

## 1 号機における地震の影響について

## 1. 現象の概要と検討課題

福島第一原子力発電所 1～3 号機は、地震発生後は、スクラムの成功、原子炉冷却の開始により、冷温停止に向けた操作が進められていたが、津波が発電所に到達したことで、ステーションブラックアウト (SBO) となり、直流電源も含め、短期間で復旧が出来なかったことから原子炉の冷却手段を全て喪失し、シビアアクシデントに至ったと評価している。従って、事故の直接的な原因は津波であると判断している。

しかしながら、国会事故調の報告書では、1 号機において、小規模な冷却材喪失事故 (LOCA) が発生した可能性が否定できないとの主張がなされている。この主張の根拠は、

- ・ 協力企業作業員が原子炉建屋 4 階非常用復水器 (IC) 室で水が落ちてくるのを確認した
- ・ 原子力安全基盤機構 (JNES) の評価では、 $0.3\text{cm}^2$  以下の漏えいを否定できない
- ・ 運転員は主蒸気逃がし安全弁 (SRV) の作動音を聞いていない。

との 3 点から成り立っている。この 3 点を出発点として論理的に小規模な LOCA があつたとの結論を導けるかを検討する。

また、非常用ディーゼル発電機 (A) (DG(A)) については、運転員の証言から、津波が到達する前に機能喪失している可能性があるとして、津波ではなく、地震が原因である可能性を指摘している。

2013 年 4 月、過渡現象記録装置に地震発生前から津波到達による過渡現象記録装置の停止時までの 1 分間隔の計測データが存在していることが改めて確認されたため、このデータを用いて、DG(A)の挙動について検討を実施する。

## 2. LOCA の発生の可能性について

国会事故調の報告書では、前述のとおり、観測事実、評価結果、運転員の証言の 3 点から小規模な LOCA が発生した可能性を否定できないとしているが、この 3 点を合理的に説明できる LOCA シナリオを提示していない。そのため、以下の章で、それぞれに対して、検討を実施する。

まず、1 号機 4 階 IC 室での出水についてであるが、国会事故調の報告書によると、出水が確認された場所は 4 階南西側の大物搬入口のハッチの付近であり、その方向は東側の壁 (壁の反対側は使用済み燃料プール) の高い位置からであつたとのことである。最も近くで出水を確認した B 氏、及び、B 氏方向に水が落ちるのを確認した A 氏の 2 者の証言から現場の状況を推定すると、図 1～3

に示す位置関係であったものと考えられる。図 1 に示すとおり、B 氏は大物搬入口のハッチのすぐそばに立ち、正面に IC を見る位置におり、右上方から水が出てくるのを確認している。また、図 2 に示すとおり、A 氏は格納容器と IC の間に逃げ込んでおり、そこから B 氏方向を見て、左上から水が落下するのを確認している。両者の証言から図 1、2 で示した出水の方向（矢印）には整合性があり、図 3 に示す東側の壁上方から出水があったことは事実であると考えられる。（なお、規制庁による、第 2 回東京電力福島第一原子力発電所における事故の分析に係る検討会での資料 1-1 福島第一原子力発電所 1 号機 4 階における出水事象に関する出水当時の状況等について（ヒアリング資料）によれば、A 氏は IC(A)タンクと IC(B)タンクの間をいたとの証言があるが、水の落下する方向については、どちらにいても変更は無い。）

これらの位置関係から明らかなように、IC の本体とは異なる方向から出水が確認されており、IC に流入する蒸気もしくは凝縮後の戻り水が、漏えいしたとは考えにくい。

出水があったとされる東側壁には、図 4 に示すとおり、いくつかの配管・ダクトが存在しているが、水または蒸気が内包されている可能性のある配管は、溢水防止チャンバ①及び IC 蒸気配管のベント配管②の二つである。複数ある③の配管は電線管であり、流体は内包していない。

溢水防止チャンバとは、使用済み燃料プールの表面から空気を吸い込み外部へ排出するダクトに接続されていたもので、万一、使用済み燃料プールの水がダクトに侵入した場合、溢水防止チャンバで水を一度受けて、ドレン配管を通じてダクト系から水を抜くために設置されたものである。しかしながら、地震発生時、使用済み燃料プールの水がスロッシングによりダクト配管に侵入した際に、ドレン配管による水の排出が間に合わず、下流側のダクト系統に流出し、管理区域外に水を漏えいさせてしまった事例が発生したことから、溢水防止チャンバと下流側のダクトを切り離し、溢水防止チャンバに閉止板を付ける改造工事が行われている。

IC 蒸気配管のベント配管は、IC の蒸気配管系統でウォーターハンマー現象が発生することを防止するため、通常運転中に常時蒸気を流し、蒸気配管を暖気させる役割を果たしている。また、IC が稼働した場合にはこのベント配管に分岐する弁は閉止され、ベント配管への蒸気供給はなくなる。そのため、出水が目撃された正確な時間が不明なため、IC が運転状態にあったのかは不明であるが、長期的な観点からは、この配管から漏えいが継続することはない。すなわち、この配管の破断を原因とする LOCA シナリオは存在しない。

