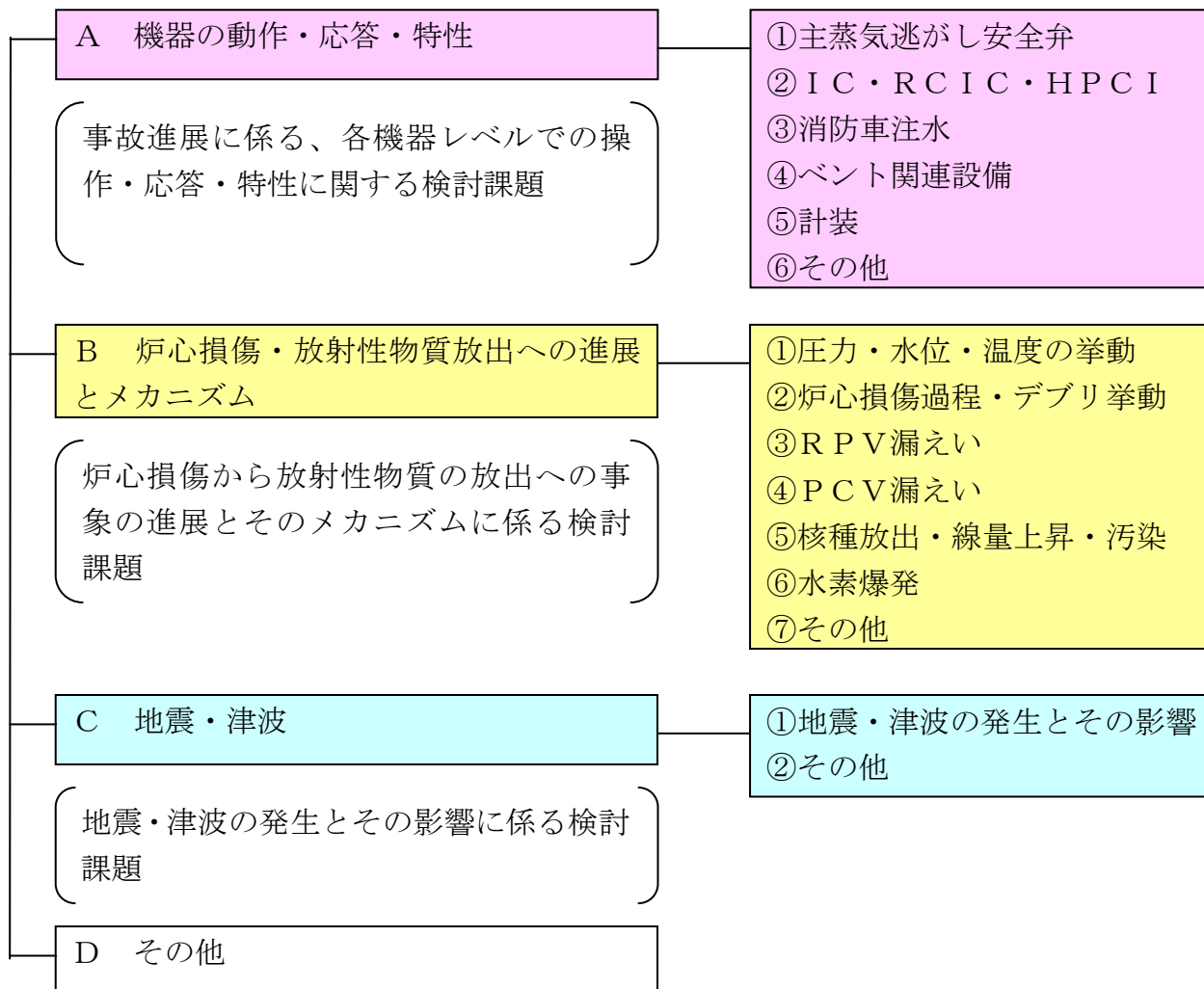
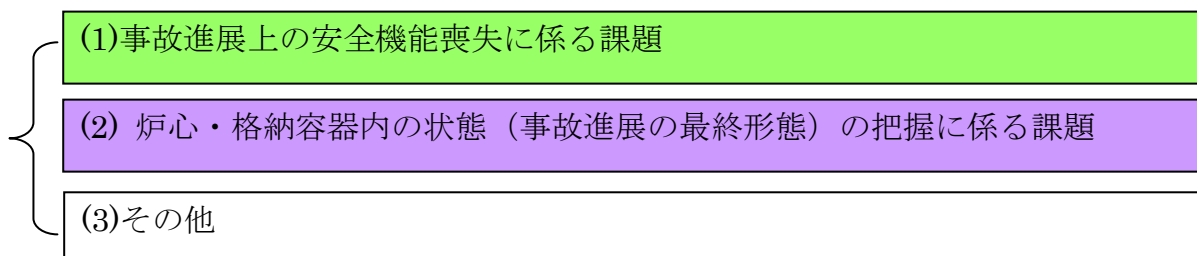


検討課題リスト

抽出された課題を号機別に整理し、以下のように分類する。



また、抽出された課題の重要度を分類するため、本文図 1 の事故進展に関するイベントツリー分析との関連に着目し、以下のように分類する。



なお、分類(1)「事故進展上の安全機能喪失に係る課題」については、柏崎刈羽原子力発電所で採られている安全対策との関連を示すため、「柏崎刈羽原子力発電所の安全対策」（2013年3月／第1版、東京電力株式会社）の該当ページを引用する。

No. 共通-1	号機:共通	分類: A①	事故進展:(1)	安全対策との関連:p.33～34
件名: 炉心損傷後の SRV の動作について				検討結果:—

1～3号機では、最終的に事故時に作動が期待されていた注水機能を全て喪失し、臨機の対応として消防車を用いた原子炉代替注水を実施した。低圧注水手段による注水のためには、主蒸気逃がし安全弁（SRV）の開状態を維持し、原子炉圧力容器を減圧することが不可欠である。

しかしながら、今回の事故では操作に必要な直流電源の喪失により、開操作は仮設バッテリーに頼らざるを得ず、SRV 開操作のため様々な努力がなされたが、原子炉圧力が低下しないこともあった。

例えば、3号機においては、3月13日2時42分にHPCIを手動停止した後、中央制御室からSRVの開操作を試みたが原子炉圧力に応答は見られなかった。

SRVの手動開操作のための駆動用空気として、窒素ポンベや不活性ガス系からの窒素供給が不能な場合でも、弁の開放が可能なようアキュムレータが設置されている。ここで、窒素ポンベや不活性ガス系の窒素は、交流電源の喪失により隔離される設計となっているため、SRVはアキュムレータの残圧で動作する状態であったと考えられる。

SRVが動作しなかった原因として、背圧となる格納容器圧力が高い状況での駆動用窒素圧の不足や、電圧の不足による電磁弁の不作動等が考えられるが、炉心損傷後のSRVの開閉動作や原子炉圧力の応答挙動をはじめ、SRVが動作しなかった原因について明らかにする必要がある。

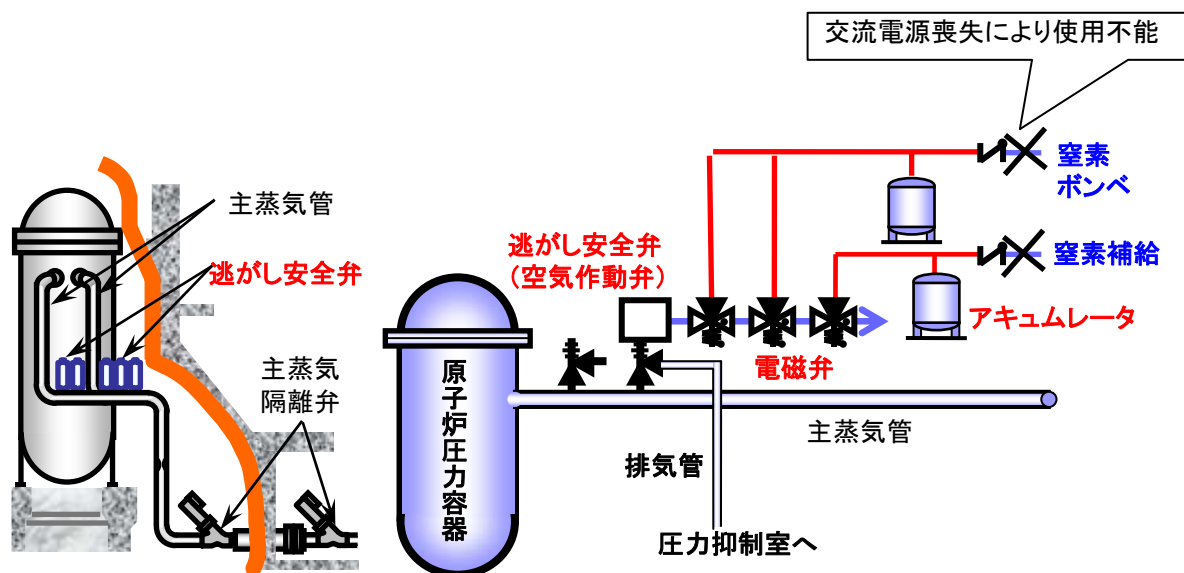


図 主蒸気逃がし安全弁の概略図

No. 共通-2	号機:共通	分類:A③	事故進展:(1)	安全対策との関連:p.36
件名:消防車による原子炉注水量について				検討結果: 添付資料 1-4, 1-5

1～3号機では、事故時に作動が期待されていた注水機能を最終的に全て喪失し、臨機の対応として消防車を用いた原子炉代替注水を実施した。

注水量に関する情報としては、当時、消防車のポンプ吐出圧力計や、流量計から推定された注水量（日単位の平均注水量）として整理されているが、その精度は低く、さらには、注水の一部が原子炉に注水されることなく他系統・機器へ流れ込んでいたものと考えられる。

例えば、1号機では3月14日1時10分から注水が中断し、20時に注水を再開した（原子炉スプレイ系からの注水）が、再開時、原子炉圧力の上昇が見られなかったことから、ほとんど注水されていない可能性も考えられる。また、23日2時33分に原子炉給水系からの注水を開始した際、蒸気発生によると考えられる原子炉圧力の上昇が確認されたことから、それまでほとんど注水されていなかった可能性も考えられる。

MAAP解析では、消防車からの注水量と比較して、かなり少なめの量しか原子炉に注水されていなかったものとして評価を行っている。なお、この注水量の設定には、格納容器圧力の再現性等を考慮した。原子炉への注水量は事故進展を把握するにあたって重要なデータとなるものの、実際の注水量がどの程度であったかは、不確かさが大きく、明らかにする必要がある。

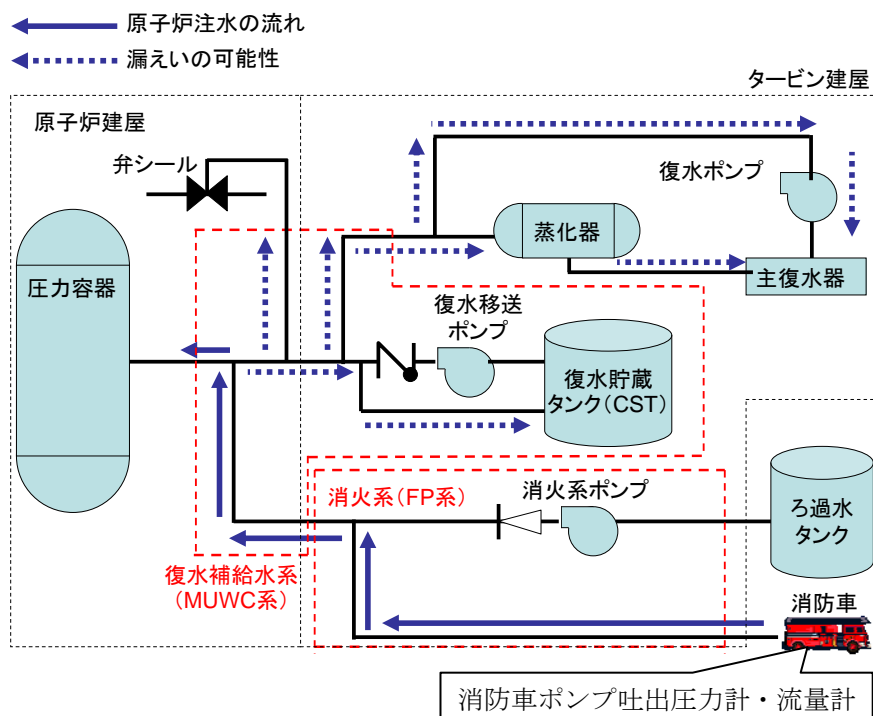


図 FP系を用いた代替注水経路の概略図

No. 共通-3	号機:共通	分類: A⑤	事故進展: (2)	安全対策との関連:—
件名: 水位計の基準面器配管の水の蒸発挙動について			検討結果: 添付資料 1-6	

1号機では、津波により全電源を喪失し、原子炉水位が一時的に計測できなくなつた。3月11日21時19分、仮設電源で原子炉水位計を復旧すると、原子炉に注水がなされていない状態にもかかわらず、水位計の指示値は上昇を示した。原子炉水位計の測定原理を考慮すると、この時の水位計指示値の上昇は、基準面器配管の水の蒸発による水位計の指示不良が原因であるものと考えられる。なお、2、3号機についても最終的には水位計が指示不良を起こしたものと考えられる。

水位計がいつ、どのような原因で指示不良を起こしたかについて検討することにより、当時の原子炉の状態に関して何らかの情報が得られる可能性があり、検討を実施する。

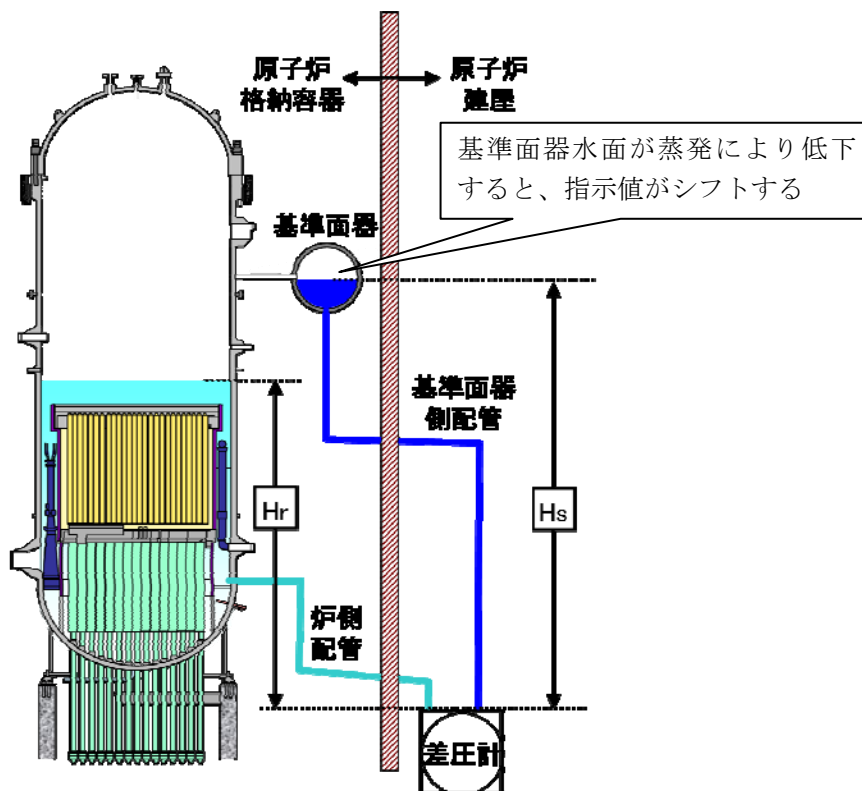


図 原子炉水位計測の原理図

No. 共通-4	号機:共通	分類: A⑤	事故進展: (2)	安全対策との関連:—
件名: PLR メカニカルシールからの漏えいについて				検討結果:—

原子炉再循環系（PLR）ポンプでは原子炉水の軸封装置としてメカニカルシールを使用しており、通常運転中は、制御棒駆動系（CRD）ポンプから軸封装置に供給されるシール水により原子炉水の漏えいを防止している。外部電源喪失時には、CRDポンプが停止しシール水が失われるため、高圧の炉水が PLR ポンプ主軸部から軸封装置を経て D/W 機器ドレンサンプに排出される。

