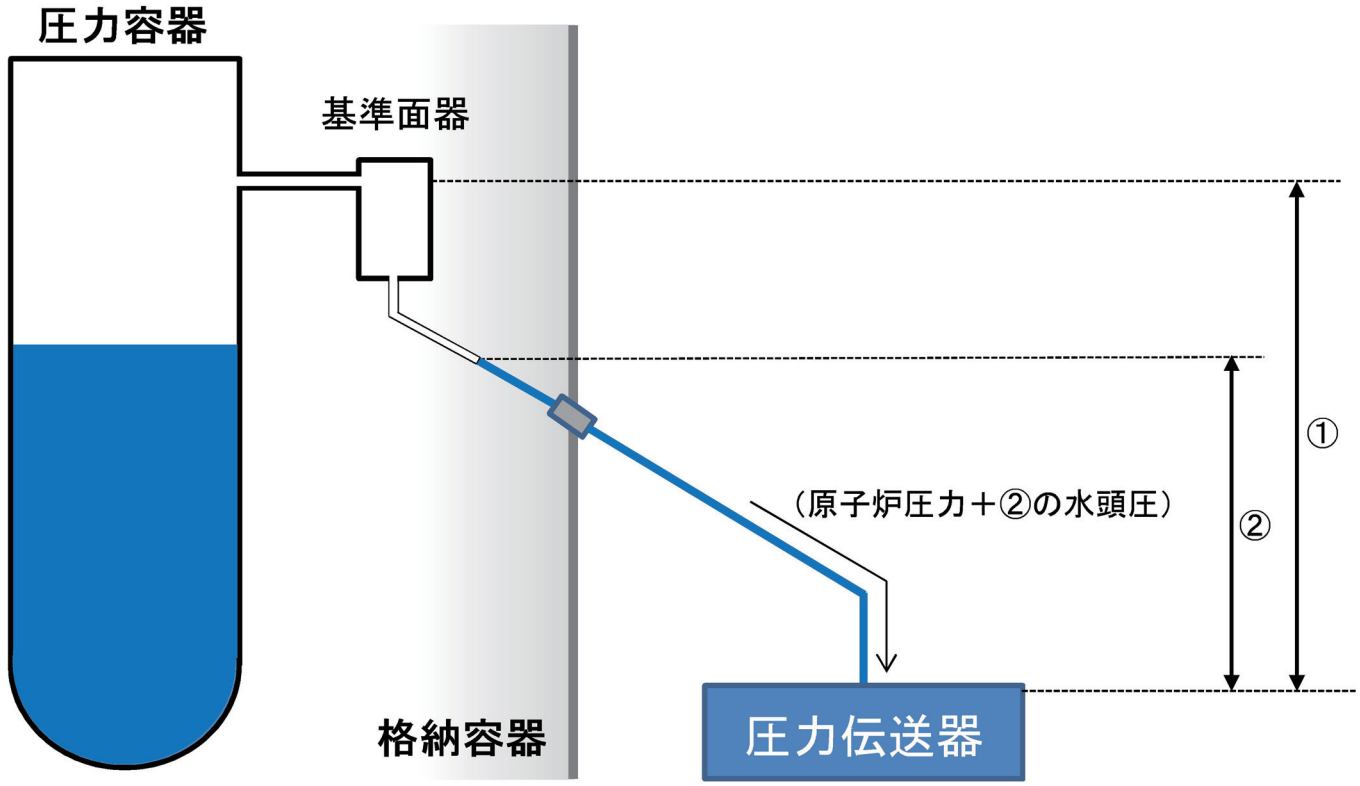
原子炉圧力計の誤差

正常時



（原子炉圧力＋基準面以下の水頭圧）－基準面以下の水頭圧 ＝ 指示値 ＝ 原子炉圧力

基準面器又は基準面器側配管内の水位が低下した場合

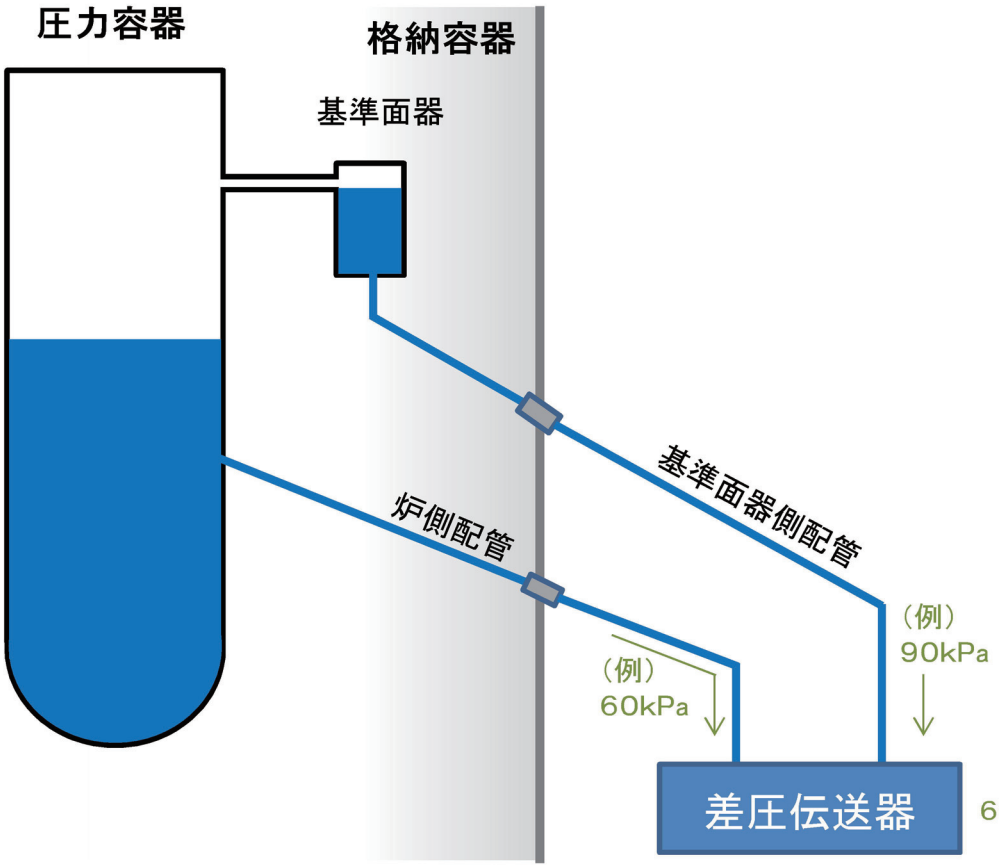


（原子炉圧力 ＋ ②の水頭圧）－ ① ＝ 指示値 ＜ 原子炉圧力

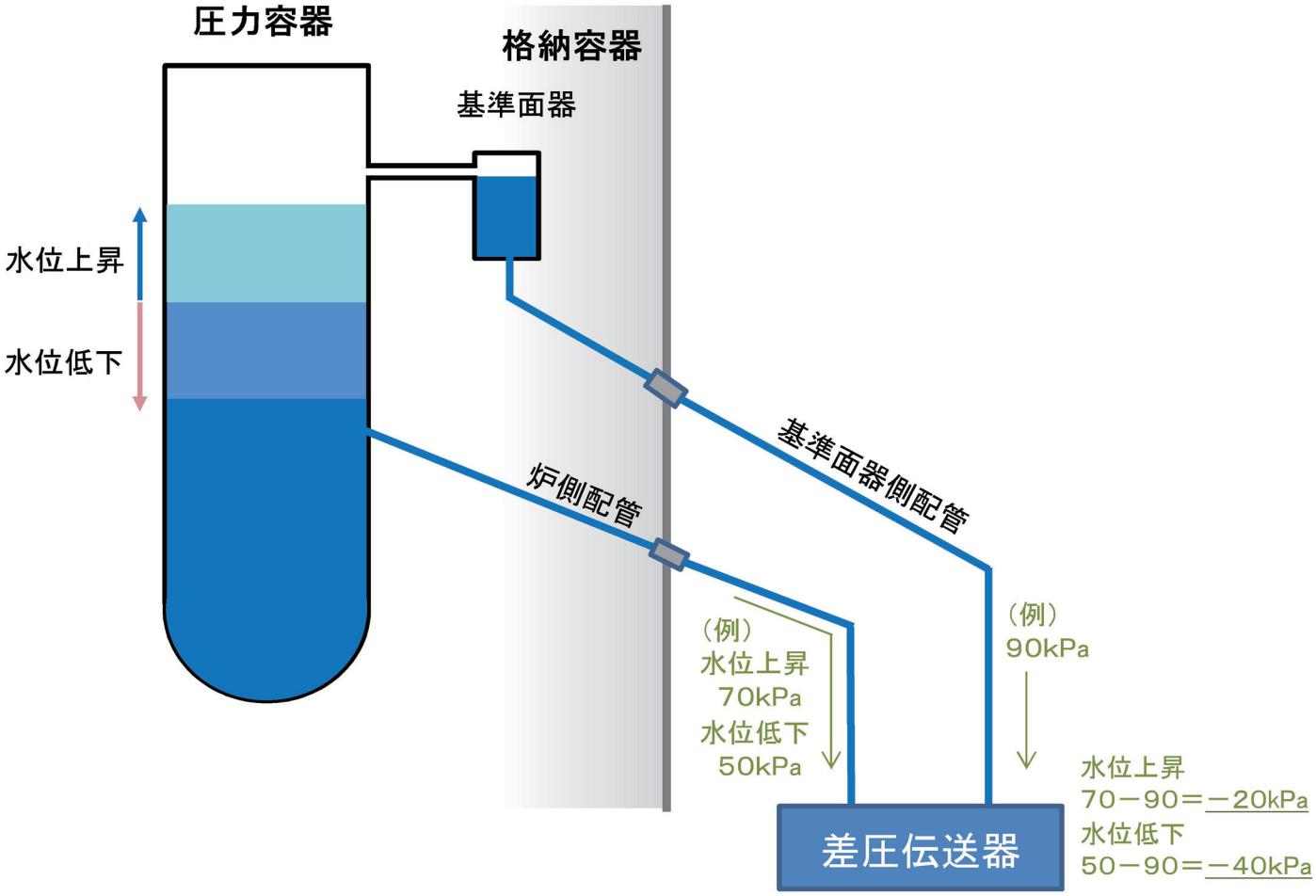
資料Ⅱ-1-3

原子炉水位計の誤差

正常時



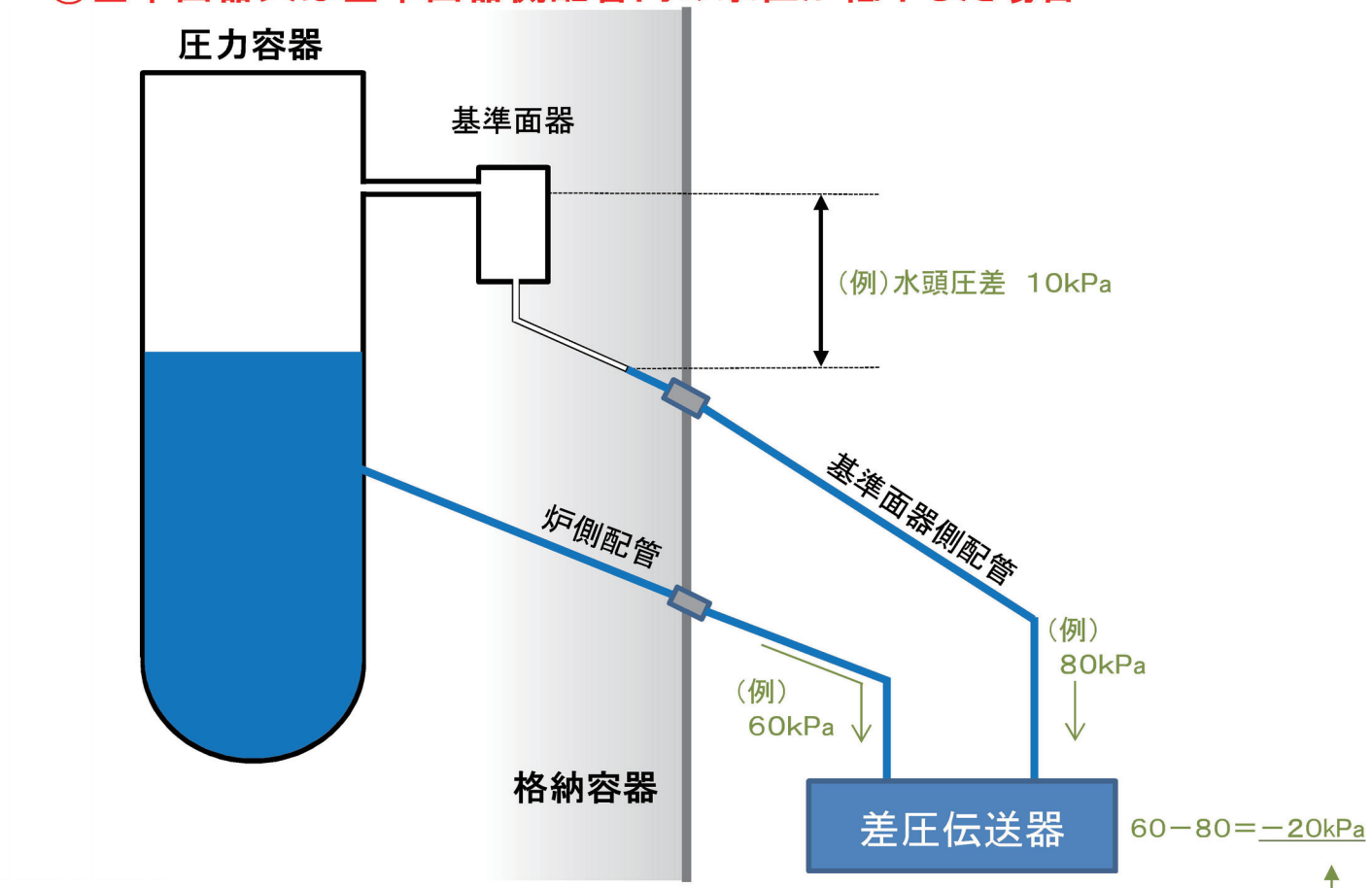
炉側配管圧力と基準面器側配管圧力との差圧を水位に変換



炉側配管圧力と基準面器側配管圧力との差圧を水位に変換

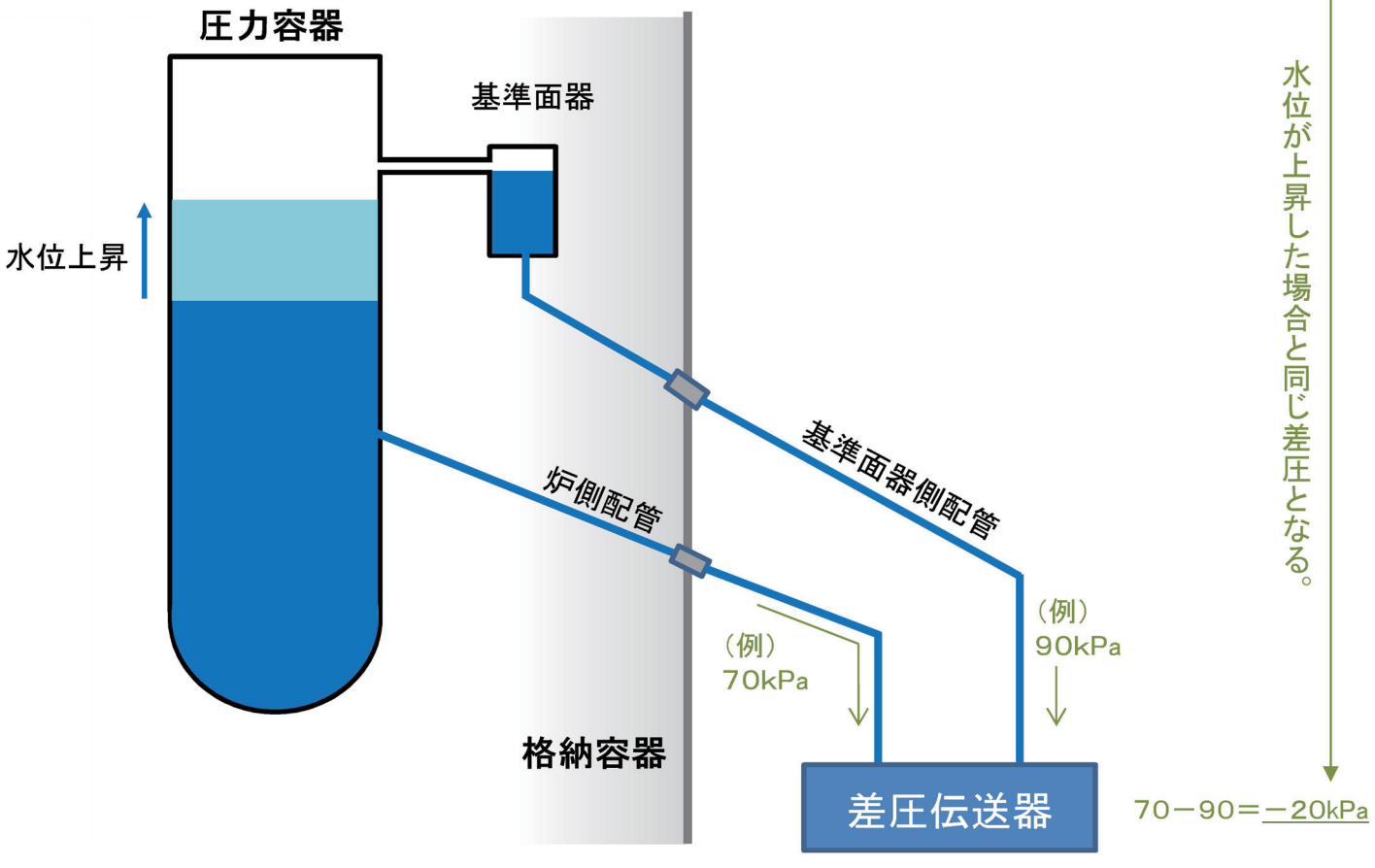
※炉側配管及び基準面器側配管の各圧力は、いずれも絶対圧

①基準面器又は基準面器側配管内の水位が低下した場合



炉側配管圧力と基準面器側配管圧力との差圧を水位に変換

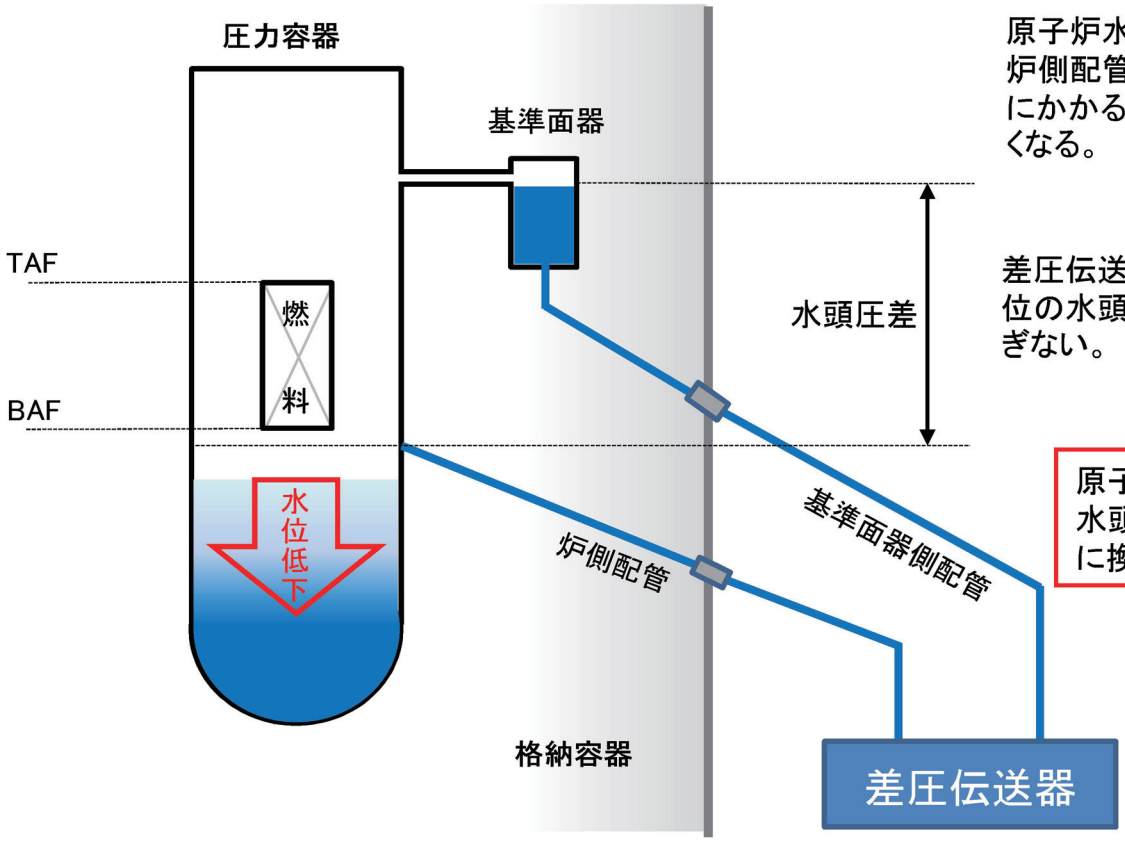
（参考）正常時に水位が上昇した場合



炉側配管圧力と基準面器側配管圧力との差圧を水位に変換

※炉側配管及び基準面器側配管の各圧力は、いずれも絶対圧

②原子炉水位が炉側配管入口部分よりも下回った場合



原子炉水位の昇降によっても、炉側配管を通じて差圧伝送器にかかる水圧に変化が生じなくなる。

⇩

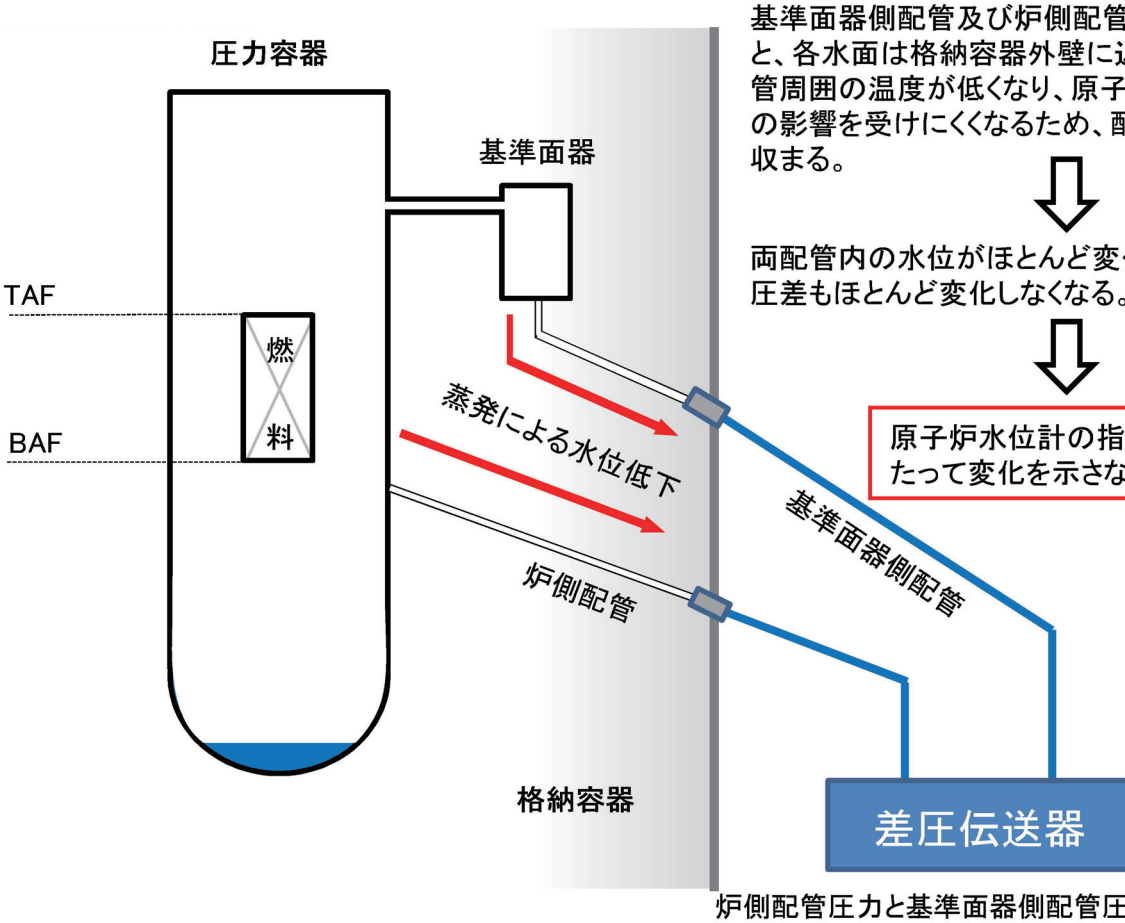
差圧伝送器では、両配管内水位の水頭圧差を計測するに過ぎない。

⇩

原子炉水位計は、この水頭圧差を原子炉水位に換算して誤表示する。

炉側配管圧力と基準面器側配管圧力との差圧を水位に変換

③ ①と②が重なって起こった場合



基準面器側配管及び炉側配管内の水位が低下すると、各水面は格納容器外壁に近づき、水面付近の配管周囲の温度が低くなり、原子炉圧力容器内雰囲気の影響を受けにくくなるため、配管内の水の蒸発が収まる。

⇩

両配管内の水位がほとんど変化しなくなり、その水頭圧差もほとんど変化しなくなる。

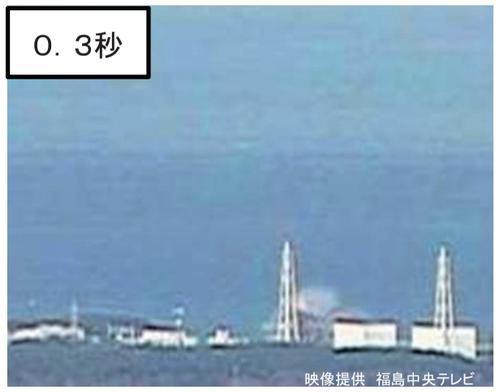
⇩

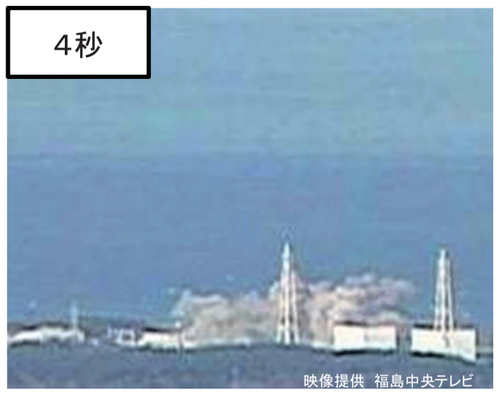
原子炉水位計の指示値が長時間にわたって変化を示さなくなる。

炉側配管圧力と基準面器側配管圧力との差圧を水位に変換

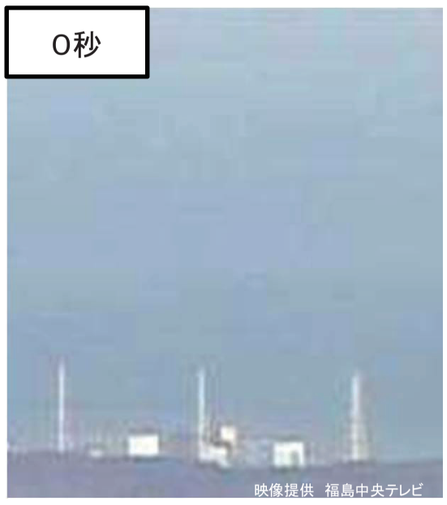
1号機及び3号機の水素ガス爆発映像

【1号機】





【3号機】



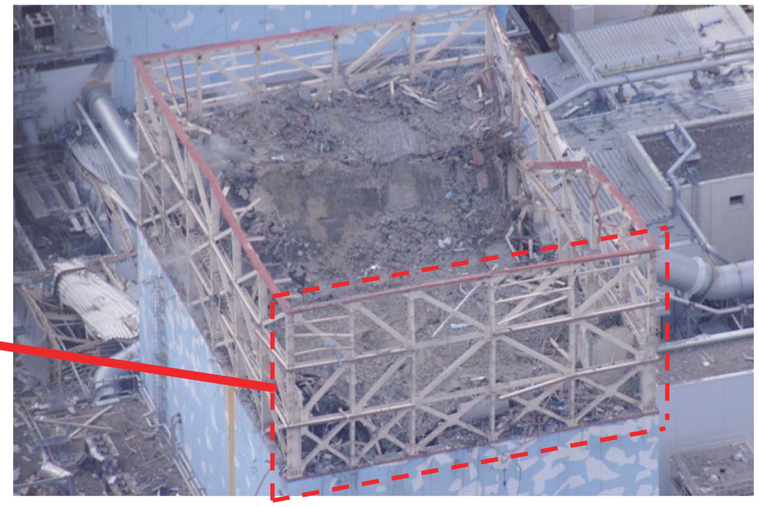
映像提供　福島中央テレビ　　**※無断転載を禁ずる**

資料Ⅱ－2－1

資料Ⅱ-2-2

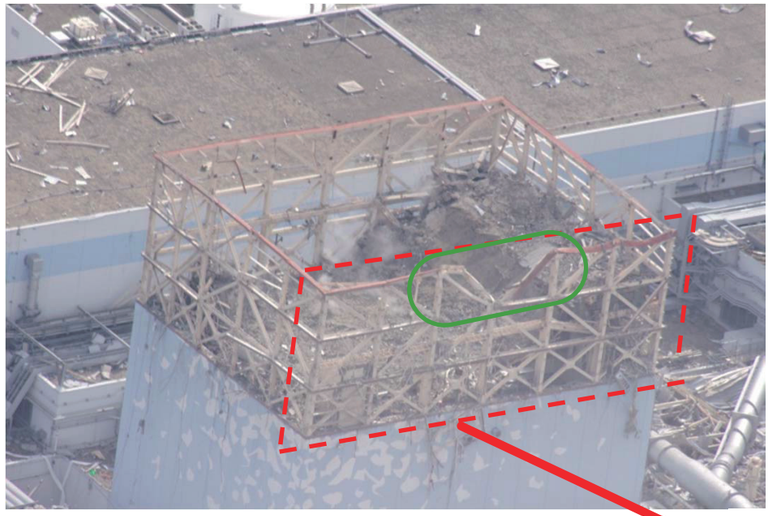
1号機R/B5階の損傷状況

【北側壁面】

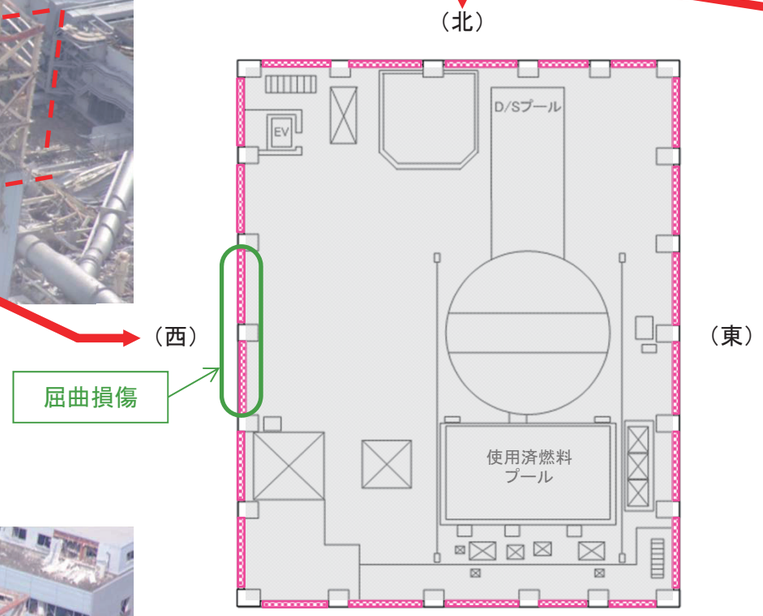


平成23年3月27日　防衛省撮影

【西側壁面】



平成23年3月27日　防衛省撮影

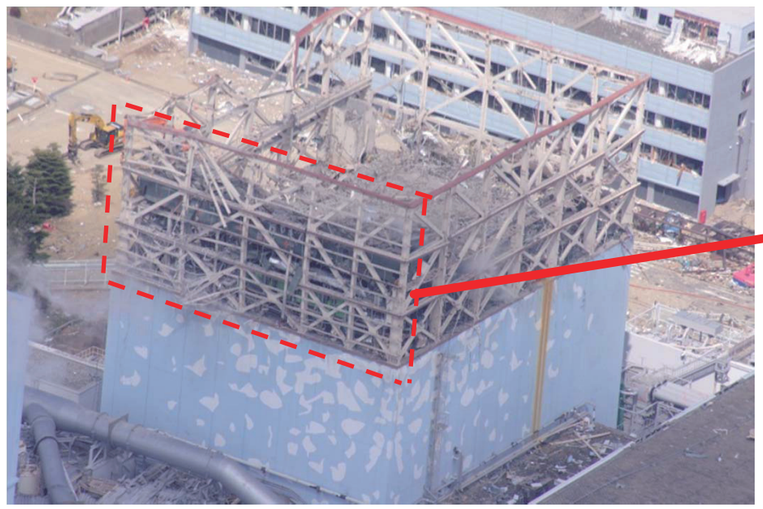


東京電力作成資料を基に作成

【東側壁面】

平成23年3月27日　防衛省撮影

【南側壁面】



平成23年3月27日　防衛省撮影

凡例

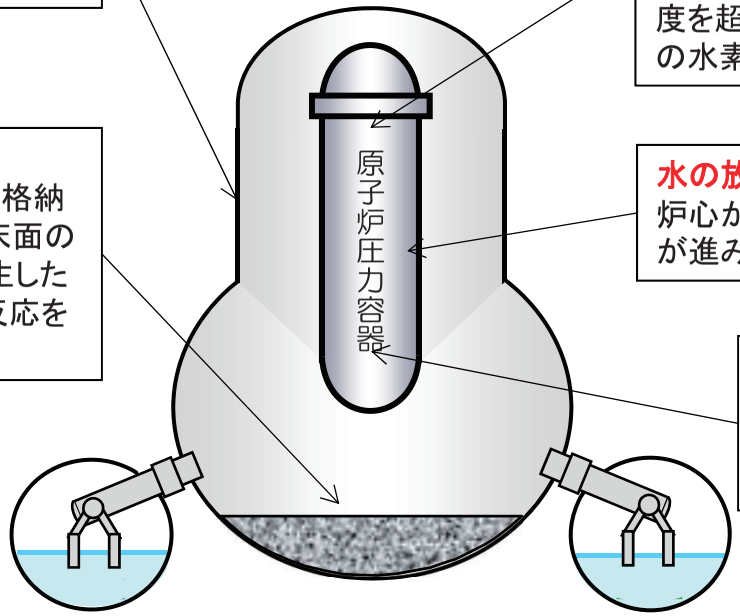
：全壊

：天井脱落

R/B内における主な水素発生原因

亜鉛酸化反応
格納容器内壁の塗装等に用いられる亜鉛（Zn）が高温環境下に長時間置かれた場合、亜鉛が酸化して水素が発生する。

コア・コンクリート反応
溶融燃料が圧力容器底部を貫通して格納容器ペデスタル部に落下した場合、床面のコンクリートを熱分解し、その際に発生した水蒸気が溶融燃料中の金属と酸化反応を起こし、水素が発生する。



ジルコニウム-水反応
炉心が露出し、燃料被覆管の温度が高くなると、燃料被覆管中のジルコニウム（Zr）が水と反応し、水素が発生する。燃料被覆管温度が約900度を超えると、反応割合が大きくなり、より多量の水素が発生する。

水の放射線分解
炉心から放出される放射線によって、水の分解が進み、水素が発生する。

ボロン・カーバイド酸化反応
制御棒に含まれているボロン・カーバイド（B_4C）が水と反応して酸化することにより、水素が発生する。

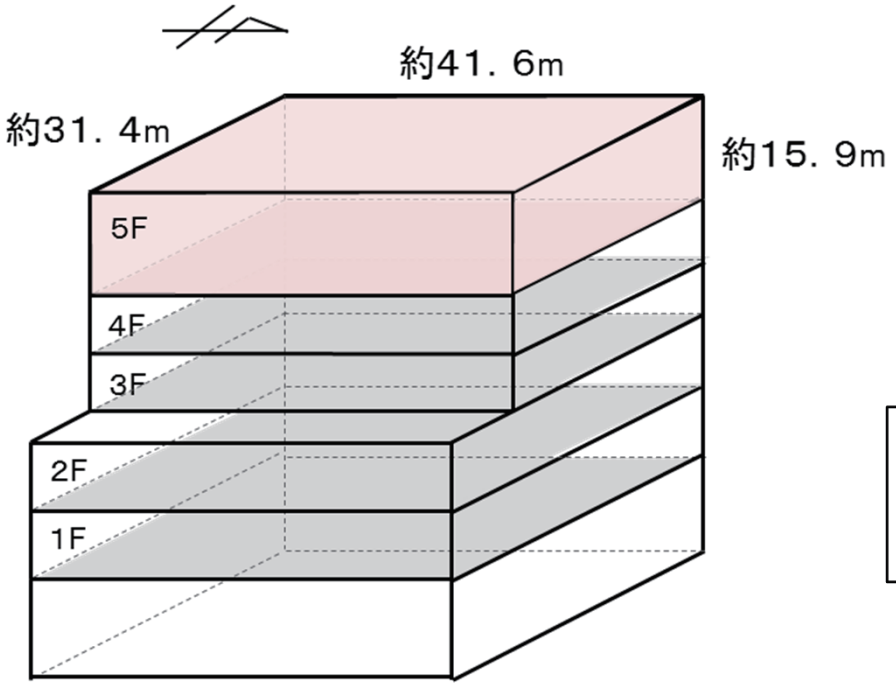
炉心以外に起因する水素

使用済燃料プールにおける水素
○水の放射線分解
→プール水が低温の場合、すぐに融合。
○ジルコニウム-水反応
→プール水が確保されている限り、反応せず。

CAMS校正用水素
各号機のR/B内にCAMS校正用水素が設置されている。ただし、水素の量は少ない。

バッテリー電解液
各号機のR/B内にバッテリーが設置されている。バッテリーは、充電時、電解液が反応して水素が発生するが、今回の事故対処時、充電した事実は認められない。

1号機における水素発生量



【1号機R/B】

1号機R/B5階の容積
約31.4m×約41.6m×約15.9m
＝20,769㎥（約2万1,000㎥）

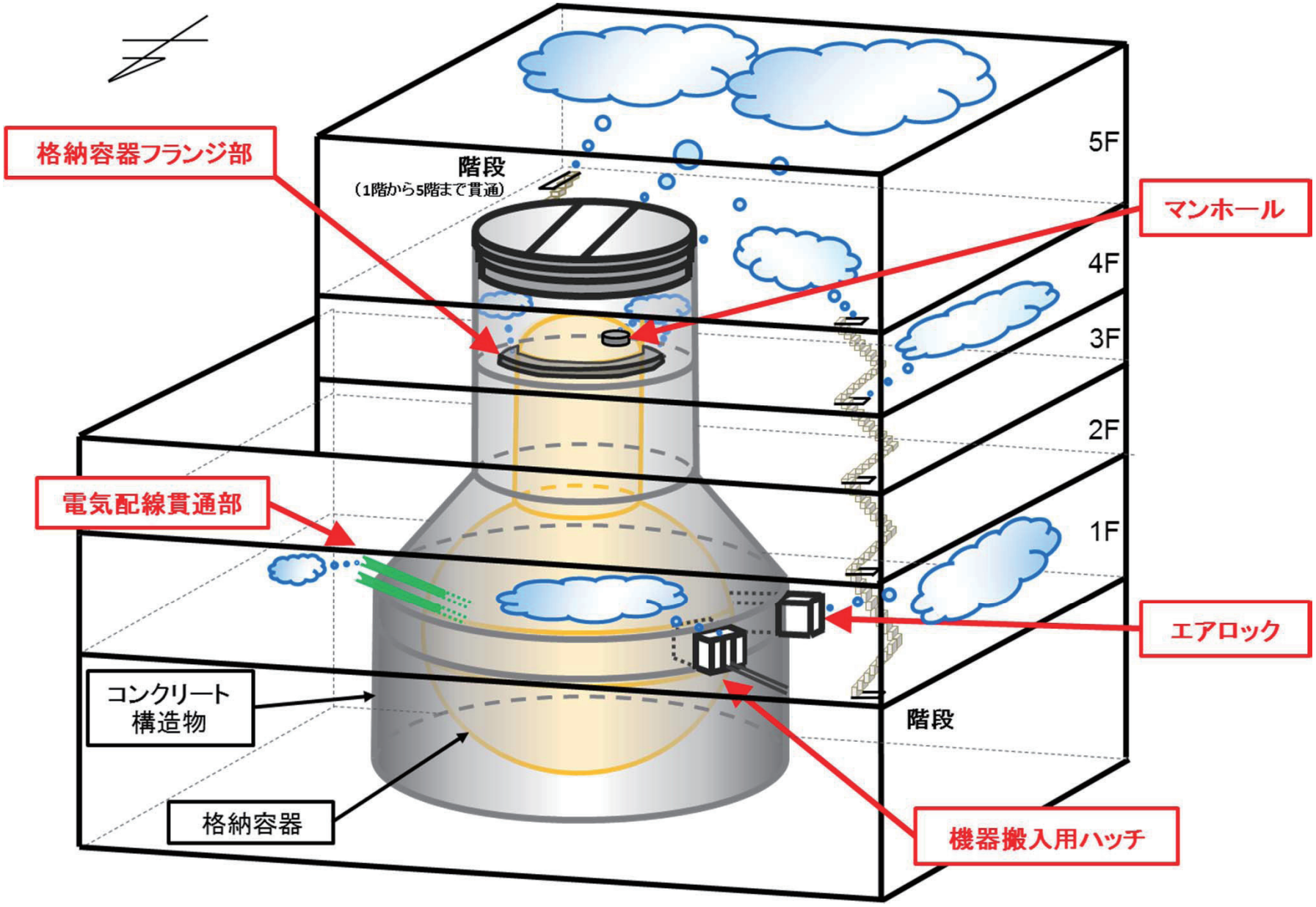
1号機R/B5階で爆ごうが起こるのに必要な水素量
約2万1,000㎥×0.183[注1]×0.08109[注2]
＝約311.6kg

1号機において発生したとされる水素量
＜MAAP解析結果＞
3月12日6時頃までに900kg近くの水素が発生
＜MELCOR解析結果＞
3月12日14時30分頃までに900kg近くの水素が発生

格納容器ベントによって大気中に放出される水素量を考慮してもなお、1号機R/B内で爆ごうが引き起こされるだけの水素が発生したと考えても矛盾はない。

注1：爆ごうが起こり得る水素混合割合の下限界については、高めの18.3%とする。
注2：R/B内が30℃、大気圧の雰囲気と仮定し、この場合の水素密度を0.08109kg/㎥とする。

格納容器から水素が漏えいした可能性のある箇所



資料Ⅱ－2－5

This page intentionally left blank.