溢水防止チャンバと IC 蒸気配管のベント配管の二つを比較すると、ベント配管は流体が蒸気であるため、配管破断が発生しても水が落下することはなく、

高温高压な蒸気が放出される場合に予想される状況と、証言は大きく異なっている。また、現地で実施された調査からも、この配管に破損は見つかっていない。溢水防止チャンバは、水素爆発による影響を受けたためか、既に原型をとどめないまでに破損してしまっている。しかしながら、5階にてスロッシングによる溢水が確認されており、使用済燃料プール壁面のダクト開口部以上の高さまで使用済み燃料プールの水位が変動し、ダクト内へ水が入り得る状況にあったこと、大量に水が流入するとドレン配管では水を処理しきれないとの溢水防止チャンバが設置された経緯から考えると、1号機4階で観測された出水は、溢水防止チャンバに流れ込んだ使用済み燃料プールの水が何らかの原因で漏えいした可能性が高いと考えられる。

したがって、作業員からの証言による国会事故調の指摘する原子炉建屋内でLOCAの発生を疑わせるような現象が発生していたとする記載は、少なくともLOCAとは関係がないと判断できる。

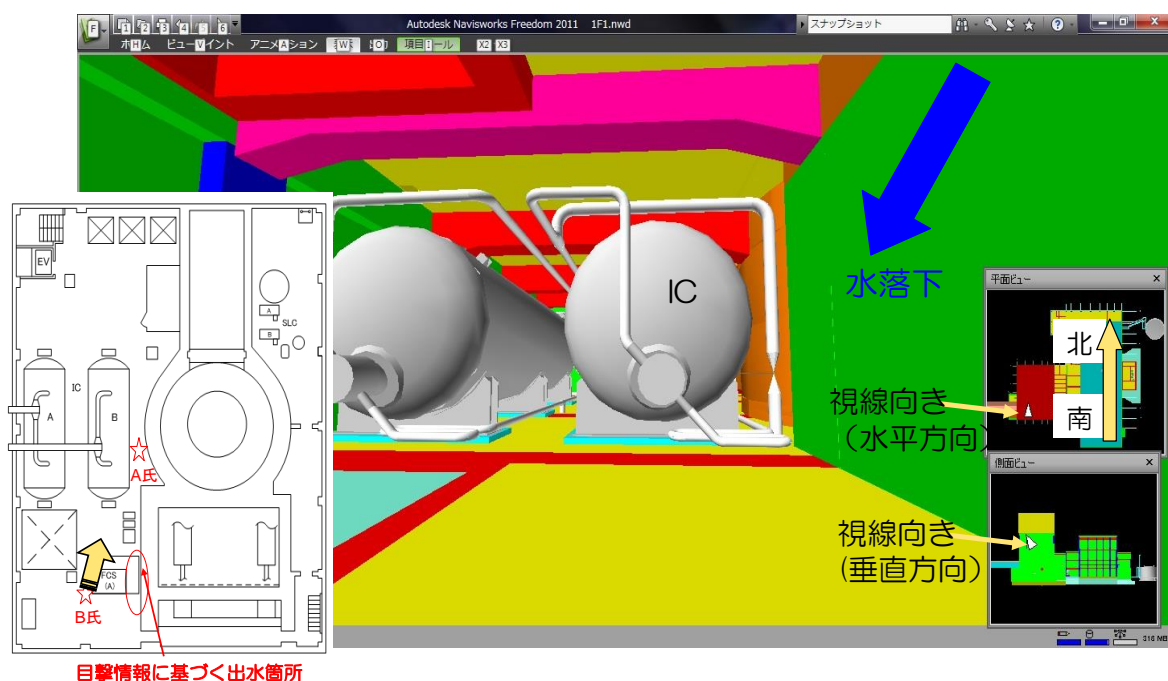


図1 B氏の出水当時の状況

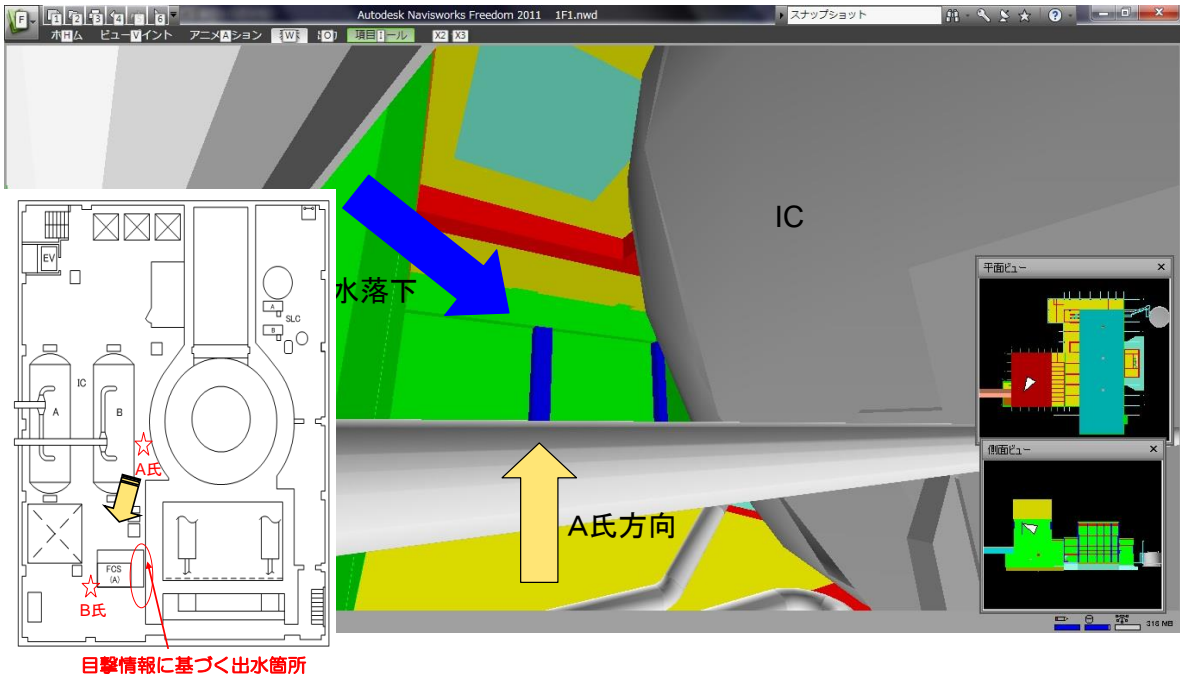


図2 A氏の出水当時の状況

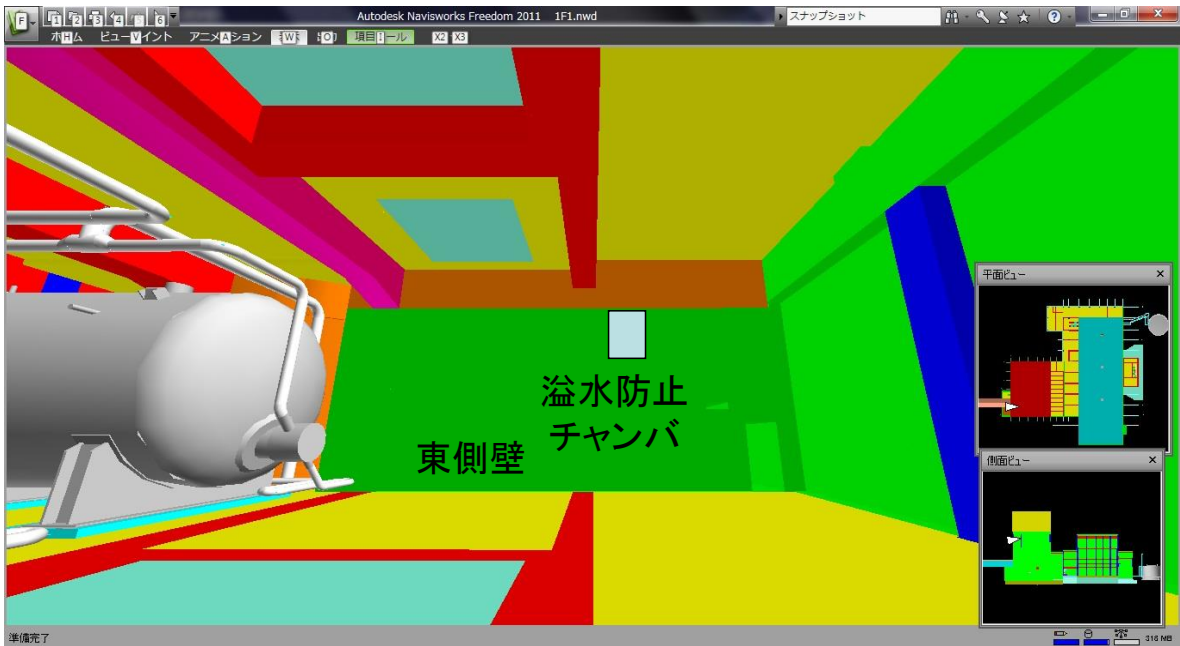


図3 出水が確認された方向

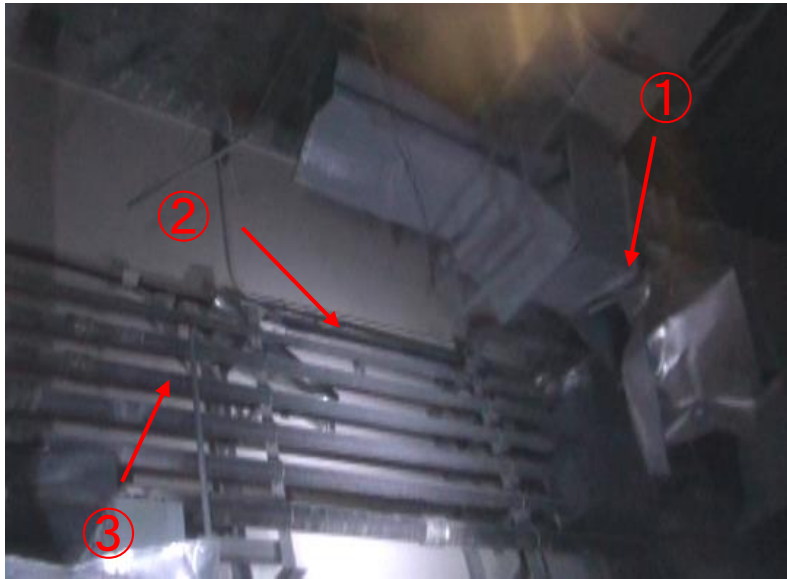


図 4 東側壁にある配管類

次に、JNES が試算した、 $0.3\text{cm}^2$ 以下の漏えいが発生した場合について考察する。漏えい量が少なければ、プラント挙動に大きな影響が出ないことから、ある程度以下の漏えいであれば、その発生をプラント挙動の相違から否定出来ないことは事実である。