実際に福島第二原子力発電所では地震後の格納容器内点検において、D/W スプレイを実施していない 4 号機でも、機器ドレンサンプのあるペDESTAL が満水となりダイヤフラムフロア（ドライウェル床）にまで及ぶ滞留水が見つかった。（地震後、機器ドレンサンプからの排水は停止した）

メカニカルシールが健全であれば、原子炉水の漏えい量は設計漏えい率以下の値であり、実機の挙動の大勢に影響はない。ただし、事故進展の過程で、O リングの損傷などシール機能が喪失した場合は、漏えい量は大きくなる可能性がある。実機において炉水位や格納容器温度・圧力・水位に影響を及ぼす程度の漏えいが生じていたか明らかにする必要がある。

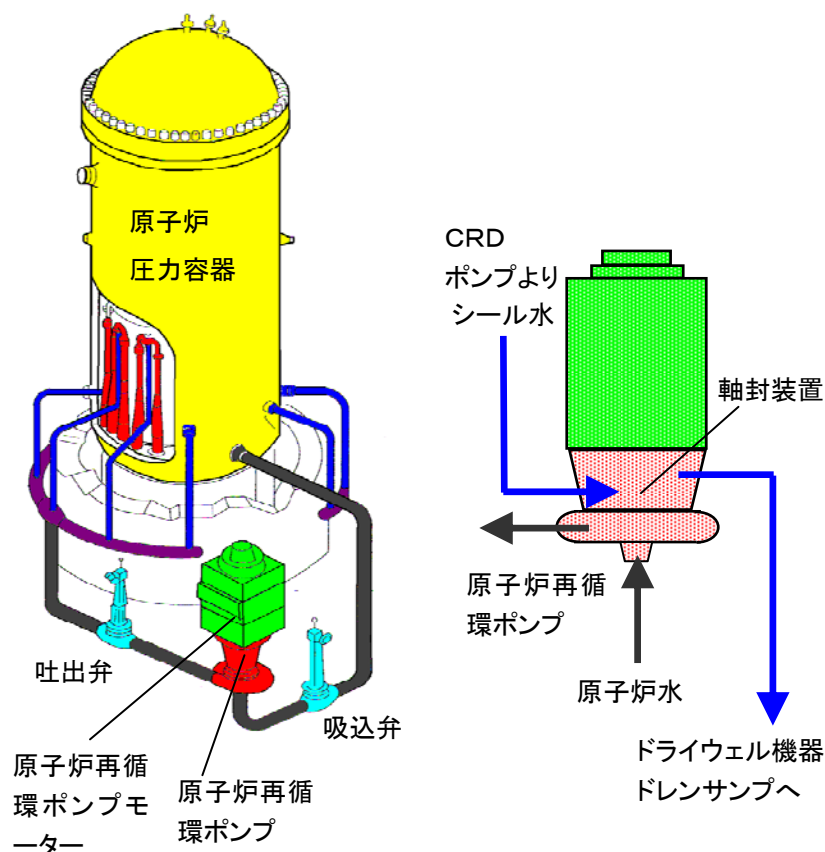


図 原子炉再循環ポンプ概略図

No. 共通-5	号機:共通	分類: B②	事故進展: (1)	安全対策との関連:p.42,44
件名: コア・コンクリート反応について				検討結果:—

1号機においては、3月12日19時04分に原子炉への連続的な海水注水が開始されるまでの間に、溶融した燃料が格納容器床面へと落下した可能性が高い。

溶融燃料が十分に冷却されない場合、溶融燃料と接触した格納容器床面のコンクリートが融点以上まで熱せられることによりコンクリートが分解するコア・コンクリート反応が生じる。コア・コンクリート反応では、水素、一酸化炭素等の非凝縮性ガスが発生するため、格納容器圧力変化や放射性物質の放出挙動に影響を与える。

「福島第一原子力発電所1～3号機の炉心損傷状況の推定について」(2011年11月30日 旧原子力安全・保安院 技術ワークショップ発表)においては、格納容器への燃料デブリの落下割合が最も大きいと推定される1号機に対するコア・コンクリート反応の解析結果を示している。

しかしながら、実際に1～3号機においてコア・コンクリート反応がどの程度進展していたか、事故進展にどの程度の影響を与えていたかは、不確実さが大きく、明らかにする必要がある。

また、格納容器からの漏えいの発生原因として、溶融燃料が格納容器のライナーに接触して開口するシェルアタックも可能性の一つである。ただし、1,2号機では窒素封入開始時に圧力上昇が見られていること、3号機では格納容器内水位が高いと考えられているなど、実際のシェルアタックの発生の根拠となる観測データは、今のところ存在していない。

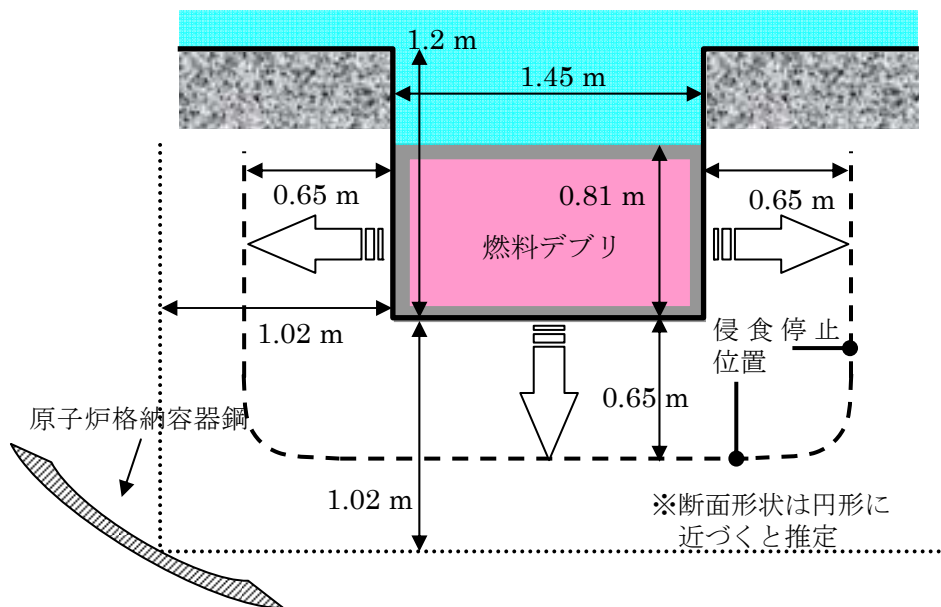


図 1号機コア・コンクリート反応規模の推定

参考:「福島第一原子力発電所1～3号機の炉心損傷状況の推定について」
(2011年11月30日 旧原子力安全・保安院 技術ワークショップ発表)

No. 共通-6	号機:共通	分類: B②	事故進展: (2)	安全対策との関連:—
件名: 溶融炉心の下部プレナム落下挙動				検討結果:—

従来の MAAP 解析モデルでは、溶融炉心の下部プレナムへの移行メカニズムは、主に TMI-2 の事故の知見を基に作成されており、炉心で発生した溶融物は、炉心領域から炉心支持板を破損させて下部プレナムに到達する経路のみを考慮している。一方、複雑な下部構造を持つ BWR においては、燃料支持金具の冷却水の通過口から溶融した炉心が降下し、下部プレナムに流れ落ちることや、溶融物が炉心の径方向に成長し、外周部のバイパス領域へ流出後、さらにシュラウドと接触・破損させることによってダウンコマへ流出する経路等も考えられる。

なお、1号機の MAAP 解析において、原子炉圧力は、3月11日22時頃に急峻なピークを示している。これは、解析において、溶融した炉心が、一旦、炉心支持板にとどまり、炉心支持板の破損とともに、下部プレナムに一度に落下するというモデルが採用されていることにより、大量の蒸気が発生する評価結果となることから発生するものである。

事故進展挙動ならびに炉心・格納容器の状態把握に資するため、溶融炉心の下部プレナム落下挙動について明らかにする必要がある。

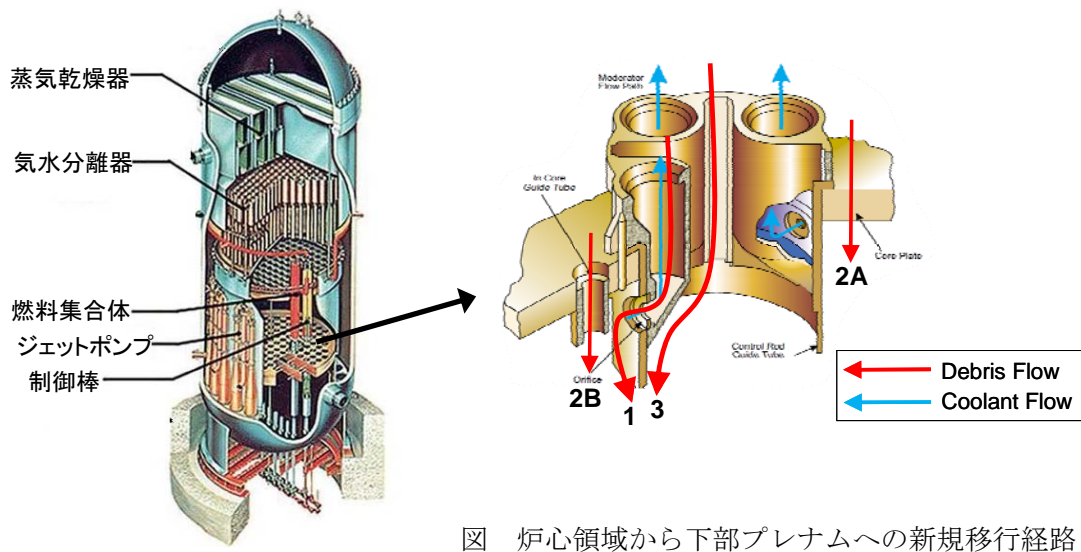


図 炉心領域から下部プレナムへの新規移行経路

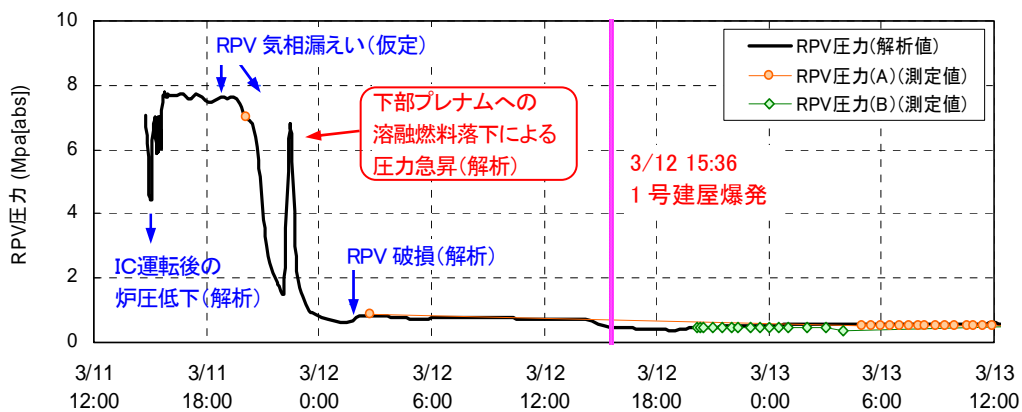


図 1号機原子炉水位、原子炉圧力の推移

No. 共通-7	号機:共通	分類: B⑤	事故進展: (2)	安全対策との関連:—
件名:放射性物質の大気放出のタイミングとモニタリングデータの関連について				検討結果:—

事故進展の過程で燃料から放出された放射性物質は、格納容器ベントや原子炉建屋の爆発、格納容器からの直接の漏えい等によって大気中への放出に至った。当社ではこれまで、モニタリングカーで測定した空間線量率等や気象庁の気象観測所で観測された降雨などの気象データをもとに、今回の事故における主な事象毎の大気への放出量の評価や、福島第一からみて北西方向に高汚染地域が生じた要因について検討を行っている。

しかしながら、モニタリングカーなど敷地境界で測定した空間線量率の変動と、その要因となった放出源からの放出挙動については、必ずしも全ての関連が特定されているわけではない。これら空間線量率データは、風向等気象条件やデータ取得状況によっては、放出源からの放出状況を全て捉えられているわけではないものの、放出挙動の検討にあたって有用な情報である。また、空間線量率の減衰挙動から沈着物の影響や放出核種について何らかの情報が得られる可能性がある。

放射性物質の放出に至る事故進展挙動の把握のため、空間線量率等モニタリングデータの変動状況と、放射性物質放出のタイミングや放出源、放出経路との関連について検討を行う必要がある。

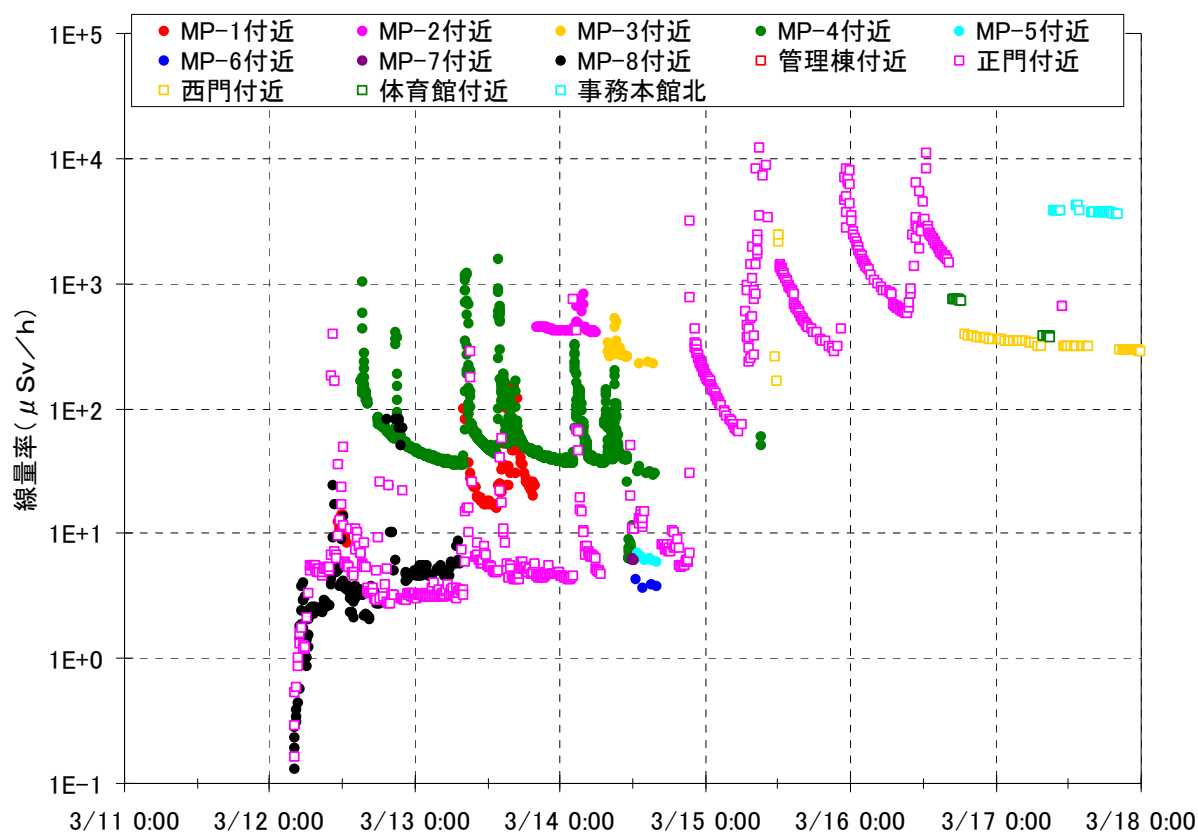


図 3月11日～18日の敷地内空間線量率の推移

No. 共通-8	号機:共通	分類: B⑤	事故進展: (2)	安全対策との関連:—
件名: ベント時の格納容器からの放射性物質の放出挙動について				検討結果:—