資料Ⅱ-2-6

2号機R/B5階の損傷状況

平成23年3月16日　DigitalGlobe社撮影、東京電力提供

（南）

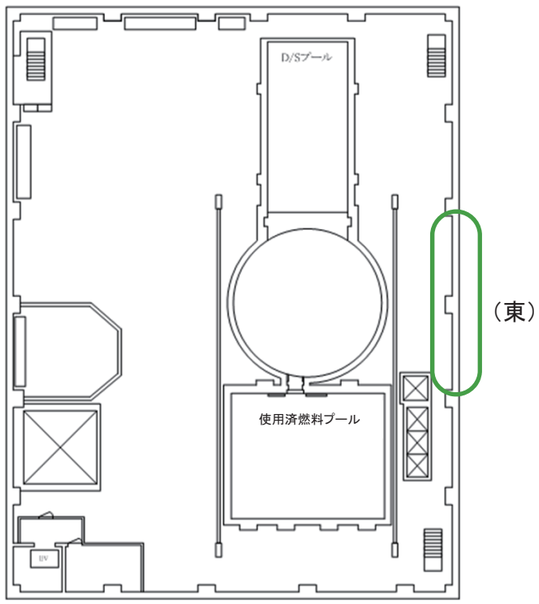
（東）

（西）

（北）　平成23年3月27日　防衛省撮影

ブローアウトパネルが脱落

（北）



（西）　（東）

（南）　東京電力作成資料を基に作成

【東側壁面】

平成23年3月27日　防衛省撮影

【ブローアウトパネル開口部】

平成23年9月23日　東京電力撮影

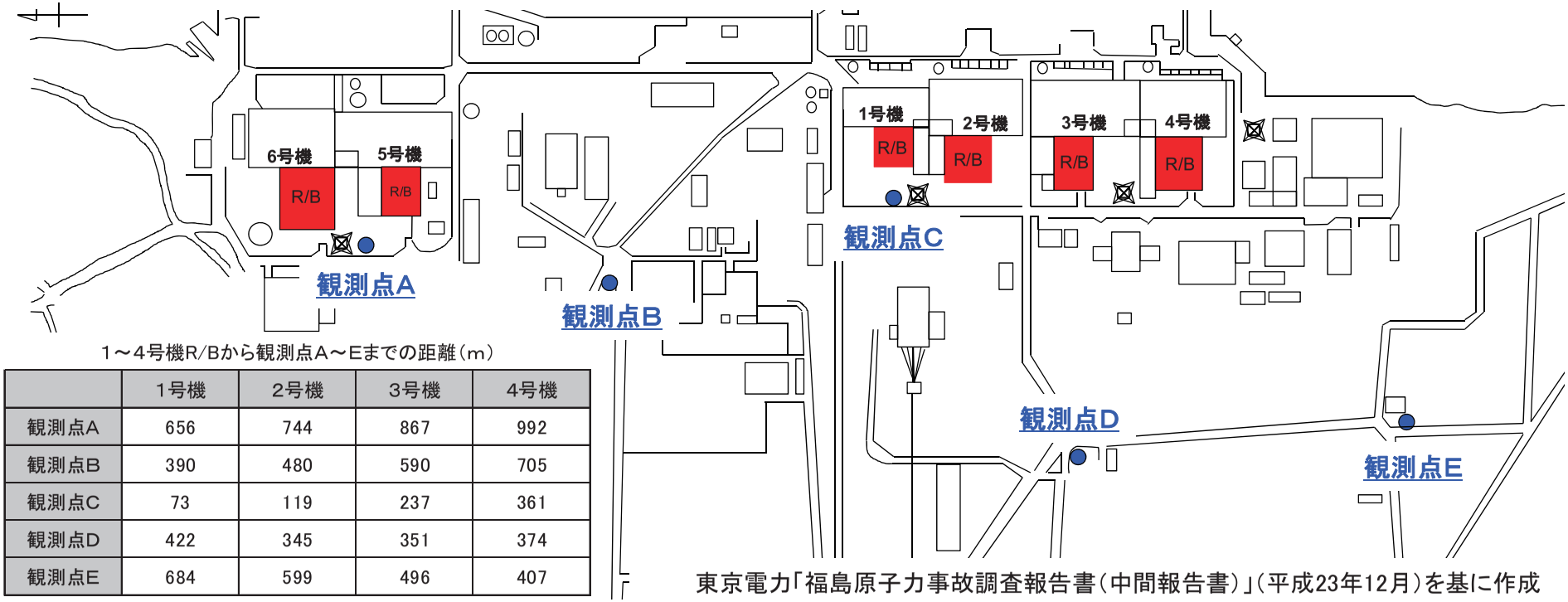
This page intentionally left blank.

福島第一原子力発電所構内における地震観測記録計設置箇所

1号機、3号機及び4号機R/B爆発時に地震観測記録計が観測した最大加速度値（Gal）

	1号機爆発（3月12日15時36分頃）			3号機爆発（3月14日11時1分頃）			4号機爆発（3月15日6時12分頃）		
	南北方向	東西方向	上下方向	南北方向	東西方向	上下方向	南北方向	東西方向	上下方向
観測点A	81	52	120	14	15	21	2	2	2
観測点B	284	129	138	45	18	28	4	3	3
観測点C	2,320※	2,392※	1,956	115	158	490	11	9	6
観測点D	102	91	231	36	51	173	6	7	11
観測点E	39	22	26	26	24	30	5	5	11

※センサーの規格値（2,000Gal）を上回っているため、参考値。



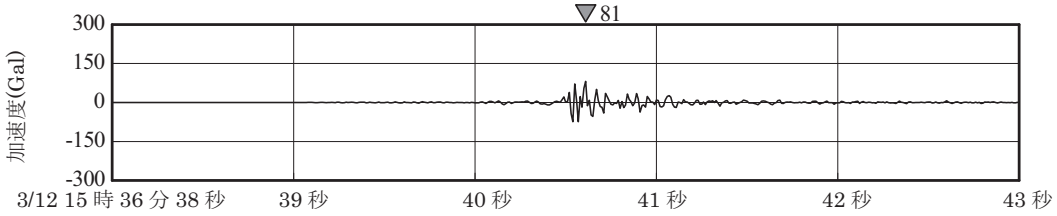
1～4号機R/Bから観測点A～Eまでの距離（m）

	1号機	2号機	3号機	4号機
観測点A	656	744	867	992
観測点B	390	480	590	705
観測点C	73	119	237	361
観測点D	422	345	351	374
観測点E	684	599	496	407

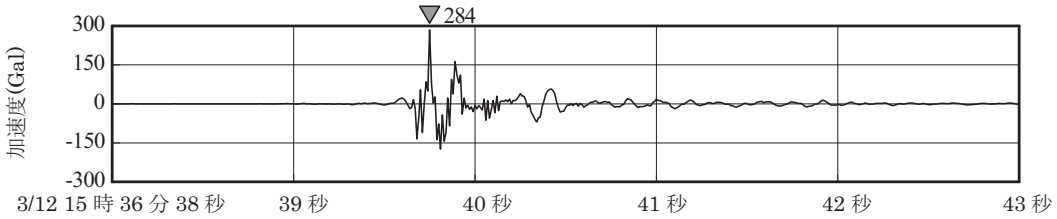
東京電力「福島原子力事故調査報告書（中間報告書）」（平成23年12月）を基に作成

資料Ⅱ-2-7

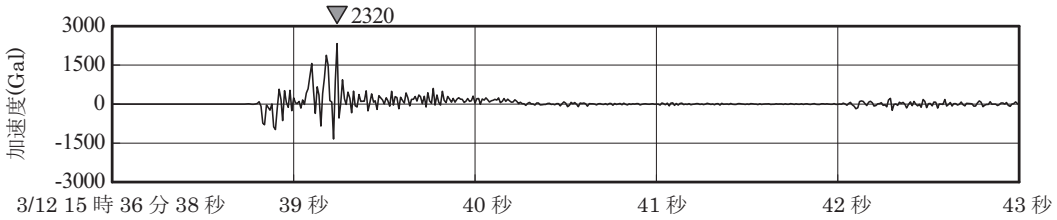
【観測点 A】



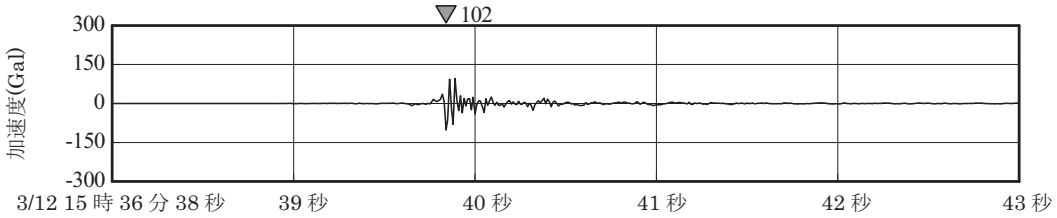
【観測点 B】



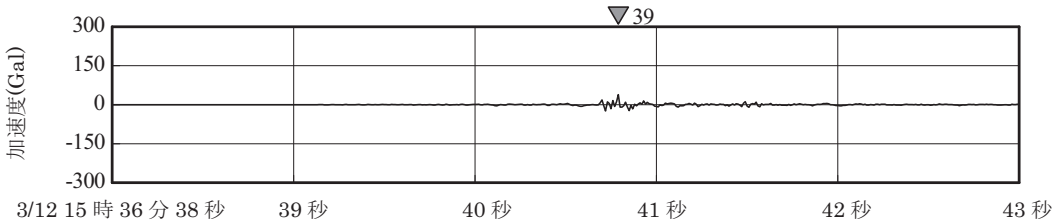
【観測点 C】 ※センサーの規格値（2,000Gal）を上回っているため、参考値。



【観測点 D】



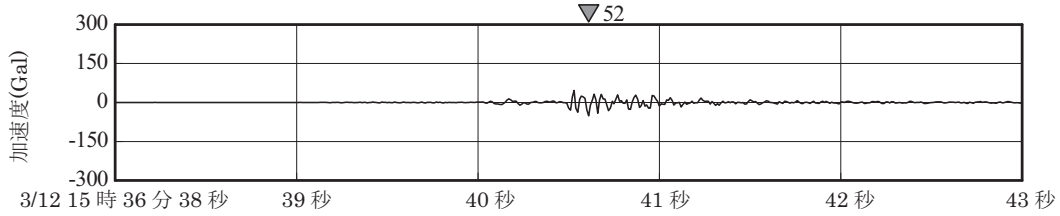
【観測点 E】



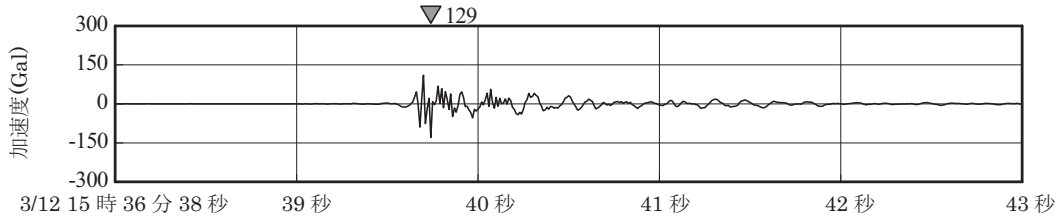
1号機爆発時の加速度波形（南北方向）

東京電力作成資料を基に作成

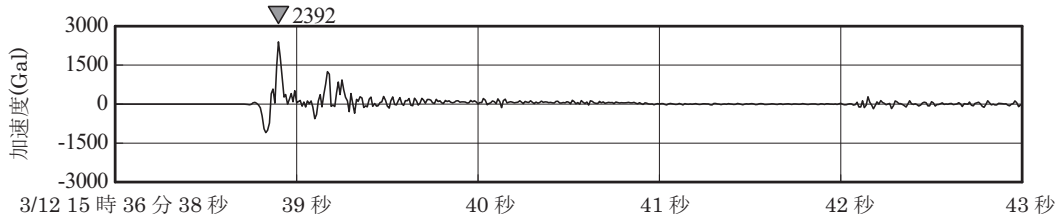
【観測点 A】



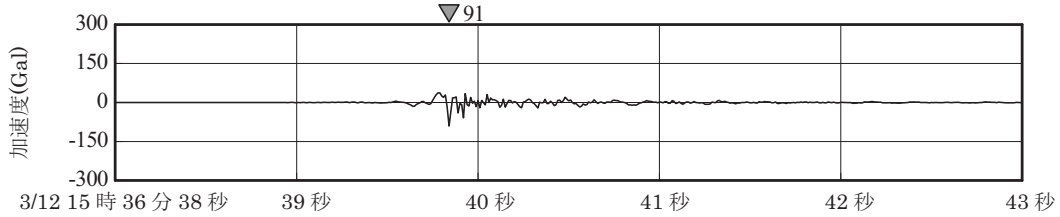
【観測点 B】



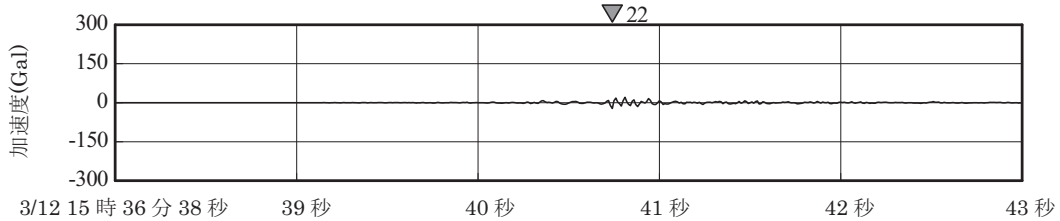
【観測点 C】 ※センサーの規格値（2,000Gal）を上回っているため、参考値。