しかしながら、漏えいが万が一あったとしても  $0.3\text{cm}^2$ 以下の小さいものとの前提であり、また、SRV の作動音に関する証言が得られなかった事を根拠として、SRV が作動しなかったとすると、SRV により蒸気を逃がすこともできなかった事になる。この二つが同時に成り立つか検討する。圧力上昇は、観測されているプラント挙動および MAAP 解析から類推すると、津波の到達以降も上昇傾向にあると考えられることから、図 5 に示すとおり、漏えいの有無にかかわらず、3月11日17時00分時点で、 $12\text{MPa}$ を遙かに超える圧力に到達することが推定される。その場合、圧力容器破損に至る可能性があるが、そのような徴候は見られていない。すなわち、JNES の示す  $0.3\text{cm}^2$ 以下の漏えいを否定できないことと、SRV が作動していないとの条件は物理的に同時に成立しない。

上記の考察より、SRV が作動しないという条件を満足させるために、津波到達後にプラントパラメータが確認できなくなった後、リーク孔の拡大があったとするシナリオを仮定する。その場合、少なくとも SRV の作動設定圧に到達する3月11日16時00分頃には、発生した蒸気を逃せるだけのリーク孔の拡大が必要となる。蒸気発生量は、崩壊熱とともに単調に低下するため、圧力上昇を止めるだけのリーク孔が開いたその後は、蒸気発生よりも蒸気流出が支配的となるため、図 5 に示すとおり、圧力は減少に転じる。

当社が実施した MAAP 解析（2012 年 3 月 12 日公表）では、3 月 11 日 18 時 50 分頃  $1.4\text{cm}^2$  のリーク孔ができたとの仮定を置き、解析を実施しているが、この孔の大きさでは、3 月 11 日 18 時 50 分頃の蒸気発生量でさえリーク孔から蒸気を逃がしきることができず、SRV も間欠的に作動することで、7.5MPa 程度の圧力で安定した状態になっている。したがって、MAAP 解析を参考とすれば、3 月 11 日 17 時 00 分頃であっても、発生した蒸気を逃しきるリーク孔は、 $1.4\text{cm}^2$  より小さいことは有り得ず、それよりもかなり大きいリーク孔でないとシナリオが成立しない。