1号機では3月12日10時17分、23分、24分の3回、中央制御室でS/Cベント弁（小弁）の開操作を実施した。D/W圧力に明確な応答は現れなかったものの、10時40分に正門付近の線量率に一時的な上昇が確認された。その後、仮設空気圧縮機をS/Cベント弁（大弁）の開操作のために接続し、12日14時頃に起動したところ、ライブカメラ映像から排気筒上に蒸気が昇る様子と14時30分から14時50分頃にかけてD/W圧力の低下が確認された。このとき、正門付近（南西側）およびMP-8付近（南側）の線量率には上昇は確認されなかった。

このように、ベント弁操作時の挙動について、D/W圧力やモニタリングカーにて測定する線量率に、明確な応答が現れた場合とそうでなかった場合が混在し、ベントにより、D/W圧力に応答が出ない程度の放出があった可能性や、原子炉建屋から直接大気中へ放出された可能性が考えられる。また、小弁開の場合のベント流量は小さく、D/W圧力低下の効果は小さいと考えられる。ベント時に放出された放射性物質の放出挙動の詳細について明らかにする必要がある。

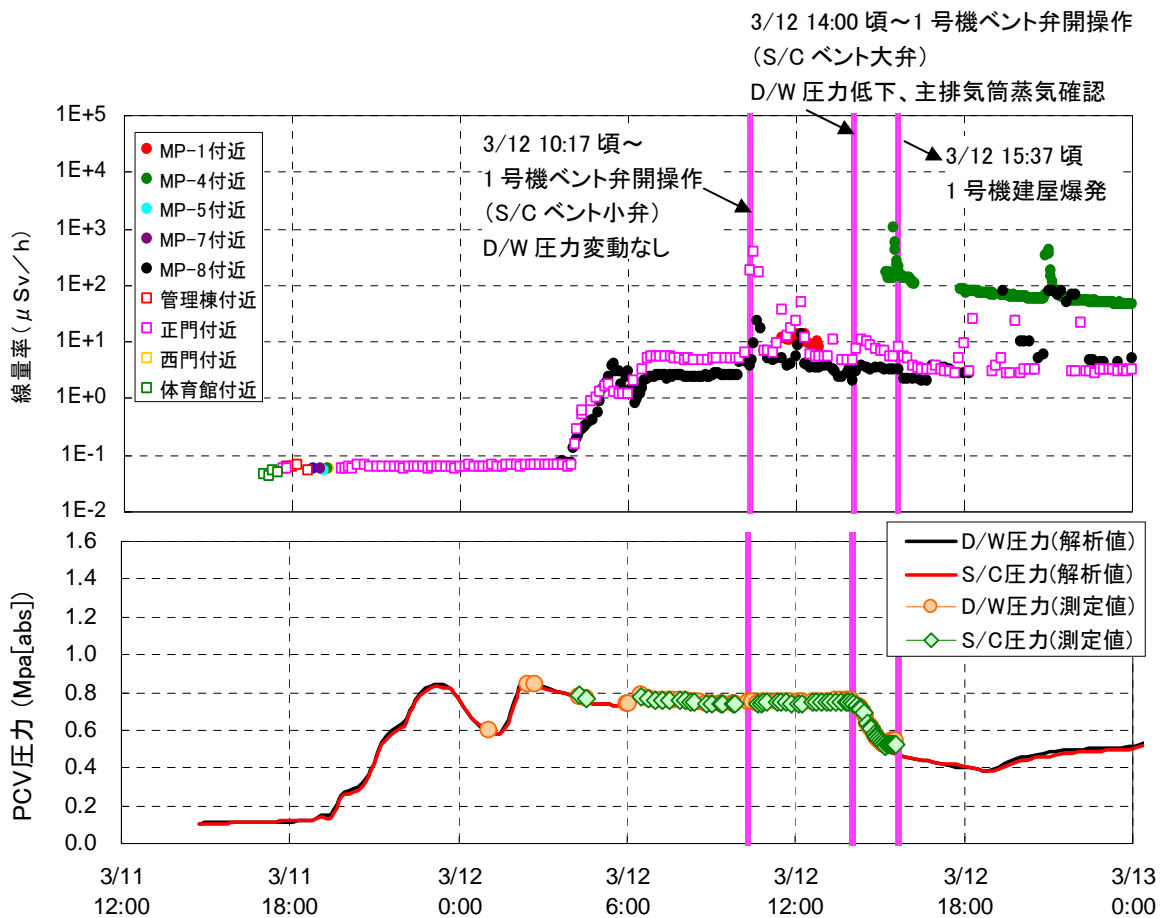


図 3月11日～12日の線量率と1号D/W、S/C圧力の推移

No. 共通-9	号機:共通	分類: B⑤	事故進展: (2)	安全対策との関連:—
件名: 3月20日前後の線量上昇について				検討結果: 添付資料3-6

1号機と3号機においては、消防車による原子炉への注水量について、アクシデントマネジメント (AM) 盤の測定値が、それぞれ3月20日、21日から数日間にわたって大きく減少している。また、3号機で3月21日の16時頃に黒煙が上がった際に、ドライウェル圧力、原子炉圧力ともに有意な変動を見せないのに、発電所正門にて急激に線量が上昇したことが観測された。

MAAPコードによる解析は、長くても地震後1週間程度で解析を終了させている。これは、解析による評価は、長期間になればなるほど不確かさが大きくなるため、評価結果の信頼性が極めて低くなってしまうためである。

しかしながら、3月20日、21日頃に福島第一原子力発電所から放出された核分裂生成物は、風向きの関係から関東圏の線量上昇を引き起こし、よう素濃度の上昇による水道水の取水制限を引き起こすなどの原因となった可能性があり、放出挙動の詳細について明らかにする必要がある。

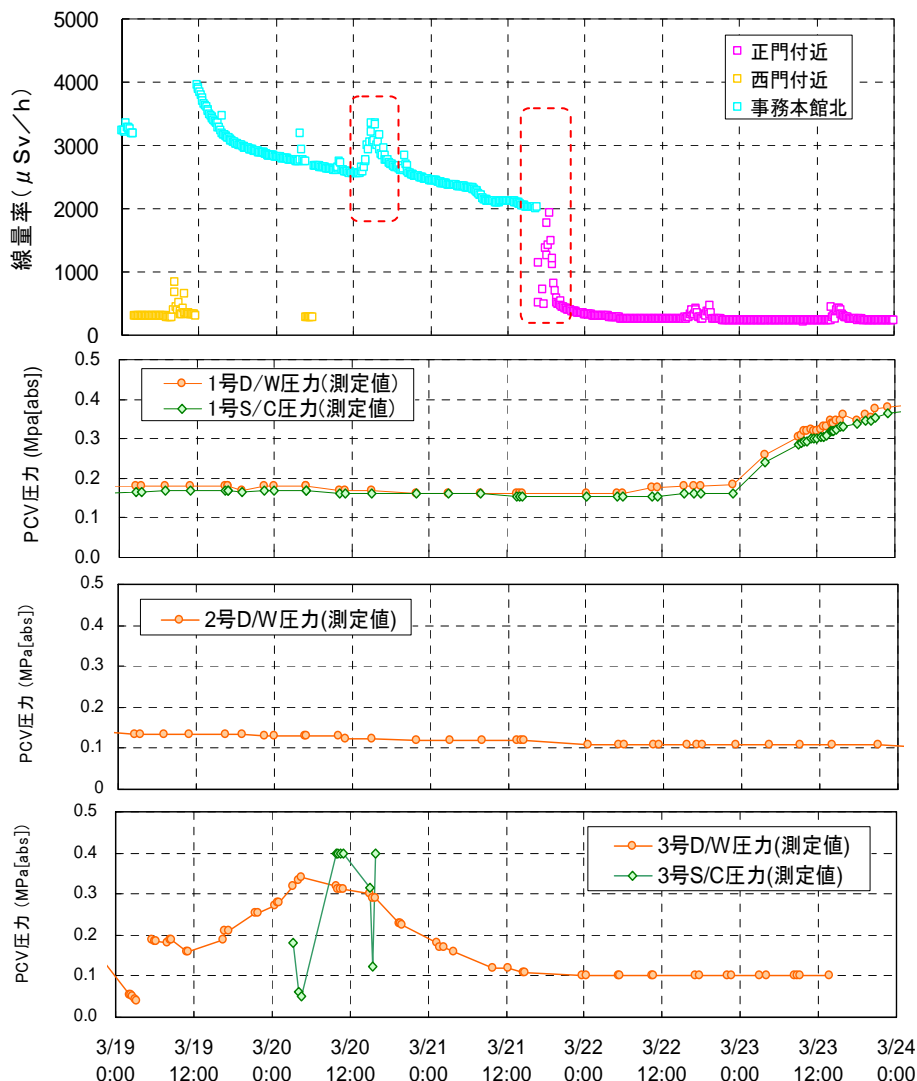


図 3月19日～23日の発電所内線量率

No. 共通-10	号機:共通	分類: B⑤	事故進展: (2)	安全対策との関連:—
件名: 炉心損傷状況とデブリ位置について				検討結果:—

1号機の炉心は、ほぼ全量がRPV下部プレナムに落下し、さらにその大半が格納容器ペDESTALに落下しているというMAAP解析結果になっている。

一方、2,3号機の炉心は、一部溶融プールが存在しているものの炉心部にとどまるもののMAAP解析結果となっている。これは早期に注水手段を失い、消防車による注水までに時間がかかった1号機と比べ、RCIC(2,3号機)及びHPCI(3号機)による注水が継続的に行われていたため、冷却が停止したときの崩壊熱が小さくなっていたこと、比較的速やかに消防車による注水が開始されたこと等が理由としてあげられる。

ただし、MAAPコードを用いた解析では、解析条件設定における不確かさ、解析モデルの不確かさがあり、結果として得られる事故進展にも不確かさがある。2・3号機は原子炉圧力容器破損には至らないとの結果となっているが、この結果は原子炉への注水量の設定に大きく影響を受けるところである。実際は、その後のプラント状況から原子炉水位は非常に低い位置にあることが推定され、原子炉圧力容器は破損している可能性が高い。さらに3号機は、RPV圧力低下後のHPCIの注水が十分でなく、炉心損傷がより早い時間に起こっていた可能性が考えられる。

事故進展の最終結果となるデブリの位置は依然不明な点が多く、これが廃炉作業への重要なインプットとなるため、今後ともPCVやRPVの内部調査研究開発プロジェクト等の調査結果もふまえて、検討を進める必要がある。

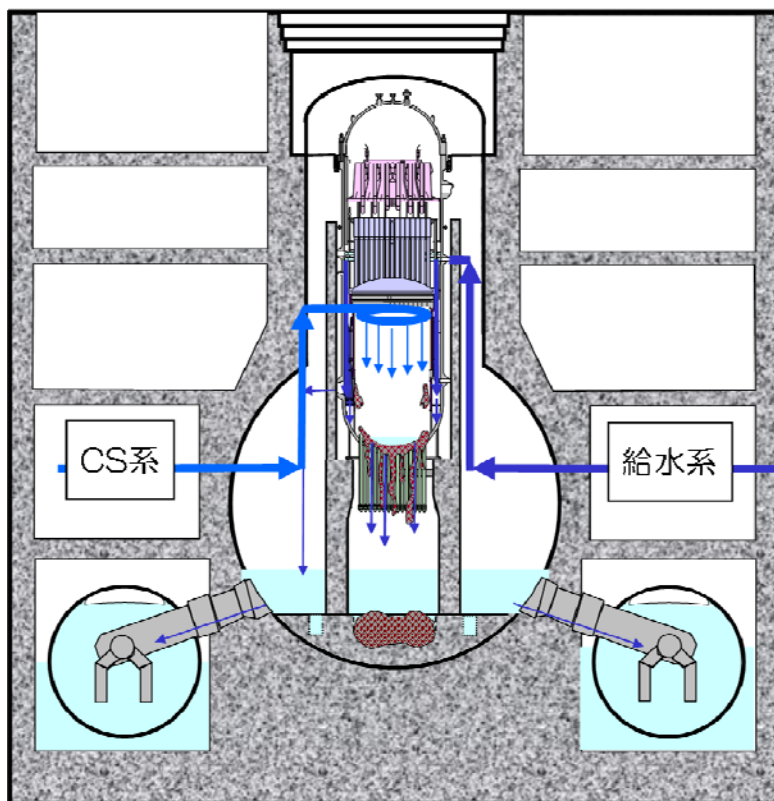


図 1号機の炉心・格納容器の状況推定図

No. 共通-11	号機:共通	分類: B⑥	事故進展: (1)	安全対策との関連:p.43~44
件名: 原子炉建屋の水素爆発について				検討結果:—

1号機では S/C ベント弁（大弁）の開操作実施後、3月12日14時30分から14時50分頃にかけて D/W 圧力の低下が確認された。その後15時36分、原子炉建屋上部で水素爆発が発生し、屋根及び最上階の外壁が破損した。

3号機では、3月13日9時24分、D/W 圧力の低下が確認され、格納容器ベントが実施されたと判断された。その後、3月14日11時01分、原子炉建屋で水素爆発が発生し、最上階から上部全体と最上階1階下の南北の外壁が破損した。

続いて、3月15日6時14分頃、4号機原子炉建屋で水素爆発が発生した。その後の現場調査の結果、3号機のベント流が回り込み水素爆発に至り、また、爆発による主な圧力の発生場所は4階であった可能性があると推定されている。

これら原子炉建屋の水素爆発は、主にジルコニウム-水反応で発生した水素が、蒸気とともに最終的に原子炉建屋へ漏えいし、水素爆発に至ったものと推定されるが、その水素発生量や漏えい経路について明らかにする必要がある。