【観測点 D】



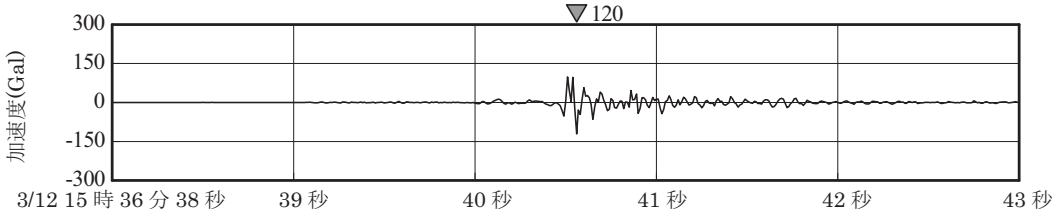
【観測点 E】



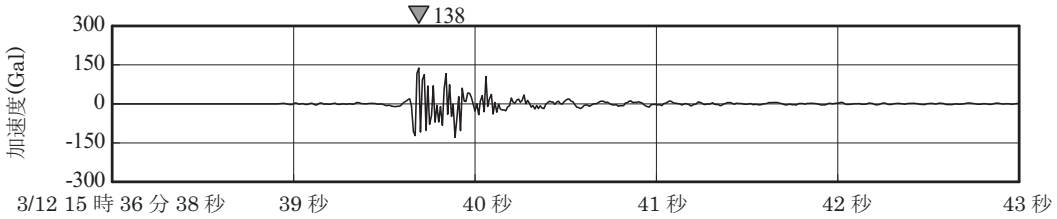
1号機爆発時の加速度波形（東西方向）

東京電力作成資料を基に作成

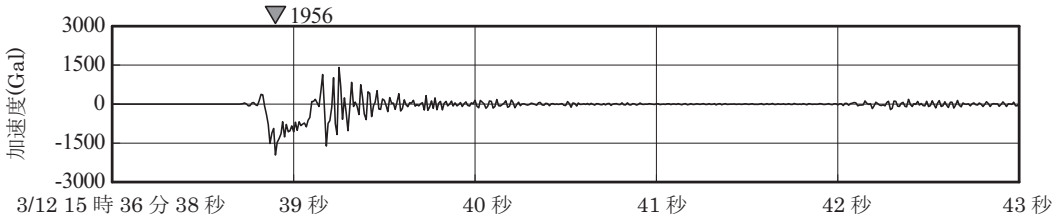
【観測点 A】



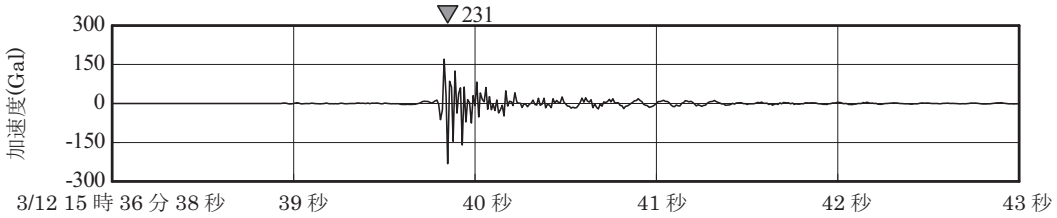
【観測点 B】



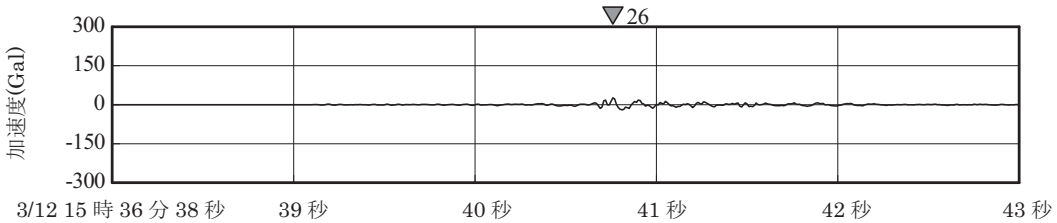
【観測点 C】



【観測点 D】



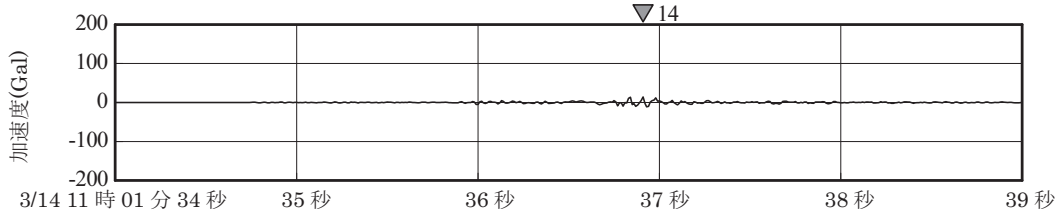
【観測点 E】



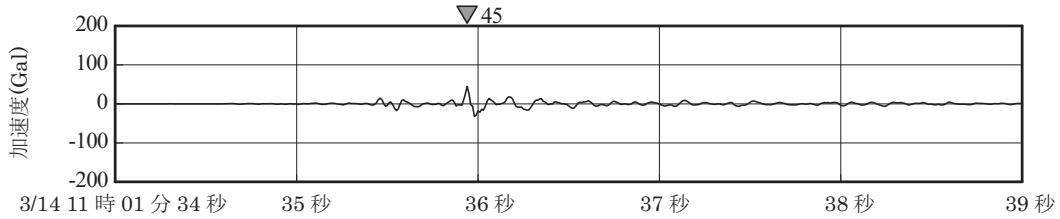
1号機爆発時の加速度波形（上下方向）

東京電力作成資料を基に作成

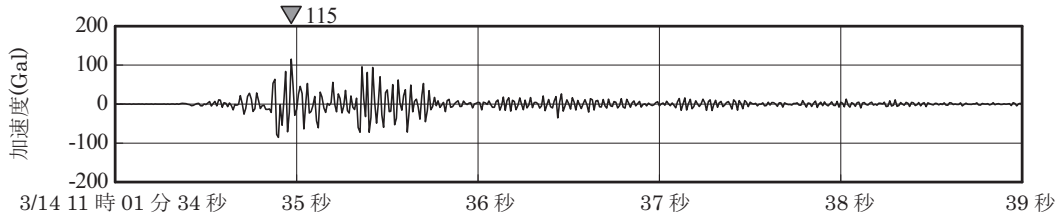
【観測点 A】



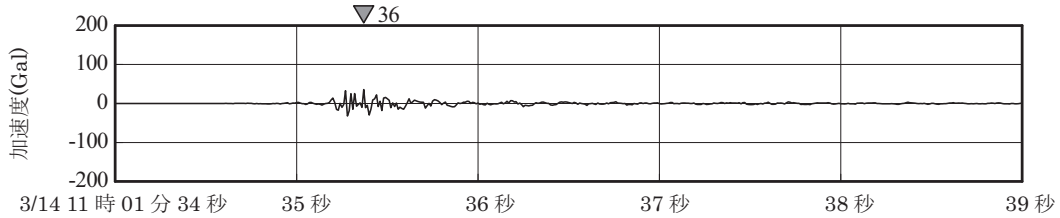
【観測点 B】



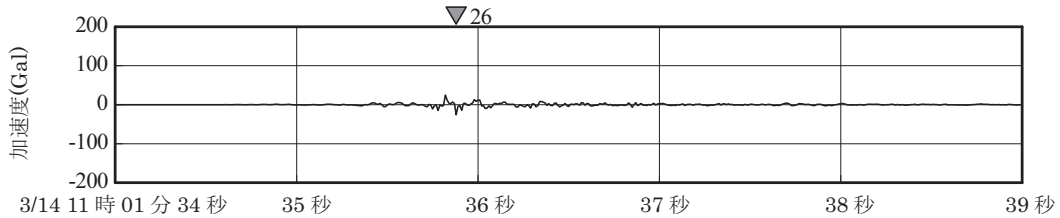
【観測点 C】



【観測点 D】



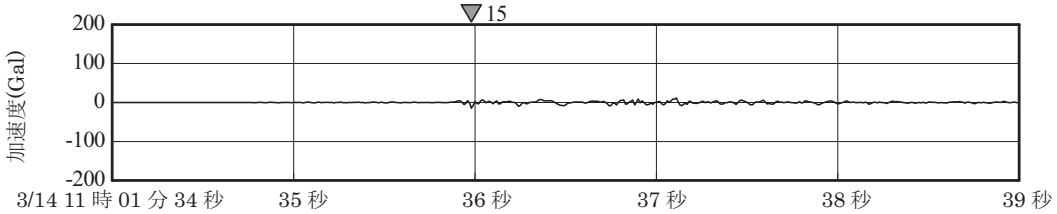
【観測点 E】



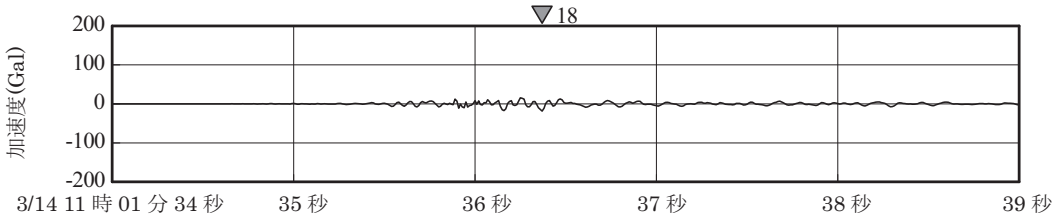
3号機爆発時の加速度波形（南北方向）

東京電力作成資料を基に作成

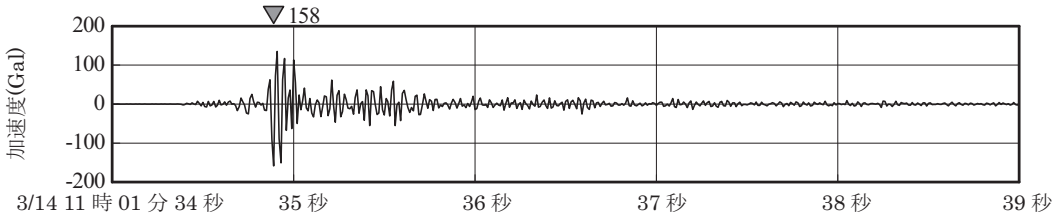
【観測点 A】



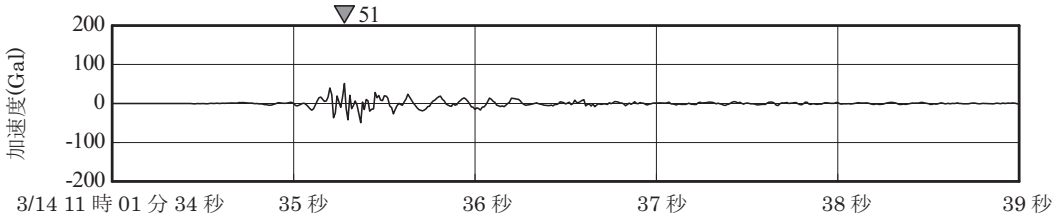
【観測点 B】



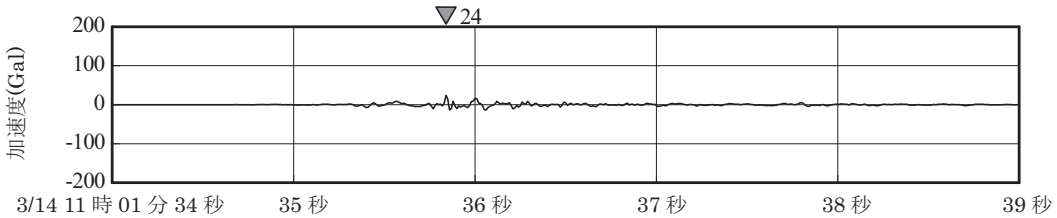
【観測点 C】



【観測点 D】



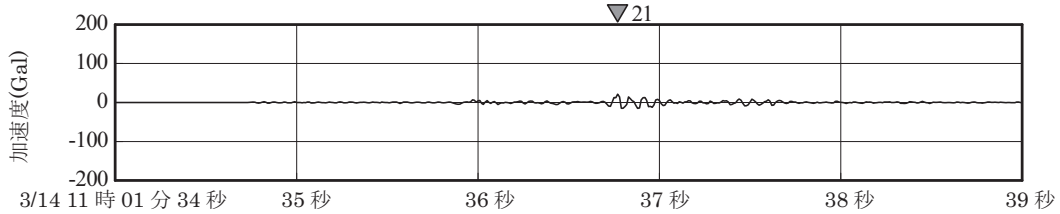
【観測点 E】



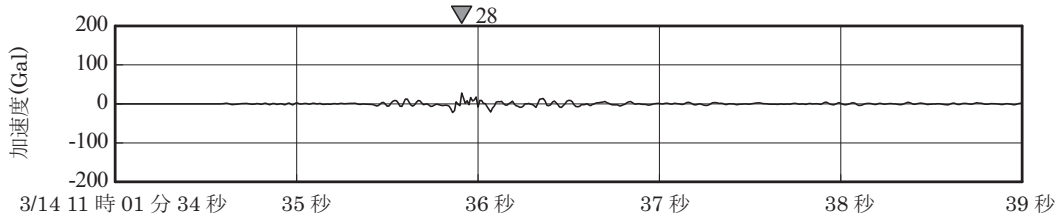
3号機爆発時の加速度波形（東西方向）

東京電力作成資料を基に作成

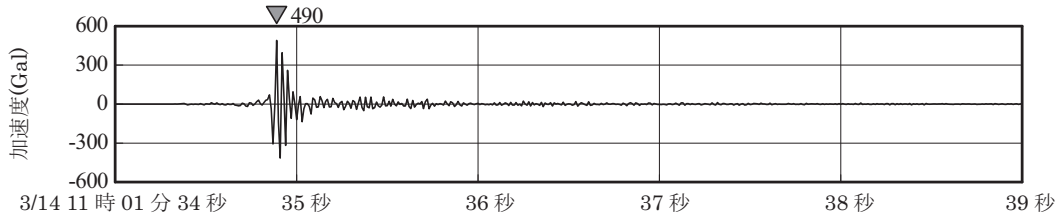
【観測点 A】



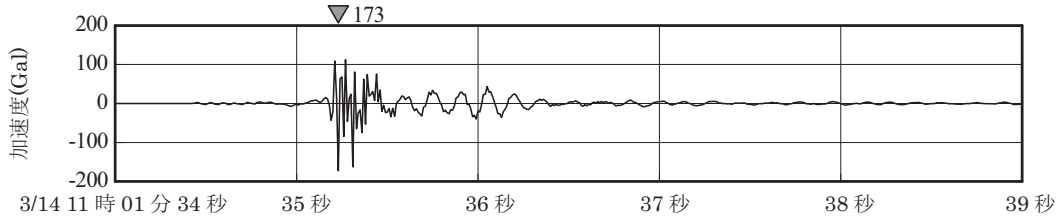
【観測点 B】



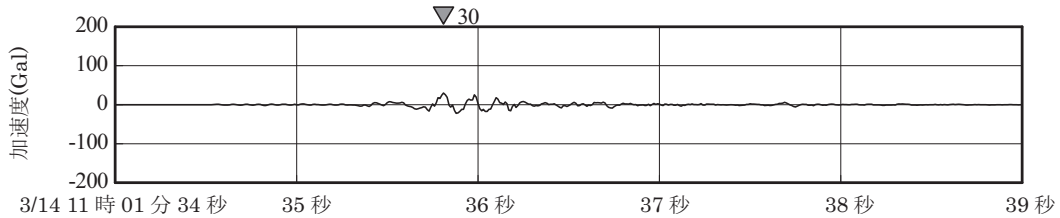
【観測点 C】



【観測点 D】



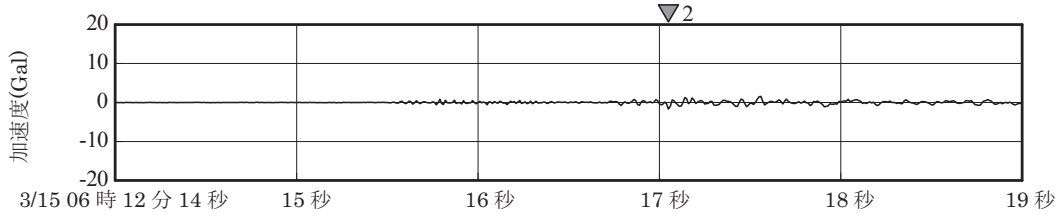
【観測点 E】



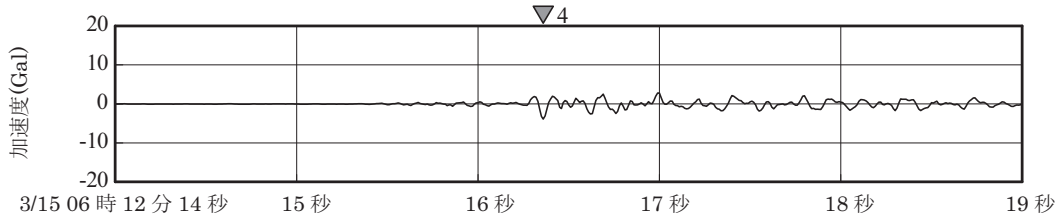
3号機爆発時の加速度波形（上下方向）

東京電力作成資料を基に作成

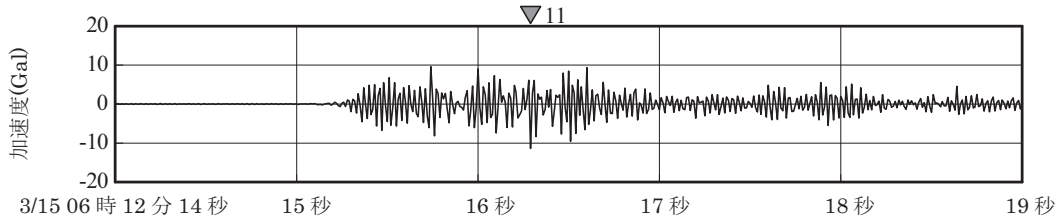
【観測点 A】



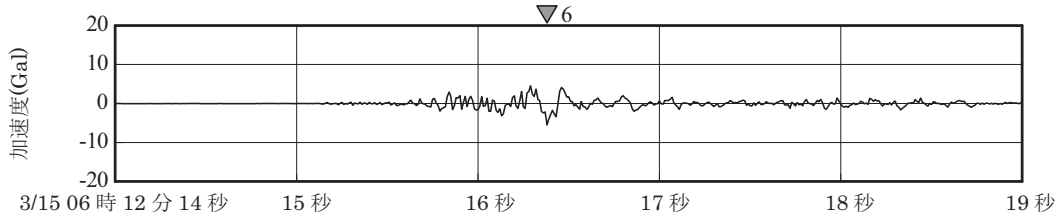
【観測点 B】



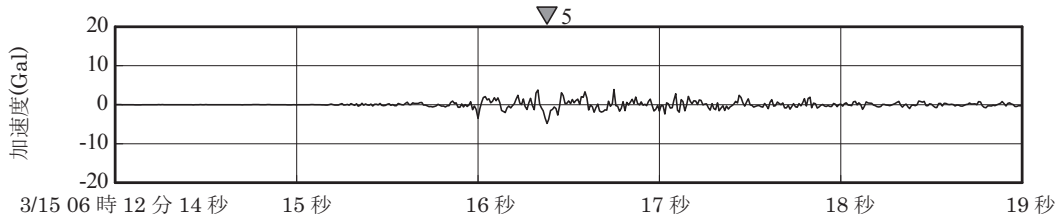
【観測点 C】



【観測点 D】



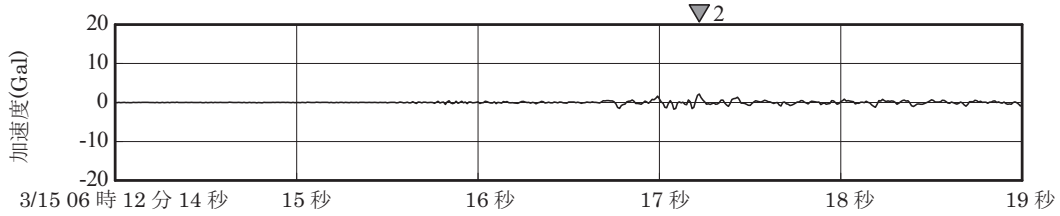
【観測点 E】



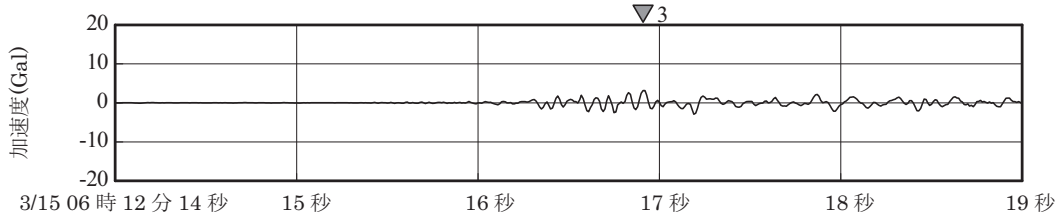
4号機爆発と推定される時刻の加速度波形（南北方向）

東京電力作成資料を基に作成

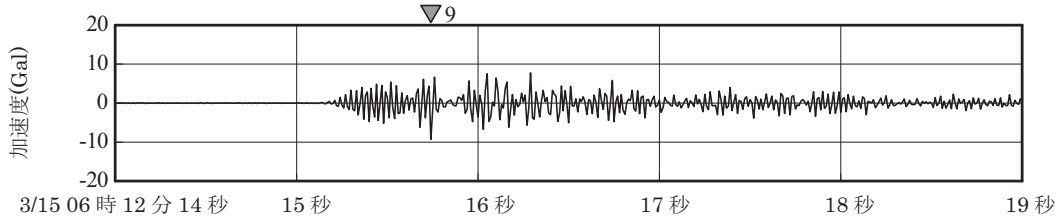
【観測点 A】



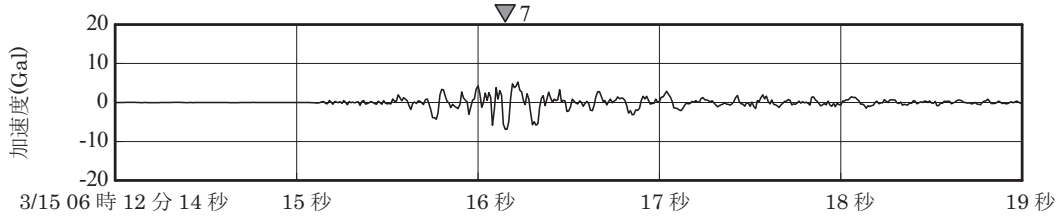
【観測点 B】



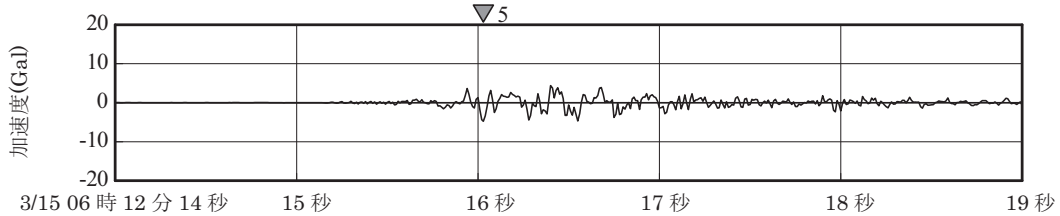
【観測点 C】



【観測点 D】



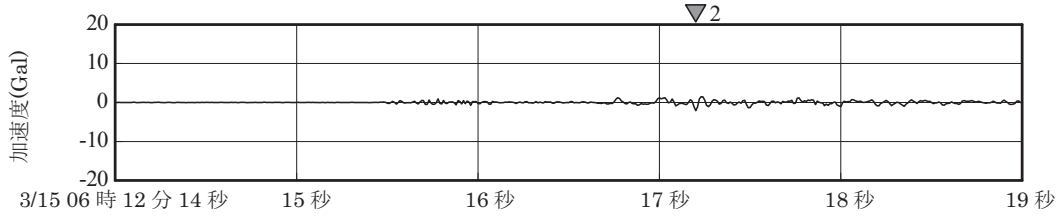
【観測点 E】



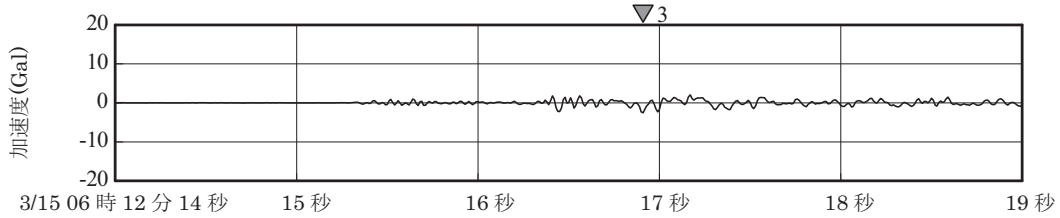
4号機爆発と推定される時刻の加速度波形（東西方向）

東京電力作成資料を基に作成

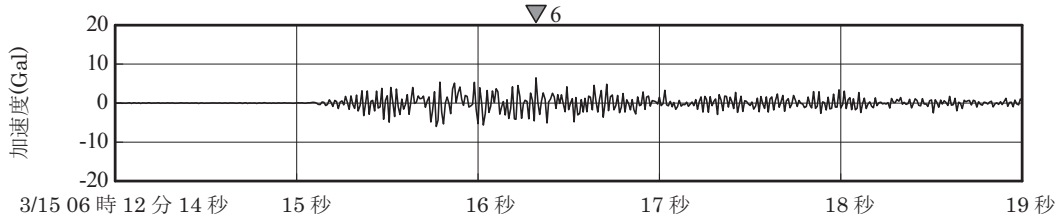
【観測点 A】



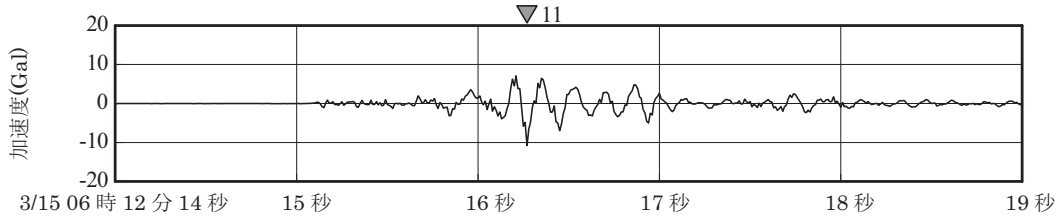
【観測点 B】



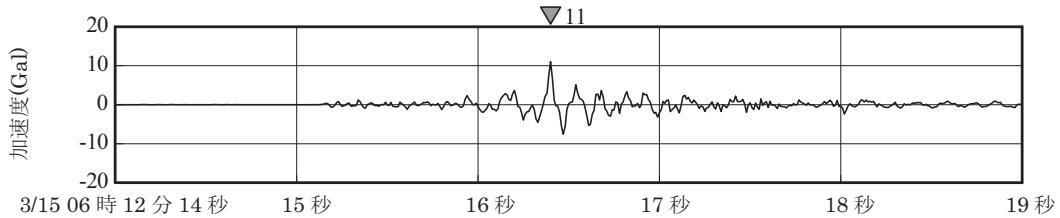
【観測点 C】



【観測点 D】



【観測点 E】



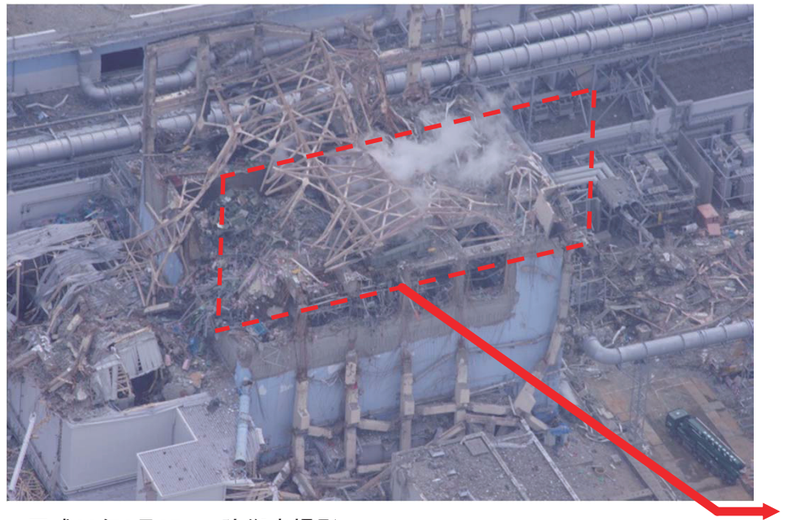
4号機爆発と推定される時刻の加速度波形（上下方向）

東京電力作成資料を基に作成

資料Ⅱ-2-8

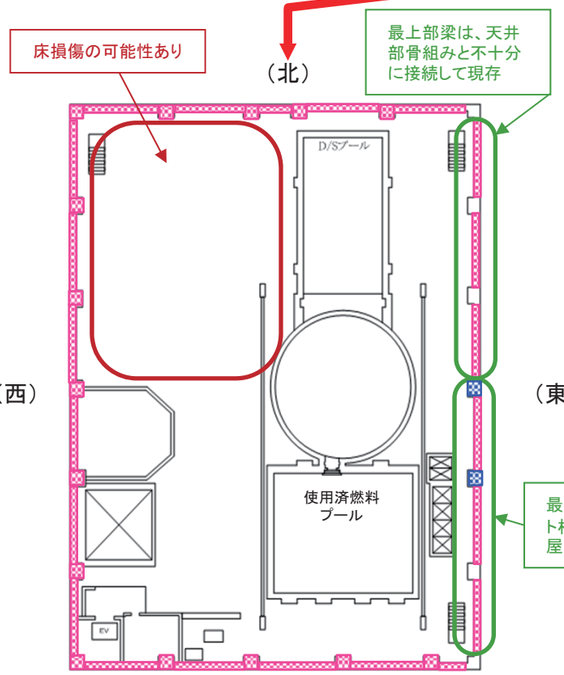
3号機R/Bの損傷状況

【西側壁面】



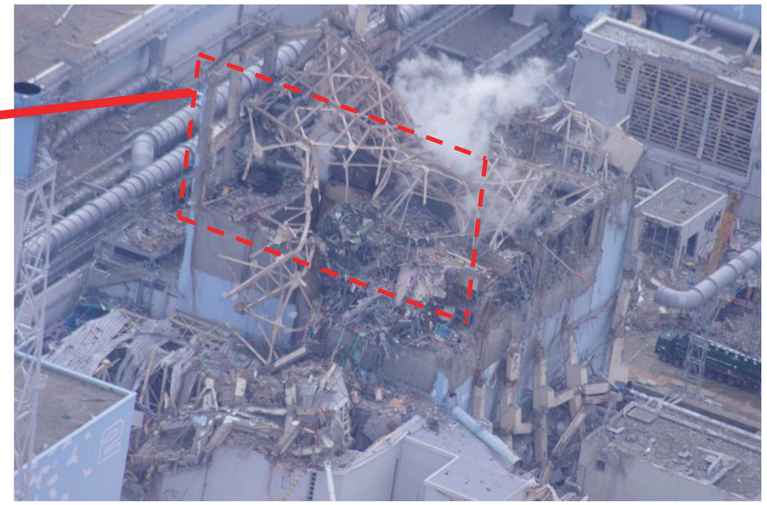
平成23年3月27日　防衛省撮影

【5階】



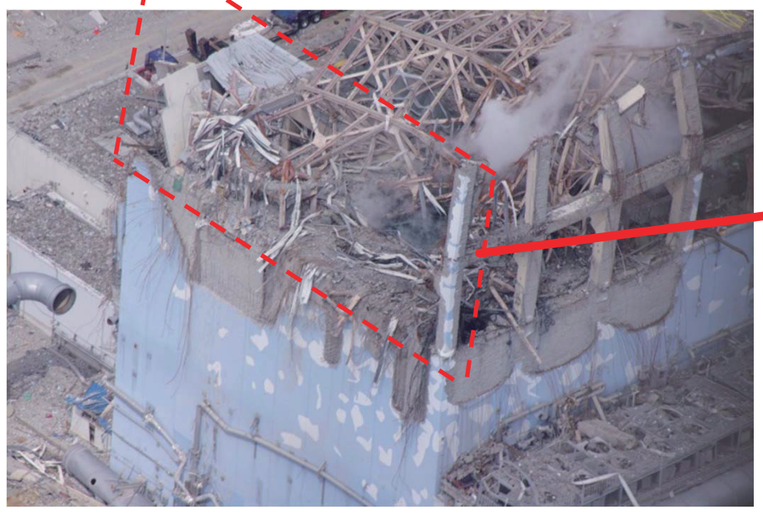
東京電力作成資料を基に作成

【北側壁面】



平成23年3月27日　防衛省撮影

【南側壁面】



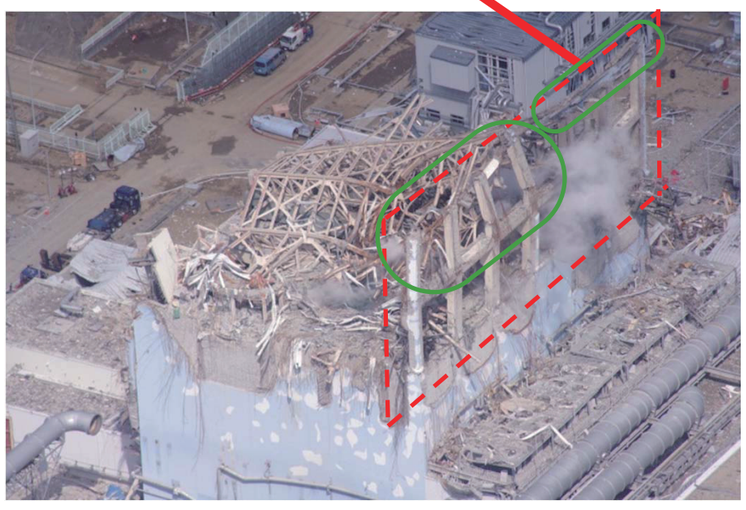
平成23年3月27日　防衛省撮影

凡例

：全壊

：一部損傷

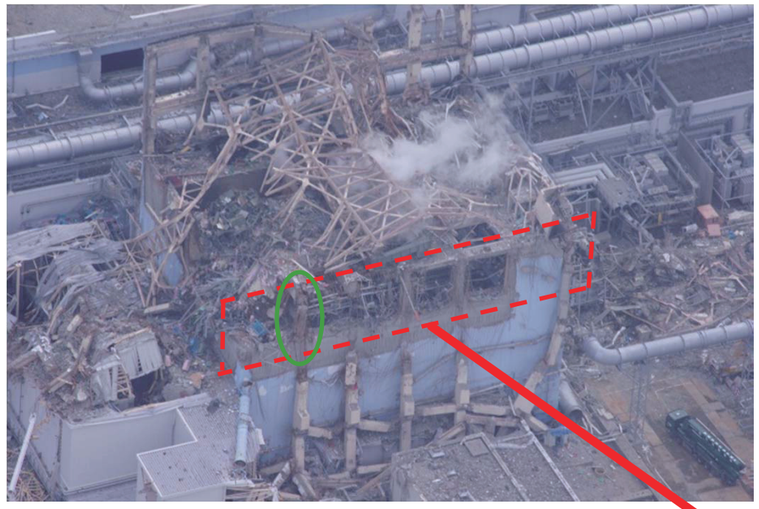
【東側壁面】



平成23年3月27日　防衛省撮影

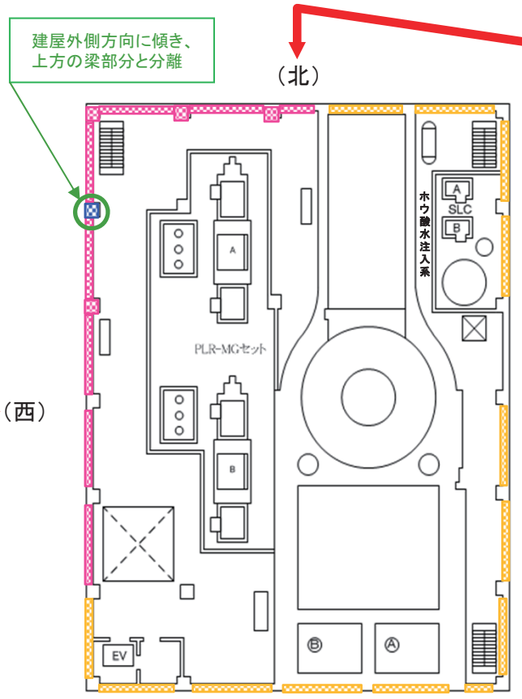
3号機R/Bの損傷状況

【西側壁面】



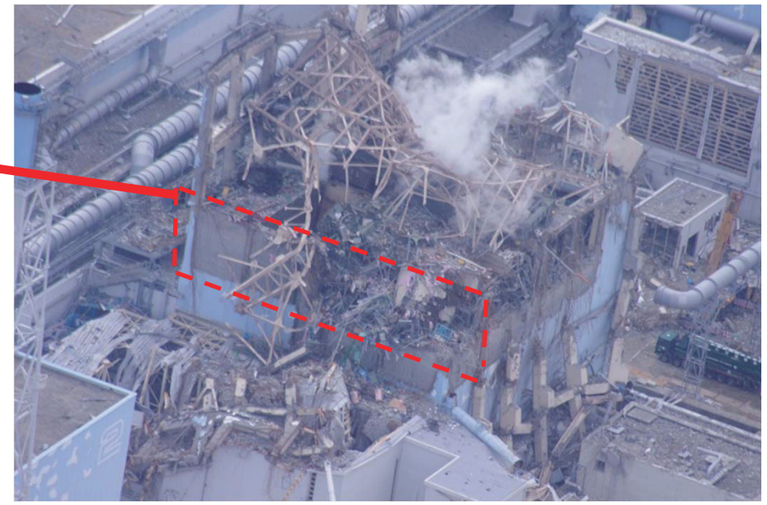
平成23年3月27日　防衛省撮影

【4階】



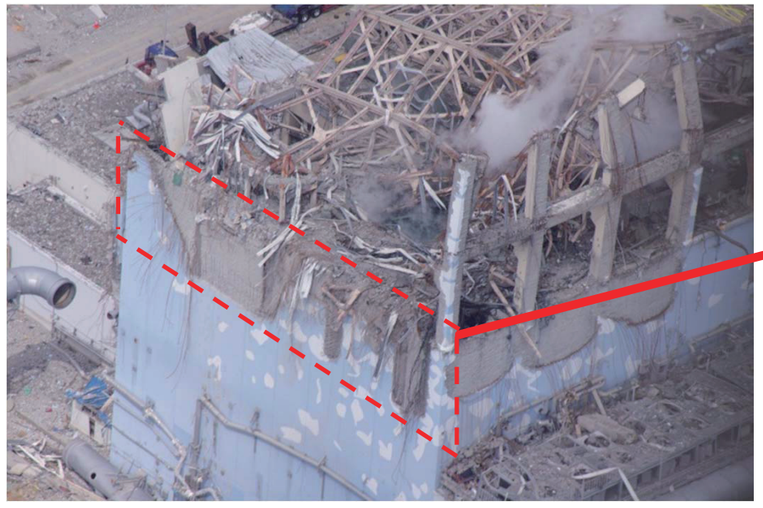
東京電力作成資料を基に作成

【北側壁面】



平成23年3月27日　防衛省撮影

【南側壁面】



平成23年3月27日　防衛省撮影

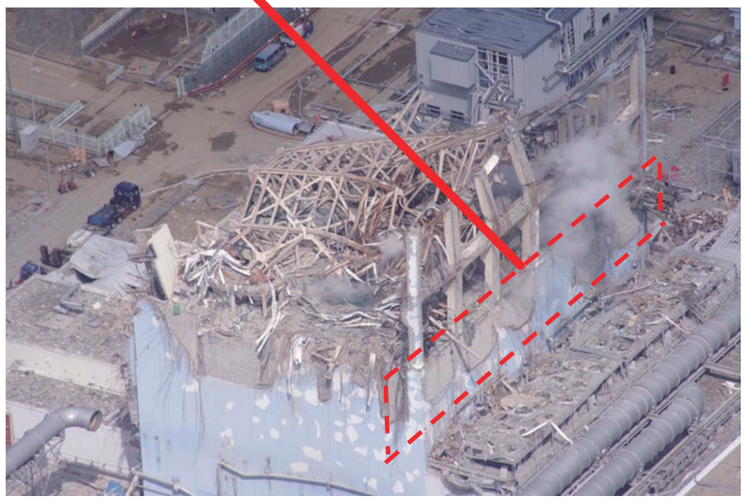
凡例

：全壊

：一部損傷

：表面損傷

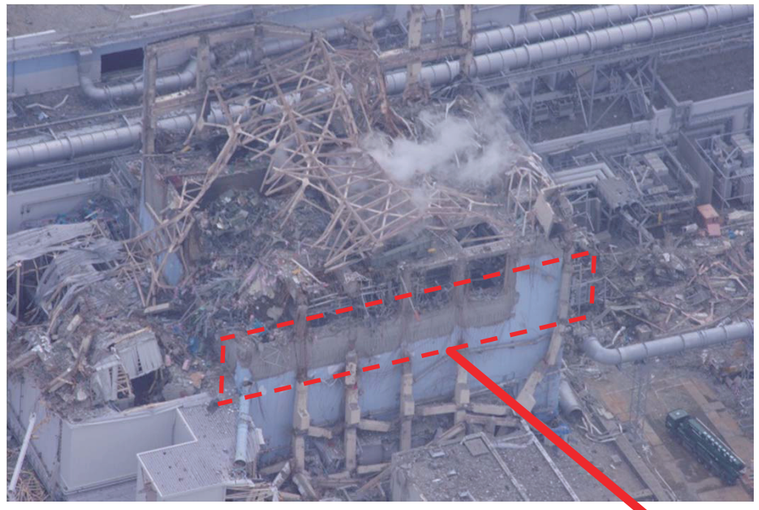
【東側壁面】



平成23年3月27日　防衛省撮影

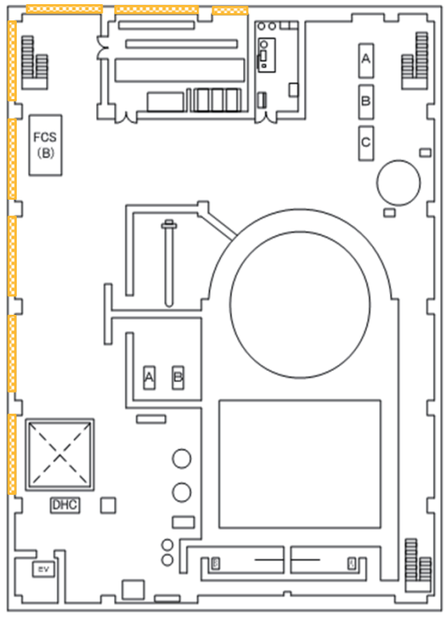
3号機R/Bの損傷状況

【西側壁面】



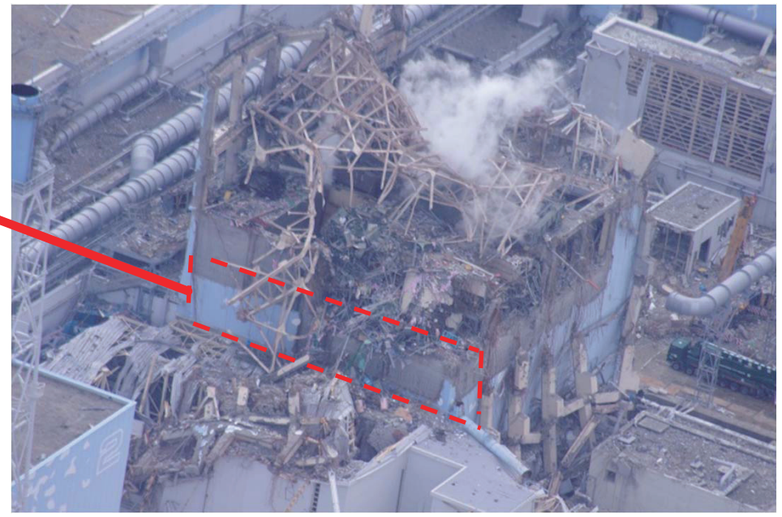
平成23年3月27日　防衛省撮影

【3階】



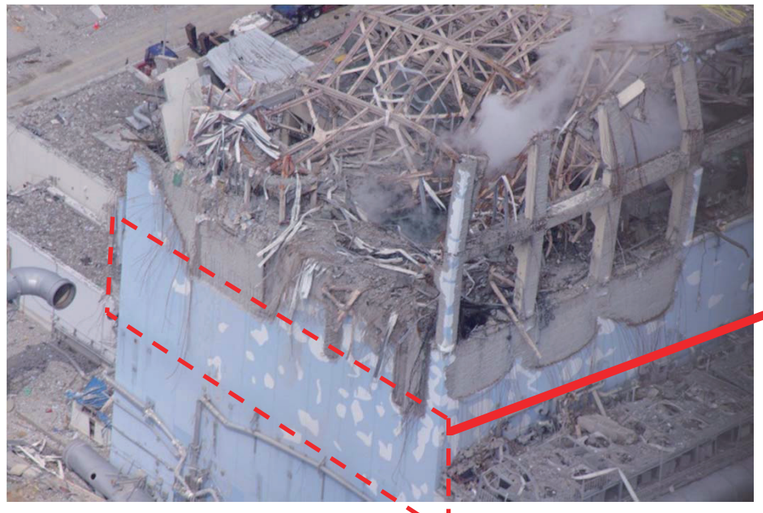
東京電力作成資料を基に作成

【北側壁面】



平成23年3月27日　防衛省撮影

【南側壁面】

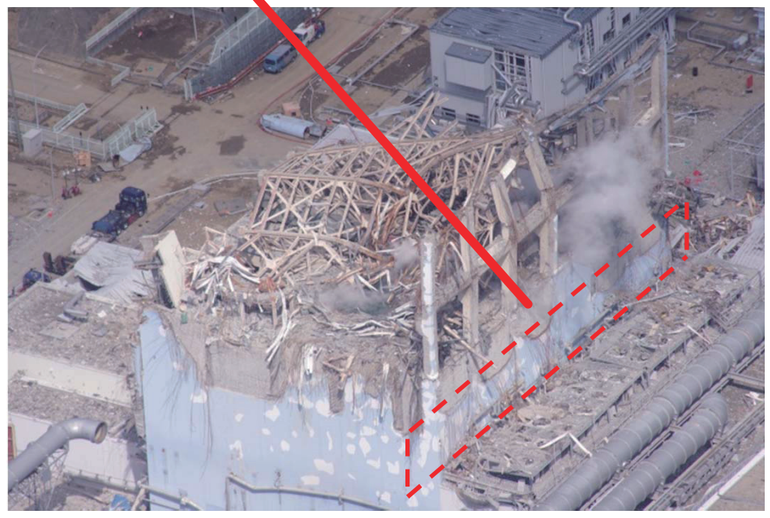


平成23年3月27日　防衛省撮影

凡例

：表面損傷

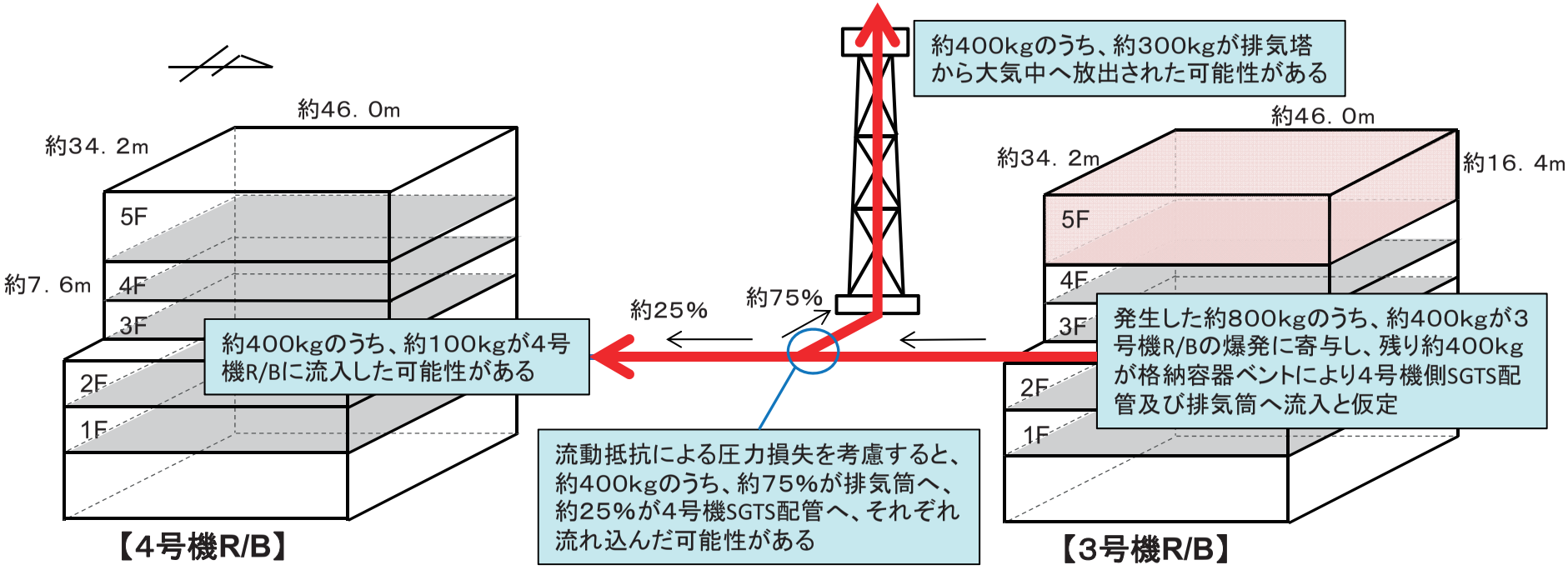
【東側壁面】



平成23年3月27日　防衛省撮影

This page intentionally left blank.

3号機及び4号機における水素発生量



4号機R/B4階（西側）の容積
約15.4m×約46.0m×約7.6m
＝5,383m³（約5,000m³）
4号機R/B4階（西側）で爆ごうが起こるのに必要な水素量
約5,000m³×0.183[注1]×0.08109[注2]
＝約74.2kg

3号機R/B5階の容積
約34.2m×約46.0m×約16.4m
＝25,800m³（約2万5,000m³）
3号機R/B5階で爆ごうが起こるのに必要な水素量
約2万5,000m³×0.183[注1]×0.08109[注2]
＝約371.0kg

3号機において発生したとされる水素量
＜MAAP解析結果＞
3月13日12時過ぎまでに600kg超の水素が発生
さらに、3月15日零時頃までに合計約800kgの水素が発生
＜MELCOR解析結果（事業者解析2）＞
3月13日12時頃までに約700kgの水素が発生し、その後、同月15日零時頃までに約250kgの水素が新たに発生
→少なく見積もり、3号機では約800kgの水素が発生したと仮定

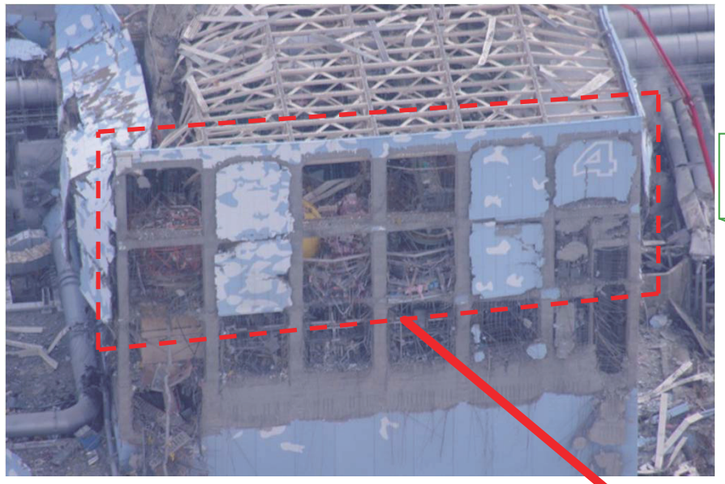
注1：爆ごうが起こり得る水素混合割合の下限界については、高めの18.3%とする。
注2：各R/B内が30℃、大気圧の雰囲気と仮定し、この場合の水素密度を0.08109kg/m³とする。

This page intentionally left blank.