MAAP 解析では、 $1.4\text{cm}^2$  のリーク孔によって、3 月 11 日 19 時 40 分頃に原子炉圧力の低下が始まり、3 月 11 日 20 時 07 分の 6.9MPa(gage)を再現するとの解析となっている。したがって、圧力低下が始まる時間がずっと早く、リーク孔の面積もずっと大きい条件においては、3 月 11 日 20 時 07 分の 6.9MPa(gage)を再現することはあり得ず、それよりもかなり小さい圧力になっていたものと考えられる。つまり、MAAP 解析の 3 月 11 日 19 時 40 分頃からの圧力低下曲線よりもより低下が速い側の領域に圧力低下曲線が存在することになり、測定された圧力と矛盾が生じる。

上記の仮説を証明すべく、津波到達後に微小な漏えいが発生した場合について、リーク孔面積をパラメータとした MAAP による感度評価を実施した（図 6 参照）。なお、この計算におけるリークの発生時間は地震スクラム 1 時間後としている。感度解析の結果から、 $7\text{cm}^2$  以下の場合には、原子炉圧力が上昇し、SRV の作動条件に達することから、リーク孔面積がこれ以上でないと SRV が作動しないという条件を満たせないことになる。一方で、リーク孔面積が  $7.5\text{cm}^2$  以上の場合には、SRV は作動することはないものの、原子炉圧力は早期に低下し、3 月 11 日 20 時 07 分の 6.9MPa(gage)を再現することはできないことが示された。この解析結果により、津波到達後に SRV が作動しない条件で、20 時 07 分に観測された 6.9MPa(gage)を満足する小規模な LOCA シナリオは存在しないことがわかる。

以上から、国会事故調の報告書で示された、LOCA の発生を疑わせるような 3 つの指摘事項については、LOCA とは関係のない事象、もしくは、LOCA が原因であったとした場合、物理的に同時に成立しないものであることが判明した。