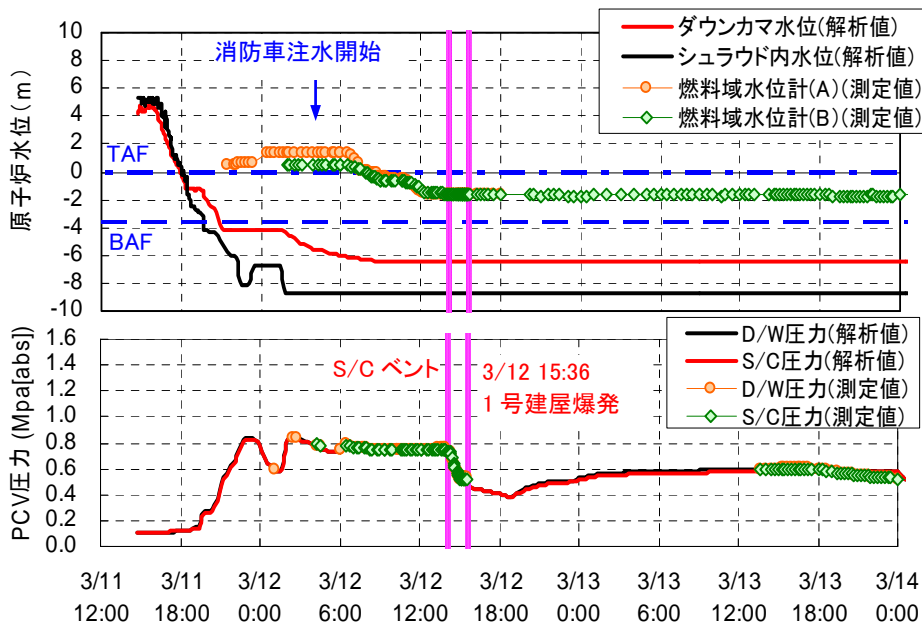


図 1号機水素爆発までの原子炉水位、PCV 圧力の推移



図 1号機原子炉建屋の外観写真

＜課題リスト～共通～＞

No. 共通-12	号機:共通	分類：C①	事故進展: (3)	安全対策との関連:— (津波対策として p.11~14)
件名:巨大連動型地震及び巨大津波発生に関する知見について				検討結果:—
<p>今回の地震の震源域は、岩手県沖から茨城県沖までに及んでおり、その長さは約500km、幅は約200kmで、最大すべり量は50m程度であったとされている。本地震時には、三陸沖南部海溝寄り、三陸沖北部から房総沖の海溝寄りの一部で大きなすべり量が観測され、三陸沖中部、宮城県沖、福島県沖、茨城県沖の複数の領域も震源域として連動して発生したマグニチュード9.0の巨大な地震であった。</p> <p>このような巨大連動型地震が発生した原因は不明なところが多く、その発生メカニズムについて国内外の検討状況に注視するとともに、巨大連動型地震の評価上の取り扱い方法について最新知見を反映する。</p> <p>また、当社は、北海道から千葉県までの痕跡高・浸水高、潮位記録、浸水域、地殻変動量をよく再現できるような波源モデル（津波の数値シミュレーションに必要な、断層の長さ、幅、位置、深さ、ずれの量などの情報）を設定し、津波の再現計算を実施した。これによると日本海溝付近で特に大きな断層のすべり量（最大で50m程度）が発生したと推定される。</p> <p>このような巨大津波が発生した原因は不明なところが多く、その発生メカニズムについて内外の検討状況に注視するとともに、巨大連動型地震の評価上の取り扱い方法について最新知見を反映する。</p>				

<課題リスト～共通～>

No. 共通-13	号機:共通	分類 : C①	事故進展: (3)	安全対策との関連:—
件名:福島県浜通り南部地域における地震活動の活発化について			検討結果:—	
<p>東北地方太平洋沖地震後に、福島県浜通り南部地域において地震活動が活発化し、従前、当社が後期更新世以降の活動はないと評価していた湯ノ岳断層において、平成23年4月11日の地震時に正断層として地震断層が出現している。</p> <p>その後、当該断層についてトレンチ調査などによる詳細な調査を行った結果、複数地点において、後期更新世以降の活動が認められたことから、湯ノ岳断層は耐震設計上考慮すべき活断層であったと判断され、今回と同様のボーリング調査、トレンチ調査等の詳細な地質調査を実施していれば、活動性の評価は可能であったと考えられる。^{*1)} この知見を踏まえると、断層の活動性を否定する場合にはトレンチ調査等の詳細な地質調査により断層の活動性を直接確認することが重要と考えられ、今後の断層調査に反映する必要がある。</p> <p>*1) ”湯ノ岳断層に関する追加調査結果の報告”，東京電力株式会社，2011年12月27日</p>				

<課題リスト～共通～>

No. 共通-14	号機:共通	分類 : C①	事故進展: (3)	安全対策との関連:— (津波対策として p.11~14)
件名:津波の福島第一主要建屋への詳細な到達時刻や浸水経路について			検討結果:添付資料地震津波-1	
<p>発電所を襲った津波によって、海水ポンプが設置されている 4m 盤のみならず、主要建屋のある 10m 盤も冠水するとともに、建屋の地上開口部等を経路として建屋内にも浸水が波及した。これにより、モータや電気品が被水し、非常用ディーゼル発電機や電源盤といった重要な設備が直接的・間接的な影響で機能を喪失した。</p> <p>津波の福島第一原子力発電所への到達時刻や浸水経路については、電源喪失に関する時系列との相関関係をより明確にするため、今後、継続的な調査をしていく。</p>				

<課題リスト～共通～>

No. 共通-15	号機:共通	分類 : C①	事故進展: (3)	安全対策との関連:— (津波対策として p.11~14)
件名 : 津波の波力による影響について				検討結果:—
<p>津波の波力による影響については、地上の開口に取り付けられているドアやシャッター等は津波あるいは漂流物によるものと思われる損傷が一部で確認されている。また、海側エリアに設置されていた重油タンクの一部は、波力以外に浮力の影響により漂流したと考えられる。しかしながら、主要建屋の外壁や柱等の構造躯体には有意な損傷が確認されていない。また、防波堤について、北防波堤の一部にある波返し（パラペット）設置区間では堤体が損傷したものの、それ以外の区間では堤体は概ね存立しており大きな影響は確認されていない。津波によりこれら構造躯体や防波堤の堤体に作用した実際の波力は、計測を行っていないため把握は困難であるが、実被害状況との比較考察を行うことで、波力評価式（合田式、谷本式等）の持つ保守性の定量化が期待される。</p>				

＜課題リスト～共通～＞

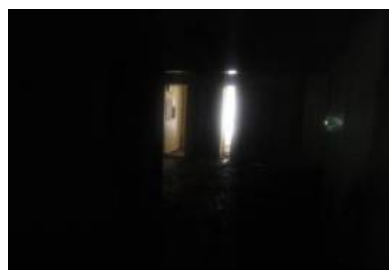
No. 共通-16	号機:共通	分類 : D	事故進展: (3)	安全対策との関連:—
件名 : ヒューマンファクターの観点からの検討				検討結果:—

1～4 号中操では、津波到達後にほとんどの計測・制御電源を失い、プラントの状態把握も運転操作も極めて困難な状況に陥っている。

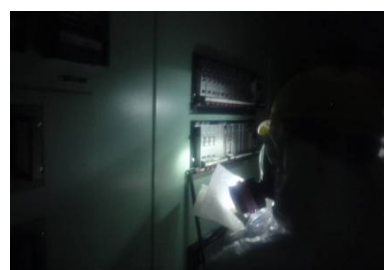
しかし、例えば1・2号中操では3月11日の17時台には代替注水系を用いた原子炉注水の準備を開始するなど、系統構成を図面等により確認し、今できること、今後必要と思われる操作について、必死で検討していた事実もある。当時の運転員をはじめ関係者の行動や心理状況を解明することは、緊急対応時のソフト方面での教訓を学び、対策に反映するためにも重要な課題である。



職員の通勤用乗用車のバッテリーを必要な計器につなぎ込み



照明の落ちた建屋内から建屋外への扉を撮影



真っ暗な中、ライトの明かりを頼りに計器の指示値を確認

図 事故後の現場の状況（写真）

<課題リスト～1号機～>

No. 1号機-1	号機: 1	分類: A②	事故進展: (1)	安全対策との関連: 該当設備なし
件名: 1号機水素によるICの除熱劣化について				検討結果: 添付資料 1-7

1号機においては、地震後、非常用復水器（IC）を断続的に運転することで、原子炉圧力を制御している。津波により全電源を喪失する直前においては、ICは一時的に停止している状態であった。全電源喪失後、運転員は中央制御室にて格納容器外側のIC（A系）隔離弁（MO-2A、MO-3A弁）の閉状態を示すランプが点灯していることを発見し、3月11日18時18分に、これらの弁を開操作し、蒸気発生音と建屋越しに発生した蒸気を確認している。しかし、このときの蒸気発生量は少なく、しばらくして蒸気の発生がなくなったことから、ICのタンクの水がなくなっていることを懸念し、11日18時25分に戻り配管の隔離弁（MO-3A弁）を閉としている。

ICについては、原子炉水位が低下し、水-ジルコニウム反応により非凝縮性ガスである水素が発生した場合、冷却管に水素が混合することによって除熱性能が劣化すると考えられている。解析結果によると18時18分時点では、原子炉水位は有効燃料頂部（TAF）を若干下回った程度で、水素が大量に発生していた状況には無い可能性があるが、放射線分解による水素発生の影響等も考慮し、1号機において、実際にどの程度の除熱劣化があったかについて明らかにする必要がある。

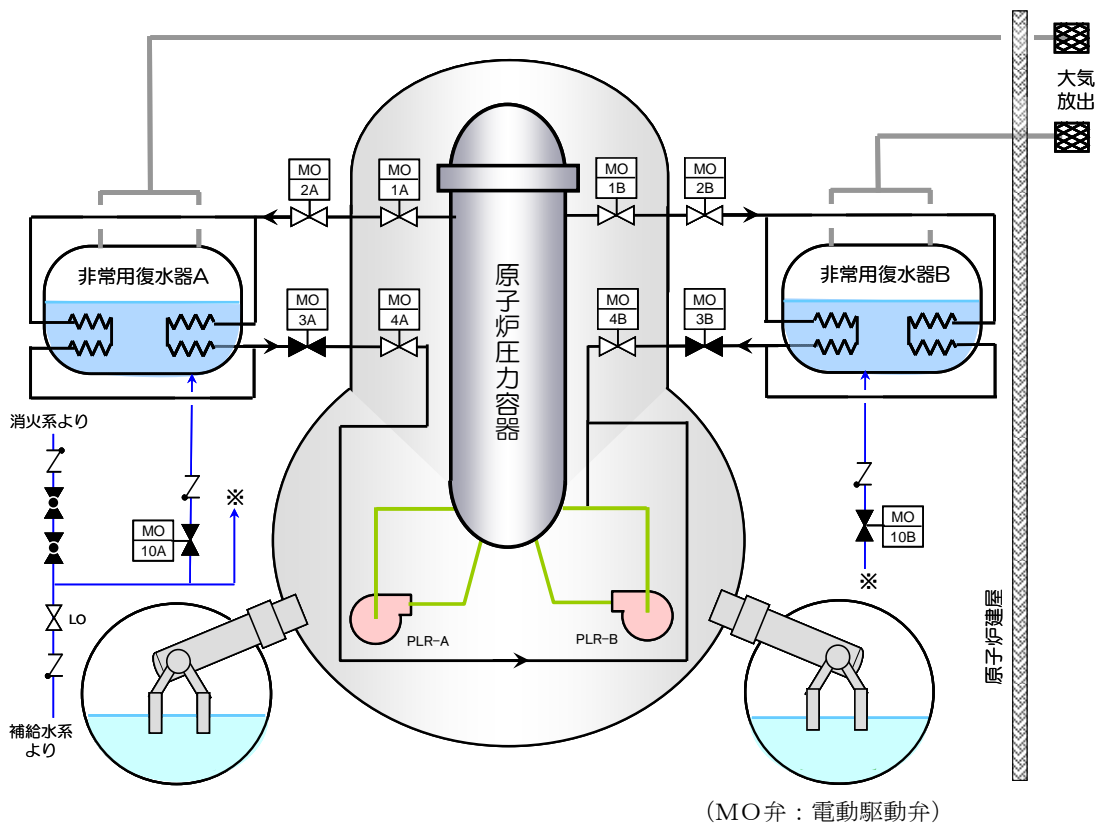


図 非常用復水器の系統構成概略図

<課題リスト～1号機～>

No. 1号機-2	号機:1	分類:A②	事故進展:(2)	安全対策との関連:—
件名:1号機 IC 動作の場合の挙動について				検討結果:添付資料 1-7

1号機においては、地震後、非常用復水器（IC）を断続的に運転することで、原子炉圧力を制御しており、津波により全電源を喪失する直前においては、ICは一時的に停止している状態であった。全電源喪失後、運転員は中央制御室にて格納容器外側のIC（A系）隔離弁（MO-2A、MO-3A弁）の閉状態を示すランプが点灯していることを発見し、3月11日18時18分に、これらの弁を開操作し、蒸気発生音と建屋越しに発生した蒸気を確認している。しかし、このとき蒸気発生量は少なく、しばらくして蒸気の発生がなくなったことから、ICのタンクの水がなくなっていることを懸念し、11日18時25分に戻り配管の隔離弁（MO-3A弁）を閉としている。

事故後に実施したICのタンクの水位調査によれば、平成23年10月18日の時点で、A系のタンク水位は65%（通常水位：80%）と、当時よりタンク内の水が十分存在していたことになり、3月11日18時25分に戻り配管の隔離弁（MO-3A弁）を閉操作しなかった場合、ICによる冷却が継続できた可能性がある。

そこで、格納容器外側のIC（A系）隔離弁を開操作した後に、蒸気発生量が少なく、かつ、しばらくして蒸気の発生がなくなったことの原因を検討（1号機-1）するとともに、3月11日18時25分以降も格納容器外側のIC（A系）隔離弁を開状態のまま維持した場合の事故進展への影響について検討する。

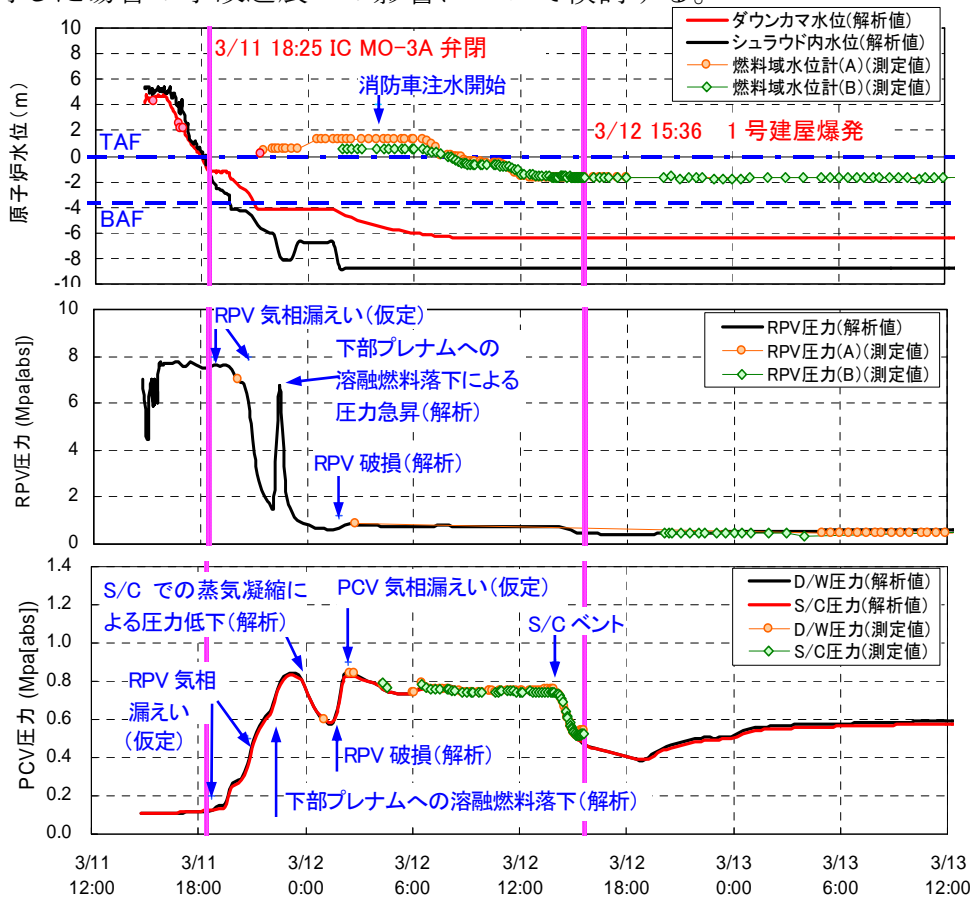


図 1号機原子炉水位、原子炉圧力、格納容器圧力の推移

<課題リスト～1号機～>

No. 1号機-3	号機:1	分類:A⑤	事故進展:(2)	安全対策との関連:—
件名:1号機指示不良後の原子炉水位計指示値の挙動について			検討結果:添付資料1-6	