資料Ⅱ-2-10

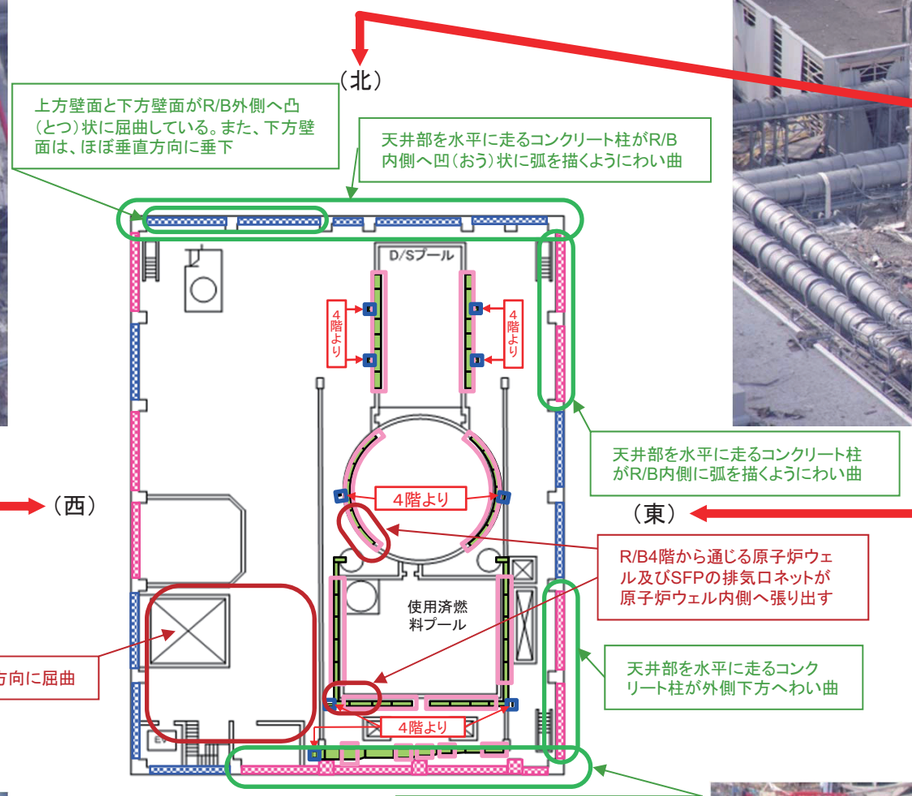
4号機R/Bの損傷状況

【西側壁面】



平成23年3月27日　防衛省撮影

【5階】

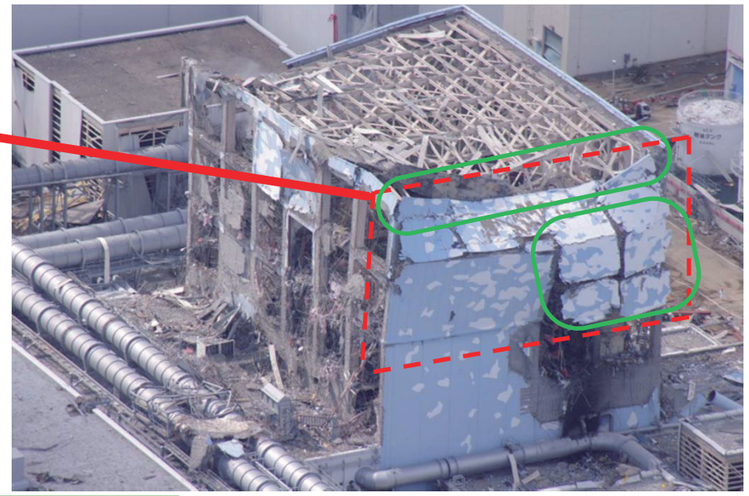


東京電力作成資料を基に作成

凡例

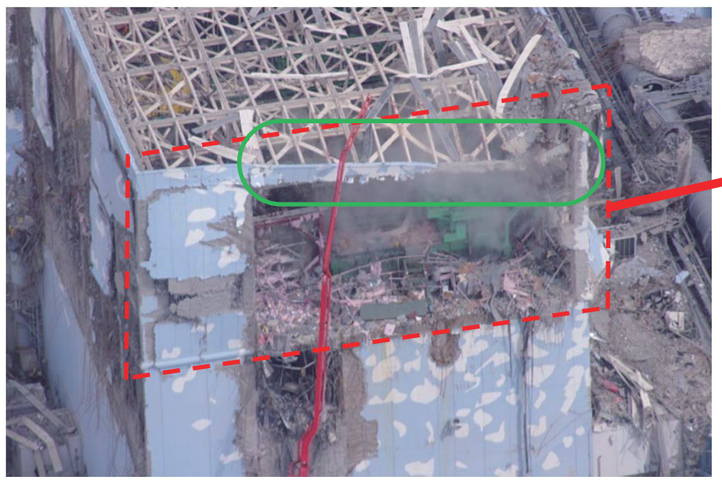
- ：全壊
- ：一部損傷
- ：排気ダクト
- ：排気口
- ：下階との接続部

【北側壁面】



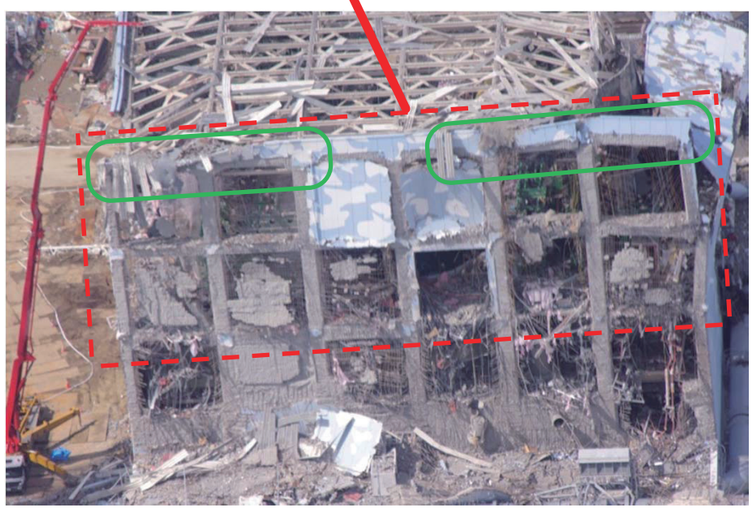
平成23年3月27日　防衛省撮影

【南側壁面】



平成23年3月27日　防衛省撮影

【東側壁面】

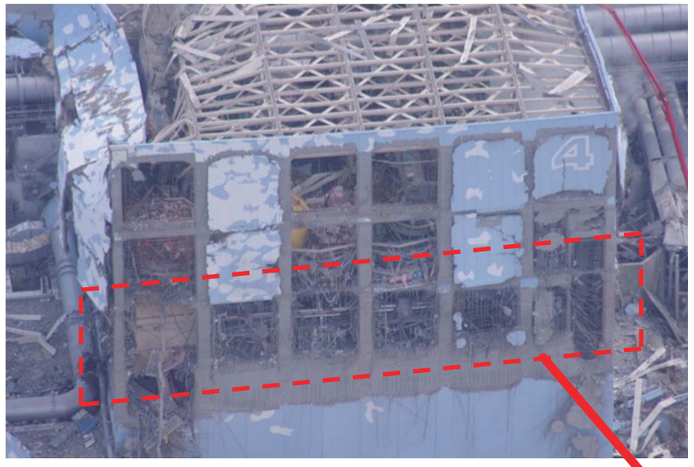


平成23年3月27日　防衛省撮影

4号機R/Bの損傷状況

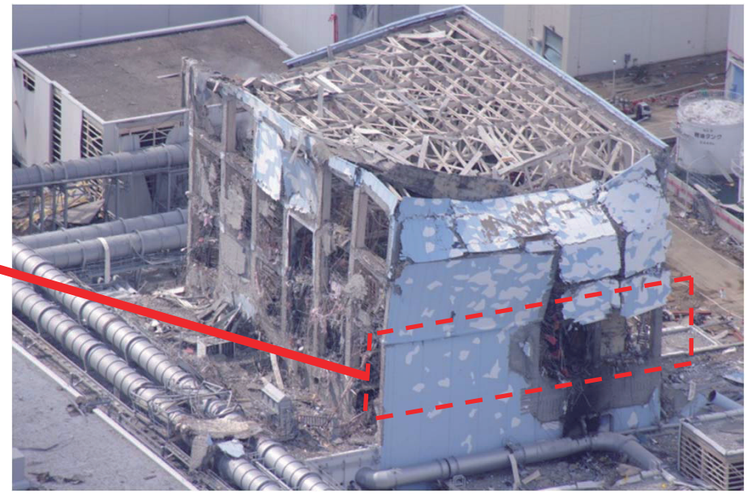
【4階】

【西側壁面】

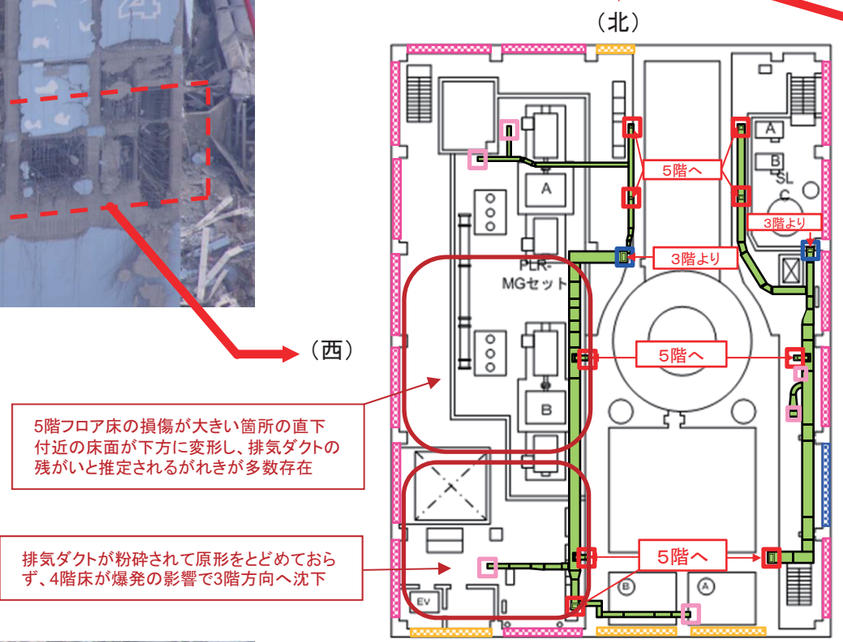


平成23年3月27日　防衛省撮影

【北側壁面】

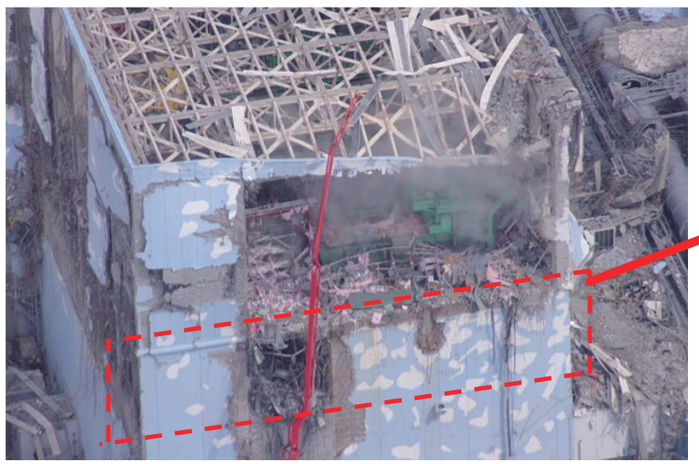


平成23年3月27日　防衛省撮影



東京電力作成資料を基に作成

【南側壁面】

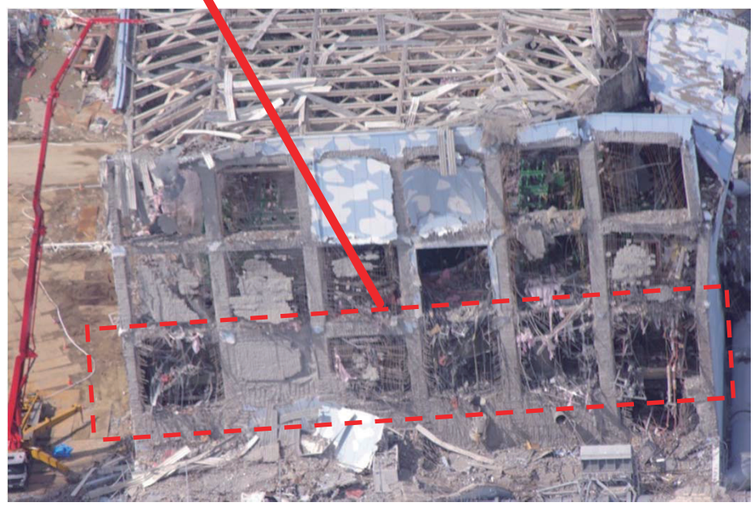


平成23年3月27日　防衛省撮影

凡例

- ：全壊
- ：一部損傷
- ：表面損傷
- ：排気ダクト
- ：排気口
- ：下階との接続部
- ：上階との接続部

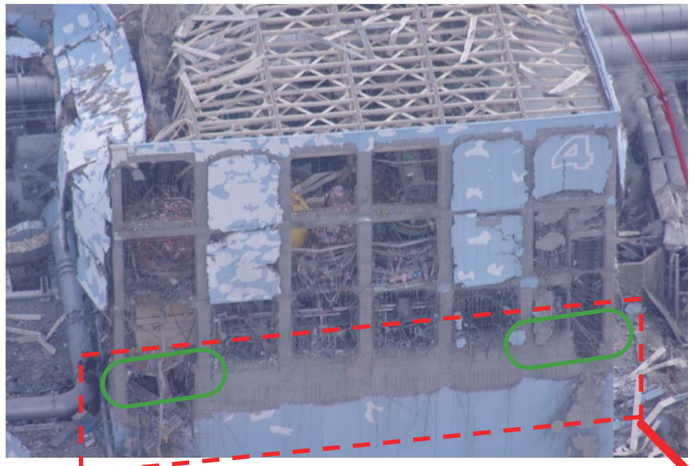
【東側壁面】



平成23年3月27日　防衛省撮影

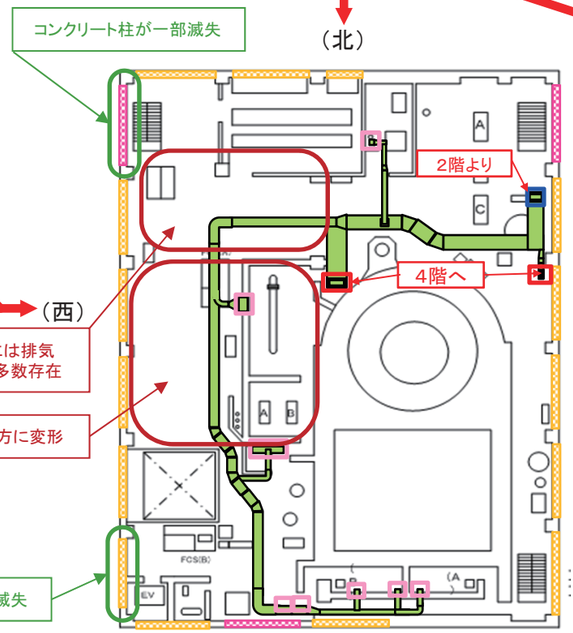
4号機R/Bの損傷状況

【西側壁面】



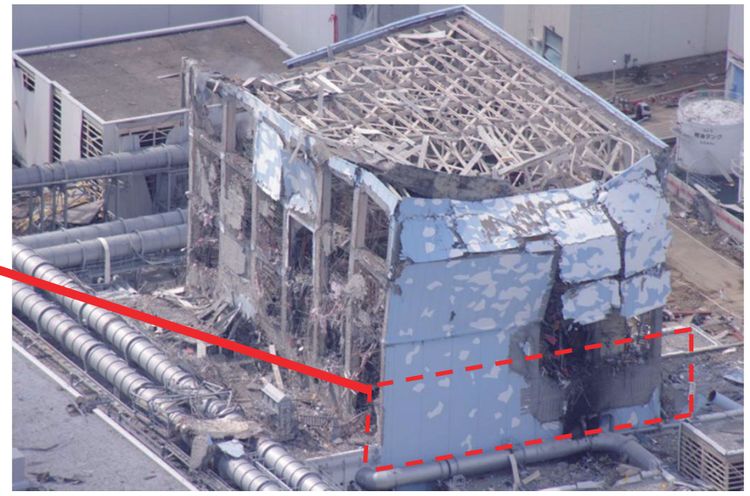
平成23年3月27日　防衛省撮影

【3階】



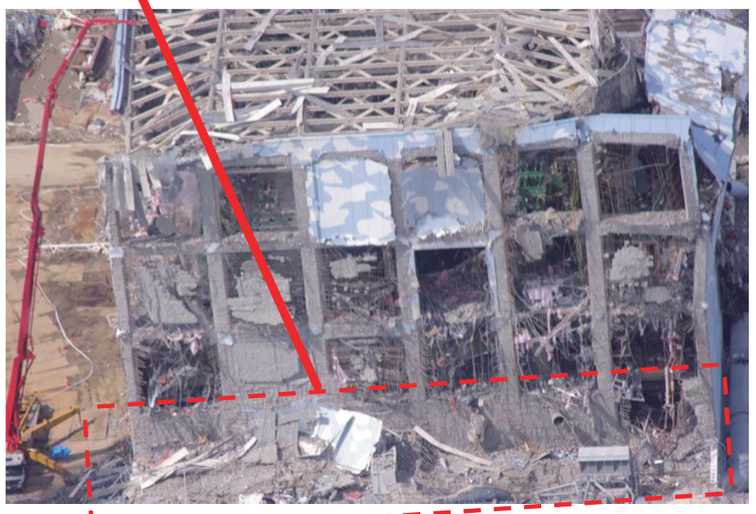
東京電力作成資料を基に作成

【北側壁面】



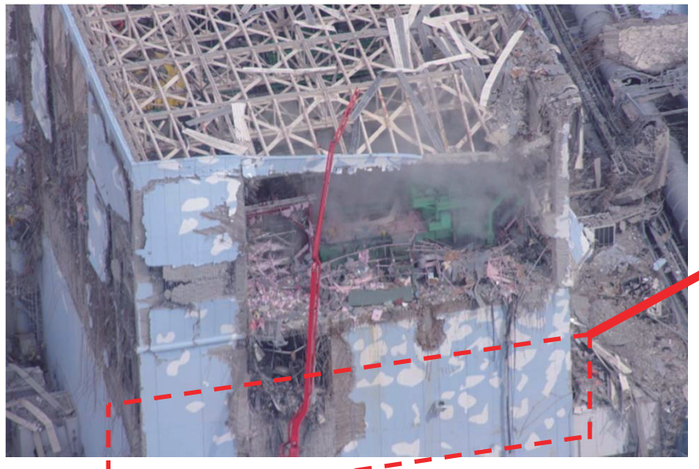
平成23年3月27日　防衛省撮影

【東側壁面】



平成23年3月27日　防衛省撮影

【南側壁面】



平成23年3月27日　防衛省撮影

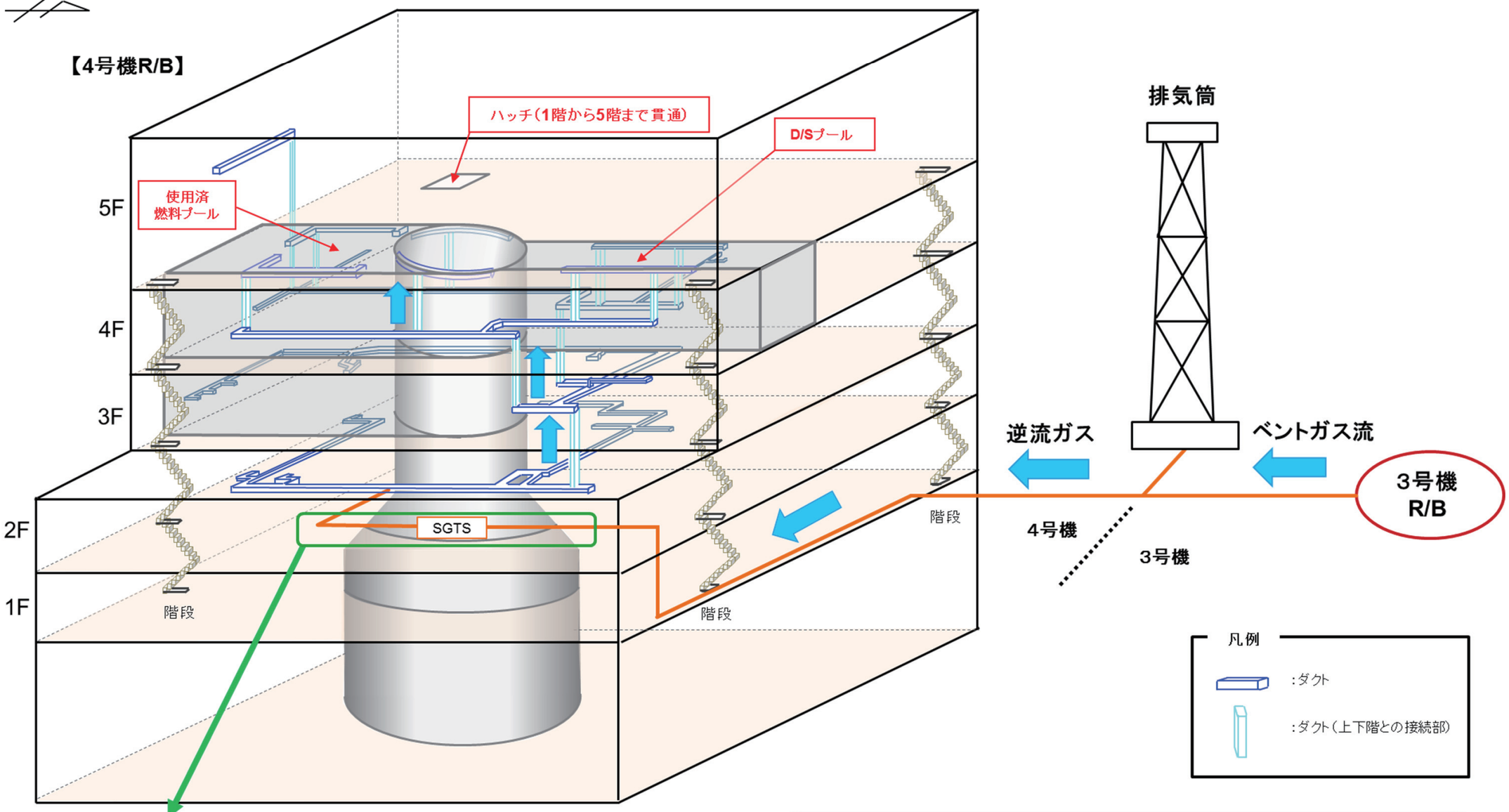
凡例

- ：全壊
- ：表面損傷
- ：排気ダクト
- ：排気口
- ：下階との接続部
- ：上階との接続部

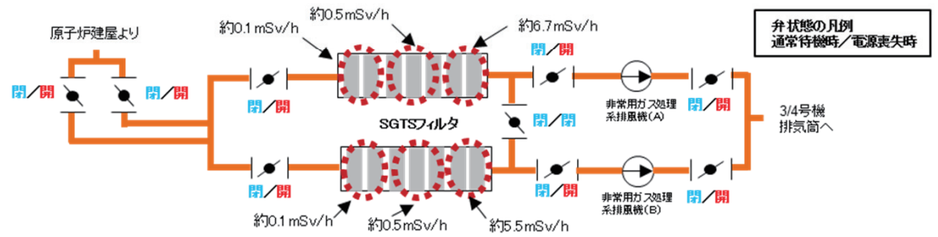
3号機から4号機への水素が流入した可能性のある経路

資料Ⅱ-2-11

【① 東側から見た図】

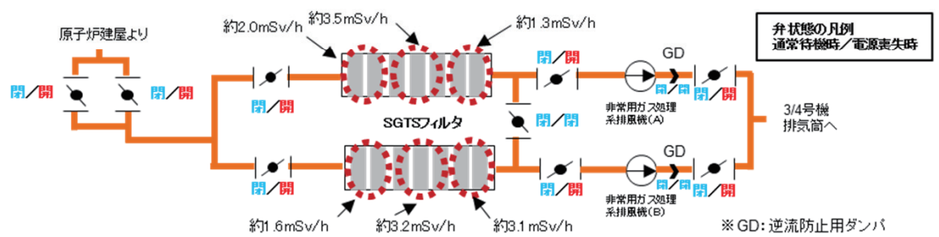


【4号機非常用ガス処理系（SGTS）放射線量測定結果】（平成23年8月25日東京電力測定実施）



東京電力「福島原子力事故調査報告書（中間報告書）」（平成23年12月）を基に作成

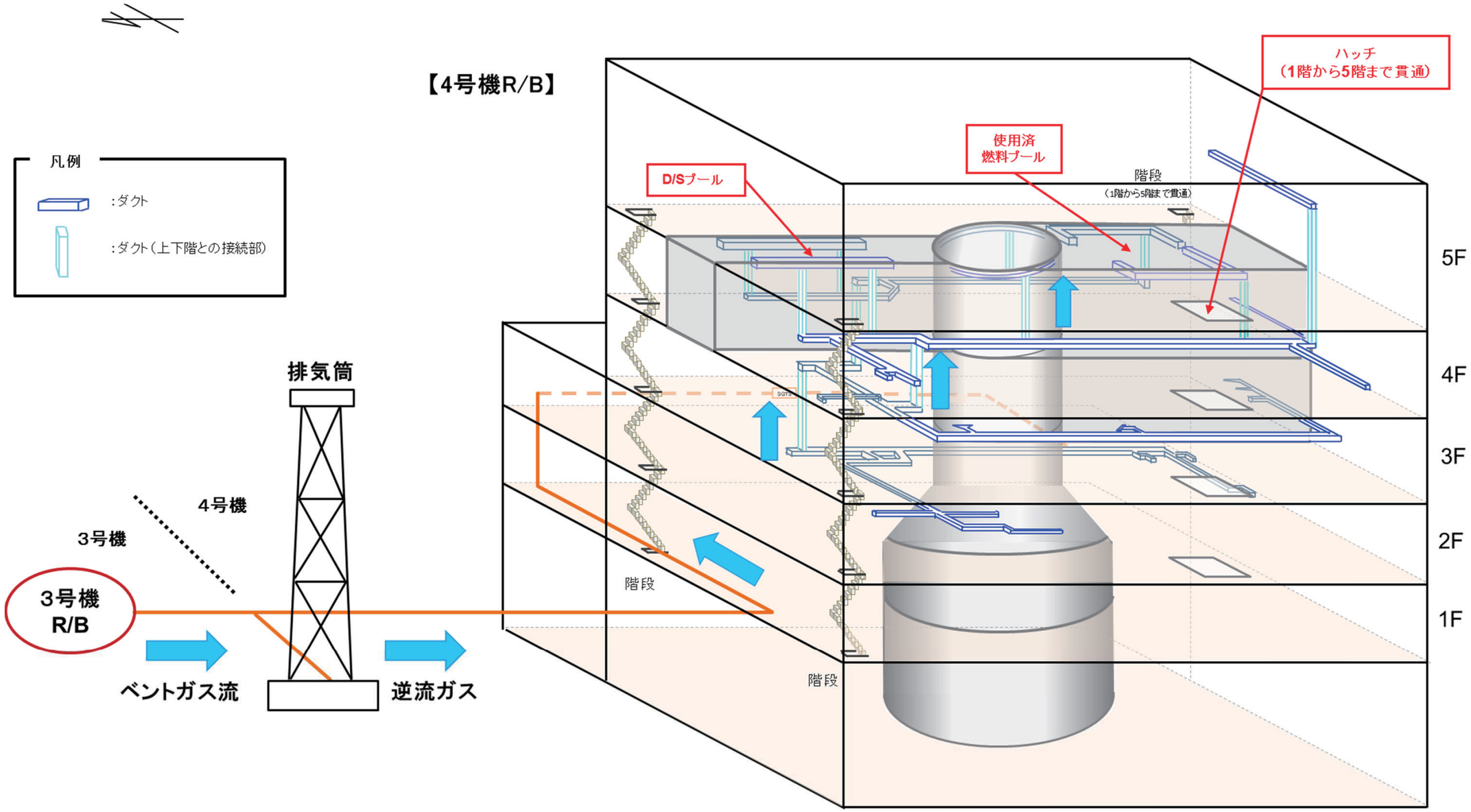
【3号機非常用ガス処理系（SGTS）放射線量測定結果】（平成23年12月22日東京電力測定実施）



東京電力「福島第一原子力発電所3号機非常用ガス処理系線量測定および弁状態確認結果」（平成23年12月）を基に作成

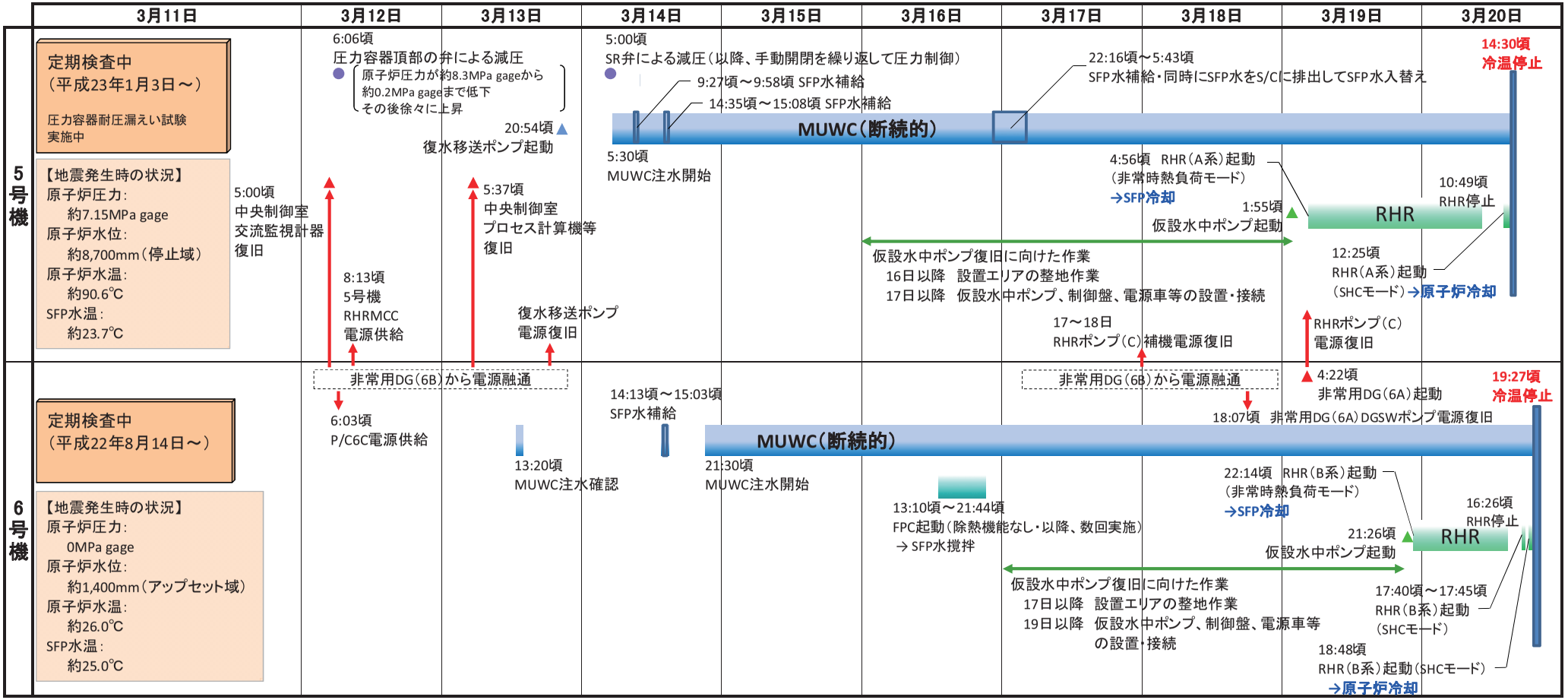
3号機から4号機への水素が流入した可能性のある経路

【② 西側から見た図】



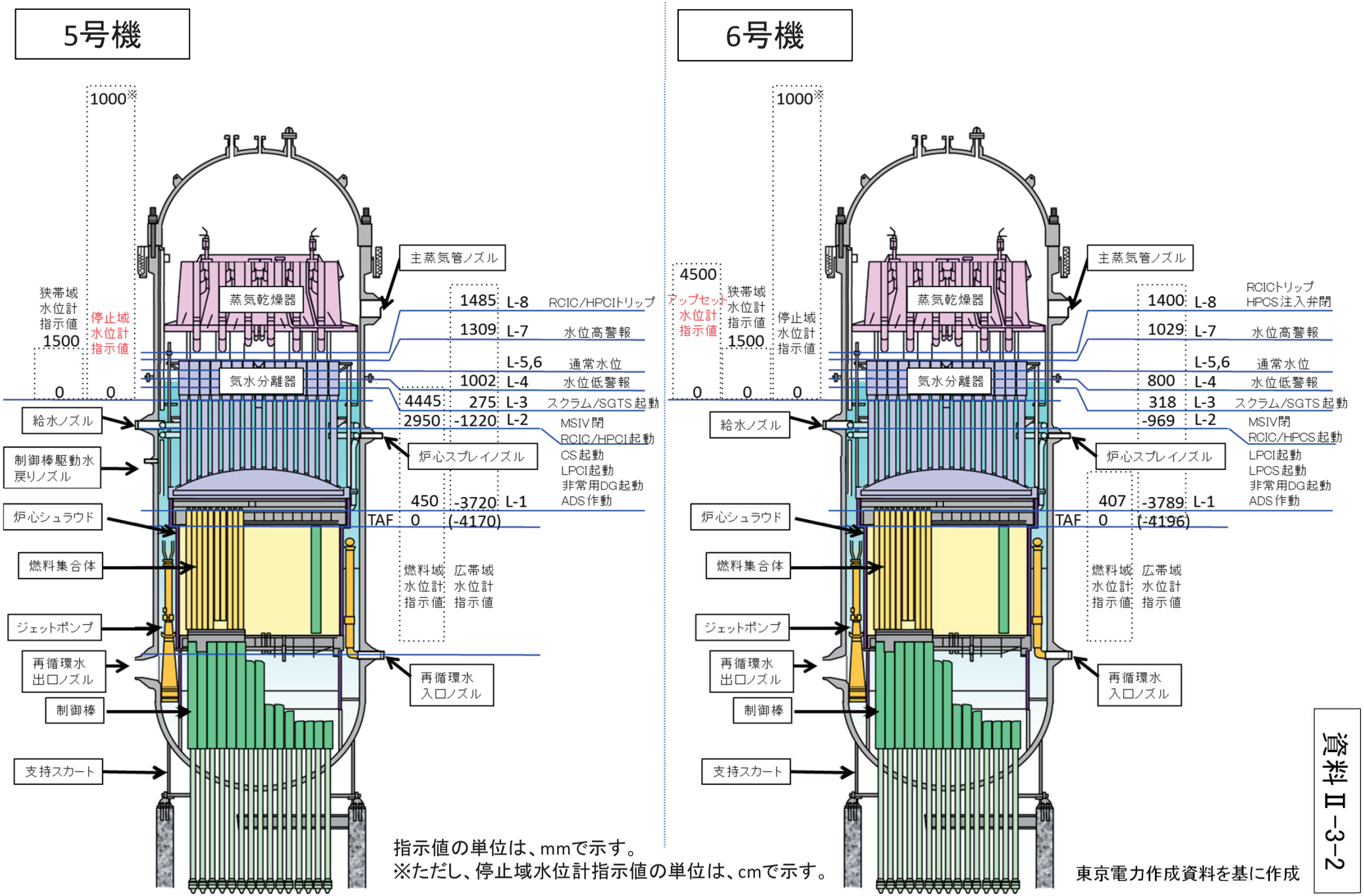
This page intentionally left blank.