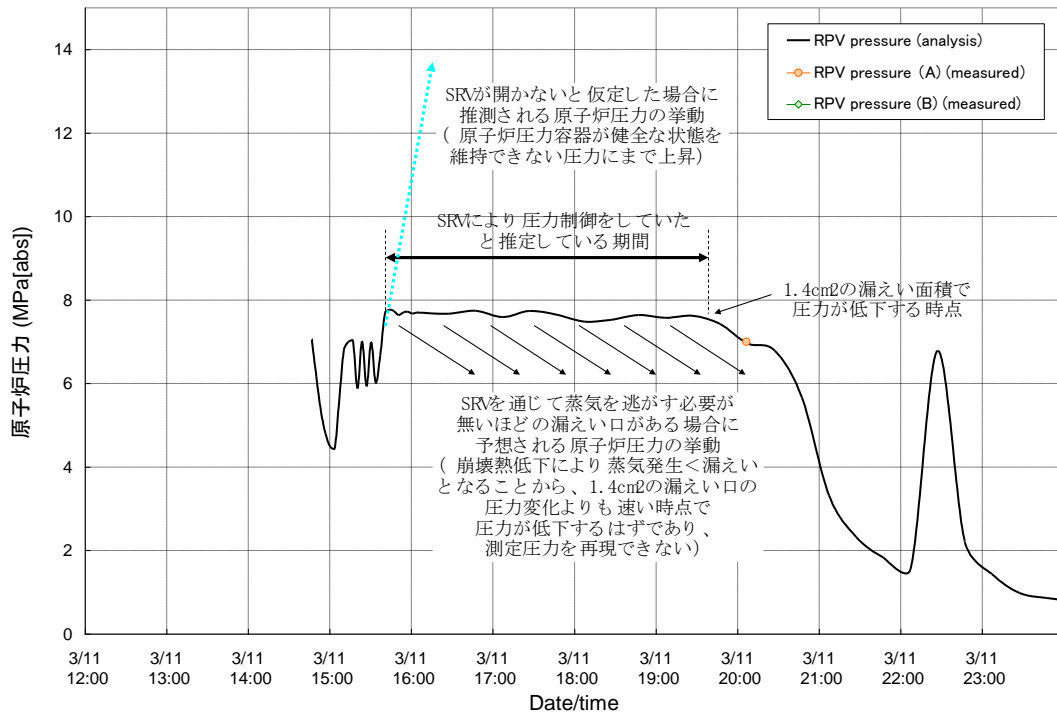


図5 1号機の原子炉圧力の変化

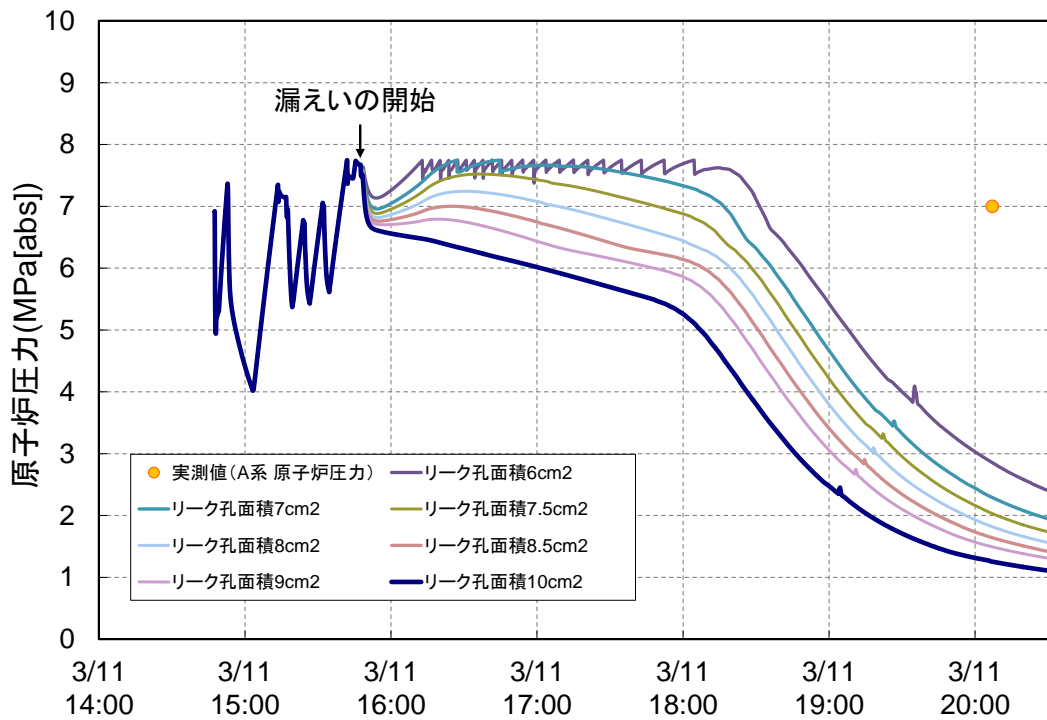


図6 リーク孔面積に応じた原子炉圧力の変化

### 3. 津波到達前の運転員の IC の操作について

ここでは、津波到達前の運転員による IC の操作とそれによるプラントパラメータの推移について検討する。

図 7 に、津波到達前の原子炉圧力の変化と運転員による IC の操作実績を示す。3 月 11 日 14 時 47 分、地震が発生し、1 号機は地震加速度大信号によりスクラムした。スクラムの際に若干原子炉圧力は低下するが、その後は、崩壊熱による蒸気発生により、原子炉圧力は上昇に転じる。14 時 52 分、原子炉圧力が IC の自動起動の設定圧力に達したことから、IC(A)、IC(B)が自動起動している。なお、IC の自動起動の設定圧力は、SRV の自動開の設定圧力よりも低いため、IC 起動が起動する場合は、SRV は作動しない。

IC(A)、IC(B)の自動起動後は、IC の冷却効果により原子炉圧力は減少に転じ、10 分程度で 5MPa を下回る圧力にまで達している。また、通常運転時の約 7MPa における飽和温度は約 285°C、約 5MPa における約 265°Cであることから、原子炉内の冷却剤の温度は 10 分程度で、約 20°C低下したことになる。原子炉停止時の冷却速度の上限値は 1 時間で 55°Cであり、この冷却速度を上回っている。運転員は、急激な圧力低下が漏えいの原因によるものではないことを確認するため、また、冷却速度を低減しコントロールするため、15 時 3 分、IC(A)、IC(B)を手動で停止させた。