1号機では、津波により全電源を喪失し、原子炉水位が計測不能となった。3月11日21時19分に仮設電源により燃料域水位計を復旧した時には、計測値は有効燃料頂部(TAF) +200mmを示していたが、この後、原子炉へ注水をしていないにもかかわらず、水位計測値は上昇した。

水位計測に用いられている凝縮槽方式の水位計は、格納容器が高温になることや原子炉が減圧することで、凝縮槽内部配管の水が蒸発し、正しい水位を指示できなくなる。従って燃料域水位計は、仮設電源により復旧した時点ですでに指示不良を起こしていたものと考えられる。

しかしながら、水位計の計測値から、基準面器配管と炉側配管の差圧が分かるため、原子炉の減圧時間や炉水位について何らかの情報が得られる可能性がある。

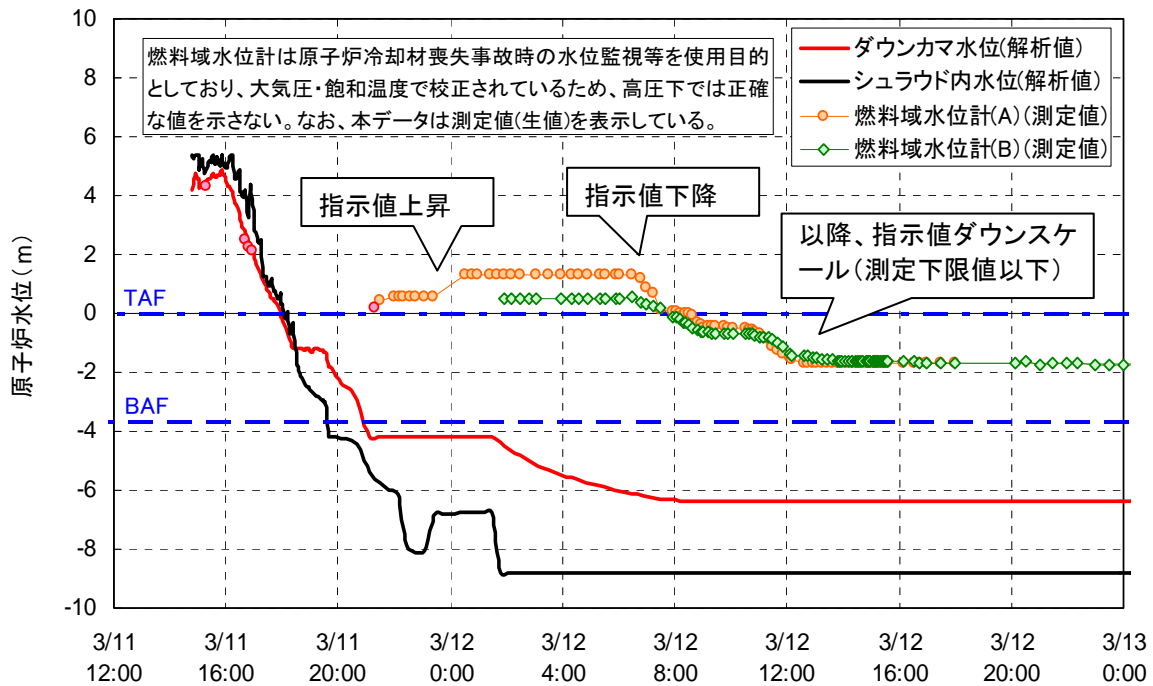


図 1号機原子炉水位の推移

<課題リスト～1号機～>

No. 1号機-4	号機:1	分類:A⑥	事故進展:(2)	安全対策との関連:—
件名: 1号機地震の影響による LOCA の可能性について			検討結果:添付資料 1-3	
<p>福島第一原子力発電所 1～3 号機は、地震発生後は、地震スクラム、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、全電源喪失となり、直流電源も含め、短期間での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。</p> <p>しかしながら、国会事故調査報告書では、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指摘されている。この根拠は、</p> <ul style="list-style-type: none"> ・ 協力企業作業員が原子炉建屋 4 階で水が落ちてくるのを確認した ・ JNES の評価では、0.3cm²以下の漏えいを否定できない ・ 運転員は SRV の作動音を聞いていない。 <p>との 3 点から成り立っている。この 3 点から論理的に小規模な LOCA があったとの結論を導けるかを検討する。</p> <p>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 月になって、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。</p>				

<課題リスト～1号機～>

No. 1号機-5	号機:1	分類: B③	事故進展: (1)	安全対策との関連:p.27~36
件名: 1号機原子炉压力容器の気相漏えいについて				検討結果:—

1号機は、3月11日20時07分には原子炉圧力7.0MPa[abs]、23時50分頃にはD/W圧力0.6MPa[abs]、3月12日2時30分にはD/W圧力0.84MPa[abs]、2時45分には原子炉圧力0.9MPa[abs]が測定された。明確なタイミングは不明であるが、格納容器圧力が大きく上昇し、また、原子炉の減圧操作は行っていないものの原子炉圧力が低下したことが確認された。

原子炉压力容器の水位が低下し炉心が露出すると、過熱した炉心からの伝熱や過熱蒸気により、压力容器バウンダリが通常よりも高い温度となる。溶融燃料が压力容器底部を貫通するよりも前に、压力容器に気相漏えいが生じ、漏えい口の大きさによっては、原子炉圧力が減圧される可能性がある。このことは压力容器の破損時間や、破損後の格納容器への熱・機械的負荷にも影響を及ぼす。

MAAP解析においては、燃料の露出に伴う過熱および溶融により炉内温度が上昇することで、炉内核計装のドライチューブや主蒸気管フランジから原子炉压力容器からD/Wへの気相漏えいが発生したと仮定している。

しかし、計測されたパラメータや観測事実から、これらの箇所から実際に漏えいが生じたか否かについては直接的な証拠は得られておらず、炉心・格納容器の状態把握に資するため、明らかにする必要がある。

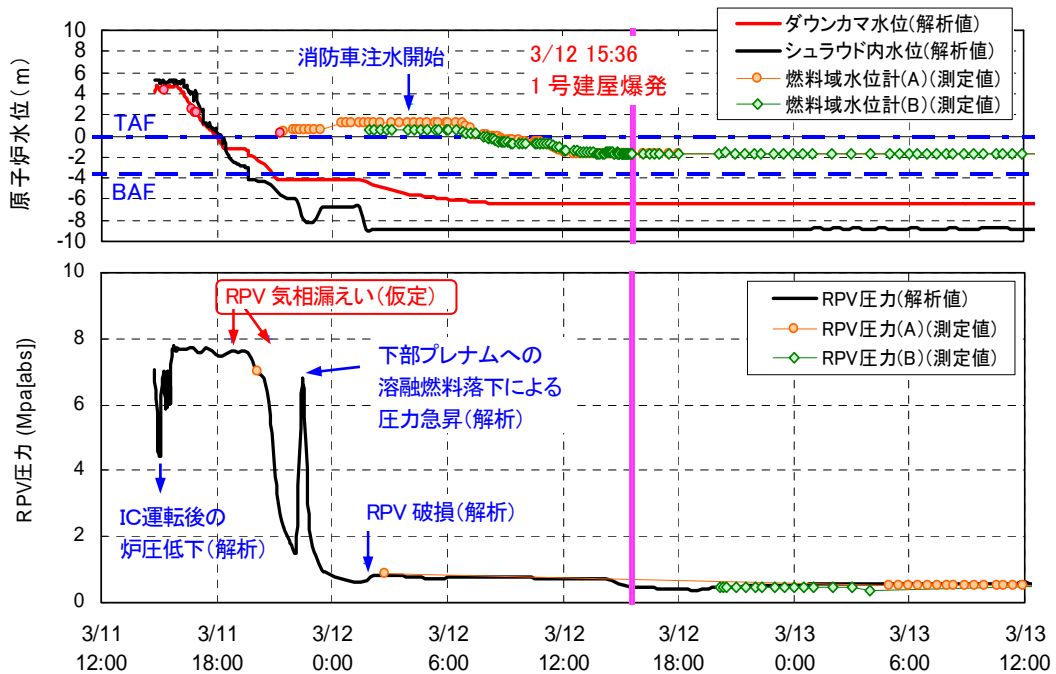


図 1号機原子炉水位、原子炉圧力の推移

<課題リスト～1号機～>

No. 1号機-6	号機:1	分類: B④	事故進展: (1)	安全対策との関連:p.27~43
件名: 1号機格納容器の気相漏えいについて				検討結果:—

1号機のD/W圧力は、3月11日23時50分頃に0.6MPa[abs]を、3月12日2時30分頃に0.84MPa[abs]を計測した後、3月12日14時30分頃のベント操作による圧力減少まで、0.7MPa[abs]～0.8MPa[abs]程度の圧力で推移していた。

注水による蒸気発生、格納容器温度の上昇、コア・コンクリート反応によるガス発生等によって、格納容器圧力は上昇傾向になると想定されるが、圧力が上昇しないということは、格納容器からの漏えいがあったことが示唆される。

また、3月11日21時頃には、運転員が原子炉建屋に入域したところ、警報付きポケット線量計がごく短時間で0.8mSvを示し、21時51分に中央制御室に引き返し、状況を報告した。さらには3月12日4時頃から正門付近の線量率が全体的に上昇している。

MAAP解析においては、格納容器圧力の測定値にある程度合わせるため、地震発生約12時間後の3月12日3時10分頃に格納容器の気相部からの漏えいを仮定した。しかし、計測されたパラメータや観測事実から、どの時点でどこから実際に漏えいが生じたかについては直接的な証拠は得られておらず、格納容器の状態把握に資するため、明らかにする必要がある。

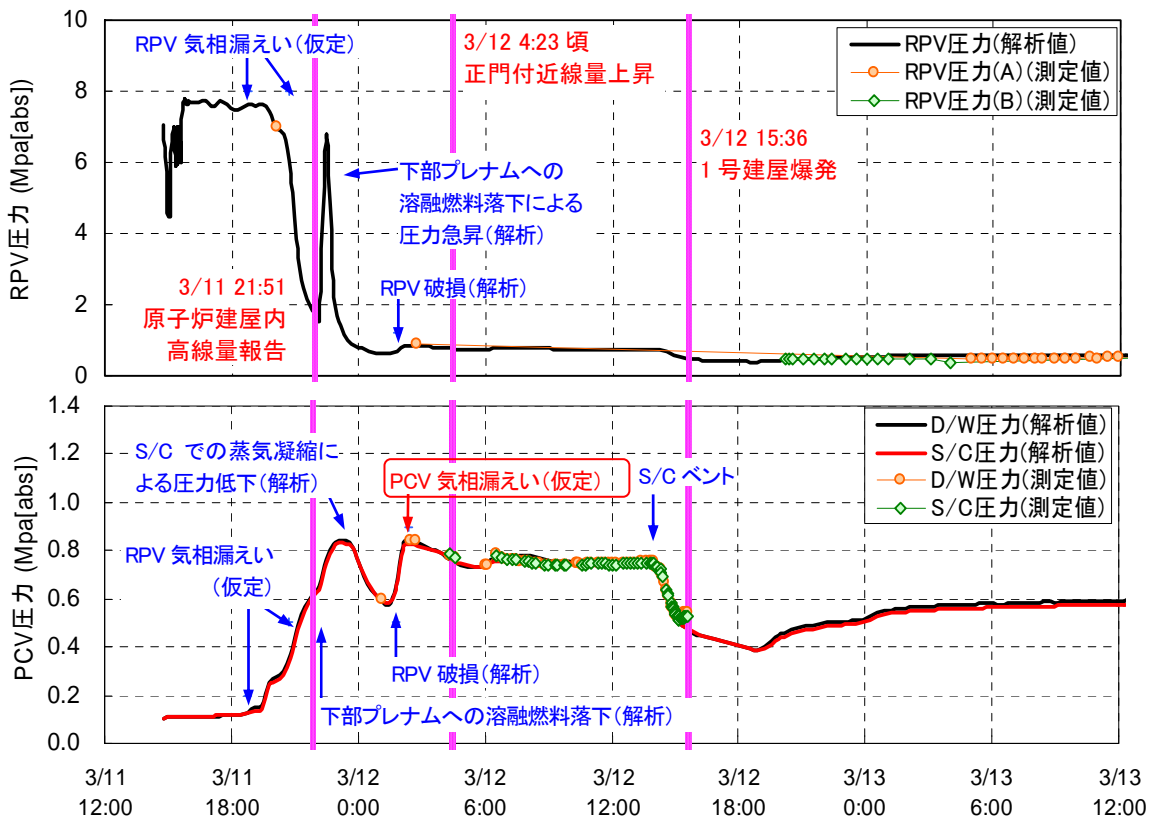


図 1号機原子炉圧力、格納容器圧力の推移

<課題リスト～1号機～>

No. 1号機-7	号機:1	分類: B⑤	事故進展: (2)	安全対策との関連:— (注水手段の増強対策として p.27~36)
件名: 1号機 3月11日の原子炉建屋内の線量上昇について				検討結果:—

1号機では、3月11日17時19分に、運転員が原子炉圧力計やIC胴側の水位の確認のため、汚染検査用の測定器（GM管）を持って原子炉建屋に向かい、原子炉建屋外側二重扉を開けて入ったところ、GM管が通常より高い値を計測した（二重扉周辺で300cpmとの記録があり、通常測定値（バックグラウンド）の約3倍）ため、17時50分に報告のため一旦引き返した。

また、11日21時頃、運転員が原子炉建屋に入域したところ、警報付きポケット線量計がごく短時間で0.8mSvを示し、21時51分に中央制御室に引き返し、状況を報告したとの記録がある。

中央制御室にて記載されたホワイトボードの記録を参考に、仮に「ごく短時間」を10秒と考えると、288 mSv/hの線量率となり、緊急作業時における被ばく限度100mSvを考慮すると、事故収束対応への妨げとなる線量上昇である。

なお、11日20時07分には原子炉建屋内にある原子炉圧力計を確認しに行っているが、この時点で建屋内の線量上昇があったかは定かではない。その後、11日23時の時点で原子炉建屋二重扉前は高い線量（北側二重扉前1.2mSv/h、南側二重扉前0.52mSv/h）であることが確認されている。

このように、1号機においては早い段階から線量上昇が観測されているが、どの時点でどこから実際に漏えいが生じたかについては直接的な証拠は得られておらず、課題リストNo.1号機-8,9とあわせて、事故時の原子炉建屋内での活動の可否について、また、炉心・格納容器の状態把握に資するため、明らかにする必要がある。