福島第一原子力発電所5号機及び6号機における冷温停止までの流れ（概要）



資料Ⅱ－3－1

福島第一原子力発電所5号機及び6号機の原子炉水位図

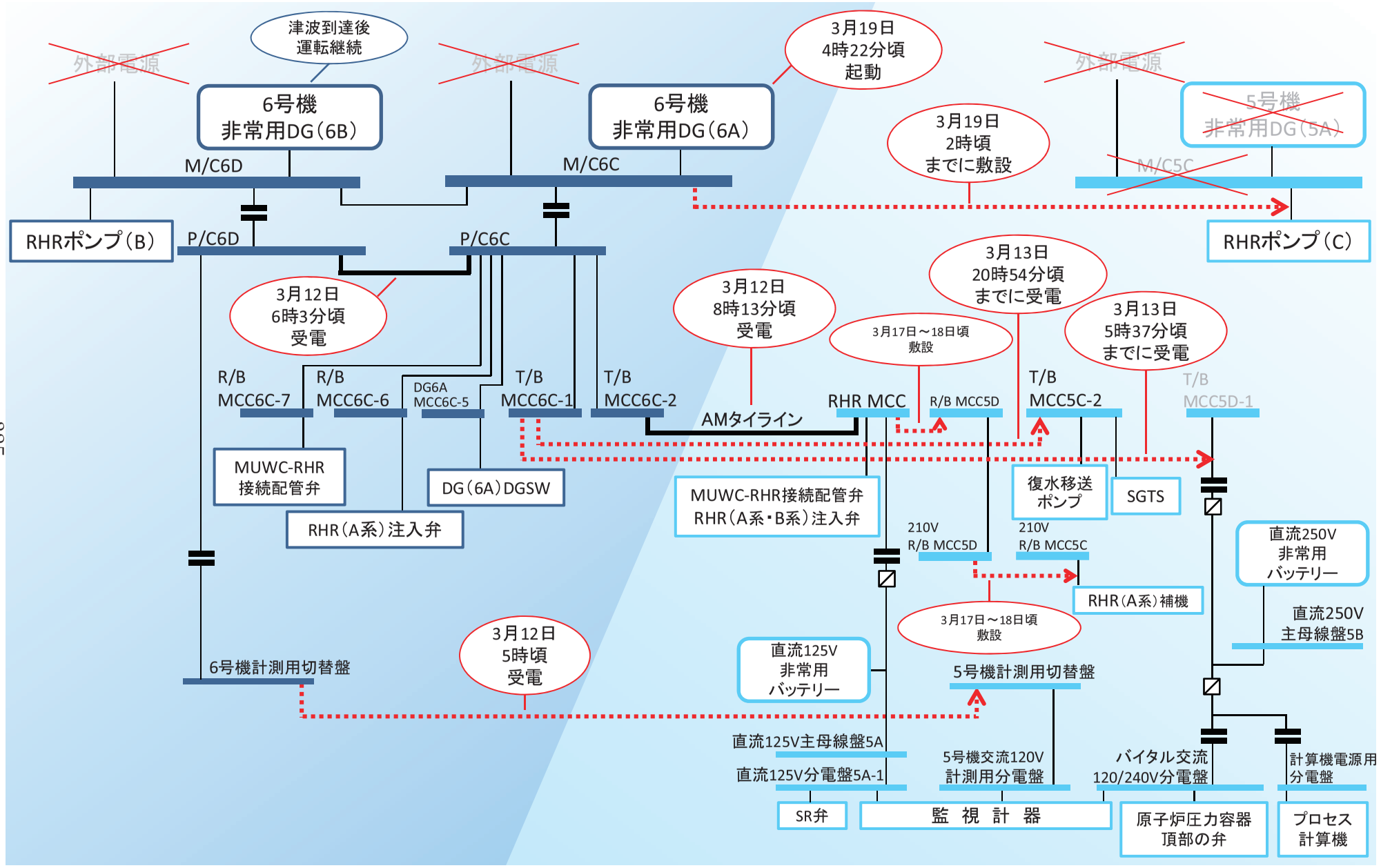


指示値の単位は、mmで示す。
※ただし、停止域水位計指示値の単位は、cmで示す。

東京電力作成資料を基に作成

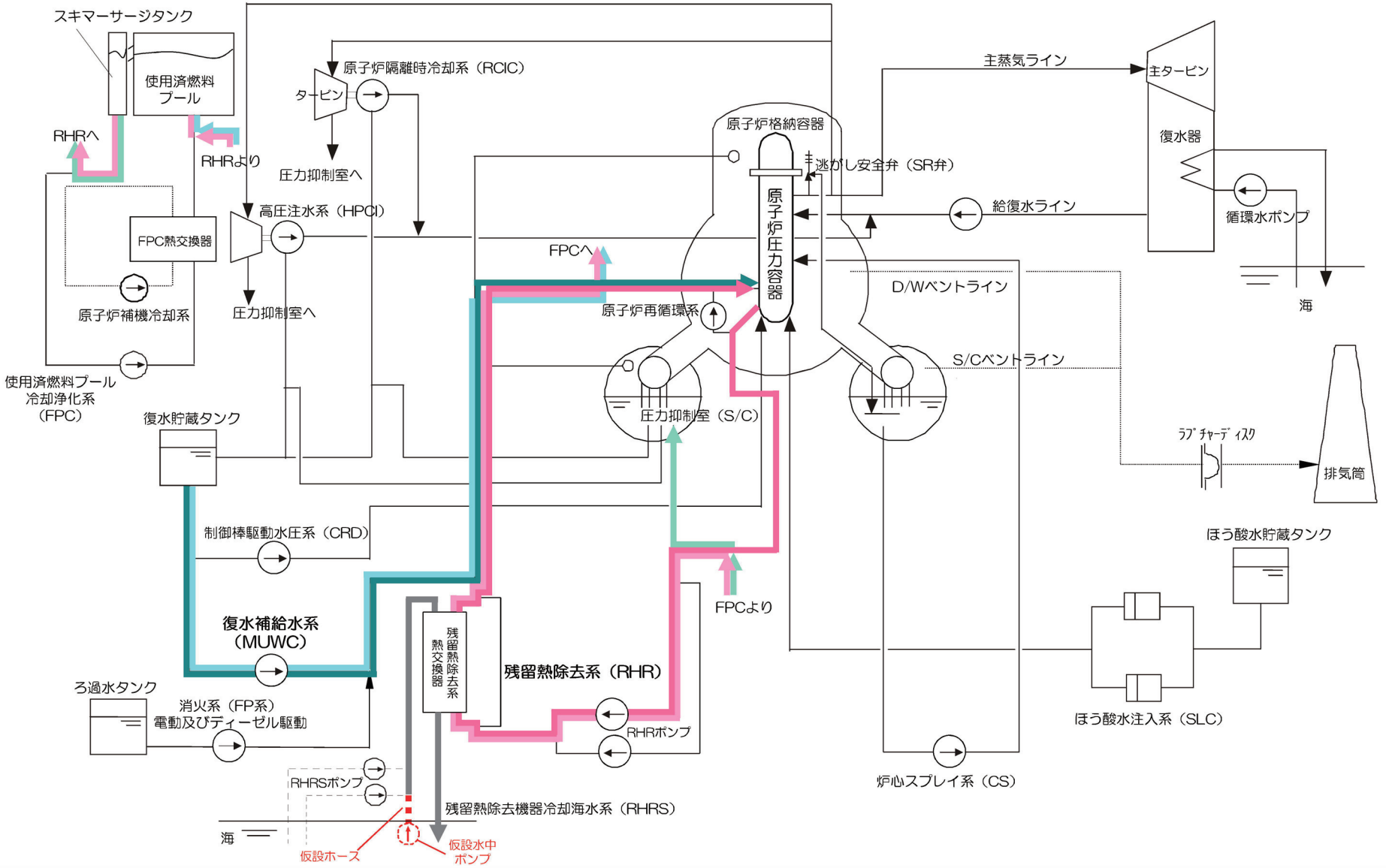
資料Ⅱ-3-2

福島第一原子力発電所5号機及び6号機の電源復旧等の概略図



東京電力作成資料を基に作成

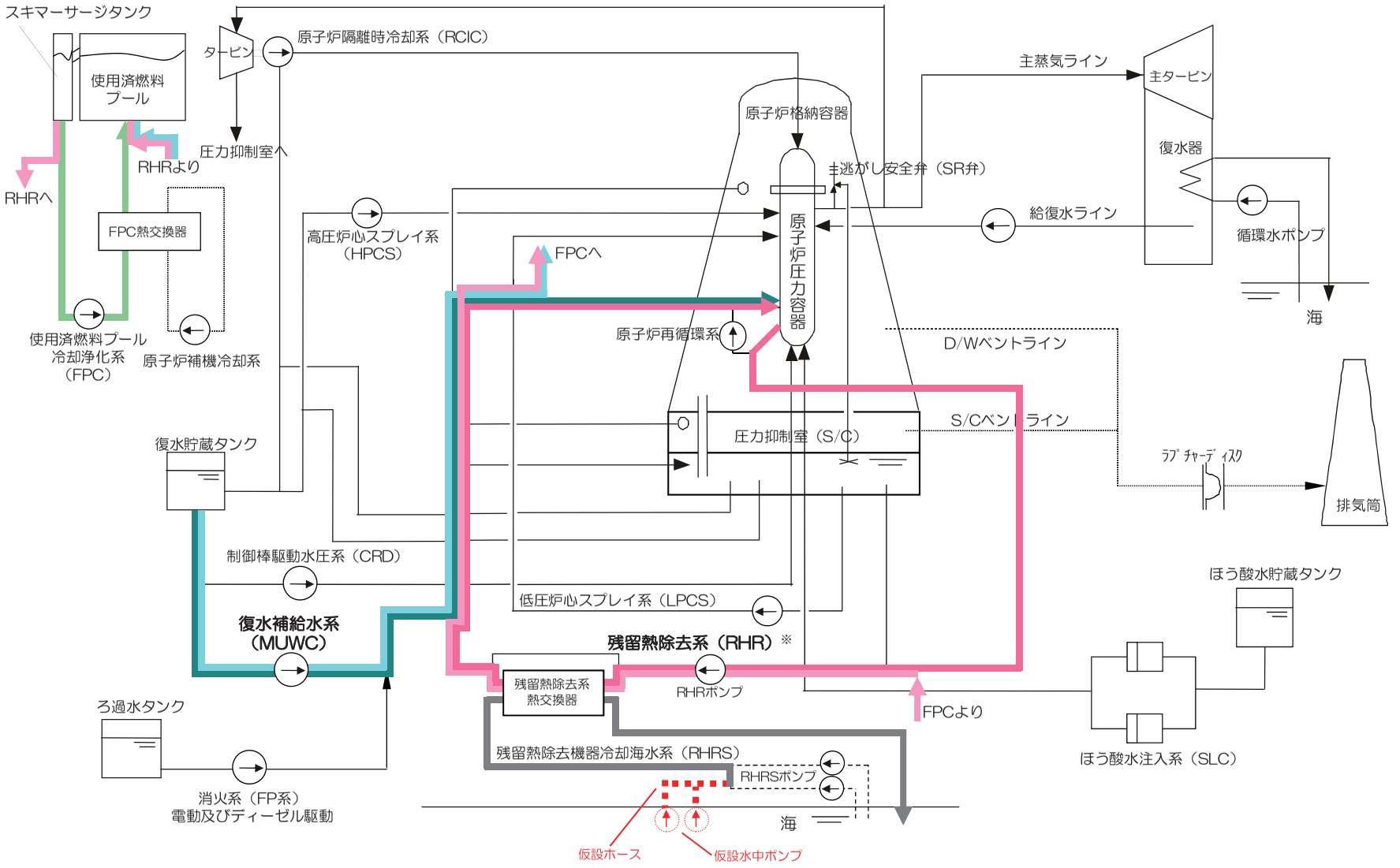
福島第一原子力発電所5号機の設備構成の概要



東京電力「福島原子力事故調査報告書（中間報告書）」（平成23年12月）を基に作成

資料Ⅱ−3−4

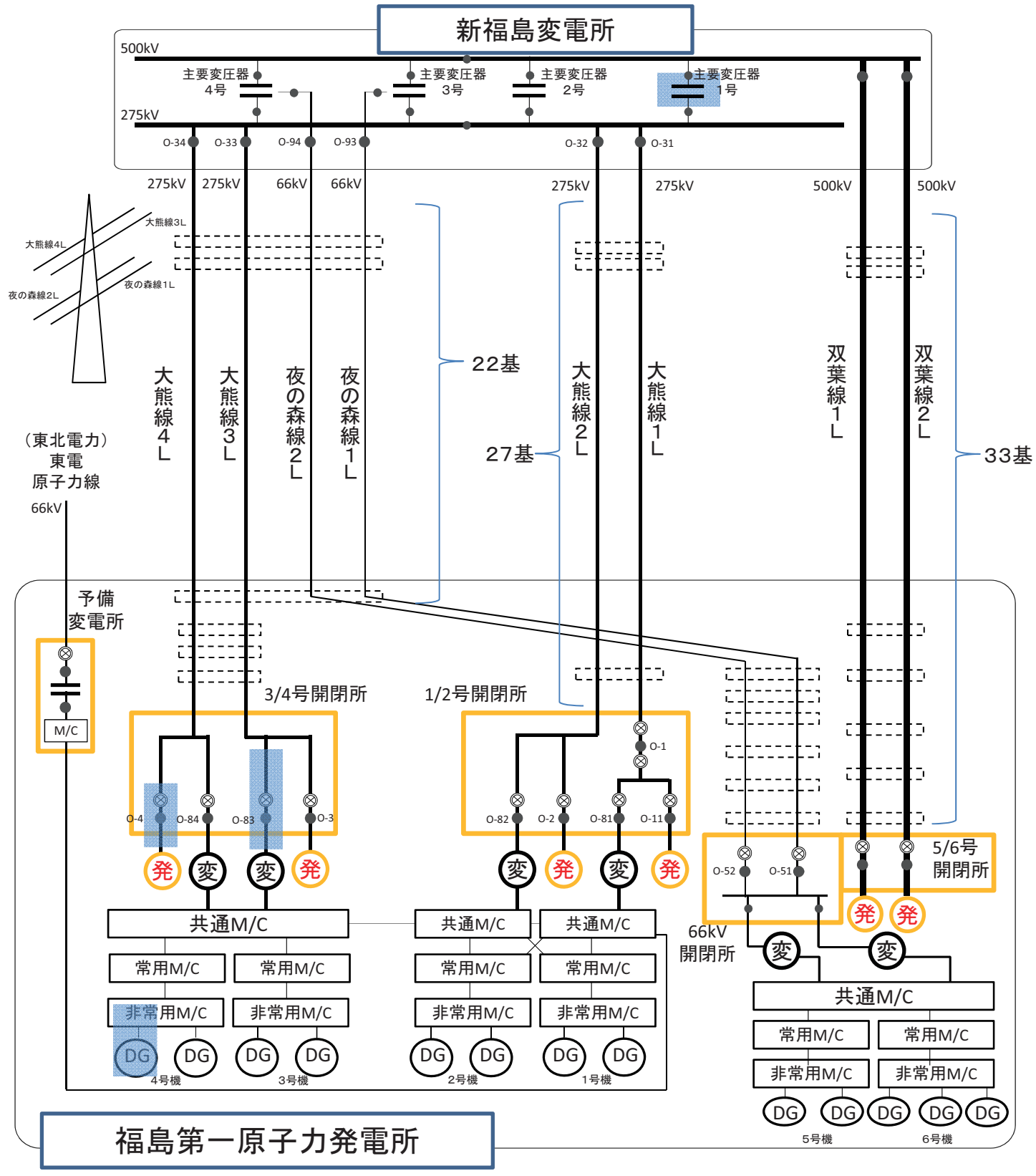
福島第一原子力発電所6号機の設備構成の概要



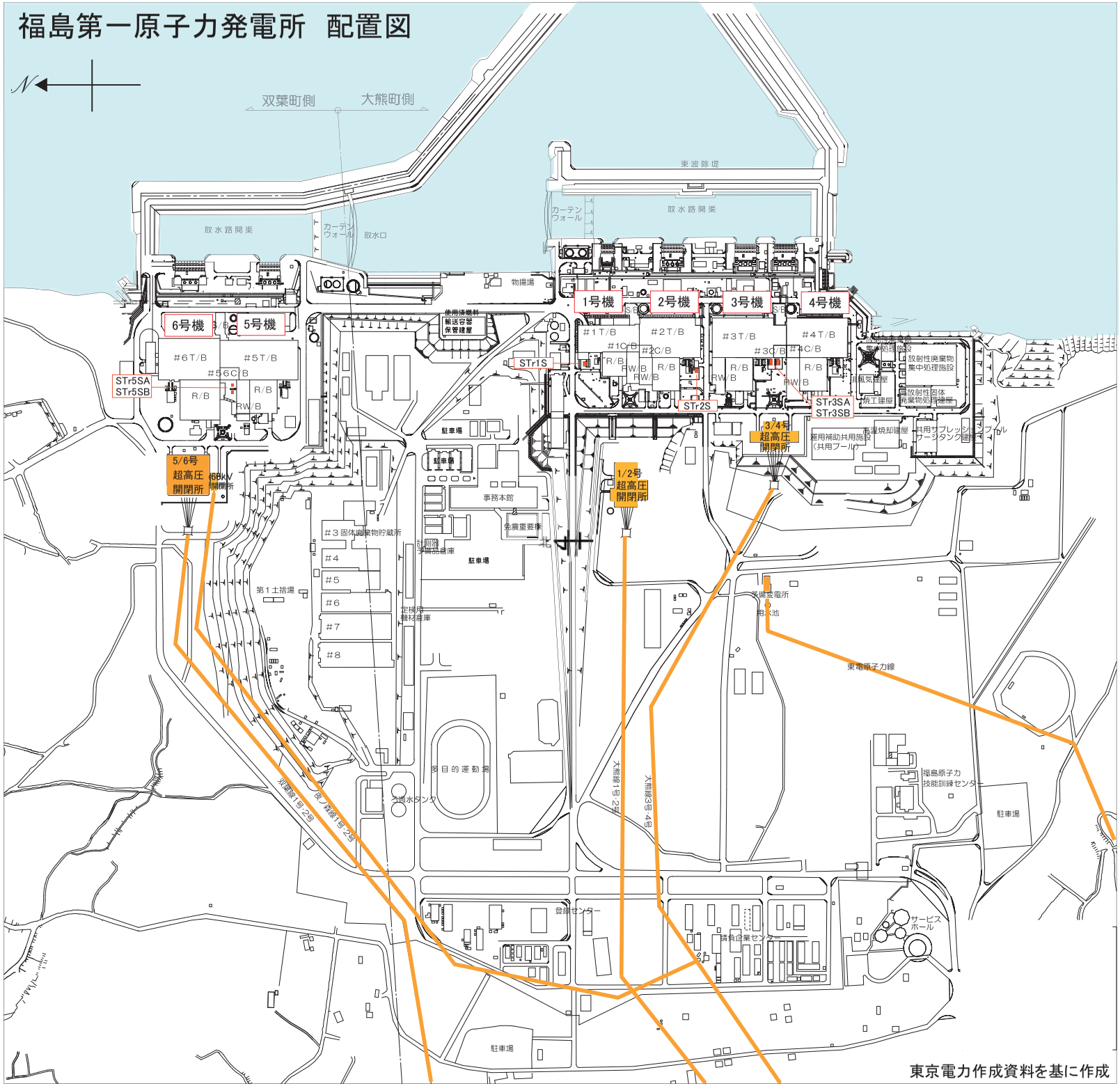
※6号機RHRのC系は、熱交換器が設置されていない。

東京電力「福島原子力事故調査報告書（中間報告書）」（平成23年12月）を基に作成

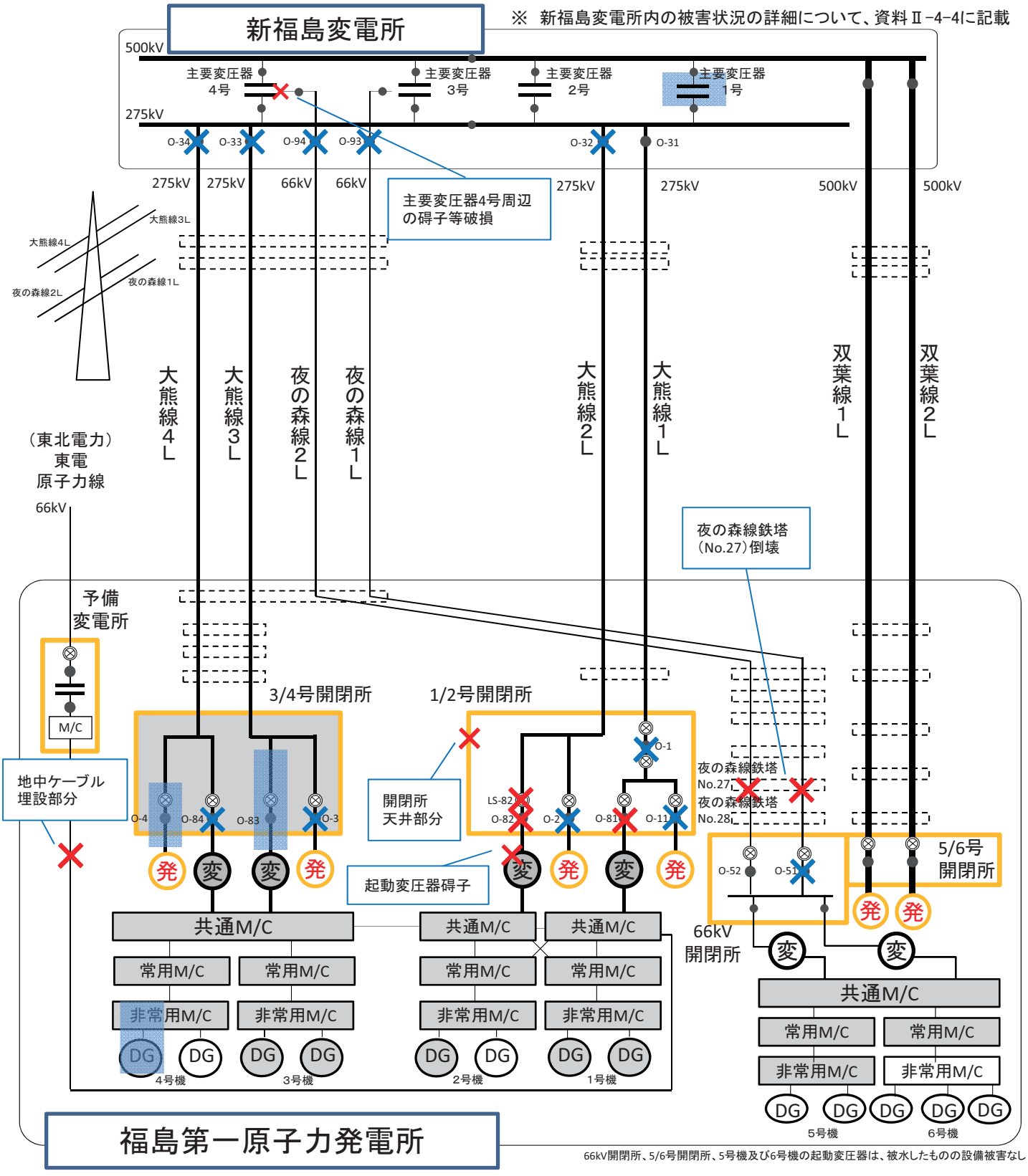
福島第一原子力発電所内外の電気設備



東京電力「福島原子力事故調査報告書（中間報告書）」（平成23年12月）等を基に作成


福島第一原子力発電所　配置図
凡例
外部電源設備
起動変圧器
双葉町側
大熊町側
東波除堤
取水路開渠
カーテンウォール
取水口
物揚場
1号機
2号機
3号機
4号機
6号機
5号機
#1T/B
#2T/B
#3T/B
#4T/B
#1C/B
#2C/B
#3C/B
#4C/B
#6T/B
#5T/B
#56C/B
R/B
RW/B
STr1S
STr2S
STr3SA
STr3SB
STr5SA
STr5SB
5/6号
超高圧
開閉所
66kV
開閉所
1/2号
超高圧
開閉所
3/4号
超高圧
開閉所
駐車場
事務本館
免震重要棟
#3固体廃棄物貯蔵所
#4
#5
#6
#7
#8
第1土捨場
多目的運動場
予備変電所
用水池
東電原子力線
大熊線1号2号
大熊線3号4号
双葉線1号2号
福島原子力
技能訓練センター
サービスホール
登録センター
請負企業センター
廃棄物処理施設
放射性廃棄物
集中処理施設
焼却建屋
放射性固体
廃棄物処理建屋
廃棄物処理建屋
廃棄物処理建屋

福島第一原子力発電所内外の電気設備の主な被害状況



東京電力「福島原子力事故調査報告書（中間報告書）」（平成23年12月）等を基に作成

新福島変電所の主な被害状況

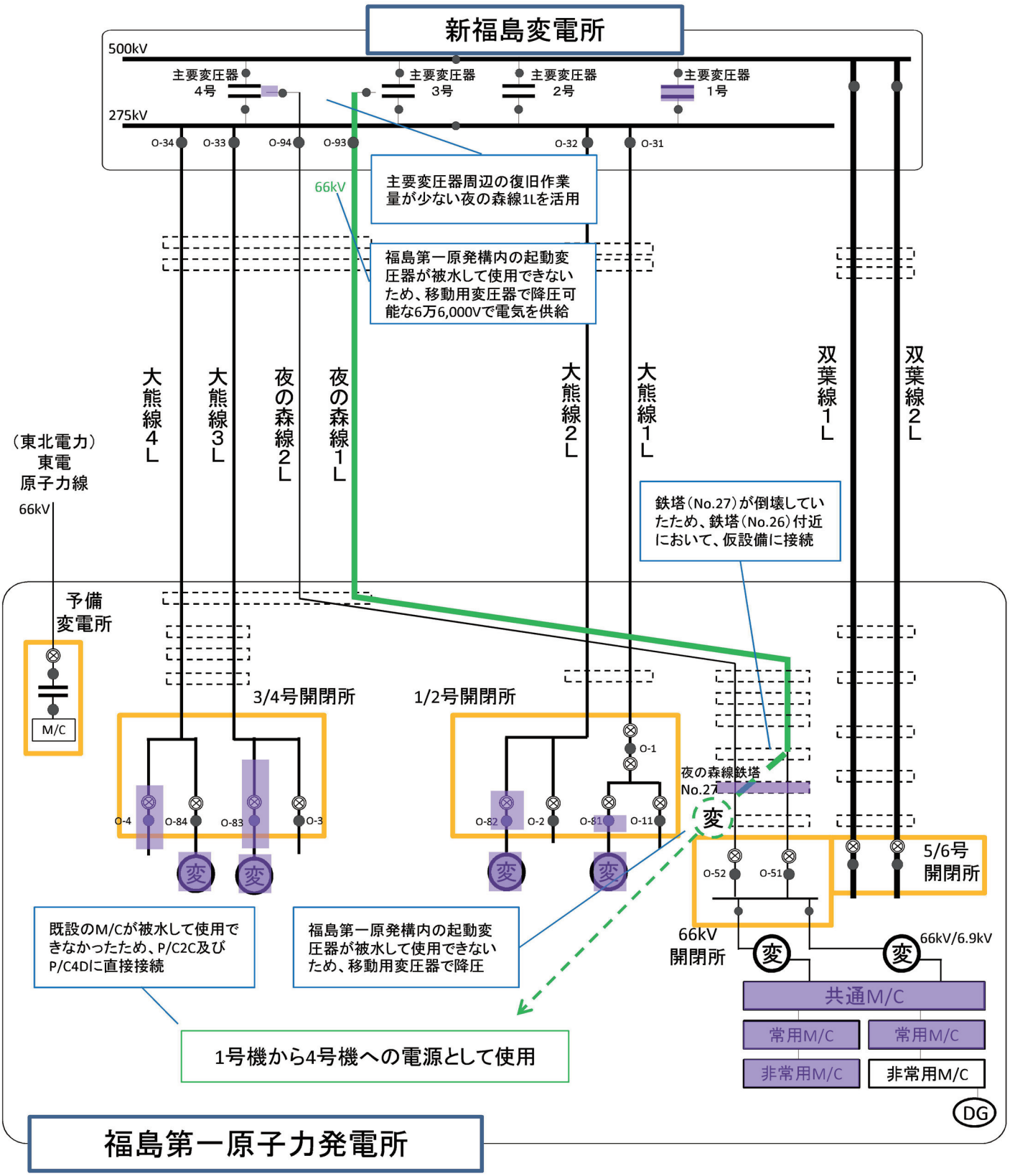
設備	被害概要
大熊線3L	架空地線断線
大熊線3L・大熊線4L	鉄構傾斜
夜の森線	地盤沈下（陥没）
主要変圧器1号	避雷器転倒・亀裂
主要変圧器2号	漏油
主要変圧器3号	漏油
主要変圧器4号	碍子破損・漏油
遮断器O-24	避雷器倒壊
断路器31　大熊線1L	接触部変形・ずれ
断路器33　大熊線3L	接触部ずれ・碍子軸傾斜
断路器93　夜の森線1L	接触部変形・ずれ
断路器94　夜の森線2L	接触部変形・ずれ
断路器R94　夜の森線2L	接触部変形・ずれ
断路器101	碍子破損
断路器107	碍子破損
断路器108	碍子破損
断路器113	碍子破損
断路器150	接触部変形・ずれ
断路器201	碍子破損
断路器202	碍子破損
断路器207	碍子破損
断路器210	碍子破損
断路器242	碍子破損
断路器250	接触部変形・ずれ
断路器R200	碍子破損
断路器R300	接触部変形・ずれ
断路器S200	碍子全損
断路器S300	接触部変形・ずれ
断路器S400	接触部変形・ずれ
計器用変圧器　大熊線1L	傾斜
計器用変圧器　大熊線3L・大熊線4L	傾斜
変流器　500kV　母線	碍子破損
避雷器　大熊線1L	傾斜
避雷器　大熊線2L	傾斜

東京電力「電気事業法第106条第3項の規定に基づく報告の徴収に対する報告について」（平成23年5月）を基に作成

資料Ⅱ-4-5

福島第一原子力発電所の外部電源復旧の検討状況

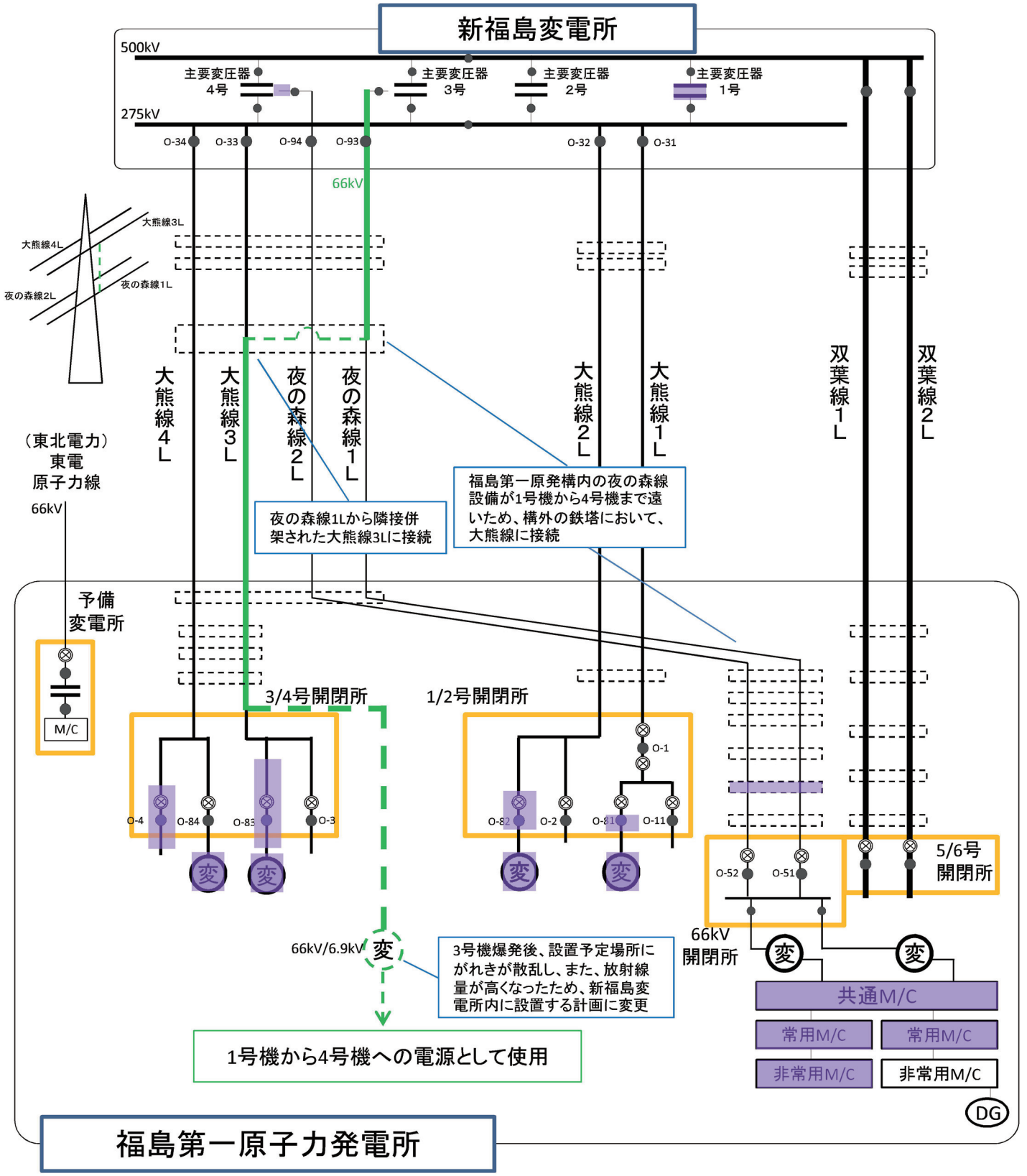
（1号機から4号機の外部電源復旧の検討内容① ―3月12日昼頃まで―）



凡例　断路器　遮断器　起動変圧器　変圧器　送電線鉄塔
検討した電路（未復旧）　仮設備　使用不能設備（地震・津波・工事のため）

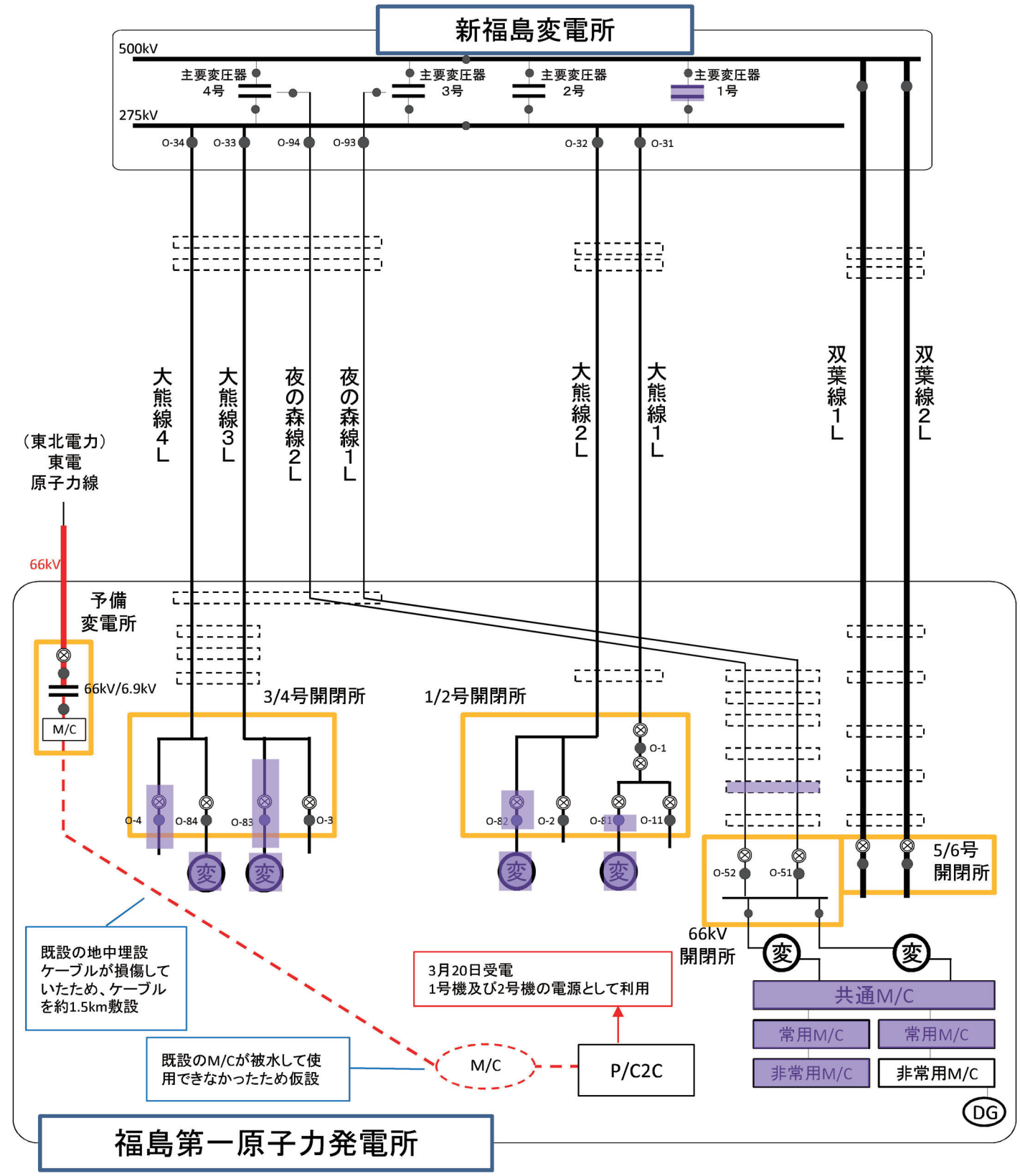
東京電力「福島原子力事故調査報告書（中間報告書）」（平成23年12月）等を基に作成

福島第一原子力発電所の外部電源復旧の検討状況
（1号機から4号機の外部電源復旧の検討内容② ―3号機R/B爆発まで―）



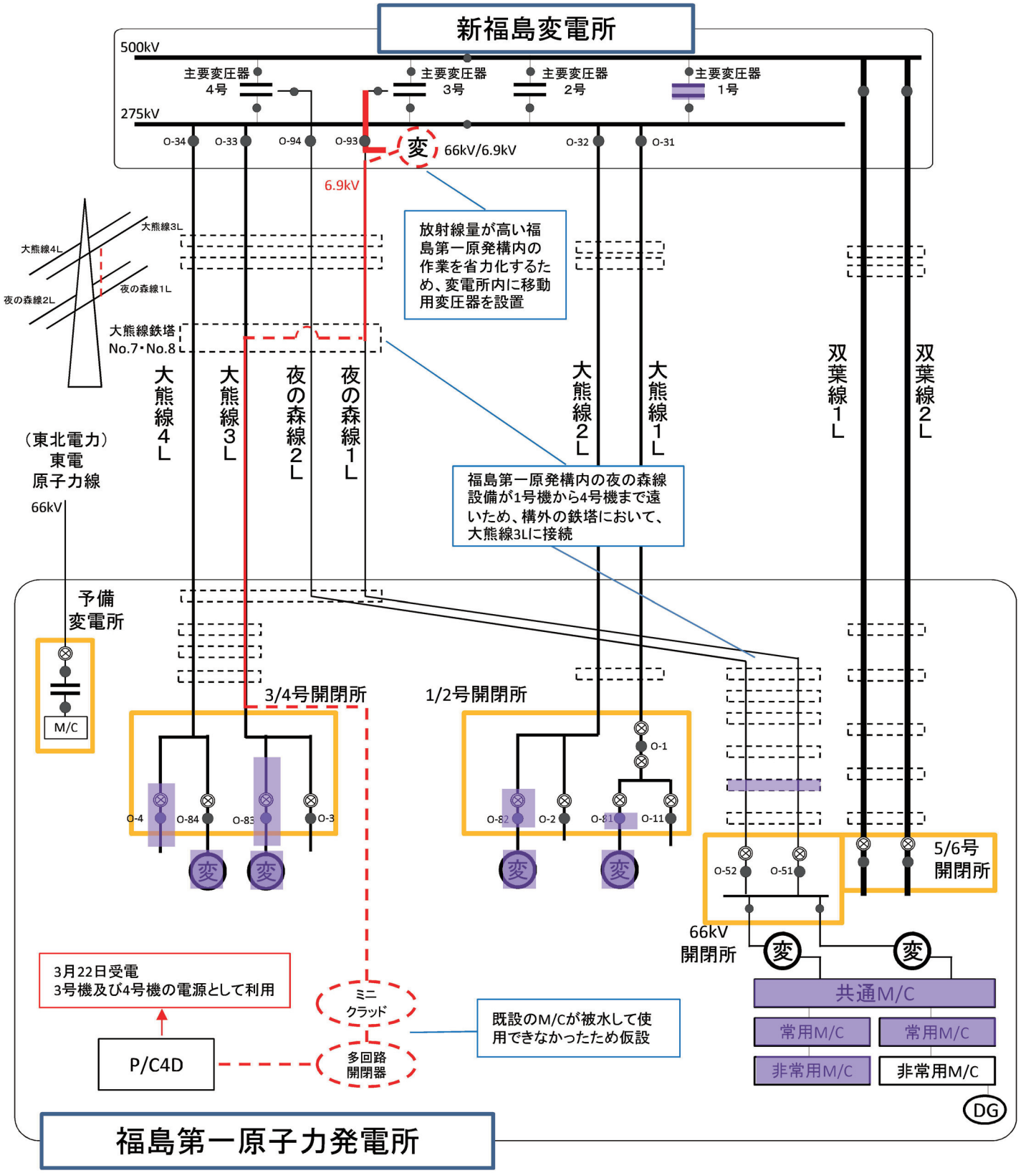
東京電力「福島原子力事故調査報告書（中間報告書）」（平成23年12月）等を基に作成

福島第一原子力発電所の外部電源復旧状況
（1号機及び2号機の外部電源復旧―東電原子力線活用―）



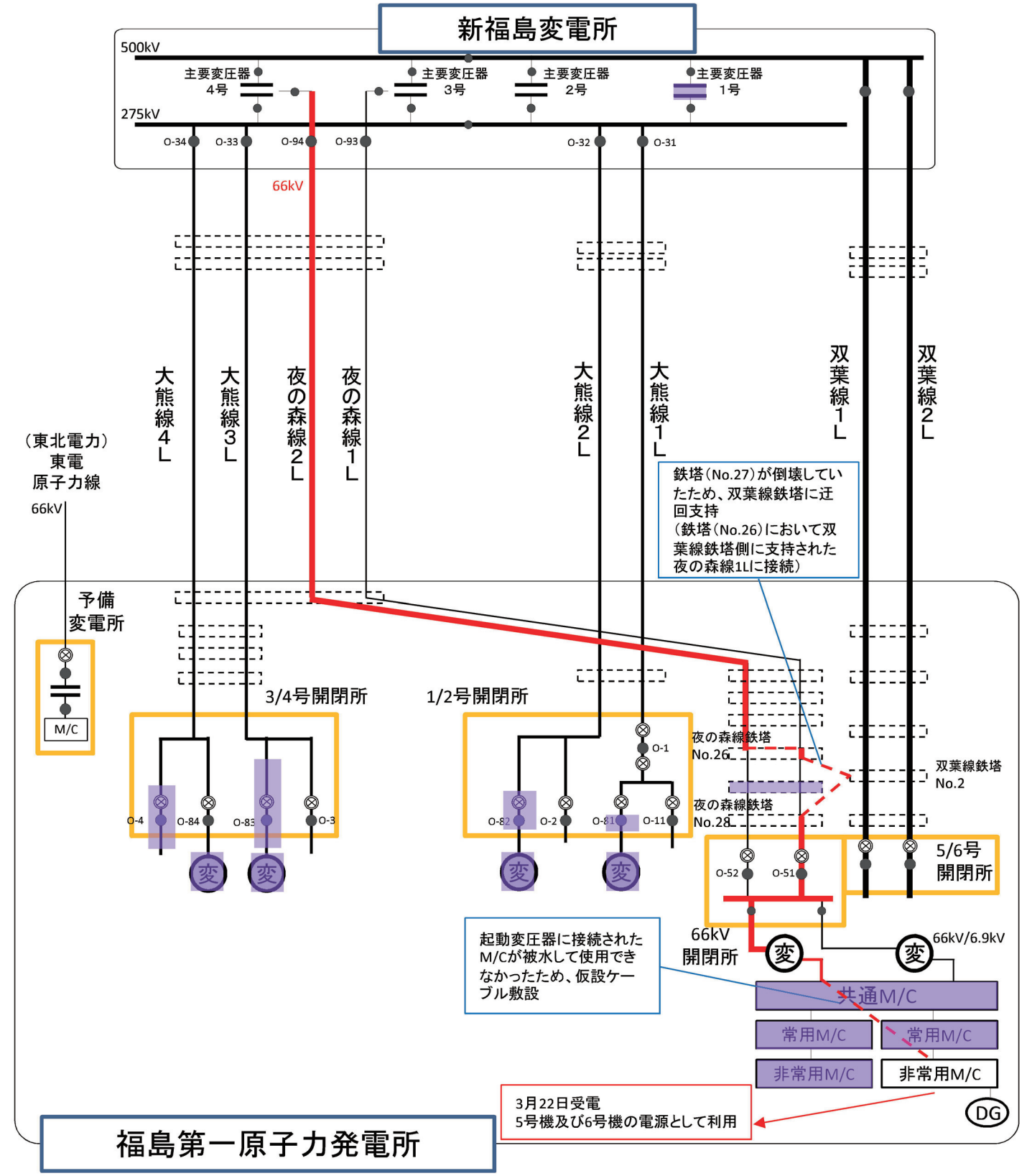
東京電力「福島原子力事故調査報告書（中間報告書）」（平成23年12月）等を基に作成

福島第一原子力発電所の外部電源復旧状況
（3号機及び4号機の外部電源復旧―夜の森・大熊接続線活用―）



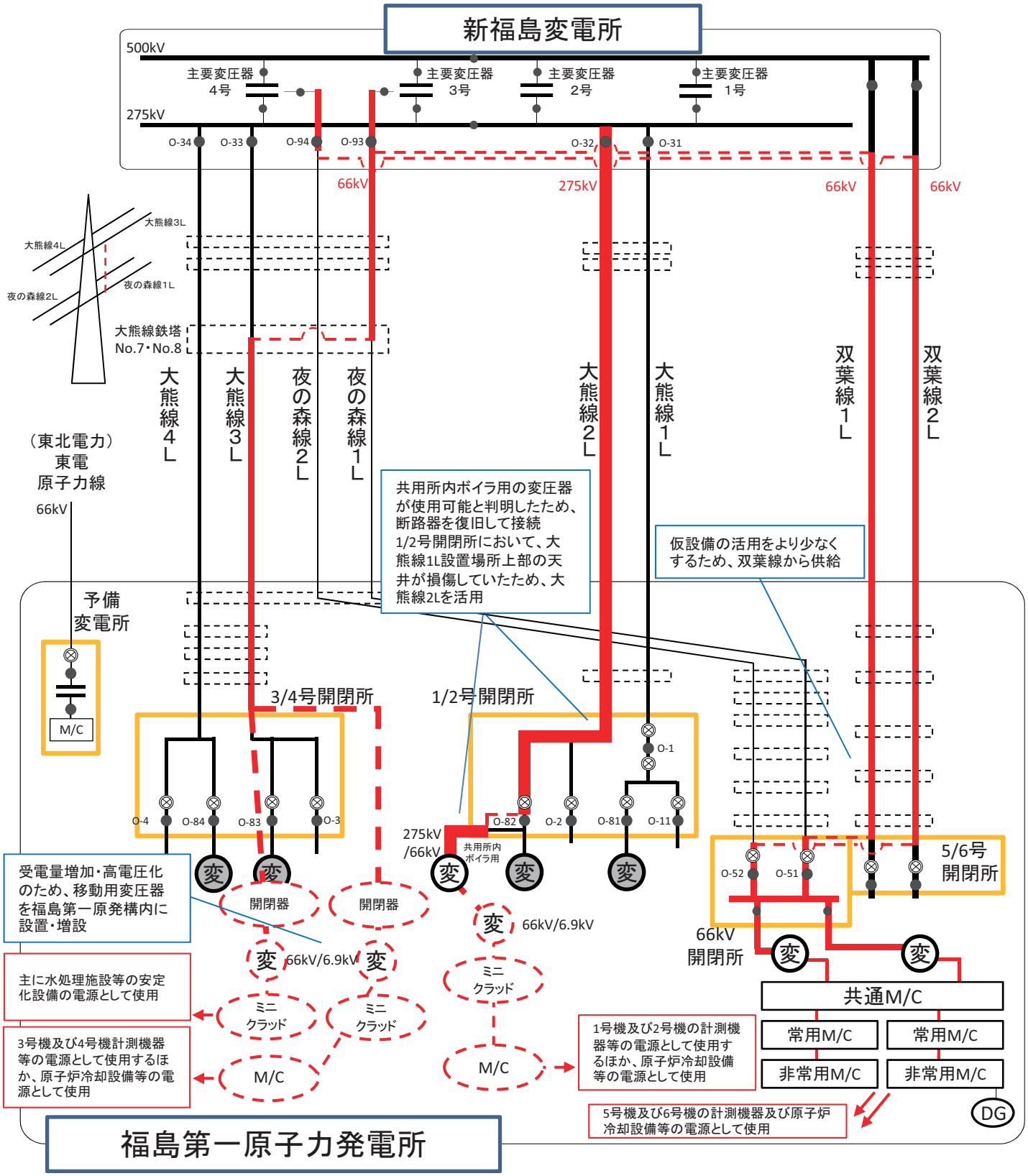
東京電力「福島原子力事故調査報告書（中間報告書）」（平成23年12月）等を基に作成

福島第一原子力発電所の外部電源復旧状況
（5号機及び6号機の外部電源復旧―夜の森線2L活用―）



東京電力「福島原子力事故調査報告書（中間報告書）」（平成23年12月）等を基に作成

福島第一原子力発電所の外部電源復旧状況
（7月までに実施された外部電源安定化策）



東京電力「福島原子力事故調査報告書（中間報告書）」（平成23年12月）等を基に作成

This page intentionally left blank.