その後、圧力は再度上昇に転じており、約 7MPa まで上昇している。その後、手動起動と手動停止を 3 回ずつ実施しているが、いずれの操作においても、圧力の低下と上昇は運転員の制御範囲に収まっている。

以上のことから、運転員は当初、LOCA による圧力低下の可能性を考慮したもの、IC の起動停止時の原子炉挙動から、その可能性が無いことを確認できたものと考えられる。なお、運転員は、運転シミュレータでの訓練等を通じ、常に漏えいの可能性について考えながら操作をすることから、1 号機の圧力変化に対して漏えいの可能性を考慮したのは特別なことではない。



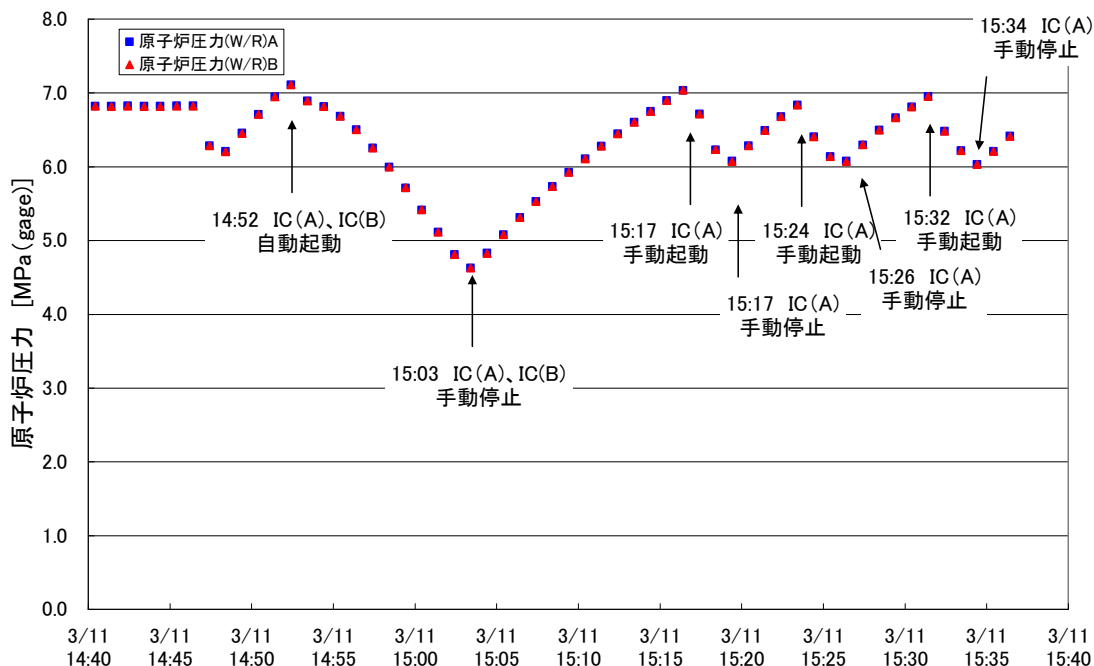


図 7 津波到達前の原子炉圧力と IC 操作

#### 4. 非常用ディーゼル発電機 (A) の機能喪失の原因について

国会事故調の報告書では、非常用ディーゼル発電機 (B) (DG(B)) の機能喪失の時刻が 15 時 37 分と記録されており、運転員の DG(A) はそれより前に停止していた (間隔は長くて 2、3 分) とする証言から、DG(A) の停止時刻を 15 時 35 分以前であると断定し、その時点では津波は到達していないことから、地震による機能喪失であると指摘している。

本件に関しては、2013 年 4 月になって、過渡現象記録装置が 1 分間隔ではあるものの津波到達までのプラント挙動が記録されているファイルを再度検証したことにより、津波到達と母線電圧、ディーゼル発電機の挙動が明らかになった。

過渡現象記録装置とは、何らかの過渡事象が発生した場合に、その前後のプラント挙動を 10msec の時間間隔で記録する装置である。1 号機の場合、地震発生から 5 分前から、30 分後までの記録が残されているが、津波到達は 30 分以降であるため、津波到達時の 10msec 間隔のデータは残されていなかった。しかしながら、過渡現象記録装置の本来の機能ではないものの、より長い周期でデータを記録するオプションがあり、1 号機では 1 分間隔のデータを記録する設定がなされていた。

過渡現象記録装置の 10msec 間隔のデータと 1 分間隔のデータとでは、情報量が大きく異なる。図 8 に外部電源が喪失し、DG が起動した 2011 年 3 月 11

日 14 時 48 分頃の際の母線 C 及び D の電圧の変化を両者のデータを用いて示す。10msec 間隔のデータでは、外部電源を喪失する前の揺らぎと電圧降下、また、DG(A)、DG(B)の立ち上がり時間の微妙な相違を捉えている。しかしながら、1 分間隔のデータでは、この時間帯を代表する測定点は、14 時 48 分 59 秒の 1 点（図 8 の丸部分）のみであり、このデータからは、母線電圧が降下したことも、DG の起動に成功したのかどうかも正確には説明できない。そのため、1 分間隔のデータは、過渡的な挙動を検討する際に、有用な情報を持っているとは見なされてこなかった。

しかしながら、1 分間隔のデータは、過渡現象記録装置の本来の機能である 5 分前から、30 分後までの記録データには無い、津波到達によって、過渡現象記録装置そのものが機能喪失する直前までのデータが残っており、このデータから、母線、DG の機能喪失の順番に関する情報を引き出せることが判明した。