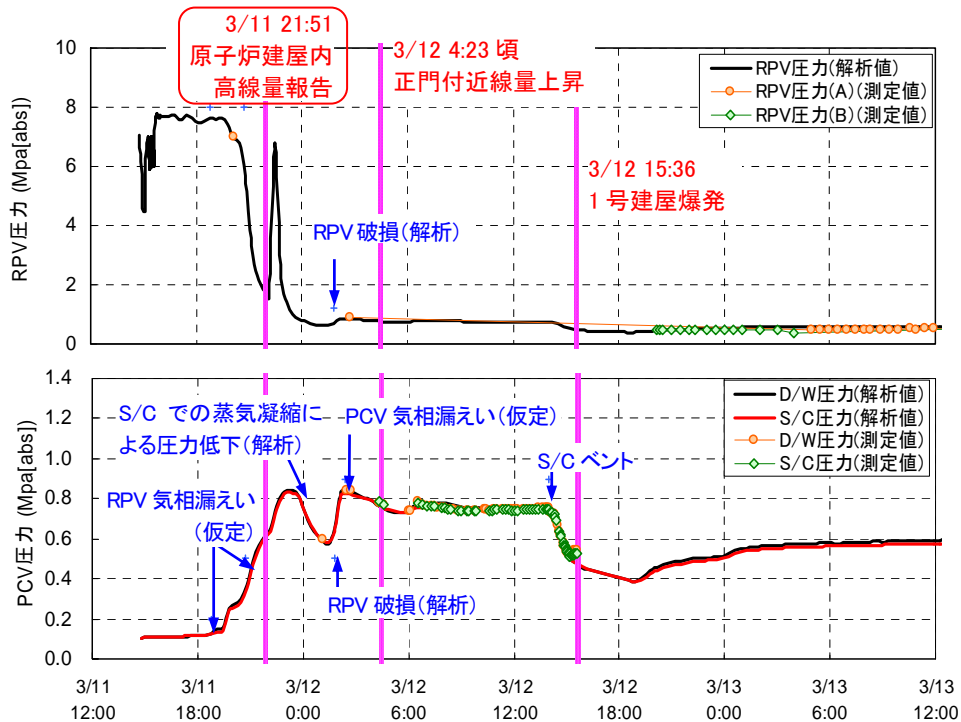


図 1号機原子炉圧力、格納容器圧力の推移

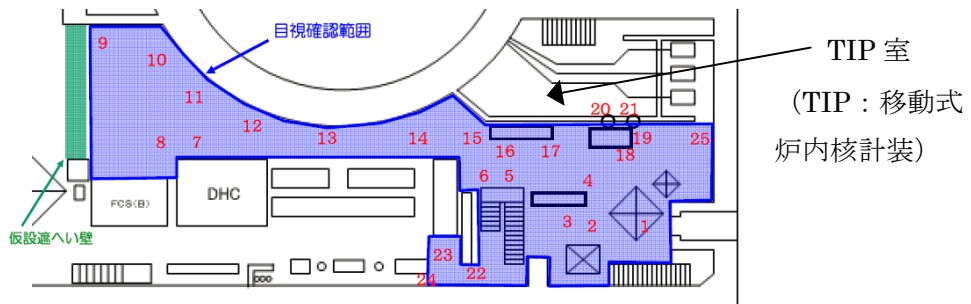
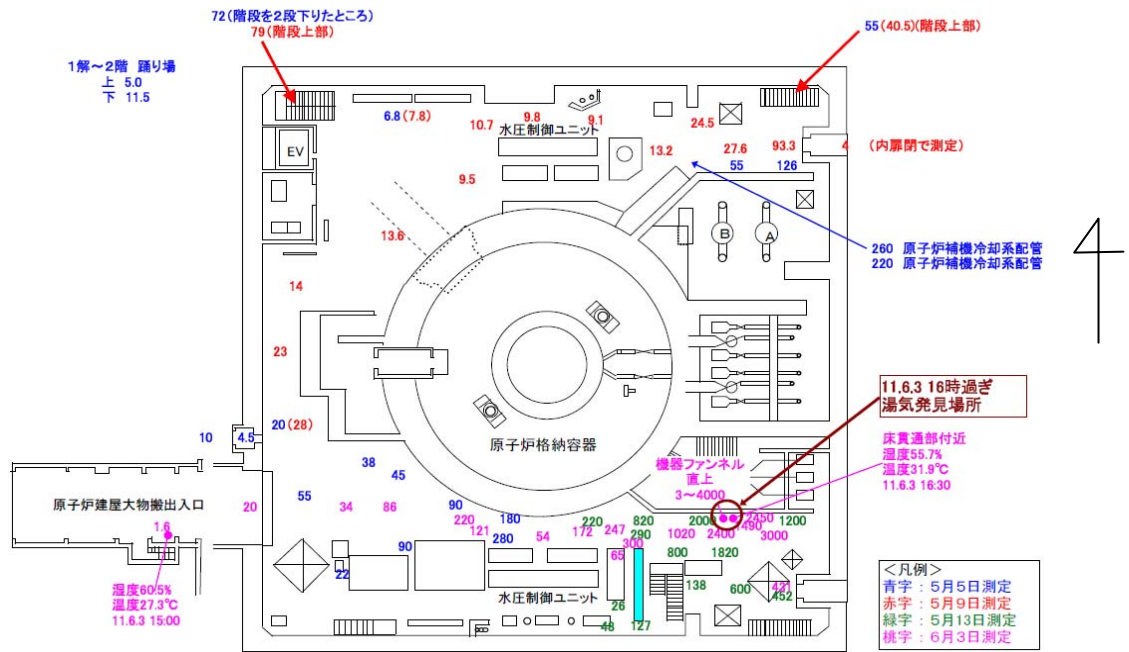
<課題リスト～1号機～>

No. 1号機-8	号機:1	分類: B⑤	事故進展: (2)	安全対策との関連:— (ベント強化対策としてp.40,43,44)
-----------	------	--------	-----------	--------------------------------------

件名: 1号機原子炉建屋1階南東エリアの高線量汚染の原因の特定
 検討結果:—

1号機では、2011年5月、6月、10月、2012年7月に実施された調査において、原子炉建屋1階南東エリアにて数1000mSv/hの高線量汚染が確認されている。また、2011年6月の調査では当エリアにある床貫通孔から蒸気が噴出していることが確認されている。なお、2012年7月に実施された調査においては、ロボットで当エリアにあるTIP室扉の開操作を試みるも解錠できず、TIP室内調査は実施されていない。

この原子炉建屋1階南東エリアの高線量汚染が、床貫通孔からの蒸気噴出や、炉心が露出・過熱した際のTIPのドライチューブ破損の有無と関連する可能性があり、この汚染の原因について明らかにする。



測定点	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13
床上150cm	254	321	132	1900	881	290							
床上15cm	238	251	77	840	406	254	93※1	55※1	34※1	40※1	102※1	132※1	57※1
測定点	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	
床上150cm		1110	1620	1050	345	538						130※2	
床上15cm	109※1	528	777	520	311	474	2070※3	5150※4	85※1	96※1	168※1		

※1床150cm ※2床15cm ※3ファンネル上部 ※4床貫通部上部
 ※5斜線については干渉物等により測定できなかった箇所

図 原子炉建屋内線量測定結果 (上:平成23年6月4日、下:平成24年7月5日配布資料)

<課題リスト～1号機～>

No. 1号機-9	号機: 1	分類: B⑤	事故進展: (2)	安全対策との関連:— (ベント強化対策として p.40,43,44)
件名: 1号機 RCW 配管の高線量汚染の原因の特定			検討結果:—	

1号機では2011年5月に実施された調査にて、原子炉建屋および放射性廃棄物処理建屋内の原子炉補機冷却系(RCW)の配管付近にて数100mSv/hから1000mSv/h超の高線量汚染が確認されている。また、2,3号機では同じようなRCW系配管の高線量は観測されていない。

RCWは補機を冷却するための閉ループシステムであり、このような高い汚染が発生することは通常状態では考えにくい。しかしながら、RCW配管は格納容器内の機器の冷却の役割も担っており、ペDESTAL下部の機器ドレンサンプ内には、ドレン冷却のためにRCW配管が敷設されている。

従って、熔融燃料が機器ドレンサンプに落下してRCW配管を損傷し、放射性物質を含む高線量の蒸気または水がRCW配管に移行した可能性が考えられ、この原因について明らかにすることで、炉心・格納容器の状態に関する情報が得られる可能性がある。

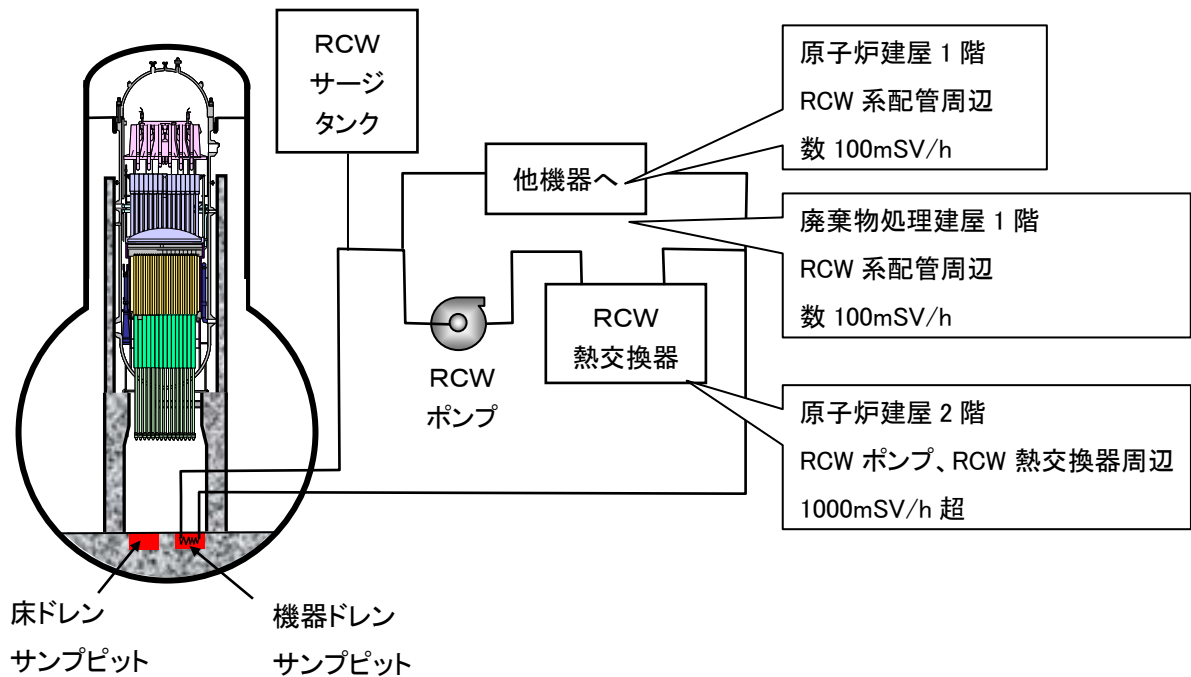


図 原子炉補機冷却系 (RCW) 系統概略図

<課題リスト～1号機～>

No. 1号機-10	号機:1	分類: B⑤	事故進展: (2)	安全対策との関連:—
件名: 1号機 SGTS 配管周辺の高線量汚染について				検討結果:—

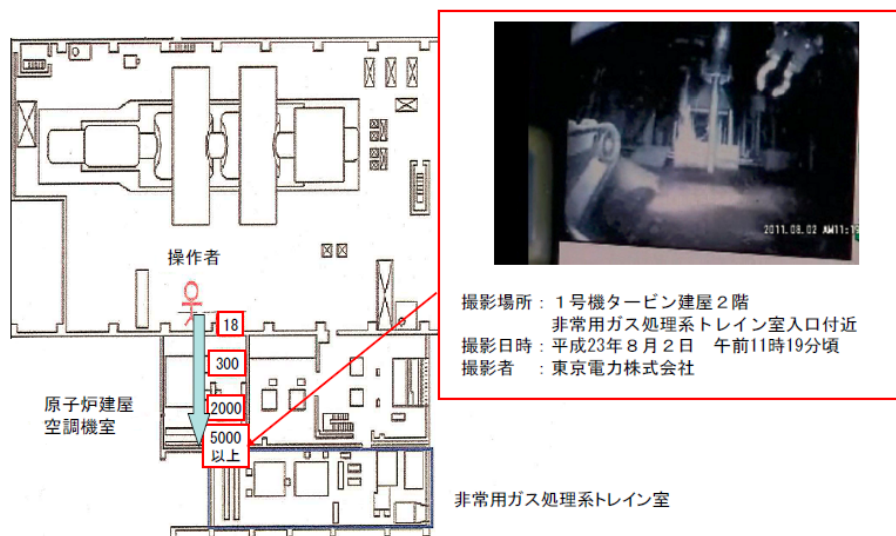
2011年7、8月の調査において、1/2号機主排気筒につながる非常用ガス処理系(SGTS)配管近傍で10Sv/hの高線量が確認されている。さらに、2011年8月の調査において、1号機SGTSトレイン室入口付近にて、トレイン室に近づくと数Sv/hの高線量となることが確認されている。また、3号機では2011年12月の調査において、SGTSフィルタトレインの線量測定を行い数mSv/hであったことが確認されている。2号機では、SGTSフィルタトレインの詳細な測定実績はないが、トレイン室内にて600mSv/hと高い線量が測定されている。

これらSGTS配管周辺の高線量汚染は、何らかの経路で放出された核分裂生成物が当該部に滞留したものと考えられ、この汚染の詳細原因について明らかにする。



撮影場所: 1・2号機主排気筒付近
 撮影日時: 平成23年7月31日 16時頃
 撮影者: 東京電力株式会社

福島第一原子力発電所1号機タービン建屋2階 高線量検出箇所



撮影場所: 1号機タービン建屋2階
 非常用ガス処理系トレイン室入口付近
 撮影日時: 平成23年8月2日 午前11時19分頃
 撮影者: 東京電力株式会社

図 線量測定結果 (上: 平成23年8月2日、下: 平成23年8月3日配布資料)

<課題リスト～1号機～>

No. 1号機-11	号機: 1	分類: B⑦	事故進展: (2)	安全対策との関連:—
件名: 1号機消防車による注水条件の変更			検討結果:—	
<p>1号機のMAAP解析では、解析を実施した当時の最新情報を元に消防車による注水量を設定したが、その後の調査により、3月12日21時45分から23時50分、3月14日1時10分から20時までの間に注水が途絶していたことが分かっている。</p> <p>注水の停止が事故進展にどのような影響を与えたかについて確認する。</p>				

<課題リスト～2号機～>

No. 2号機-1	号機:2	分類:A②	事故進展:(1)	安全対策との関連:p.20,29
件名:2号機制御電源喪失後のRCIC流量について			検討結果:添付資料 2-4	

2号機では、地震後、原子炉隔離時冷却系（RCIC）の手動起動と水位高による自動停止を繰り返したが、3月11日15時39分に3回目にRCICを手動起動した直後に、津波により全電源喪失に陥った。その後計測された水位等のパラメータから、津波により制御電源を喪失した後も、RCICは約3日間にわたって注水を継続していたものと考えられている。

ここで、津波後の原子炉圧力の計測値は、通常運転圧力より低く維持されており、SRVの作動設定圧力に至っていない。このような挙動を再現できるRCICの運転状態として、主蒸気管高さ以上に水位が上昇し、本来蒸気のみ配管に水が混入し、水と蒸気の混合流体によってRCICが駆動されていた可能性が示唆される。MAAP解析においては、計測された原子炉圧力を再現できるように、注水量を定格流量の約1/3である30m³/hとして解析を実施し、RCIC動作中の全体的な挙動をよく模擬することができた。

しかしながら、主蒸気管高さに達する前の挙動は確認されていない。また、定格流量の約30%の注水とする条件でのMAAP解析では、原子炉水位を過小評価している。RCICタービン蒸気加減弁が制御電源喪失時に全開となる仕様であることや、水源として使用していた復水貯蔵タンク（CST）の水量の減少量から考えると、RCICによる注水量は仮定した30m³/hより大きかったと考えられる。