福島第二原子力発電所における冷温停止までの流れ（概要）

資料Ⅱ-5-1

1号機

定格熱出力一定運転中

【地震発生時の状況】
原子炉圧力：
約6.9MPa gage
原子炉水位：
約900mm（狭帯域）
SFP水温：
約37℃

14:48頃～15:36頃　主復水器使用による原子炉圧力制御
15:36頃
RCIC手動起動
21:53頃～21:56頃　水源切替（CST→S/C）
RCIC（断続的）
4:58頃　RCIC手動停止
15:55頃　SR弁自動開（以降、手動開閉を繰り返して圧力制御）
23:24頃～23:42頃
MUWC注水確認
（注水不可）
23:58頃～1:00頃
MUWC注水確認
（3回実施）
3:48頃
MUWC注水開始
7:10頃　D/Wスプレイ（以降、適宜実施）
7:37頃　S/Cスプレイ（以降、適宜実施）
MUWC（断続的）
1:24頃
RHR（B系）起動
（S/C冷却モード）
21:03頃
RHRCポンプ（1D）
手動起動
20:17頃
RHRSポンプ（1B）
手動起動
1:44頃
EECWポンプ（1B）
手動起動
RHR
10:05頃
原子炉とS/Cを同時に冷却する
モードへの切替
17:00頃
冷温停止
RHR復旧に向けたがれき撤去作業
RHRCポンプ、EECWポンプのモーター交換
仮設ケーブルの敷設
5:22頃　S/C水温100℃以上に
→原災法第15条特定事象該当
10:21頃～18:30頃 ベントライン構成
10:15頃　S/C水温100℃未満に
→原災法第15条特定事象に該当しなくなる

2号機

定格熱出力一定運転中

【地震発生時の状況】
原子炉圧力：
約6.9MPa gage
原子炉水位：
約900mm（狭帯域）
SFP水温：
約32℃

14:48頃～15:34頃　主復水器使用による原子炉圧力制御
15:43 頃
RCIC手動起動
19:44頃　水源切替（CST→S/C）
RCIC（断続的）
4:53頃　RCIC自動停止
15:41頃　SR弁自動開（以降、手動開閉を繰り返して圧力制御）
21:25頃～21:26頃
21:31頃～21:32頃
MUWC注水確認
4:50頃
MUWC注水開始
（原子炉圧力約0.36MPa gage）
7:11頃　D/Wスプレイ（以降、適宜実施）
7:35頃　S/Cスプレイ（以降、適宜実施）
MUWC（断続的）
3:51頃
RHRSポンプ（2B）
手動起動
3:20頃
EECWポンプ（2B）
手動起動
5:52頃
RHRCポンプ（2B）
手動起動
RHR
7:13頃
RHR（B系）起動
（S/C冷却モード）
10:48頃
原子炉とS/Cを同時に冷却する
モードへの切替
18:00頃
冷温停止
RHR復旧に向けたがれき撤去作業
仮設ケーブルの敷設
5:32頃　S/C水温100℃以上に
→原災法第15条特定事象該当
10:33頃～10:58頃 ベントライン構成
15:52頃　S/C水温100℃未満に
→原災法第15条特定事象に該当しなくなる

3号機

定格熱出力一定運転中

【地震発生時の状況】
原子炉圧力：
約6.8MPa gage
原子炉水位：
約910mm（狭帯域）
SFP水温：
約35℃

14:48頃～15:37頃　主復水器使用による原子炉圧力制御
16:06 頃
RCIC手動起動
18:31頃　水源切替（CST→S/C）
RCIC
23:11頃　RCIC手動停止
15:46頃　SR弁自動開（以降、手動開閉を繰り返して圧力制御）
22:53頃
MUWC注水確認
MUWC（断続的）
23:15頃　MUWC注水開始
（原子炉圧力約0.75MPa gage）
12:15頃
冷温停止
1:23頃
RHR停止
7:59 頃
RHR停止
RHR
15:36頃
RHR（B系）起動
（S/C冷却モード）
2:39頃
RHR（B系）起動
（S/C冷却モード）
9:37頃
RHR（B系）起動（SHCモード）→ 原子炉冷却
12:08頃～12:13頃　ベントライン構成

4号機

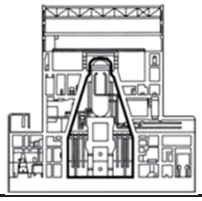
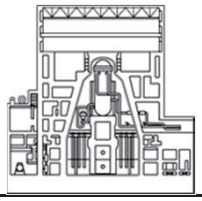
定格熱出力一定運転中

【地震発生時の状況】
原子炉圧力：
約6.8MPa gage
原子炉水位：
約910mm（狭帯域）
SFP水温：
約36℃

14:48頃～15:36頃　主復水器使用による原子炉圧力制御
15:54頃
RCIC手動起動
18:13頃　水源切替（CST→S/C）
23:19頃　水源切替（S/C→CST）
RCIC（断続的）
0:16頃　RCIC自動停止
15:46頃　SR弁自動開（以降、手動開閉を繰り返して圧力制御）
23:33頃
MUWC注水確認
（以降、数回実施）
0:16頃　MUWC注水開始
（原子炉圧力約0.37MPa gage）
MUWC（断続的）
7:35頃　S/Cスプレイ
12:32頃　MUWC停止
11:17頃　HPCS起動
（S/C撹拌）
12:30頃　原子炉注水開始
（水源S/C）
HPCS（断続的）
13:07頃
RHRSポンプ（4B）
手動起動
14:56頃
RHRCポンプ（4B）
手動起動
11:00頃
EECWポンプ（4B）
手動起動
RHR（断続的）
15:42頃
RHR（B系）起動（S/C冷却モード）
21:43頃
原子炉とS/Cを同時に冷却
するモードへの切替
7:15頃
冷温停止
RHR復旧に向けたがれき撤去作業
RHRCポンプのモーター交換
仮設ケーブルの敷設
6:07頃　S/C水温100℃以上に
→原災法第15条特定事象該当
11:44頃～11:52頃　ベントライン構成
7:15頃　S/C水温100℃未満に
→原災法第15条特定事象に該当しなくなる

This page intentionally left blank.

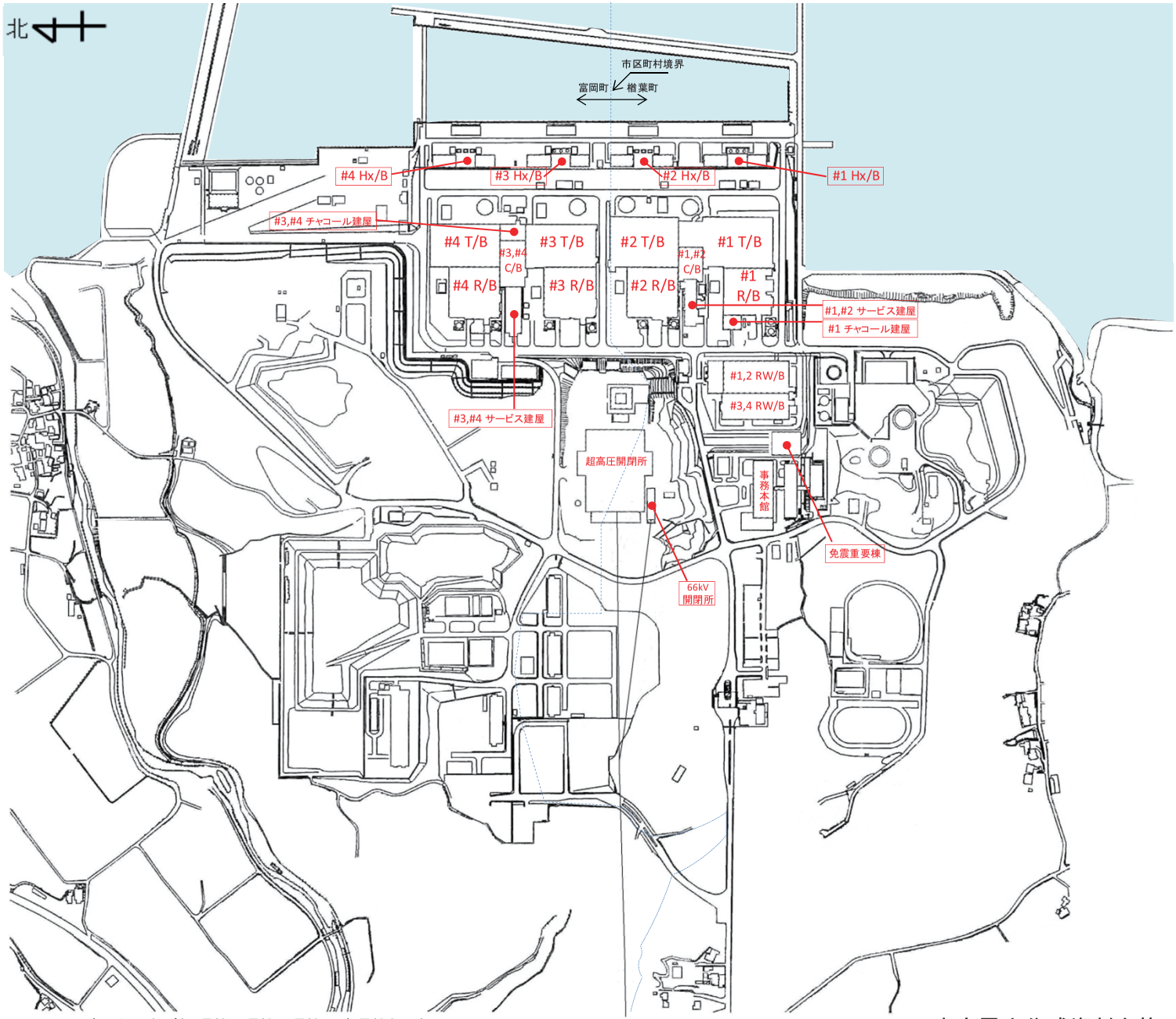
福島第二原子力発電所設備

	1号機	2号機	3号機	4号機
電気出力(MWe)	1,100	1,100	1,100	1,100
熱出力(MWt)	3,293	3,293	3,293	3,293
建設着工	1975/8	1979/1	1980/11	1980/11
営業運転開始	1982/4	1984/2	1985/6	1987/8
原子炉形式	BWR5			
原子炉圧力容器内径(mm)	約6,400	約6,400	約6,400	約6,400
原子炉圧力容器全高(mm)	約23,000	約23,000	約23,000	約23,000
原子炉圧力容器全重量(t)	約750	約750	約750	約750
原子炉圧力容器設計圧力※1	約8.62MPa[gage] (87.9kg/cm^2[gage])	約8.62MPa[gage] (87.9kg/cm^2[gage])	約8.62MPa[gage] (87.9kg/cm^2[gage])	約8.62MPa[gage] (87.9kg/cm^2[gage])
原子炉圧力容器設計温度(℃)	302	302	302	302
燃料集合体数(本)	764	764	764	764
高燃焼度8×8燃料(本)	0	0	0	0
9×9燃料(A型)(本)	572	368	764	764
9×9燃料(B型)(本)	192	396	0	0
MOX燃料(本)	0	0	0	0
燃料棒有効長(m)	約3.71	約3.71	約3.71	約3.71
制御棒本数(本)	185	185	185	185
格納容器形式 (本体)	マークⅡ	マークⅡ改良型		
				
格納容器全高(m)	約48	約48	約48	約48
格納容器直径(m)	約26	約29	約29	約29
圧力抑制室プール水量(m^3)	約3400	約4,000	約4,000	約4,000
格納容器設計圧力※1	約0.28MPa[gage] (2.85kg/cm^2[gage])	約0.28MPa[gage] (2.85kg/cm^2[gage])	約0.28MPa[gage] (2.85kg/cm^2[gage])	約0.28MPa[gage] (2.85kg/cm^2[gage])
格納容器設計温度 (℃)	171(D/W) 104(S/C)	171(D/W) 104(S/C)	171(D/W) 104(S/C)	171(D/W) 104(S/C)
使用済燃料プール容量(%炉心分)	350	360	360	360
使用済燃料プール使用温度(℃)	≦65	≦65	≦65	≦65
使用済燃料プールの長さ(南北:海岸線に平行)(m)	約12.2	約12.2	約12.2	約12.2
使用済燃料プールの幅(東西:海岸線に垂直)(m)	約10.4	約13.6	約13.6	約13.6
使用済燃料プールの深さ(最深部)(m)	約11.8	約11.9	約11.8	約11.8
使用済燃料プールの容積(m^3)	約1,450	約1,620	約1,749	約1,670
使用済燃料プールでの使用済燃料の貯蔵可能体数(体)	2,662	2,769	2,740	2,769
使用済燃料プールに貯蔵されている使用済燃料(体)(H22.12末)	1,570	1,638	1,596	1,672
使用済燃料プールに貯蔵されている新燃料(体)(H22.12末)	200	80	184	80

※1 原子炉設置許可申請書での単位はkg/cm^2[gage]

東京電力「福島原子力事故調査報告書」(平成24年6月)

福島第二原子力発電所　配置図

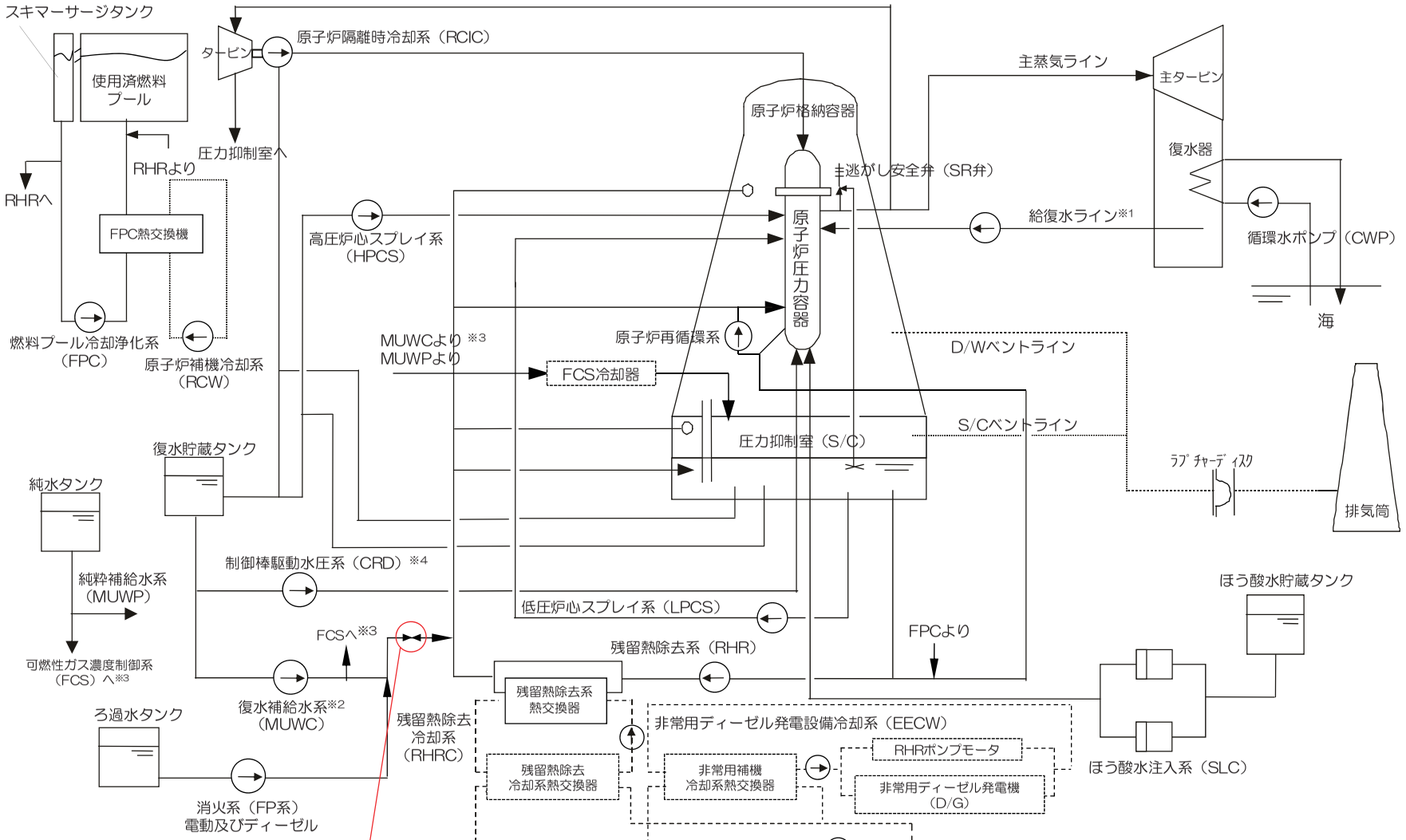


#1、#2、#3及び#4は、それぞれ1号機、2号機、3号機及び4号機を示す。

東京電力作成資料を基に作成

資料Ⅱ-5-3

福島第二原子力発電所1号機から4号機の設備構成の概要



アクシデントマネジメント策整備の一環として設置された電動弁

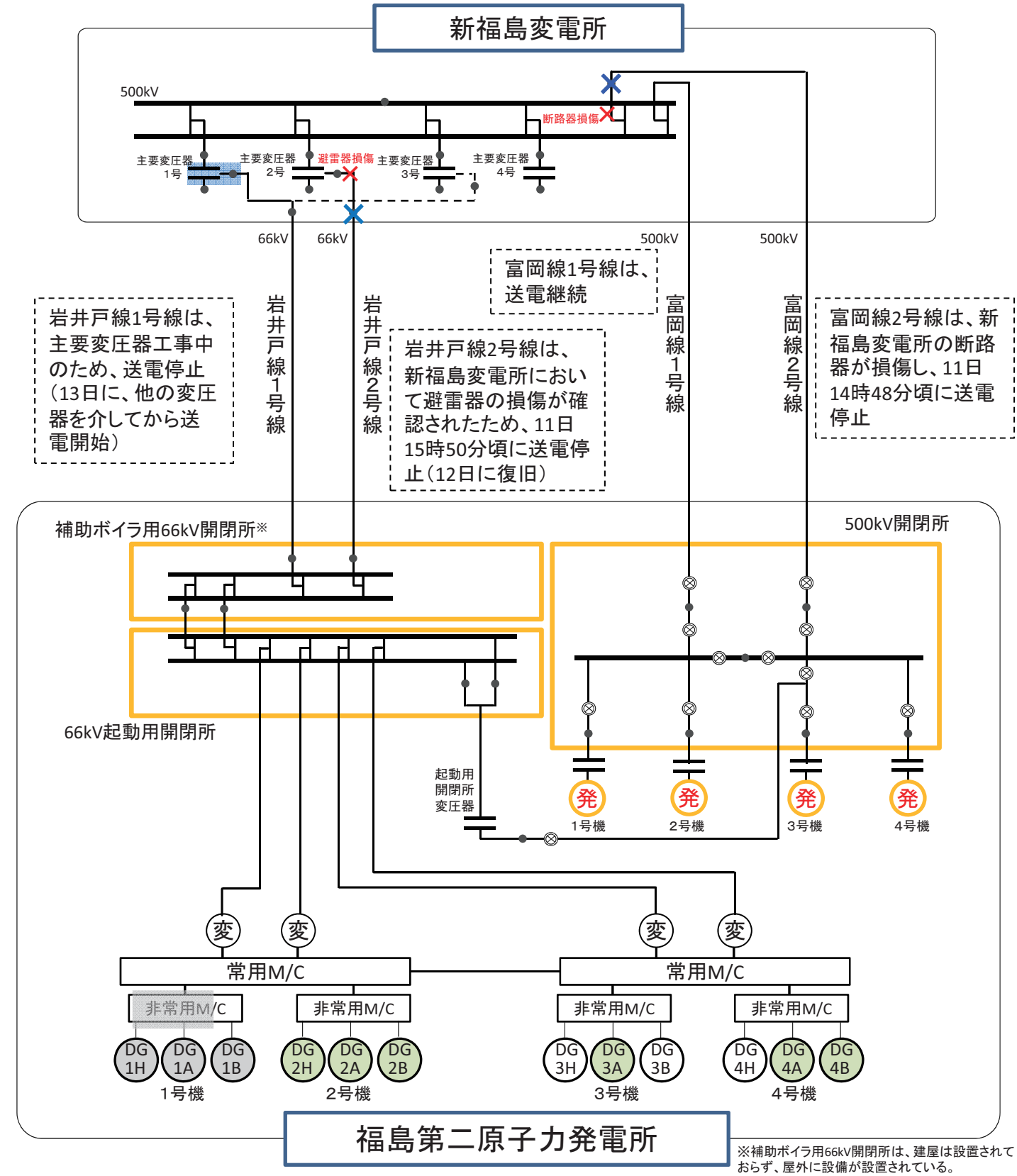
1号機：MO－F101　2号機：MO－F122
3号機：MO－F101　4号機：MO－F101

※1　1号機及び2号機には、それぞれ給水ポンプ4台（電動機駆動2台、タービン駆動2台）及び復水ポンプが6台（高圧3台、低圧3台）が設置され、3号機及び4号機には、それぞれ給水ポンプ4台（電動機駆動2台、タービン駆動2台）及び復水ポンプが3台設置されている。
※2　1号機、3号機及び4号機にはポンプが3台、2号機にはポンプが2台設置されている。
※3　1号機及び3号機はMUWCから、2号機及び4号機はMUWPから供給される。
※4　各号機に、ポンプが2台設置されている。

東京電力「福島原子力事故調査報告書（中間報告書）」（平成23年12月）等を基に作成

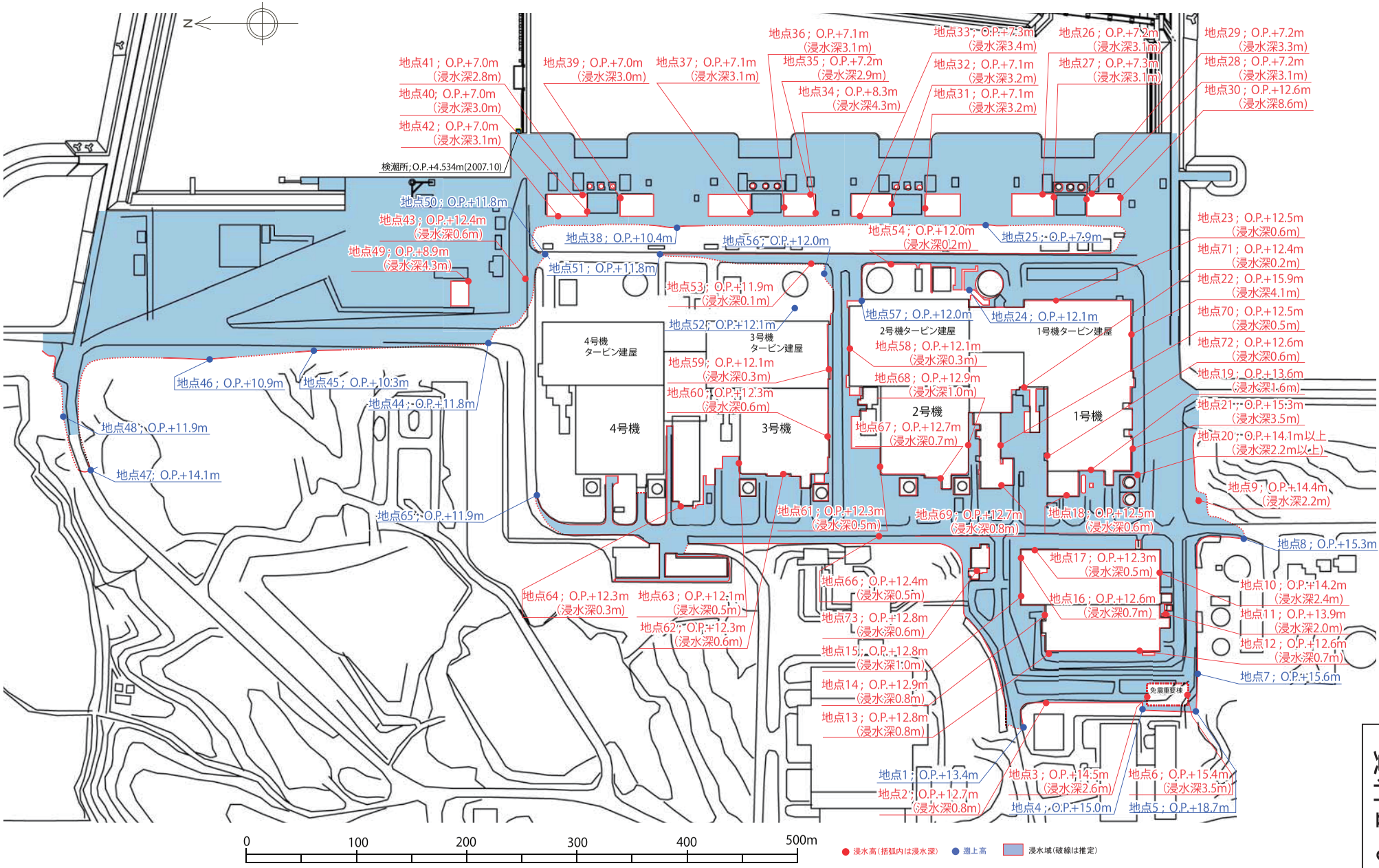
資料Ⅲ－5－4

福島第二原子力発電所内外の電気設備概要



東京電力作成資料を基に作成

福島第二原子力発電所における津波の調査結果（浸水高、浸水深及び浸水域）



東京電力「福島原子力事故調査報告書（中間報告書）」（平成23年12月）を基に作成

資料Ⅱ-5-7

福島第二原子力発電所における非常用DG、M/C及びP/Cの被害状況

表1　津波到達後の非常用DGの被害状況

	機器	設置場所	機器	設置場所	機器	設置場所	機器	設置場所
	1号機		2号機		3号機		4号機	
非常用DG	1A	R/B付属棟 地下2階	2A	R/B付属棟 地下2階	3A	R/B付属棟 地下2階	4A	R/B付属棟 地下2階
	1B	R/B付属棟 地下2階	2B	R/B付属棟 地下2階	3B	R/B付属棟 地下2階	4B	R/B付属棟 地下2階
	1H	R/B付属棟 地下2階	2H	R/B付属棟 地下2階	3H	R/B付属棟 地下2階	4H	R/B付属棟 地下2階

表2　津波到達後のM/Cの被害状況

		機器	設置場所	機器	設置場所	機器	設置場所	機器	設置場所
		1号機		2号機		3号機		4号機	
非常用M/C		1C	R/B付属棟 地下1階	2C	R/B付属棟 地下1階	3C	R/B付属棟 地下1階	4C	R/B付属棟 地下1階
		1D	R/B付属棟 地下1階	2D	R/B付属棟 地下1階	3D	R/B付属棟 地下1階	4D	R/B付属棟 地下1階
		1H	R/B付属棟 地下1階	2H	R/B付属棟 地下1階	3H	R/B付属棟 地下1階	4H	R/B付属棟 地下1階
常用M/C	常用	1A-1	C/B　地下1階	2A-1	C/B　地下1階	3A-1	C/B　地下2階	4A-1	C/B　地下2階
		1A-2	C/B　地下1階	2A-2	C/B　地下1階	3A-2	C/B　地下2階	4A-2	C/B　地下2階
		1B-1	C/B　地下1階	2B-1	C/B　地下1階	3B-1	C/B　地下2階	4B-1	C/B　地下2階
		1B-2	C/B　地下1階	2B-2	C/B　地下1階	3B-2	C/B　地下2階	4B-2	C/B　地下2階
	共通	1SA-1	C/B　地下1階	－	－	3SA-1	C/B　地下2階	－	－
		1SA-2	C/B　地下1階	－	－	3SA-2	C/B　地下2階	－	－
		1SB-1	C/B　地下1階	－	－	3SB-1	C/B　地下2階	－	－
		1SB-2	C/B　地下1階	－	－	3SB-2	C/B　地下2階	－	－

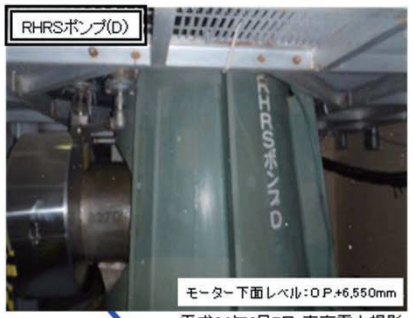
表3　津波到達後のP/Cの被害状況

		機器	設置場所	機器	設置場所	機器	設置場所	機器	設置場所
		1号機		2号機		3号機		4号機	
非常用P/C		1C-1	R/B付属棟 地下1階	2C-1	R/B付属棟 地下1階	3C-1	R/B付属棟 地下1階	4C-1	R/B付属棟 地下1階
		1C-2	Hx/B　1階	2C-2	Hx/B　1階	3C-2	Hx/B　1階	4C-2	Hx/B　1階
		1D-1	R/B付属棟 地下1階	2D-1	R/B付属棟 地下1階	3D-1	R/B付属棟 地下1階	4D-1	R/B付属棟 地下1階
		1D-2	Hx/B　1階	2D-2	Hx/B　1階	3D-2	Hx/B　1階	4D-2	Hx/B　1階
常用P/C	常用	1A-1	C/B　1階	2A-1	C/B　1階	3A-1	C/B　1階	4A-1	C/B　1階
		1A-2	C/B　1階	2A-2	C/B　1階	3A-2	C/B　1階	4A-2	C/B　1階
		1B-1	C/B　1階	2B-1	C/B　1階	3B-1	C/B　1階	4B-1	C/B　1階
		1B-2	C/B　1階	2B-2	C/B　1階	3B-2	C/B　1階	4B-2	C/B　1階
	共通	1SA	C/B　1階	－	－	3SA	C/B　地下2階	－	－
		1SB	C/B　1階	－	－	3SB	C/B　地下2階	－	－