図 9 に 1 分間隔データを用いた母線電圧、DG 電圧の変化を示す。上段には母線電圧 A,B,C、DG(A)の電圧の、下段には母線電圧 D、DG(B)の電圧の変化をプロットしている。まず、DG に接続されていない母線 A,B は、外部電源の喪失により、電圧は 0 になっていることが確認できる。また、DG(A)、DG(B)はその電圧が 0 から約 7000V に上昇していることから、外部電源喪失後に立ち上がっていることが確認できる。母線 C,D はそれぞれ DG(A),DG(B)に接続されているため、外部電源を喪失しても、DG から電気が供給されるが、前述のとおり、1 分間隔のデータであるため、外部電源喪失時の電圧降下、DG 起動の際の電圧上昇は捉えられていない。津波が到達した 15 時 37 分頃の挙動を見てみると、母線 C は電圧が 0 にまで低下していることが確認（1 分間隔のデータであるため、15 時 35 分 59 秒から 15 時 36 分 59 秒までの間に電圧が 0 にまで低下。）できる。母線電圧 D 及び DG(A)、DG(B)については、15 時 36 分 59 秒の時点で、電圧は 7000V 程度を維持しており、これらの機能喪失は、15 時 37 分以降であったことになる。なお、DG は供給先の電圧が 0 となっても、単独運転で電圧を維持することが出来る。

次に、図 10 に DG(A)、DG(B)の電流の変化を示す。DG の立ち上がり時の電流の増加、圧力抑制室のプール水の冷却のための CCS 起動時の電流の増加が確認できる。津波到達時の挙動については、母線 C に接続されている DG(A)については、母線電圧が 0 となっている関係から、電流についても 0 にまで落ち込んでいる。一方、電圧が 7000V 程度を維持していた母線 D についても、電流の落ち込みが確認できる。これは、敷地内の比較的低い位置に設置されている海水ポンプ等の機能喪失により、負荷が脱落していったことにより、電流が低下しているものと推定される。