そのため、この津波による電源喪失後のRCICの挙動について明らかにする。

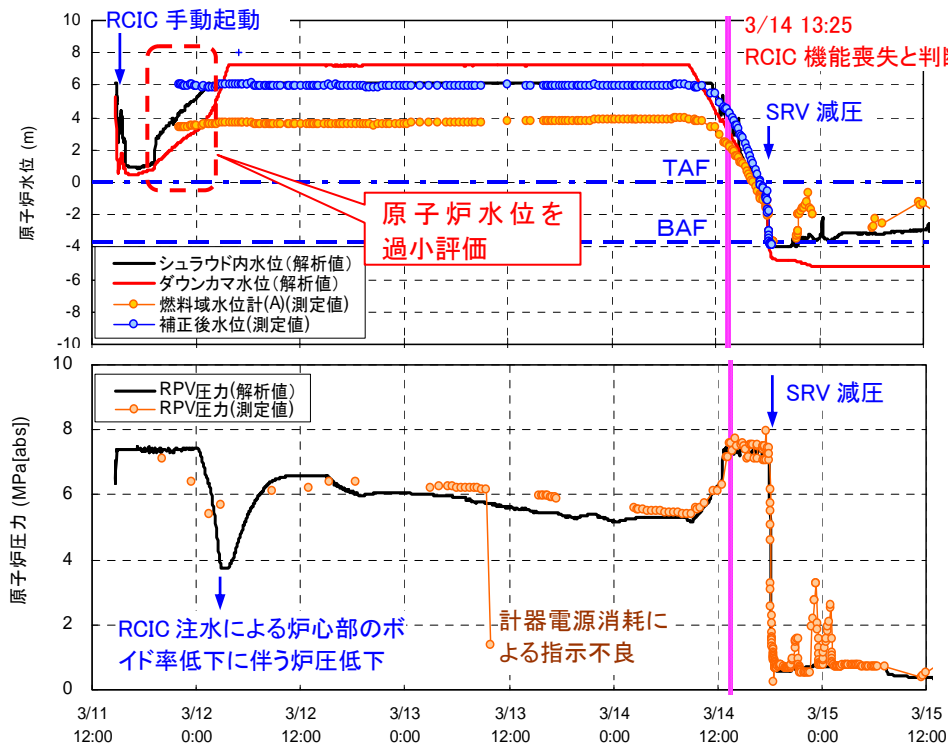


図 2号機原子炉水位、原子炉圧力の推移

<課題リスト～2号機～>

No. 2号機-2	号機: 2	分類: A②	事故進展: (1)	安全対策との関連:p.20,29
件名: 2号機 RCIC の停止原因について				検討結果: -

2号機では、地震後、原子炉隔離時冷却系（RCIC）の手動起動と水位高による自動停止を繰り返したが、3回目に RCIC を手動起動した直後に、津波により全電源喪失に陥った。その後計測された水位等のパラメータから、津波により制御電源を喪失した後も、RCIC は約3日間にわたって注水を継続していたものと考えられる。

その後、3月14日の9時頃には原子炉圧力の上昇傾向が観測され、14日正午頃には原子炉水位が低下傾向を示し、発電所対策本部は13時25分に RCIC が機能喪失したものと判断をしているが、何が原因で RCIC が停止したか明らかにする必要がある。

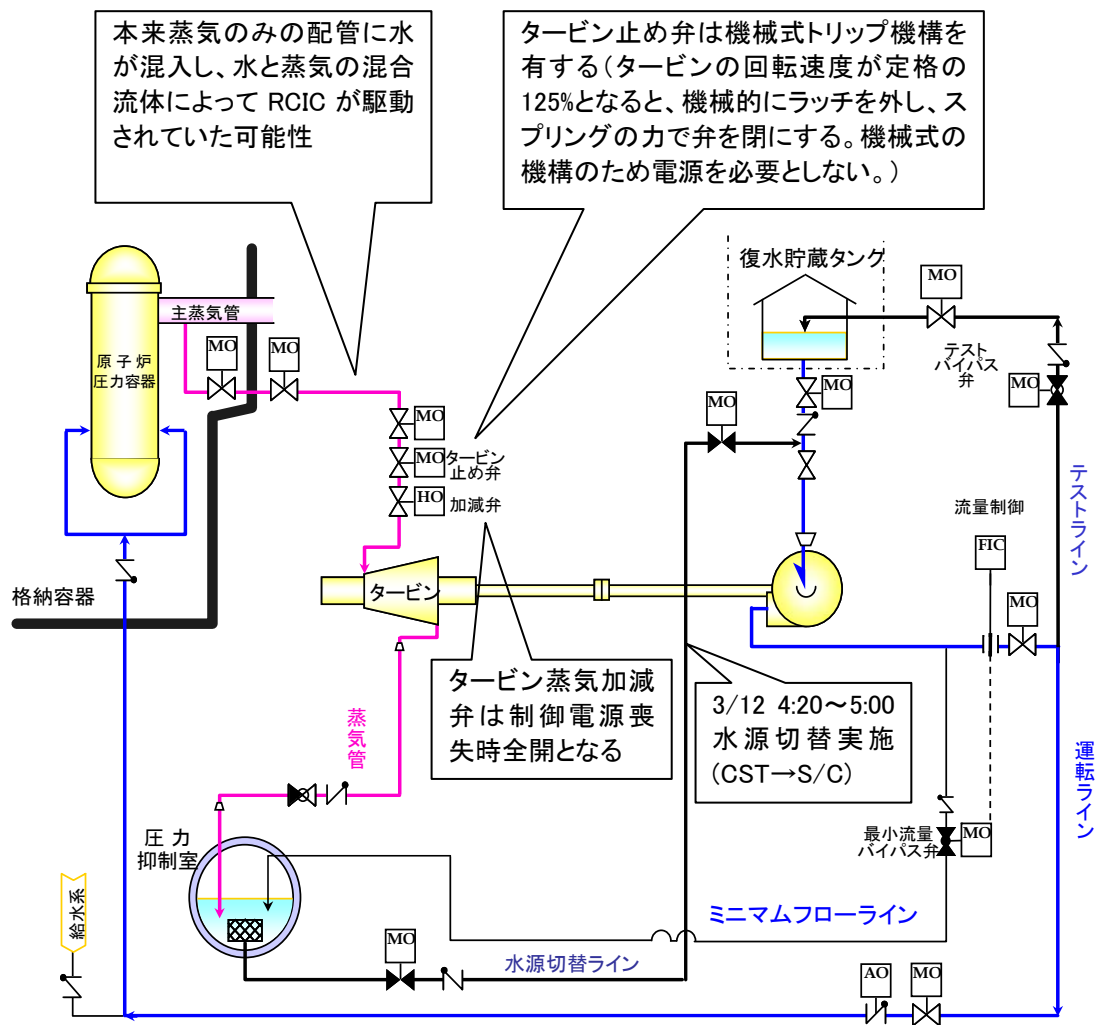


図 RCIC 系統概略図

<課題リスト～2号機～>

No. 2号機-3	号機: 2	分類: A⑤	事故進展: (2)	安全対策との関連:—
件名: 2号機 3月14日 21時以降の S/C 圧力計の挙動について				検討結果:—

2号機の D/W 圧力は、RCIC 運転期間中に徐々に上昇し、RCIC 停止後、3月14日 13時頃から低下に転じる。その後、水素発生や SRV の開放等によると考えられる D/W 圧力の上昇が、14日 20時頃、21時頃、23時頃に観測され、0.75MPa[abs]程度になった。

一方、S/C 圧力は、14日 4時30分から 12時30分頃まで本設の圧力計により計測が開始され、この間は D/W 圧力と同程度の値を指示している。その後指示不良により計測が中断した後、22時10分にアクシデントマネジメント (AM) 用の S/C 圧力計により計測が再開されたが、D/W 圧力よりも低い値を示している。なお、この AM 用の S/C 圧力計は、S/C ベントラインからの分岐配管上に設置された、S/C 水位計 (AM 用) の基準水柱の圧力を測定するものである。

このような D/W 圧力と S/C 圧力の乖離は格納容器の構造上発生するとは考えにくく、本来は連動した挙動を示す性質のものであるため、この圧力測定値は現実の圧力を反映していたものではない可能性が高い。最終的に S/C 圧力計は 15日 6時にダウンスケールを示し、計装系が故障したものと考えられるが、これらの指示値の挙動や故障のタイミングから、何らかの情報が得られる可能性がある。

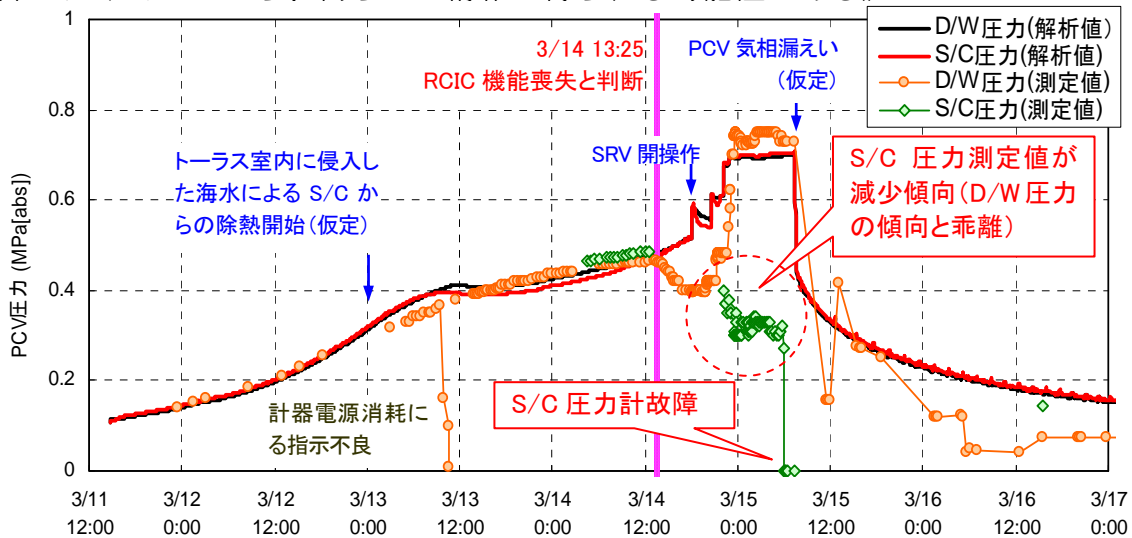


図 2号機格納容器圧力の推移

<課題リスト～2号機～>

No. 2号機-4	号機: 2	分類: A⑤	事故進展: (2)	安全対策との関連:—
件名: 2号機津波到達後のRHR系統の状況について			検討結果:添付資料 2-5	

2号機では、地震スクラム後残留熱除去系（RHR）ポンプを起動し、熱交換器を介して圧力抑制室プール水の循環冷却運転を行っており、その後、津波襲来によりRHRポンプは機能停止している。ポンプが作動していなくても、循環冷却ラインが確立された状態であれば、何らかの原因で圧力抑制室プール水が冷却されていた可能性がある。

また、RHR熱交換器の入口・出口温度の記録紙（チャート）は、津波による電源喪失で記録は停止しているが、3月26日の記録計の電源復旧の際に一時的に記録が再開(推定)されている。3月26日時点の当該温度指示値は、通常時（津波襲来前）よりも温度が高い。

RHR関連温度指示値上昇の原因と、地震後RHR系統を使用していたこととの関連について検討する。なお、1、3号機については同時期のRHR関連温度の記録はない。

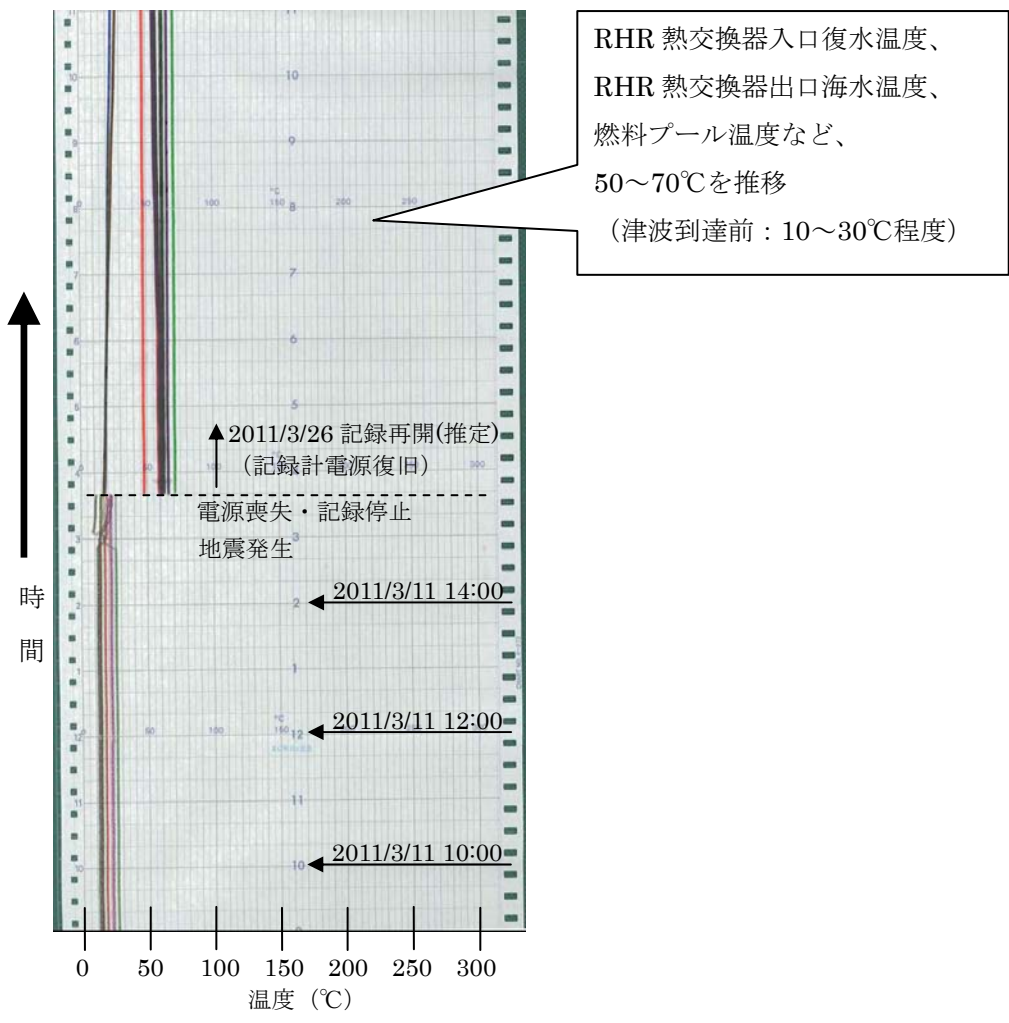


図 2号機温度計記録チャート (RHR AND FUEL POOL TEMPS)

<課題リスト～2号機～>

No. 2号機-5	号機: 2	分類: B①	事故進展: (2)	安全対策との関連: ー
件名: 2号機 14日 13時頃からの格納容器圧力挙動について			検討結果: 添付資料 2-6	

2号機の D/W 圧力は、RCIC 運転期間中に徐々に上昇し、RCIC 停止後、およそ 3月 14日 13時頃から低下に転じる。RCIC の運転中においても、停止した以降においても、原子炉圧力容器内で発生した崩壊熱が、蒸気により圧力抑制プールに運び出されているという状況は同じであり、この場合、D/W 圧力は単調に増加することが予想される。

この圧力低下を単純に、格納容器からの漏えいの発生と推定することも可能であるが、その後の格納容器圧力の上昇を説明することができない。一方で、RCIC タービンを通じて格納容器に持ち出される、S/C 側へのエネルギー流入が無くなるものの、トラス室に浸水した水により S/C からの除熱は継続することで、S/C から見ると S/C の全体が持つエネルギーが順次低下していくことによる圧力低下と推定することもできる。しかしながら、現時点での MAAP 解析では、圧力は低下せずその再現ができていない。また、減圧の開始も、原子炉圧力の上昇傾向の変化から、RCIC の完全停止を仮定した 12時から 1時間以上の遅れを伴っている。これは、概ね SRV による S/C 側へのエネルギー流入が始まった時間帯と同じであり、エネルギー流入の途絶と S/C 外壁からの除熱継続というシナリオとは矛盾している。