ピンク色 ： 機器自体が被水した。
オレンジ色 ： 機器自体は被水していないが、関連機器が被水したために機能を喪失

東京電力「福島原子力事故調査報告書（中間報告書）」（平成23年12月）を基に作成

福島第二原子力発電所1号機から4号機の海水熱交換器建屋の浸水状況



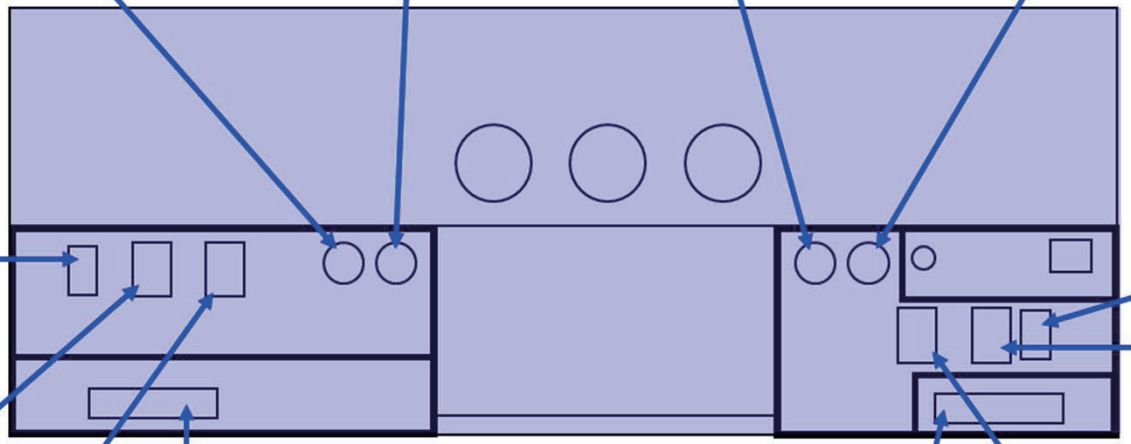
平成24年6月7日 東京電力撮影

平成23年3月26日 東京電力撮影

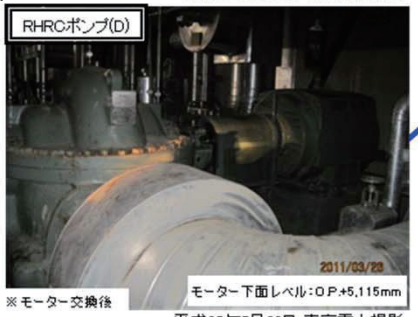
平成23年3月26日 東京電力撮影

平成23年3月26日 東京電力撮影

※モーター交換後
平成23年3月26日 東京電力撮影



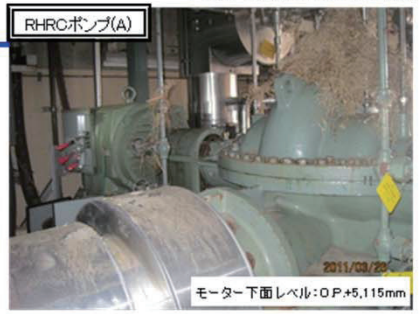
平成23年3月26日 東京電力撮影



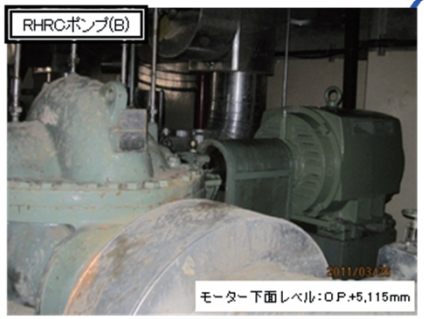
※モーター交換後
平成23年3月26日 東京電力撮影

1号機海水熱交換器建屋　1階

浸水箇所（浸水跡からの推定を含む）



平成23年3月26日 東京電力撮影



平成23年3月26日 東京電力撮影

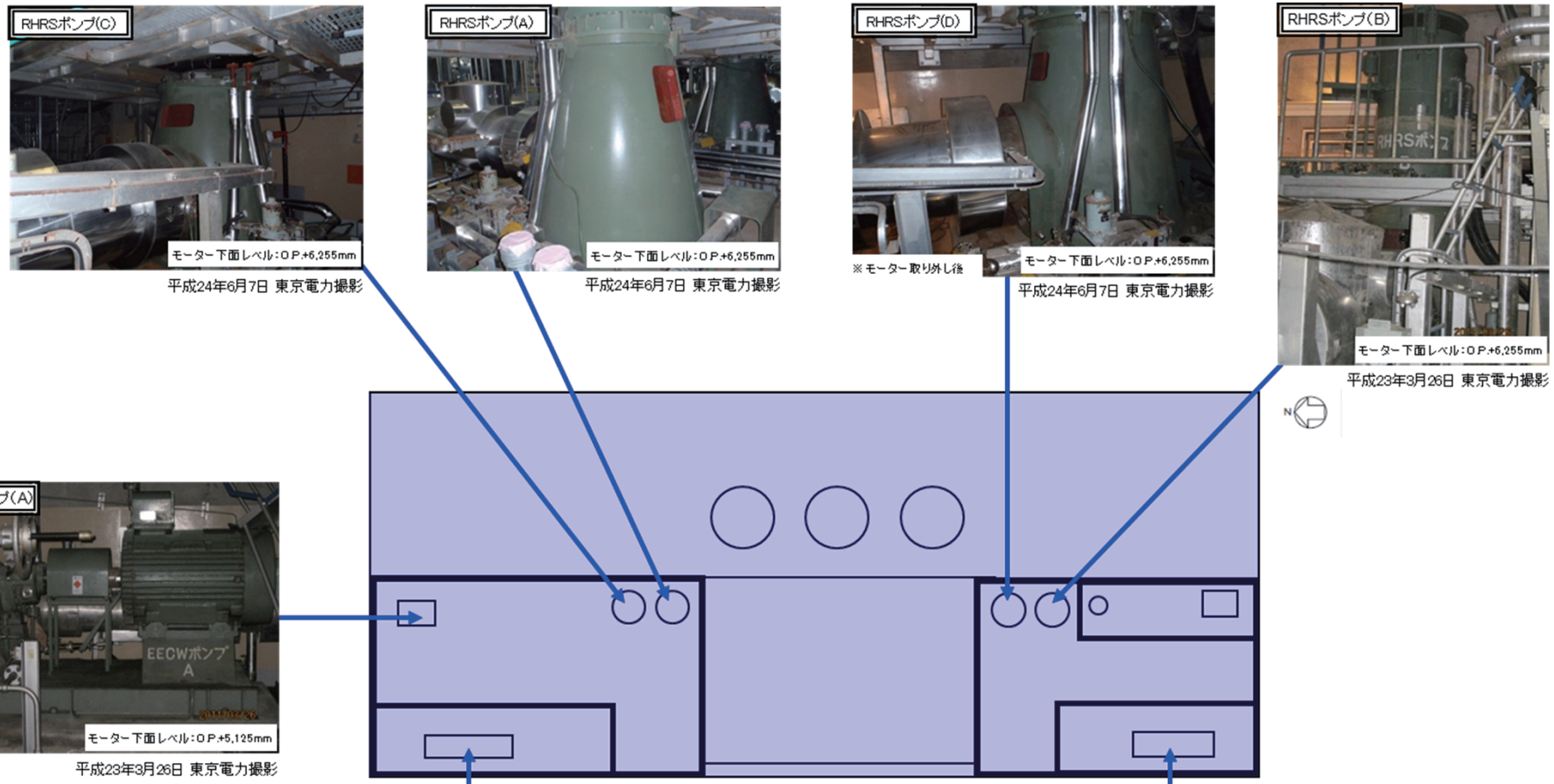
平成23年3月28日 東京電力撮影

平成23年3月26日 東京電力撮影

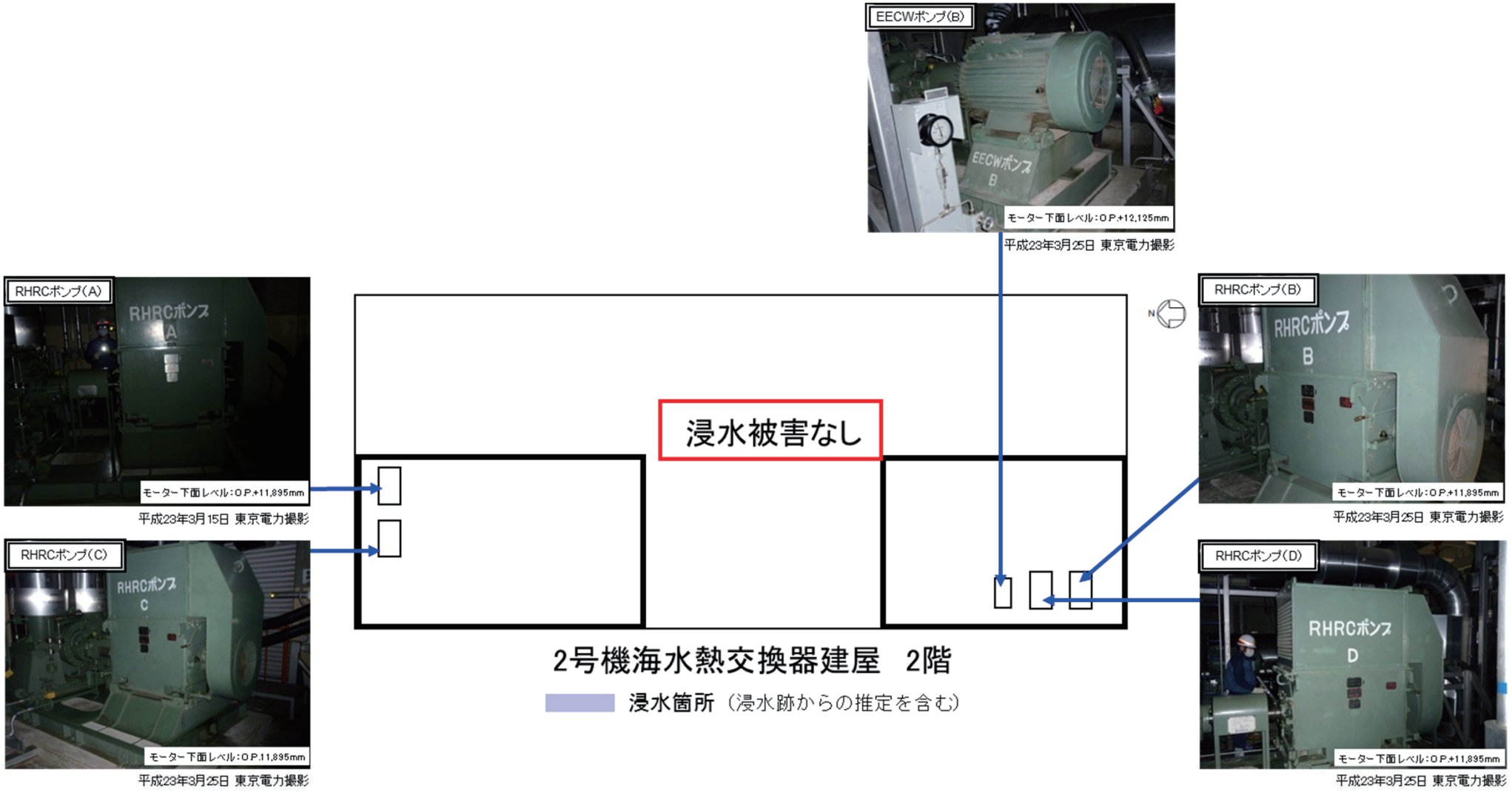
平成23年3月26日 東京電力撮影

東京電力作成資料を基に作成

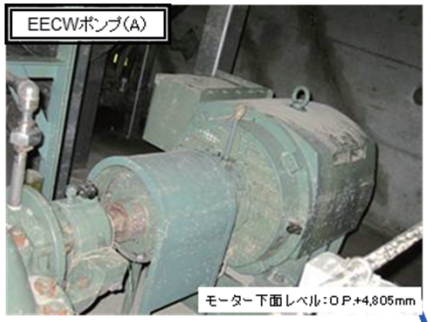
資料Ⅱ－5－8



東京電力作成資料を基に作成



東京電力作成資料を基に作成



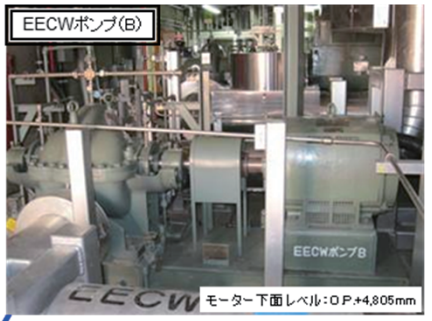
平成23年3月25日 東京電力撮影

平成23年3月25日 東京電力撮影

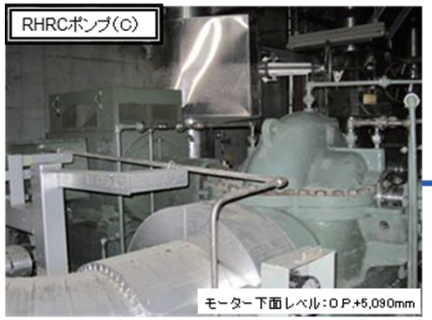
平成23年3月25日 東京電力撮影

平成23年3月25日 東京電力撮影

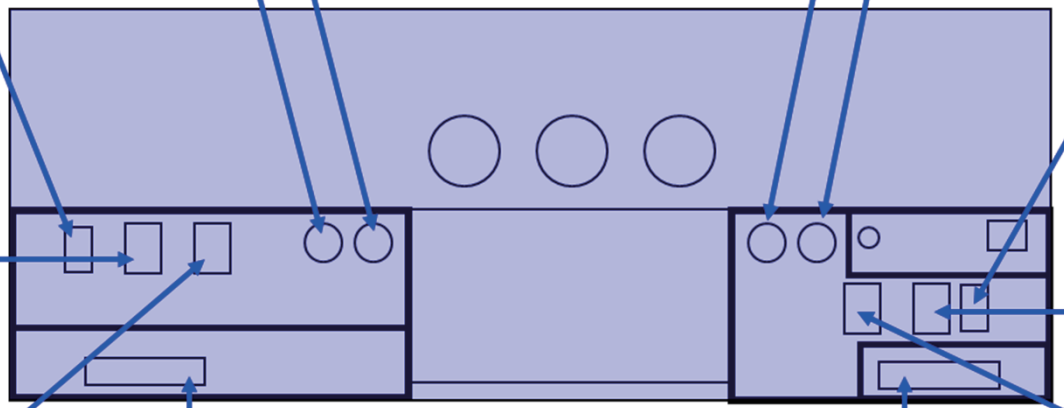
平成23年3月25日 東京電力撮影

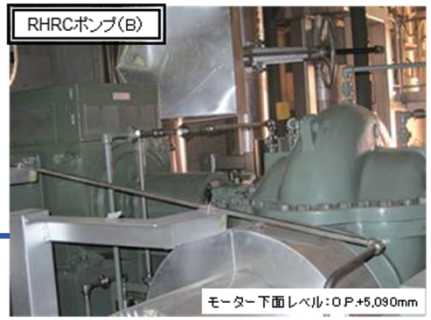


平成23年3月25日 東京電力撮影

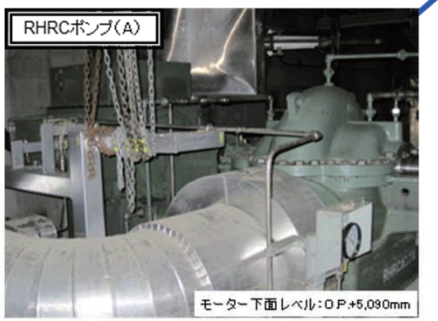


平成23年3月25日 東京電力撮影





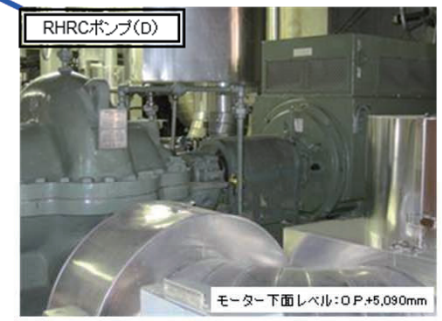
平成23年3月25日 東京電力撮影



平成23年3月25日 東京電力撮影

平成23年3月25日 東京電力撮影

平成23年3月25日 東京電力撮影

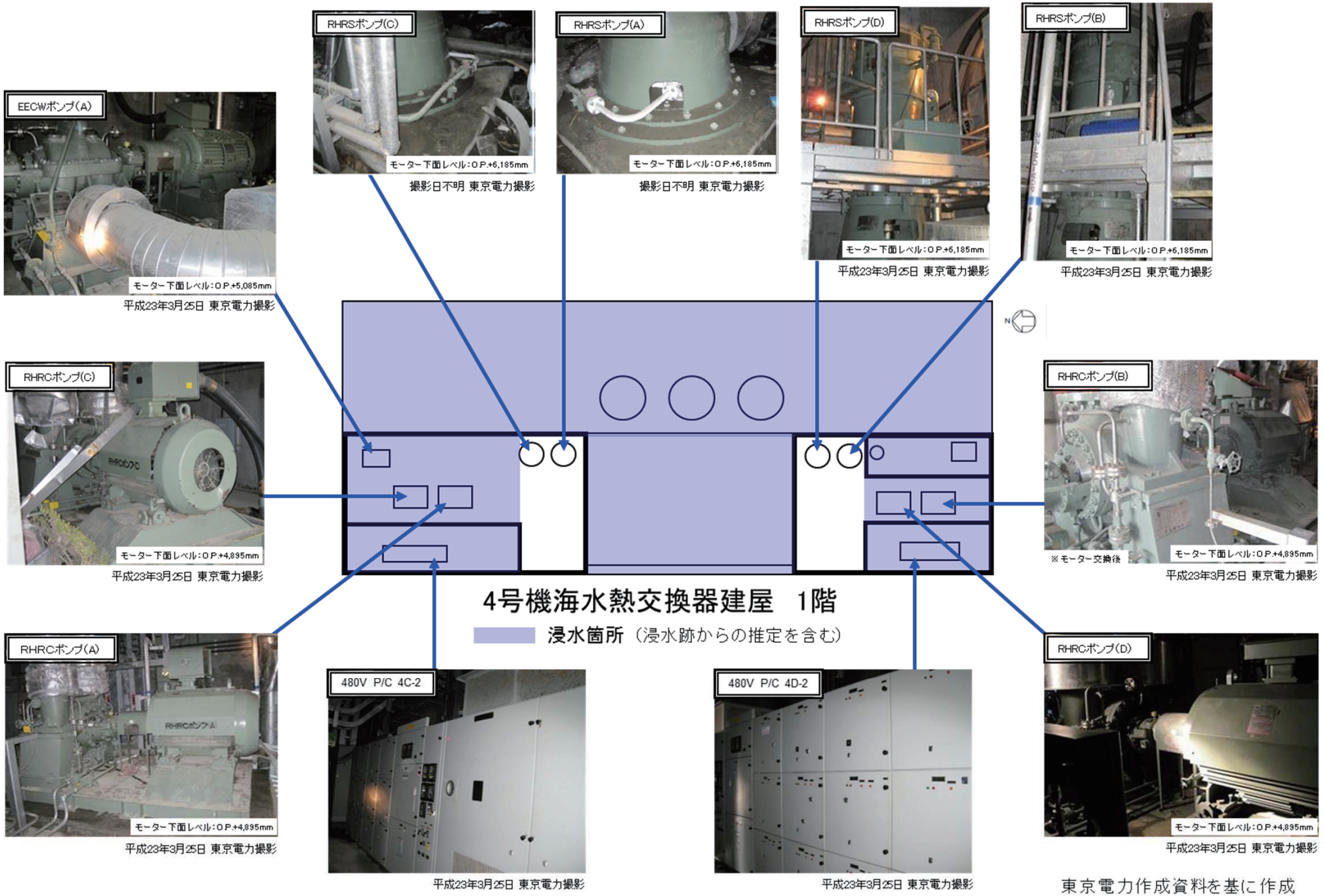


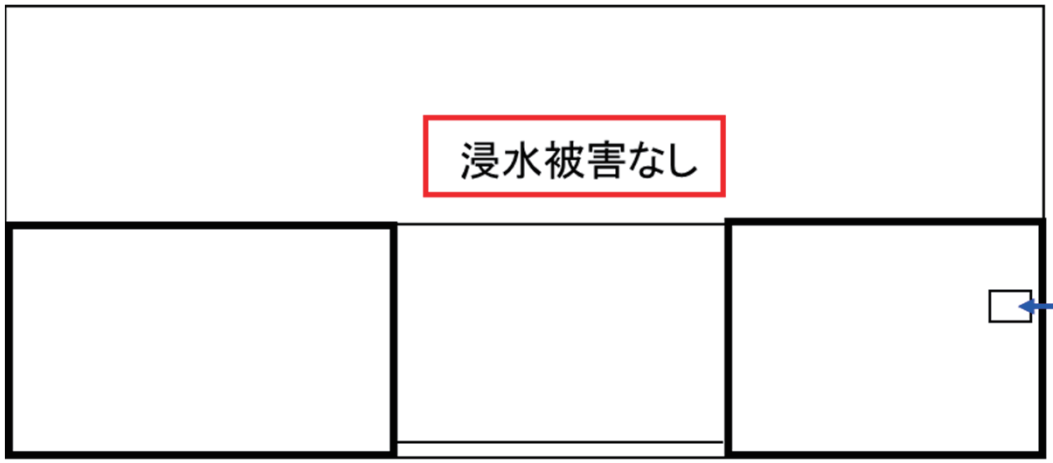
平成23年3月25日 東京電力撮影

3号機海水熱交換器建屋　1階

浸水箇所（浸水跡からの推定を含む）

東京電力作成資料を基に作成


RHRSポンプ(C)
モーター下面レベル：O.P.+6,185mm
撮影日不明 東京電力撮影
RHRSポンプ(A)
モーター下面レベル：O.P.+6,185mm
撮影日不明 東京電力撮影
RHRSポンプ(D)
モーター下面レベル：O.P.+6,185mm
平成23年3月25日 東京電力撮影
RHRSポンプ(B)
モーター下面レベル：O.P.+6,185mm
平成23年3月25日 東京電力撮影
EECWポンプ(A)
モーター下面レベル：O.P.+5,085mm
平成23年3月25日 東京電力撮影
N
RHRCポンプ(C)
モーター下面レベル：O.P.+4,895mm
平成23年3月25日 東京電力撮影
RHRCポンプ(B)
※モーター交換後
モーター下面レベル：O.P.+4,895mm
平成23年3月25日 東京電力撮影
4号機海水熱交換器建屋　1階
浸水箇所（浸水跡からの推定を含む）
RHRCポンプ(A)
モーター下面レベル：O.P.+4,895mm
平成23年3月25日 東京電力撮影
480V P/C 4C-2
平成23年3月25日 東京電力撮影
480V P/C 4D-2
平成23年3月25日 東京電力撮影
RHRCポンプ(D)
モーター下面レベル：O.P.+4,895mm
平成23年3月25日 東京電力撮影
東京電力作成資料を基に作成



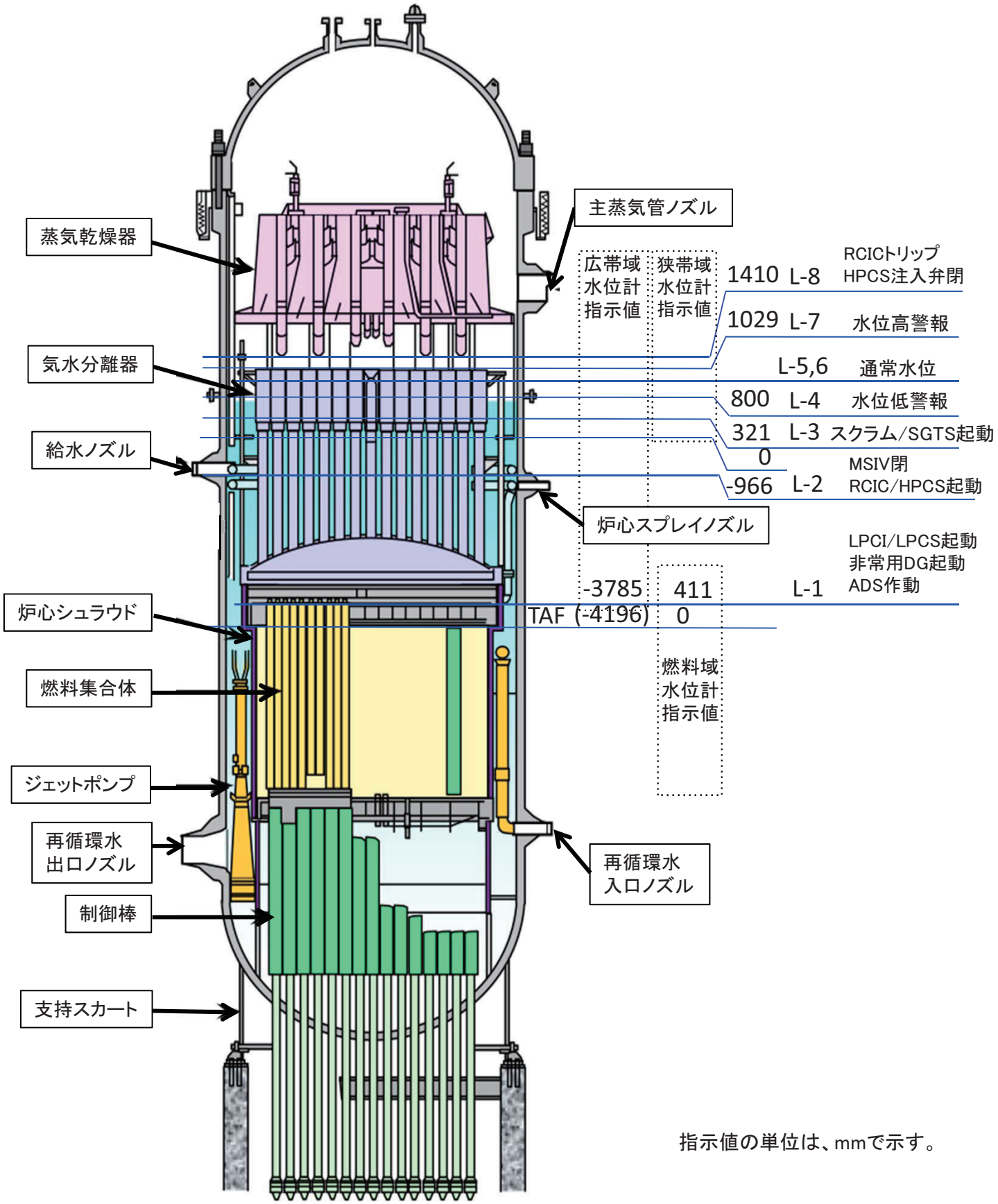
撮影日不明 東京電力撮影

4号機海水熱交換器建屋　2階

浸水箇所（浸水跡からの推定を含む）

東京電力作成資料を基に作成

福島第二原子力発電所1号機から4号機の原子炉水位図



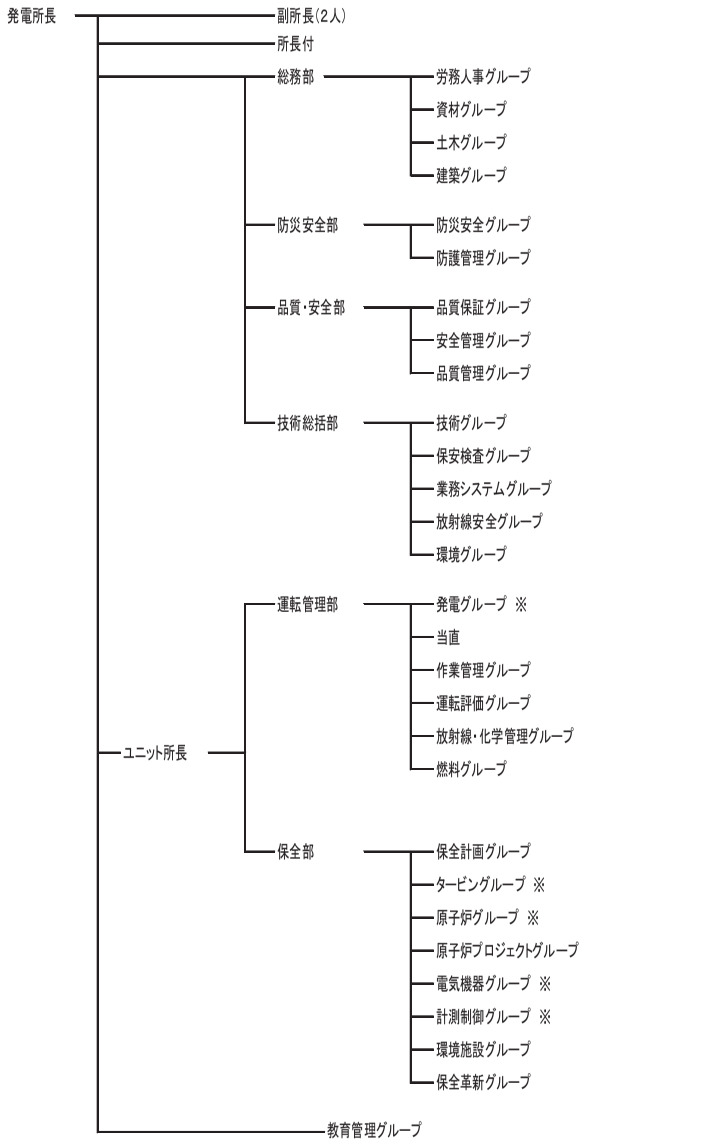
指示値の単位は、mmで示す。

東京電力作成資料を基に作成

福島第二原子力発電所における組織体制

【平常時】

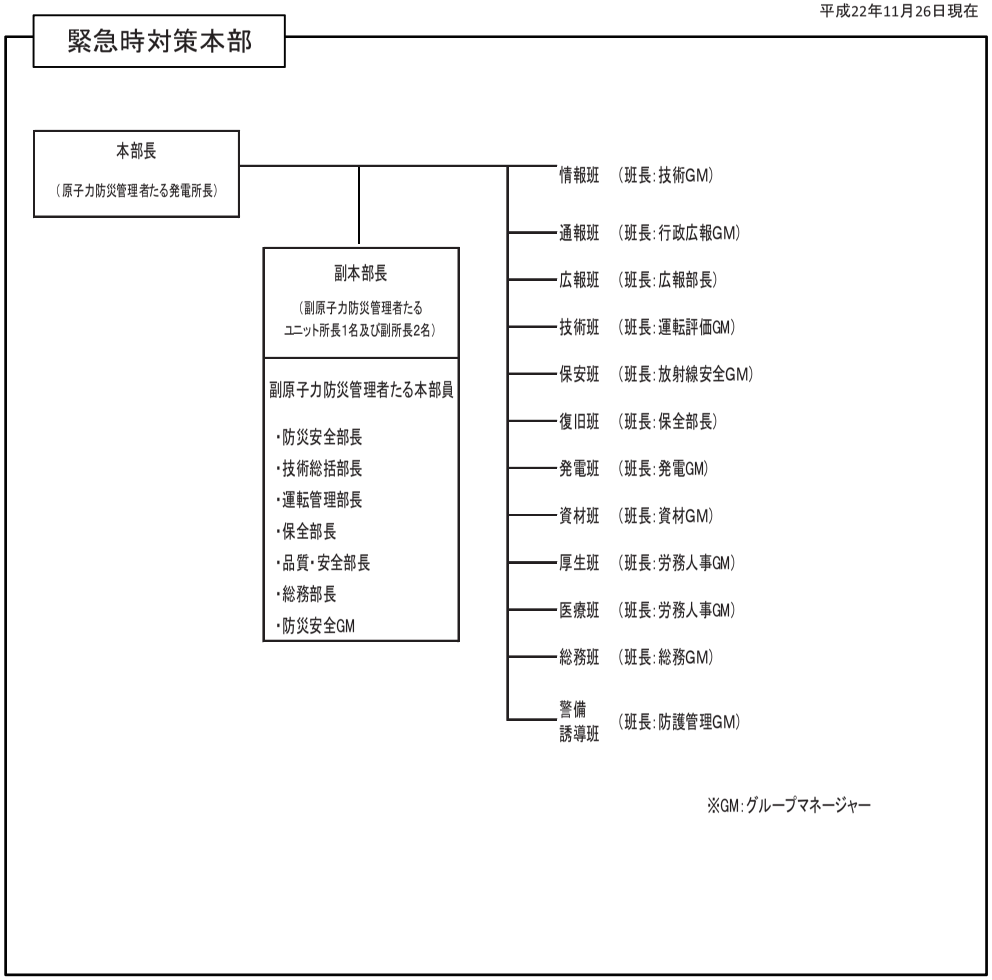
平成22年7月1日現在



※ 当該グループは、1・2号と3・4号の2グループがある。

【第1次緊急時態勢】(原災法第10条による特定事象通報後)
【第2次緊急時態勢】(原災法第15条第1項に規定する場合に該当後)

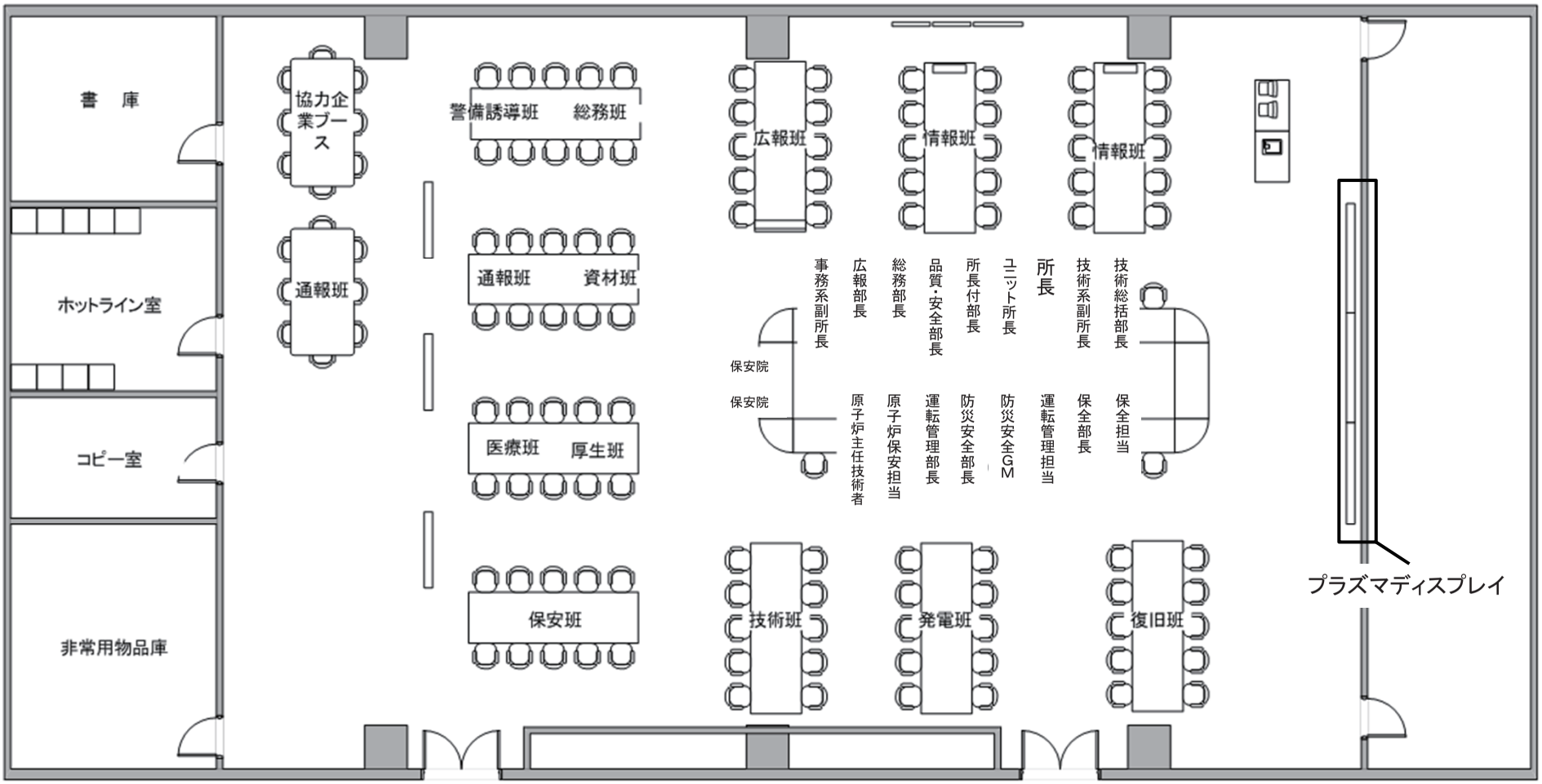
平成22年11月26日現在



東京電力作成資料を基に作成

資料Ⅱ-5-10

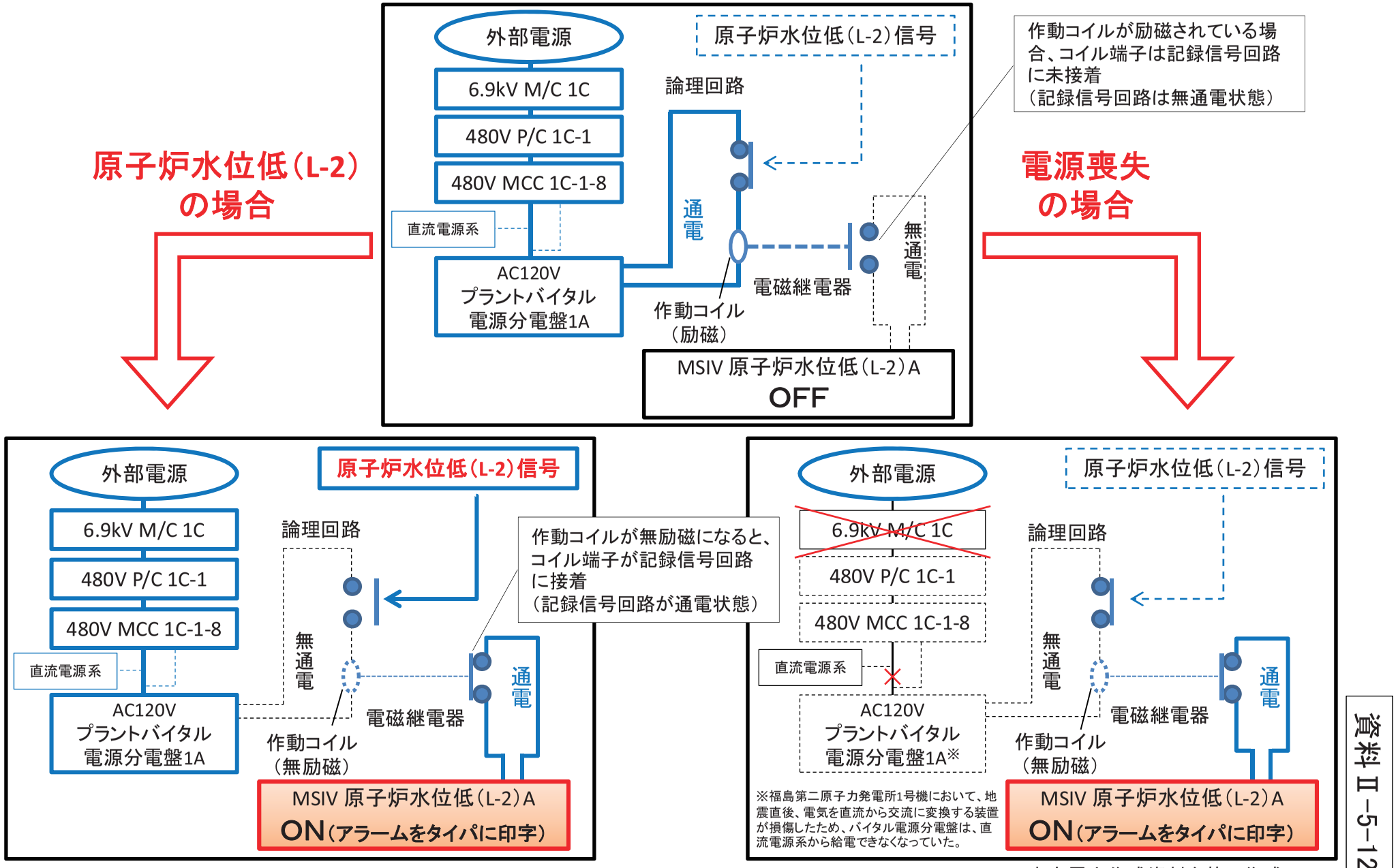
福島第二原子力発電所　緊急時対策室のレイアウト



東京電力作成資料を基に作成

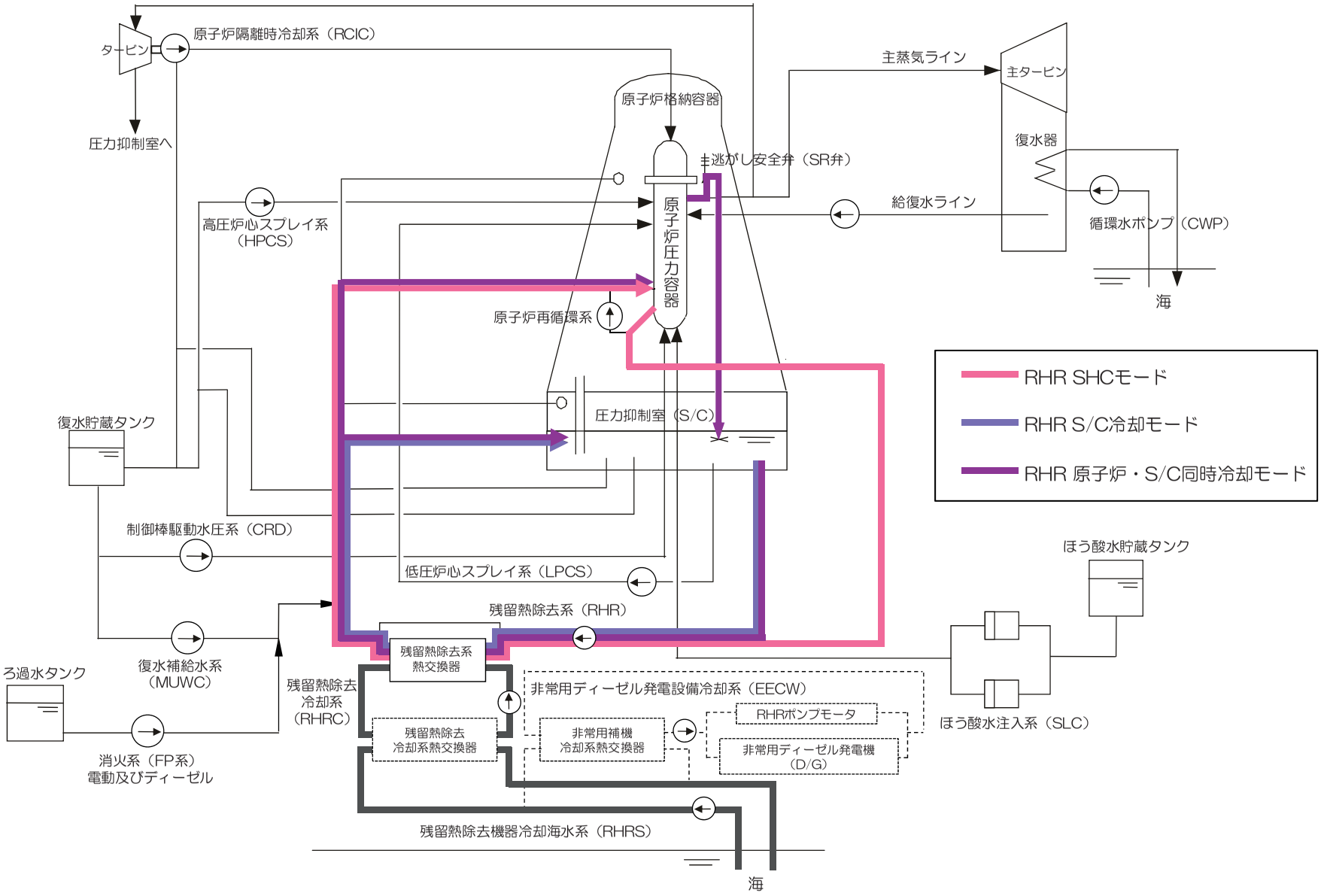
資料Ⅱ-5-11

福島第二原子力発電所1号機
「MSIV 原子炉水位低（L-2）」記録の発生メカニズム



東京電力作成資料を基に作成

福島第二原子力発電所1号機～4号機のRHR運転モード概要図



東京電力「福島原子力事故調査報告書（中間報告書）」（平成23年12月）を基に作成

This page intentionally left blank.