以上から、津波到達時頃の電源の状況としては、

- ① 津波到達
- ② 海水ポンプ等の機能喪失
- ③ 母線電圧 C の機能喪失
- ④ 母線電圧 D、DG(A)、DG(B)の機能喪失

という形で、津波の影響が海側から順番に進行していったものと推定され、電源喪失の原因は津波であることが改めて確認された。

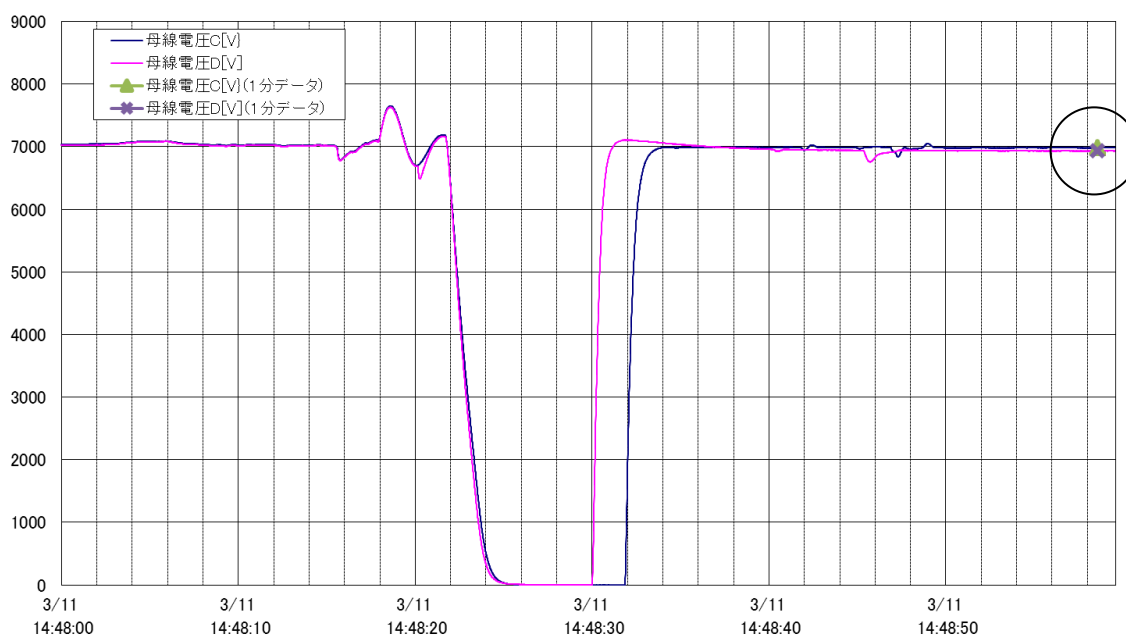


図 8 過渡現象記録装置による 10msec 間隔と 1 分間隔のデータの相違

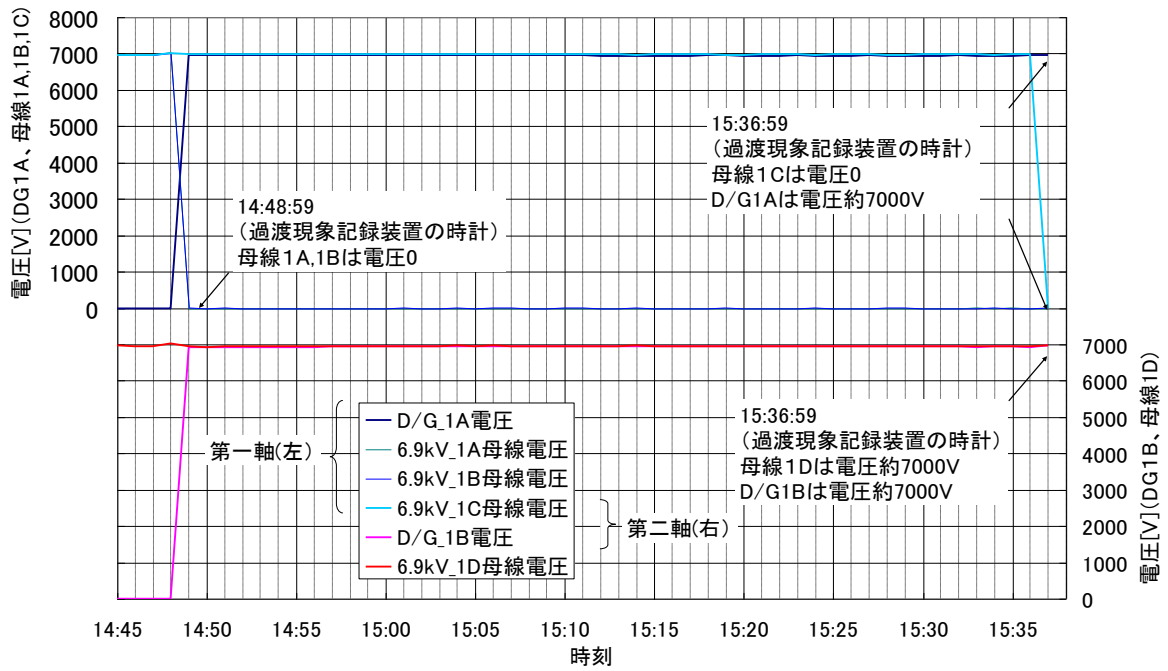


図9 母線電圧、DG電圧の変化（1分間隔データ）

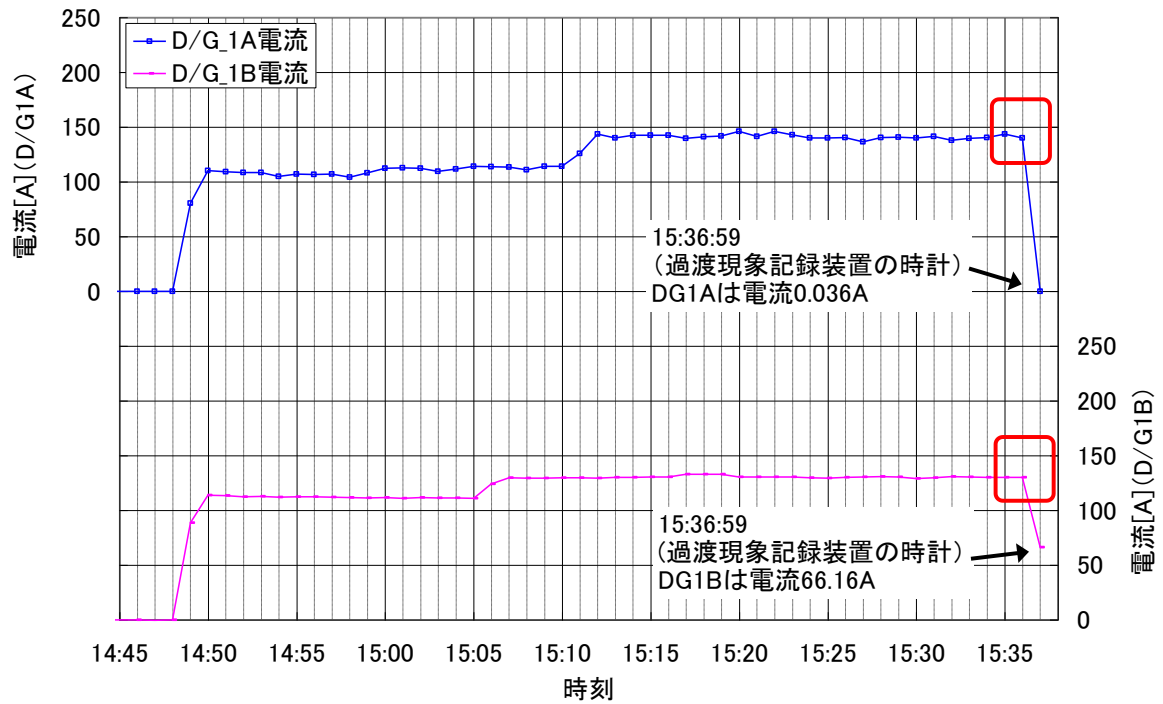


図10 DG(A)及びDG(B)の電流の変化

## 5. まとめ

1号機において、地震による影響で、LOCA または DG の機能喪失が発生した可能性について検討を実施した。LOCA については、現在想定している事故進展に影響を与えるような漏えいを伴う規模での配管破断は発生していないとの結論に達した。また、DG の機能喪失については、津波によるものと推定される海側ポンプ等の機能喪失に引き続き DG の機能喪失に至っていることが記録により明らかとなったことから、地震による機能喪失の可能性は無いことが示された。

以上