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　活動年表

年	月	日	主な活動内容
平成 23	5	24	政府が委員会の開催を閣議決定 内閣総理大臣が委員長に畑村洋太郎を指名
	5	27	内閣総理大臣が尾池和夫、柿沼志津子、高須幸雄、髙野利雄、田中康郎、林陽子、古川道郎、柳田邦男、吉岡斉の各委員を指名
	6	7	第 1 回委員会 内閣総理大臣挨拶 委員長挨拶 運営要領、調査項目を決定 委員長が安部誠治、淵上正朗の各技術顧問を指名 経済産業省原子力安全・保安院から説明聴取
	6	17	東京電力㈱福島第一原子力発電所、福島第二原子力発電所を視察
	6	30	同上
	7	8	第 2 回委員会 資料・情報の取扱い、ヒアリングの方法等について申合せ 調査・検証事項（細目）を決定 東京電力㈱から説明聴取
	7	15	日本原子力発電㈱東海第二発電所を視察
	7	24	委員長がホルドレン米国大統領補佐官と懇談
	7	27	委員長が天野之弥 IAEA 事務局長と懇談
	8	5	東北電力㈱女川原子力発電所を視察
	8	19	東北電力㈱原町火力発電所を視察
	9	9	中部電力㈱浜岡原子力発電所を視察
	9	27	第 3 回委員会 調査状況の報告
	10	14	東京電力㈱柏崎刈羽原子力発電所を視察
	10	28	第 4 回委員会 調査状況の報告 中間報告に向けた討議
	11	9	渡辺利綱大熊町長、井戸川克隆双葉町長から意見聴取
	11	29	第 5 回委員会 中間報告案の討議
	12	26	第 6 回委員会 中間報告の取りまとめ、公表

年	月	日	主な活動内容
平成 24	1	20	福島市において中間報告の説明会を開催
	1	25	第 7 回委員会 最終報告に向けた調査事項を決定
	2	23	国際専門家と共に東京電力㈱福島第一原子力発電所を視察
	2	24 25	第 8 回委員会 最終報告に向けた調査・検証について国際専門家と意見交換
	3	12	第 9 回委員会 調査状況の報告
	4	10	馬場有浪江町長、浪江町民から意見聴取 二本松市内の安達運動場仮設住宅を視察
	4	17	菅野典雄飯館村長、桜井勝延南相馬市長から意見聴取 南相馬市小高区の避難指示解除準備区域を視察
	4	23	第 10 回委員会 調査状況の報告 最終報告に向けた討議
	5	28	第 11 回委員会 最終報告に向けた討議
	6	25	第 12 回委員会 最終報告案の討議
	7	23	第 13 回委員会 最終報告の取りまとめ、公表

東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会の開催について

（平成２３年５月２４日
閣　議　決　定）

１　趣旨

東京電力株式会社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事故の原因及び当該事故による被害の原因を究明するための調査・検証を、国民の目線に立って開かれた中立的な立場から多角的に行い、もって当該事故による被害の拡大防止及び同種事故の再発防止等に関する政策提言を行うことを目的として、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「検証委員会」という。）を開催する。

２　構成

（１）検証委員会の構成員は、学識経験者等の中から内閣総理大臣が指名する。

（２）内閣総理大臣は、構成員の中から、検証委員会の委員長を指名する。

（３）検証委員会に対し専門的、技術的事項について助言を得るため、委員長の指名により技術顧問を置くことができる。

（４）検証委員会は、必要に応じ、内閣総理大臣を始めとする関係大臣、関係行政機関の職員、関係事業者の役職員、原子力に関する国際機関の職員その他の関係者の出席を求めることができる。

３　関係大臣等の責務

（１）関係大臣及び関係行政機関の職員は、検証委員会の運営に最大限協力するものとし、正当な理由がない限り、検証委員会からの資料提出及び説明聴取等の要請を拒むことはできないものとする。

（２）関係大臣は、検証委員会から関係事業者を対象とする実地調査の受入れ、資料提出及び説明聴取等の要請があった場合には、法令に定められた権限に基づき、これに応じるよう事業者に対し指示を行うものとする。

４　その他

検証委員会の庶務は、関係行政機関の協力を得て、内閣官房において処理する。

東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会事務局の設置に関する規則

（平成 23 年 5 月 31 日 内閣総理大臣決定）

（設置及び任務）

第１条　内閣官房に、「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」の調査・検証を補佐するとともに、同委員会の事務を処理するため、東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会事務局（以下「事務局」という。）を置く。

（組織）

第２条　事務局に、事務局長、参事官、企画官その他所要の局員を置く。

２　事務局長は、事務局の事務を掌理する。

３　参事官は、命を受けて、重要事項の調査、企画及び立案に参画する。

４　企画官は、命を受けて、専門的事項の調査、企画及び立案に関する事務に従事する。

５　事務局長、参事官、企画官及び局員は、非常勤とすることができる。

（政策・技術調査参事）

第３条　事務局に、政策・技術調査参事を置くことができる。

２　政策・技術調査参事は、命を受け、事務局の所掌に係る専門的、技術的な事項について調査し、意見を具申するほか、特に命ぜられた事務を行う。

３　政策・技術調査参事は、非常勤とすることができる。

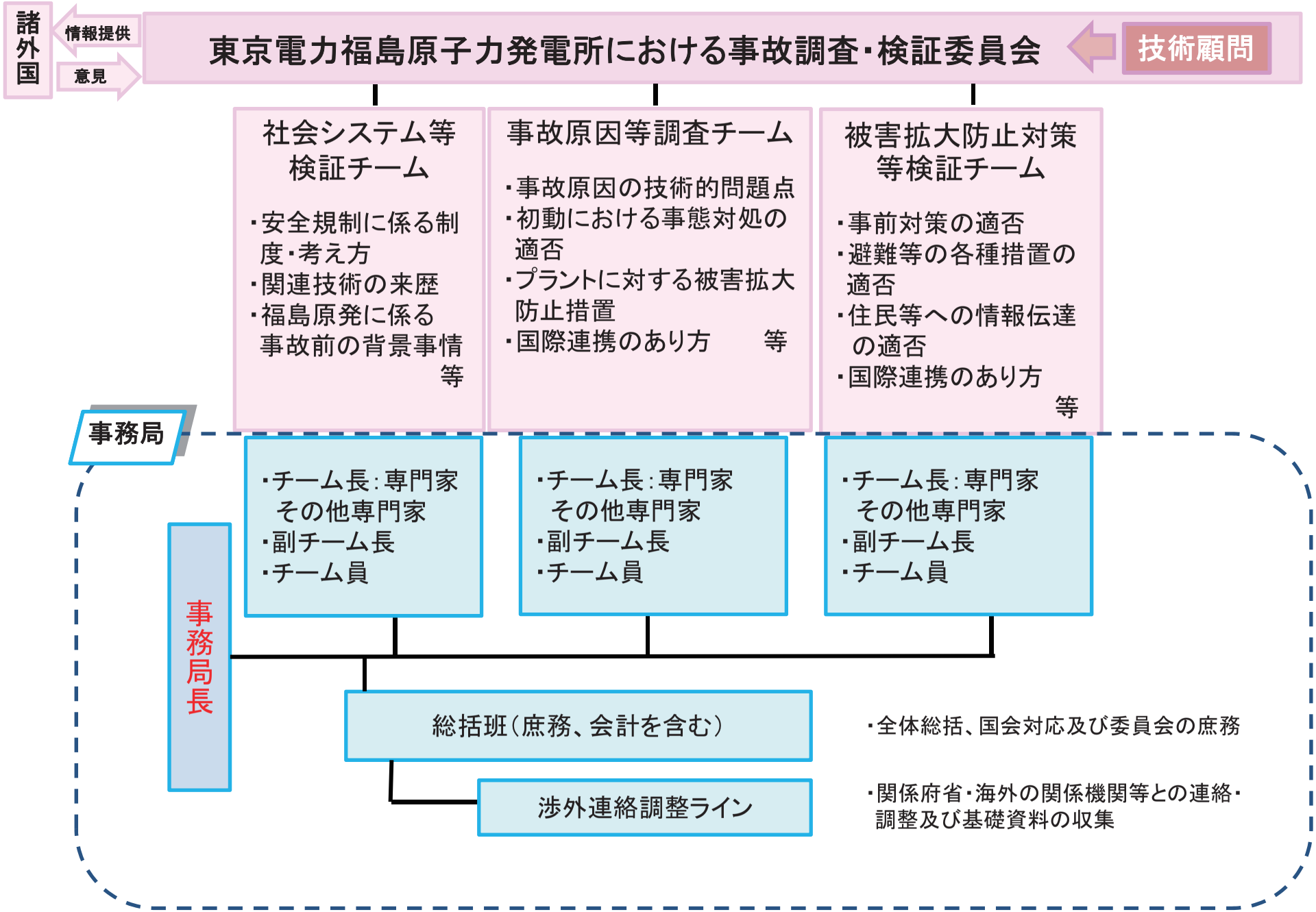
（補則）

第４条　この規則に定めるもののほか、事務局の内部組織に関し必要な事項は、事務局長が定める。

附　則

この規則は、平成 23 年６月１日から実施する。

東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会の体制



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
事務局専門家(政策・技術調査参事)名簿

社会システム等検証チーム

【チーム長】

堀　井 秀　之（ほりい ひでゆき）

東京大学大学院工学系研究科社会基盤学専攻教授

（専門分野：社会技術論、安全安心研究）

【チーム員】

城　山 英　明（しろやま ひであき）

東京大学大学院法学政治学研究科教授（専門分野：行政学）

事故原因等調査チーム

【チーム長】

越　塚 誠　一（こしづか せいいち）

東京大学大学院工学系研究科システム創成学専攻教授

（専門分野：コンピュータシミュレーション、原子炉過酷事故解析）

【チーム員】

大井川 宏　之（おおいがわ ひろゆき）

日本原子力研究開発機構原子力基礎工学研究部門研究推進室長

（専門分野：原子炉物理）

【チーム員】

中曽根 祐　司（なかそね ゆうじ）

東京理科大学工学部第一部機械工学科教授

（専門分野：材料強度学、シミュレーション工学）

被害拡大防止対策等検証チーム

【チーム長】

片　田 敏　孝（かただ としたか）

群馬大学広域首都圏防災研究センター長・教授

（専門分野：災害情報、避難行動、防災教育）

【チーム員】

矢　守 克　也（やもり かつや）

京都大学防災研究所巨大災害研究センター教授（専門分野：防災関連）

【チーム員】

関　谷 直　也（せきや なおや）

東洋大学社会学部メディアコミュニケーション学科准教授

（専門分野：社会心理、災害情報論）

（注）政策・技術調査参事は、所属する組織団体を代表するものではない。

東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会運営要領

平成２３年６月７日
東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会決定

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、「検証委員会」という。）の議事の手続その他検証委員会の運営に関しては、「東京電力福島原子力発電所における事故調査・検証委員会の開催について（平成２３年５月２４日閣議決定）」に定めるもののほか、以下のとおりとする。

（委員長代理）

第１条　委員長が不在の場合は、委員のうちから委員長があらかじめ指名する者が、その職務を代理する。

（検証委員会の議事）

第２条　検証委員会は、委員長の招集により開催する。

２　検証委員会は、委員長及び委員の過半数の出席がなければ、開催することができない。

３　検証委員会の議事は、原則として出席委員全員の一致により決するものとする。ただし、出席委員全員の一致が見られない場合にあっては、委員長の裁断により、出席委員の過半数によって決することができる。

（検証委員会の議事の公開等）

第３条　検証委員会の議事は、原則として公開とする。ただし、議事を公開することにより第三者の権利若しくは利益又は公共の利益を害するおそれがある場合その他委員長が非公開とすることを必要と認めた場合にあっては非公開とすることができる。

２　検証委員会における配布資料及び議事の記録は、原則として公表する。ただし、公表することにより第三者の権利若しくは利益又は公共の利益を害するおそれがある場合その他委員長が非公表とすることを必要と認め

た場合にあっては非公表とすることができる。

（分科会）

第４条　検証委員会は、専門の事項を調査させるため必要があるときは、その議決により、分科会を置くことができる。

２　分科会の運営に関し必要な事項は、前項の議決により定めるもののほか、委員長が定める。

（技術顧問の検証委員会への参加）

第５条　技術顧問は、委員長の承認を得て、検証委員会に出席し、委員長の求める事項について参考意見を述べることができる。

（事務局への調査指示）

第６条　検証委員会及び委員長は、検証委員会の事務局に必要な調査を行わせることができる。

（雑則）

第７条　前各条に定めるもののほか、検証委員会の運営に関し必要な事項は、委員長が定める。

非公表とする必要のある資料・情報の取扱い等について

平成２３年７月８日
東京電力福島原子力発電所における
事故調査・検証委員会申合せ

１（１）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「当委員会」という。）の委員及び技術顧問（以下「委員等」という。）は，当委員会による調査・検証の過程で知り得た秘密は，その任務の終了等により委員等でなくなった後も含め，外部に漏らさない。

（２）調査・検証の過程で入手した資料・情報は，事務局に確実に保管させるなどして適切に管理する。

２（１）当委員会が資料・情報の提供を受けるに際し，相手方から資料・情報を非公表とするよう求められた場合は，公表することにより関係者（提供者以外の者を含む。以下同じ。）の権利・利益又は公共の利益を害するおそれがあるなど非公表とすべき具体的な理由を確認し，当委員会が合理的な理由があると認める場合は，非公表の取扱いとする。

（２）上記（１）以外の資料・情報についても，関係者の権利・利益又は公共の利益を害するおそれがあるなど当委員会が非公表とすべき合理的な理由があると認めるものについては，非公表の取扱いとする。

（３）上記（１）及び（２）において，急を要する場合は，委員長において非公表の取扱いとするかどうかを決めることができる。

（４）非公表の取扱いとした資料・情報については，中間報告や最終報告の記載においてもその趣旨に十分配慮する。

３　当委員会による資料・情報の提供要請に対し，非公表とすべき合理的な理由がないと認められるにも関わらず，相手方が非公表の取扱いに固執して資料・情報の提供に応じない場合は，相手方の対応について公表するなどの適切な措置をとる。

ヒアリングの方法等について

平成２３年７月８日
東京電力福島原子力発電所における
事故調査・検証委員会申合せ

１　ヒアリングの主体について

ヒアリングは，事実調査活動として事務局員が行うことが多いと思われるが，委員又は技術顧問（以下「委員等」という。）が参加を希望するときは委員等と共に行うこととする。

【註】ヒアリングについては，事務局から委員等に予定を連絡し，希望する委員等がヒアリングに参加する。ただし，参加を希望する委員等の人数等によっては参加者の調整が必要となる。

２　ヒアリングの方法について

（１）ヒアリングは，原則として，非公開かつ少人数で行うこととする。

【註１】非公開・少人数とする理由は，個々のヒアリング対象者ごとに相違があるが，①真実の供述を得るため，②公開することが不適当な情報が少なくないため（公安上の観点等），③個人のプライバシーに関わる供述が含まれることが少なくないためなどが考えられる。

（２）ただし，相手方が公開とすることを了承している場合は，上記②の情報に関してヒアリングする場合を除き，適宜の方法（マスコミへの公開又はこれを前提とした録画等）で行うこととする。

【註２】非公開とする理由としては，上記註１のようなものが考えられるが，本人が公開とすることを了承している場合は，①及び③の問題はなく，また，上記除外（「②の情報に関してヒアリングする場合を除き」）をもうけることにより②の問題も解消されることから，公開又は公開前提で行うこととする。

３　ヒアリング内容の記録について

非公開でのヒアリングの内容については，担当者において供述内容をまとめ，聴取書

を作成する。

これに加えて，正確性を期するため，相手方の同意を得た上，IC レコーダーに録音することとする。相手方の同意が得られない場合及び IC レコーダーを準備する暇がない場合は，IC レコーダーへの録音はせずにヒアリングを実施することとするが，その場合であっても，できる限り正確にメモをとることとする。

4　ヒアリング結果の取扱い等について

（1）ヒアリングを行ったことは遅滞なく事務局から委員等に連絡する。

（2）事務局は，ヒアリングの内容については，調査結果を取りまとめて委員会に報告する際に必要な範囲で報告する。

（3）委員等から事務局に，聴取書の閲読の希望があった場合は，原則として，直接手交する方法で写しを交付する（外部流出防止のため，適宜の方法を講じる。）。委員等が音声データの聴取を希望する場合は，事務局で聴取する。

5　ヒアリング結果の使用等について

（1）責任追及のために使用しない。

当委員会の設置は，事故責任を追及することを目的とするものではない。したがって，当委員会は，ヒアリングで得た資料（供述内容のこと）を，事故責任を追及する目的では使用しない。

（2）調査結果の取りまとめに際して，非公開を前提に調査に協力した個人については，事故原因の作出や被害拡大にどのように関与したかについて，各個人が特定されないような記載の仕方について配慮する。

非公開で行ったヒアリングによる聴取書については，必要な範囲で開示するが，供述者の特定につながる部分及び供述者が非開示を希望している部分については開示しないこととする。音声データについては，供述者の特定につながることから，供述者が非開示を希望している限り，開示しない。

第 8 回委員会（平成 24 年 2 月 24 日、25 日）における国際専門家の意見・助言要旨

○　リチャード・Ａ・メザーブ氏（アメリカ合衆国原子力規制委員会元委員長）

・　これから最終報告に向けて課題となるのは、中間報告で得た事実から教訓を導き出し、提言をまとめることである。浮上した問題の本質を指摘する必要がある。

・　IAEA の基本安全原則にあるように、事業者の役割と責任は極めて重要である。事業者は安全に責任をとらなければならない。規制基準を順守することは重要だが、それだけでは不十分である。万が一のことまで考えて安全への備えをしなければならない。

・　規制当局の役割は、事業者が責任を果たすことを担保するバックストップの機能を果たすことである。

・　規制当局には独立性が非常に重要である。その権能を確保するために十分な人材、財源が必要である。十分なトレーニングを受け、専門的な知識、能力のある人員を確保するには、小さな規制当局では不可能である。また、技術的な支援を行う組織も必要だと思う。

・　規制当局には公開性と透明性も重要である。規制当局は、全ての利害関係者の意見が考慮されるように、規制活動の公開性を確保する必要がある。規制当局は、意思決定の過程と根拠を明らかにしなければならない。公開性と透明性が十分でなければ、一般市民の信頼が失われる。

・　規制活動は、リスクをベースにして優先順位を付けるのがよいと思う。リスクに応じてリソースを集中的に投入する。安全性確保という第一義的な目標の達成に向けて重点的な規制活動を実施するためには、そうした規制の哲学が必要である。

・　適切な指揮系統も重要である。政府の役割は何か、事業者の役割は何か。また、どのレベルで意思決定をするのか。意思決定は、情報にアクセスすることができ、判断を下す能力を持っている人たちが行うのが原則である。これとの関係で、中間報告で議論されている事実から次のような問題点が浮かび上がっている。すなわち、本来、事業者の責任の範囲であった事柄に政府の介入があったのではないか。事前の計画があったのに場当たり的な対応をしてしまったのではないか、また、事前に役割がきちんと定義されていなかったのではないか、ということである。

・　安全ということに最も高い優先順位が置かれなくてはならない。コストなどはその後にくるものである。

・　安全管理においては個人の責任も重要である。この分野に関わっているあらゆる人が、自分が安全に責任を持っているという意識で、常に疑問を抱くという態度を維持することが重要である。

・　米国には、ＩＮＰＯという原発の所有者や事業者の団体があり、安全性向上のために事業者同士でお互いを包括的に査察・評価するシステムになっている。事業者同士

がお互いに切磋琢磨して、お互いに学び合うという安全への別の角度からの取組であり、日本の参考になると思う。

・　日本は今大きな転換期に来ている。この委員会が原発の安全に向けての大きな変化の枠組みを示すことを勧奨する。

○　アンドレ・クロード・ラコステ氏（フランス原子力安全機関長官）

・　最終報告では、技術的な調査・検証に加え、今回の事故から教訓を導き出し、事故の再発防止に向けた提言を行うことが重要である。

・　これまでの蓄積の中で事故が起こったということについて、全ての関係者が自問する姿勢が必要である。事故までの経緯の中で、何かヒントがあったのではないかということを振り返っていただきたいと思う。そこにこそ安全文化をめぐる問題点が隠されているのではないか。

・　起こりそうにないことであっても起こり得るということを考えなくてはならない。そして、セーフティ・マージンを考えなくてはならない。事故は常に起こり得るということを念頭に置いて備えなければならない。

・　規制当局には大きな役割が期待されるが、それが確実に機能を果たすには、透明性が重要である。

・　安全性の確保のためには、教育や事業者同士の連携も重要である。

○　ラーシュ・エリック・ホルム氏（スウェーデン保健福祉庁長官）

・　この事故の大きな教訓は、起こりそうにないことも起こり得るということである。起こりそうにないことであっても、事故対応計画の中で十分に考慮しなければならない。

・　安全文化も非常に重要である。最終報告には安全文化の項目を設けていただきたい。1999 年の東海村における臨界事故や 2004 年の美浜原発の事故で何を学び、安全システムにどのように反映されたかを見るべきである。安全文化は、事業者だけでなく、規制当局についても見ていかなければならない。

・　新たな規制当局が設けられることは、十分な能力と権限を持った機関が機能できるようになるよい機会である。

・　政府の役割、規制当局の役割、事業者の役割は明確に分離しなければならない。そして、指揮系統を明確にし、実行されるタスクのレベルに応じて、権限の委譲が行われることが必要である。

・　事前に計画やマニュアルが策定されていたのに、なぜそれが機能しなかったのか。訓練が行われていなかったのか。計画やマニュアルは、定期的に訓練して機能するかどうかを検証する必要がある。

・　リスクコミュニケーションは一般市民の信頼を確保するためにもなくてはならない

ものである。情報はオープンかつ誠実な方法で伝達し、分からないのであれば「分からない。」と言うべきである。事故を想定した訓練によってもリスクコミュニケーションは向上する。訓練にメディアや一般市民を参加させることは、安全システムの信頼性を高める上でも有用である。

・　今後、SPEEDI をどのように活用していくかについても検討が必要である。

・　放射線の人体への影響について、これからもフォローアップしていくことを国民にメッセージとして伝えていく必要がある。

○　張 舜興（チャン・スンフン）氏（韓国科学技術院教授）

・　福島原発事故の検証においては、どのようなハードウェアの不備があったか、今後どのようなハードウェアを配備・拡充すべきかを抽出する必要がある。

・　手順書、マニュアルなどのソフトウェアにどのような不備があったかということも検証しなければならない。

・　運転員などの職員に十分な知識があり、きちんと訓練がなされていたかという視点も必要である。

・　政府、事業者、個人の安全文化、すなわち、安全が最優先されていたかということが重要である。

・　深層防護（レベル 1．保守的な設計基準、2．安全停止、3．工学的な安全機能、4．シビアアクシデント対策、5．緊急時対応）のどこに不備があったかという視点が必要である。

・　シミュレーションを通じた検証という視点が必要である。1 号機、3 号機について委員会が下した結論が正しいのか、また、なぜ 3 月 15 日に 2 号機から大量の放射性物質が放出されたのかを検証する上で、シミュレーションが有用だと思う。

・　現状を明らかにするという視点も必要である。日本政府は、昨年 12 月に原子炉の冷温停止状態を宣言したが、実際に原子炉の状況はどうなっているのかということである。

○　柴 国旱（チャイ・グゥオハン）氏（中華人民共和国環境保護部核・放射線安全センター主任技師）

・　福島原発事故の教訓に鑑みると、内的事象だけでなく、設計基準を超える外的事象についても考慮する必要がある。深層防護によって被害拡大を防ぐ方策を取ることも必要である。また、重要な安全設備については、多様性を確保したり、物理的に分離したりして、安全機能の同時喪失を防がなければならない。

・　5 層の深層防護のバランスを考慮し、閉じ込める機能を強化しアクシデントマネジメント策を強化することが必要である。

・　設計の脆弱性を発見し、安全を向上させるため、決定論的な評価手法と確率論的な評価手法のバランスをとっていくことも必要である。

・　外的事象に備えるためには、設計基準は、最新のデータに基づいて定期的に更新する必要がある。また、例えば、扉を水密化したり、重要な設備を高い場所に設置したり、可動式の発電機やポンプを配備したりすることが考えられる。
・　過酷事故を軽減するための方策としては、例えば、バッテリーの容量を大きくしたり、原子炉への注水手段を強化したり、ガスを排出するシステムを設置することが考えられる。
・　全電源喪失などの事態に備えたマネジメントガイドを策定し、訓練を行うことが必要である。
・　中央制御室などの環境を向上させることが必要である。
・　福島原発事故以前にも、1999 年のフランスのブライエ原発の浸水、2004 年のインドネシアの津波、2007 年の柏崎の地震が起こっていた。また、東京電力は、2008 年に津波リスクの再評価を行い 15ｍを超える津波水位を得ていた。なぜ自然の危険性が認識されなかったのか。
・　津波来襲後の初期の対応が適切であったか。特に 1 号機が重要である。なぜなら、1 号機の水素爆発が状況をより複雑で重大なものにしたからである。

（注）　第 8 回委員会においては、1 日目の平成 24 年 2 月 24 日に、当委員会から国際専門家に対し中間報告の概要を説明した上で、質疑応答・意見交換を行い、2 日目の同月 25 日に、国際専門家から、1 日目の議事内容も踏まえた総括的な意見・助言が発表された。この要旨は、2 日目に発表された総括的な意見・助言の概要をまとめたものである。

This page intentionally left blank.

略語表

略語	名称
安全委員会	原子力安全委員会
安全設計審査指針	「発電用軽水型原子炉施設に関する安全設計審査指針」
県警警備本部	福島県警察本部災害警備本部
原災マニュアル	「原子力災害対策マニュアル」
原災法	原子力災害対策特別措置法
原災本部	原子力災害対策本部
原子炉等規制法	核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律
現地対策本部	原子力災害現地対策本部
県災対本部	福島県災害対策本部
暫定的考え方	「福島県内の学校の校舎・校庭等の利用判断における暫定的考え方について」
除染チーム	環境省福島除染推進チーム
推本	地震調査研究推進本部
素描	「福島第一原子力発電所の不測事態シナリオの素描」
耐震設計審査指針	「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」
耐震バックチェック	「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」等の改定に伴う既設発電用原子炉施設等の耐震安全性の評価
第二発電所対策本部	福島第二原子力発電所における緊急時対策本部
中防専門調査会報告	「日本海溝・千島海溝周辺海溝型地震に関する専門調査会報告」
長期評価	三陸沖から房総沖にかけての地震活動の長期評価について
津波評価技術	「原子力発電所の津波評価技術」
統合本部	福島原子力発電所事故対策統合本部
（第一）発電所対策本部	福島第一原子力発電所における緊急時対策本部
保安院	経済産業省原子力安全・保安院
防災指針	「原子力施設等の防災対策について」
法制検討小委中間報告	「総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会原子力安全規制法制検討小委員会 中間報告」
本店対策本部	東京電力本店における緊急時対策本部

英略語表

英略語	英語名称	日本語名称
ABWR	Advanced Boiling Water Reactor	改良型沸騰水型軽水炉
ADS	Automatic Depressurization System	自動減圧系
AM	Accident Management	アクシデントマネジメント
AMG	Accident Management Guideline	アクシデントマネジメントガイド
AOP	Abnormal Operating Procedures	事故時運転操作手順書（事象ベース）
AOT	Allowed Outage Time	許容待機除外時間
AO弁	Air Operated valve	空気作動弁
APD	Alarm Pocket Dosimeter	警報付きポケット線量計
APRM	Average Power Range Monitor	平均出力領域モニタ
BAF	Bottom of Active Fuel	有効燃料下端
BWR	Boiling Water Reactor	沸騰水型原子炉
C/B	Control Building	コントロール建屋
CAMS	Containment Atmospheric Monitoring System	格納容器雰囲気モニタ
CDF	Core Damage Frequency	炉心損傷頻度
CRD	Control Rod Drive Mechanism	制御棒駆動系
CS	Core Spray System	炉心スプレイ系
CSS	Commission on Safety Standards	安全基準委員会
CST	Condensate Storage Tank	復水貯蔵タンク
D/DFP	Diesel-driven Fire Pump	ディーゼル駆動消火ポンプ
DG	Diesel Generator	（非常用）ディーゼル発電機
DGSW	Diesel Generator Sea Water System	ディーゼル補機冷却海水系
DMAT	Disaster Medical Assistance Team	災害派遣医療チーム
DOE	United States Department of Energy	米国エネルギー省
D/W	Drywell	ドライウェル
EAL	Emergency Action Level	緊急時活動レベル
ECCS	Emergency Core Cooling System	非常用炉心冷却系
EECW	Emergency Equipment Cooling Water System	非常用補機冷却系
EOC	Emergency Operation Center	文部科学省非常災害対策センター
EOP	Emergency Operating Procedures	事故時運転操作手順書　徴候ベース
EPZ	Emergency Planning Zone	防災対策を重点的に充実すべき地域の範囲
ERC	Emergency Response Center	経済産業省緊急時対応センター
ERSS	Emergency Response Support System	緊急時対策支援システム
FIC	Flow Indication Controller	流量制御計
FP	Fission Product	核分裂生成物
FP系	Fire Protection system	消火系
FPC	Fuel Pool Cooling System	燃料プール冷却浄化材系
H&V	Heating & Ventilation	ヒーティング・アンド・ベンチレーション
HPCI	High Pressure Coolant Injection System	高圧注水系

英略語	英語名称	日本語名称
HPCS	High Pressure Core Spray System	高圧炉心スプレイ系
HVH	Heating Ventilating Handling Unit	格納容器空調系
Hx/B	Heat Exchanger Building	海水熱交換機建屋
IAEA	International Atomic Energy Agency	国際原子力機関
IC	Isolation Condenser	非常用復水器
ICRP	International Commission on Radiological Protection	国際放射線防護委員会
INES	The International Nuclear and Radiologial Event Scale	国際原子力・放射線事象評価尺度
INPO	Institute of Nuclear Power Operations	原子力発電運転協会（米国）
IPEEE	Individual Plant Examination for External Events	外的事象を対象とした個別プラントのごとの解析
IRRS	Integrated Regulatory Review Service	総合的規制評価サービス
IRRT	International Regulatory Review Team	国際規制レビューチーム
JAEA	Japan Atomic Energy Agency	（独）日本原子力研究開発機構
JANTI	Japan Nuclear Technology Institute	一般社団法人日本原子力技術協会
JAXA	Japan Aerospace Exploration Agency	（独）宇宙航空研究開発機構
JNES	Japan Nuclear Energy Safety Organization	（独）原子力安全基盤機構
LOCA	Loss of Coolant Accident	原子炉冷却材喪失事故
M/C	Metal-Clad Switch Gear	金属閉鎖配電盤
MC	Media Converter	メディアコンバータ
MCC	Motor Control Center	モータコントロールセンター
M-Gセット	Motor Generator Set	電動機・発電機セット
MO弁	Motor Operated valve	電動駆動弁
MSIV	Main Steam Isolation Valve	主蒸気隔離弁
MUWC	Make-Up Water Condensate System	復水補給水系
NRC	Nuclear Regulatory Commission	原子力規制委員会（米国）
NUPEC	Nuclear Power Engineering Corporation	㈶原子力発電技術機構
NUSSC	Nuclear Safety Standard Committee	原子力安全基準委員会
O.P.	Onahama Peil	小名浜港工事基準面
OBE	Operating Basis Earthquake	運転基準地震
OECD NEA	OECD Nuclear Energy Agency	経済協力開発機構原子力機関
OSART	Operational Safety Review Team	運転安全調査団
P/C	Power Center	パワーセンター
PAZ	Precautionary Action Zone	予防的措置範囲
PLR	Primary Loop Recirculation System	原子炉再循環系
PRA	Probabilistic Risk Assessment	確率論的リスク評価
PSA	Probabilistic Safety Assessment	確率論的安全評価
PSR	Periodic Safety Review	定期安全レビュー
PWR	Pressurized Water Reactor	加圧水型原子炉

英略語	英語名称	日本語名称
RASSC	Radiation Safety Standard Committee	放射線安全基準委員会
RaSSIA	Radiation Safety and Security Infrastructure Appraisal	放射線安全・セキュリティ基盤評価
R/B	Reactor Building	原子炉建屋
RCIC	Reactor Core Isolation Cooling System	原子炉隔離時冷却系
RCW	Reactor Building Closed Cooling Water System	原子炉補機冷却系
RHR	Residual Heat Removal System	残留熱除去系
RHRC	Residual Heat Removal Cooling Water System	残留熱除去機器冷却系
RHRS	Residual Heat Removal Sea Water System	残留熱除去機器冷却海水系
RPV	Reactor Pressure Vessel	原子炉圧力容器
RW/B	Radioactive Weste Disposal Building	放射性廃棄物処理建屋
S/C	Suppression Chamber	圧力抑制室
S/P	Suppression Pool	圧力抑制プール
SA	Severe Accident	シビアアクシデント
SBO	Station Black Out	全交流電源喪失
SFP	Spent Fuel Pool	使用済燃料プール
SGTS	Standby Gas Treatment System	非常用ガス処理系
SHC	Shutdown Cooling	原子炉停止時冷却
SLC	Standby Liquid Control System	ホウ酸水注入系
SPDS	Safety Parameter Display System	緊急時対応情報表示システム
SPEEDI	System for Prediction of Environmental Emergency Dose Information	緊急時迅速放射能影響予測ネットワークシステム
SR弁	main Steam Relief valve	主蒸気逃し安全弁
SSE	Safe Shutdown Earthquake	安全停止地震
T/B	Turbine Building	タービン建屋
TAF	Top of Active Fuel	有効燃料頂部
TRANSSC	Transport Safety Standard Committee	輸送安全基準委員会
UPS	Uninterruptible Power Supply	無停電電源装置
UPZ	Urgent Protective Action Planning Zone	緊急防護措置計画範囲
WANO	World Association of Nuclear Operators	世界原子力発電事業者協会
WASSC	Waste Safety Standards Committee	廃棄物安全基準委員会
WSPEEDI	Worldwide Version of System for Prediction of Environmental Emergency Dose Information	世界版SPEEDI