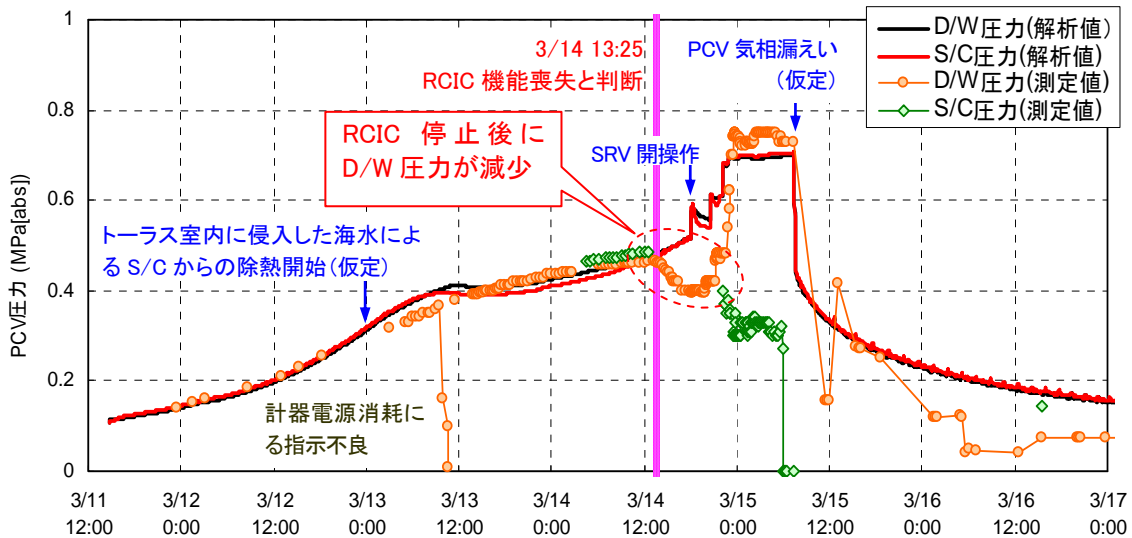


図 2号機格納容器圧力の推移

<課題リスト～2号機～>

No. 2号機-6	号機:2	分類: B①	事故進展: (2)	安全対策との関連:—
件名: 2号機 SRV 強制開時の PCV 圧力について				検討結果:—

2号機では、3月14日18時2分に実施した主蒸気逃がし安全弁（SRV）の開操作により、原子炉の強制減圧に成功している。SRVによる強制減圧時のD/W圧力に注目すると、14日17時から20時にかけてほぼ0.4MPa[abs]程度で安定しており、SRVの強制減圧によりS/Cに大量の蒸気（エネルギー）が流入しているにもかかわらず、発生が予想される圧力上昇が見られない。

なお、その後、14日20時頃、21時頃、23時頃に圧力上昇が観測され、D/W圧力は0.75MPa[abs]程度にまで至っている。

MAAP解析ではSRVによる強制減圧時に圧力上昇が発生することが示されており、このSRV強制減圧時の圧力挙動について検討する。

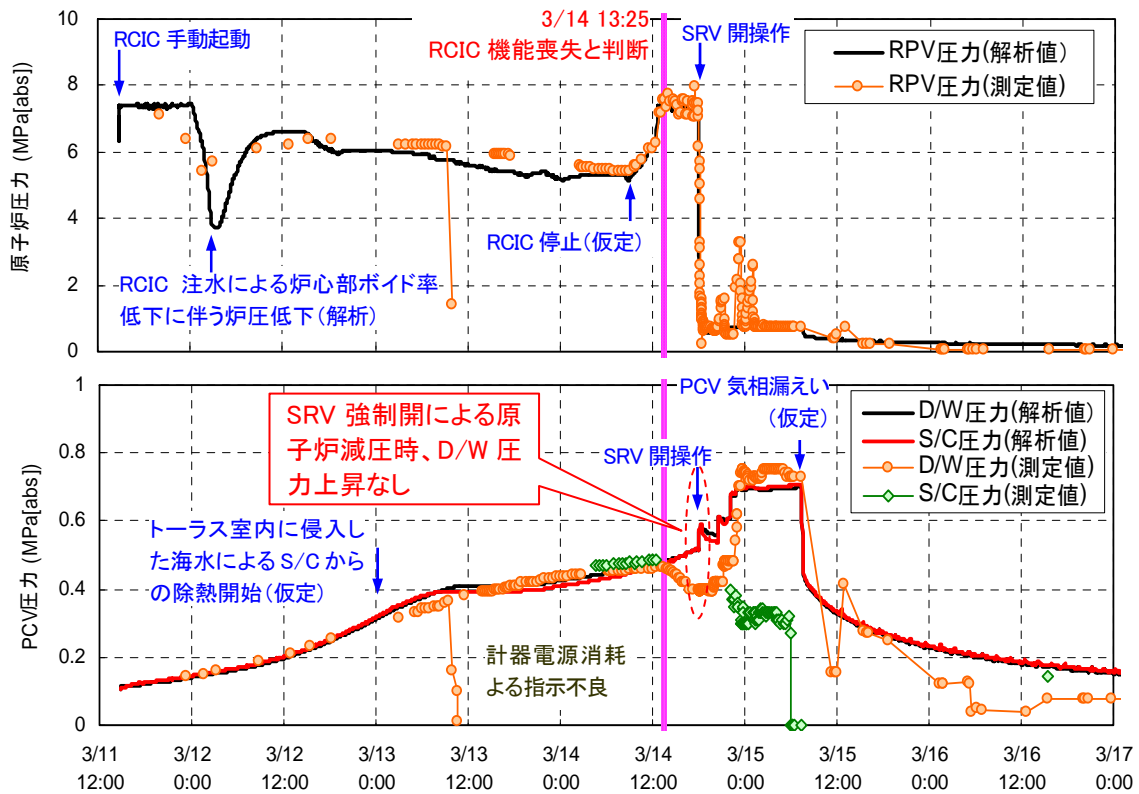


図 2号機原子炉圧力、格納容器圧力の推移

<課題リスト～2号機～>

No. 2号機-7	号機:2	分類: B①	事故進展: (2)	安全対策との関連:—
件名: 2号機強制減圧後の原子炉圧力の上昇について				検討結果: 添付資料 2-7,2-9

2号機では、3月14日18時2分に実施した主蒸気逃がし安全弁（SRV）の開操作により、原子炉の強制減圧に成功している。その後も、SRVの開操作は、散発的に発生した原子炉圧力の上昇をおさえるために実施しているが、原子炉圧力の低下とSRVの手動操作の記録は必ずしも一致していない。すなわち、3月14日21時20分、15日1時10分、の2回については、SRVの手動開の記録が残っているが、23時頃に確認される原子炉圧力の上昇・下降時にはSRVの手動開を確認した記録が存在しない。

原子炉の強制減圧後、消防車による注水を継続しているため、圧力上昇の要因としては、水位の上昇による蒸気発生、コリウムの落下に伴う蒸気発生、水-ジルコニウム反応による水素発生が考えられる。一方、SRVの閉止も圧力上昇の要因のひとつとして考えられる。この強制減圧後の原子炉圧力の挙動について検討する。

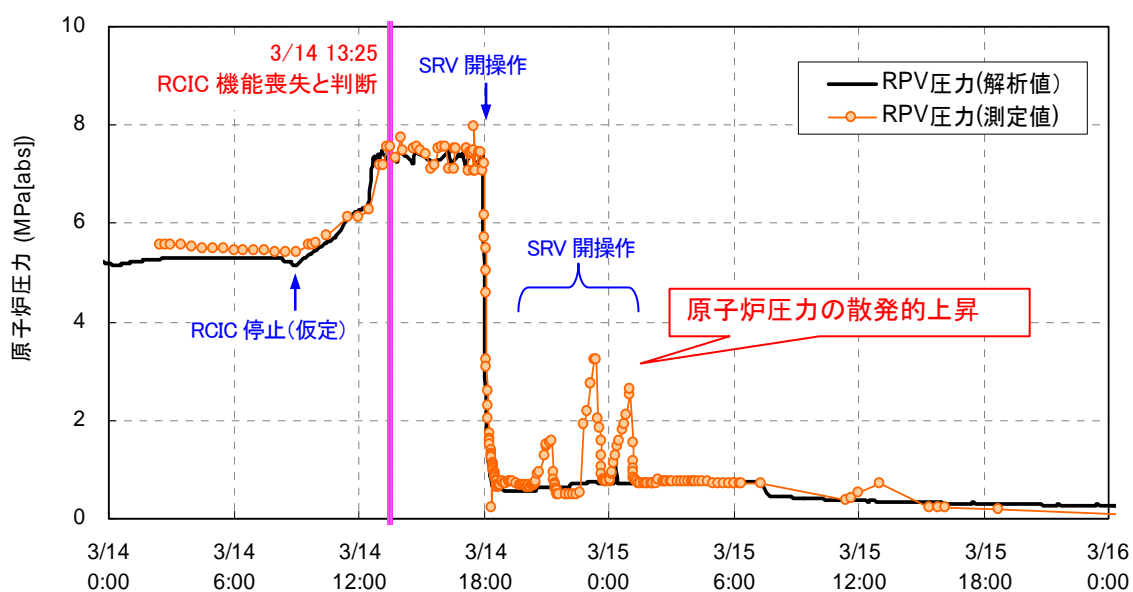


図 2号機原子炉圧力の推移

<課題リスト～2号機～>

No. 2号機-8	号機:2	分類: B③	事故進展: (1)	安全対策との関連:p.27~36
件名: 2号機原子炉压力容器の気相漏えいについて				検討結果:—

2号機では、3月14日18時2分に実施した主蒸気逃がし安全弁（SRV）の開操作により、原子炉の強制減圧に成功している。

その後も、SRVの開放は、散発的に発生した原子炉圧力の上昇をおさえるために実施しているが、原子炉圧力の低下とSRVの手動操作の記録は必ずしも一致していない。すなわち、3月14日21時20分、15日1時10分、の2回については、SRVの手動開の記録が残っているが、23時頃に確認される原子炉圧力の上昇・下降時にはSRVの手動開の記録が存在しない。

強制減圧時点で原子炉水位計の指示値がBAF付近であり、その後炉心損傷が進んでいったことを考慮すると、圧力バウンダリである炉内核計装管の破損等により、原子炉压力容器からの気相漏えいが生じていた可能性も考えられる。また、SRVによる減圧操作は、ある時点を超えて実施されていない。

しかし、計測されたパラメータや観測事実から、どの時点でどこから実際に漏えいが生じたかについては直接的な証拠は得られておらず、明らかにする必要がある。

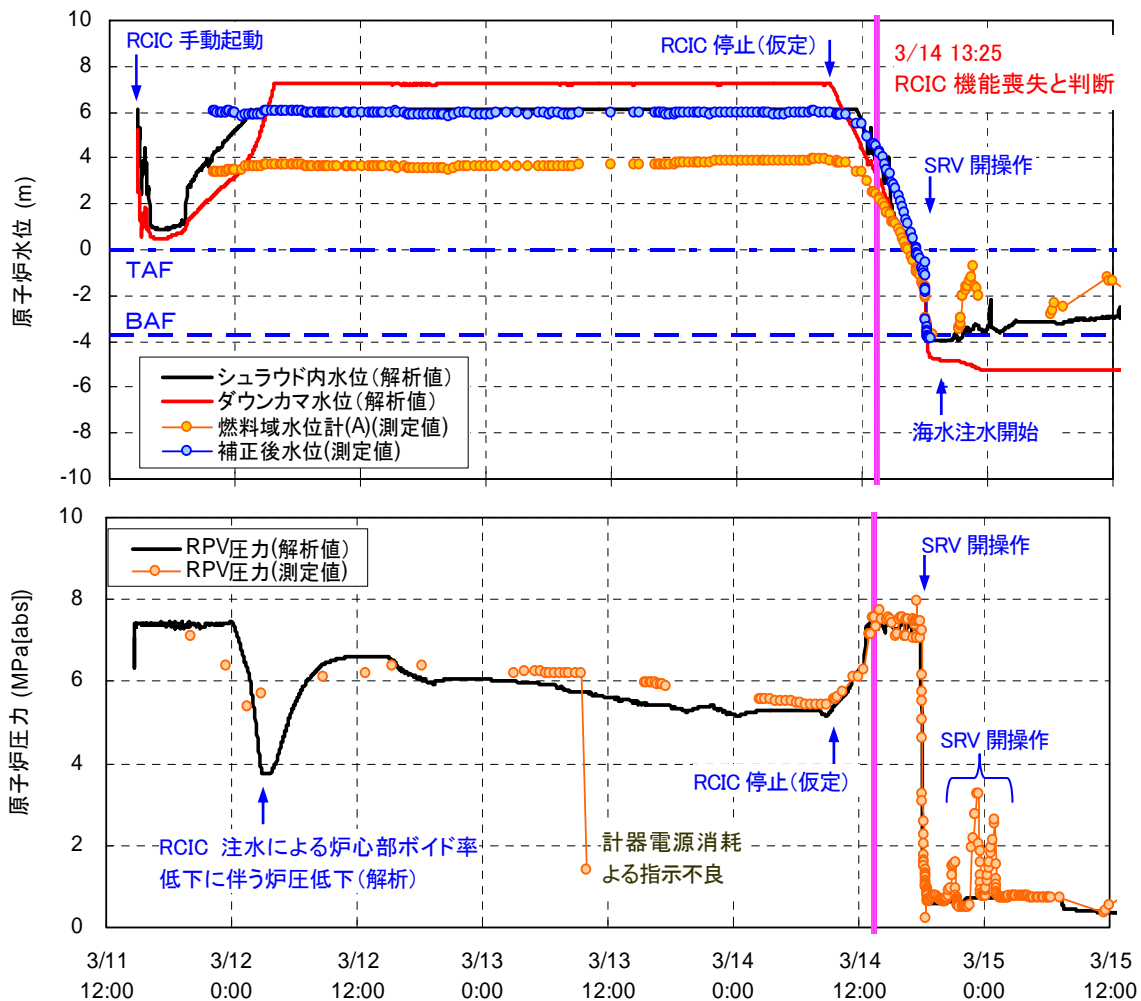


図 2号機原子炉水位、原子炉圧力の推移

<課題リスト～2号機～>

No. 2号機-9	号機:2	分類: B①	事故進展: (1)	安全対策との関連:p.40
件名: 2号機ラプチャディスクの作動の有無について				検討結果: 添付資料 4

2号機においては、津波後、制御電源を喪失した RCIC による注水が継続していたが、いずれ格納容器ベントが必要になることが予想されたことから、3月13日11時に、一旦ラプチャディスクを除くベントラインの構成を完了している。

しかしながら、S/C ベント弁（空気駆動弁）大弁は14日11時1分の3号機の原子炉建屋の爆発の影響で閉状態となったことが確認され、最終的には、電磁弁の不具合により開不能となったと推定されている。

その後 S/C ベント弁小弁について、3月14日21時頃に電磁弁が励磁され微開となり、再びラプチャディスクを除くベントライン構成が完了したが、小弁については、14日23時35分には閉状態であったとされている。

このように S/C ベントを実施すべく準備を進めていたが、その作動の有無に関する決定的な証拠は存在していない。S/C の圧力は正しい値を示していなかったにしても、D/W の圧力測定値が、ラプチャディスクの設定圧(528kPa[abs])を超えたのは、14日23時頃(540kPa[abs])である。また、小弁開の場合のベント流量は小さく、D/W 圧力低下の効果は小さいと考えられる。一方で、SRV の開記録のある14日21時20分頃に線量が急上昇したことをモニタリングカーが測定している。

この線量上昇の原因とベントがされた可能性、ラプチャディスクがどのような状態にあるかについて、明らかにする必要がある。

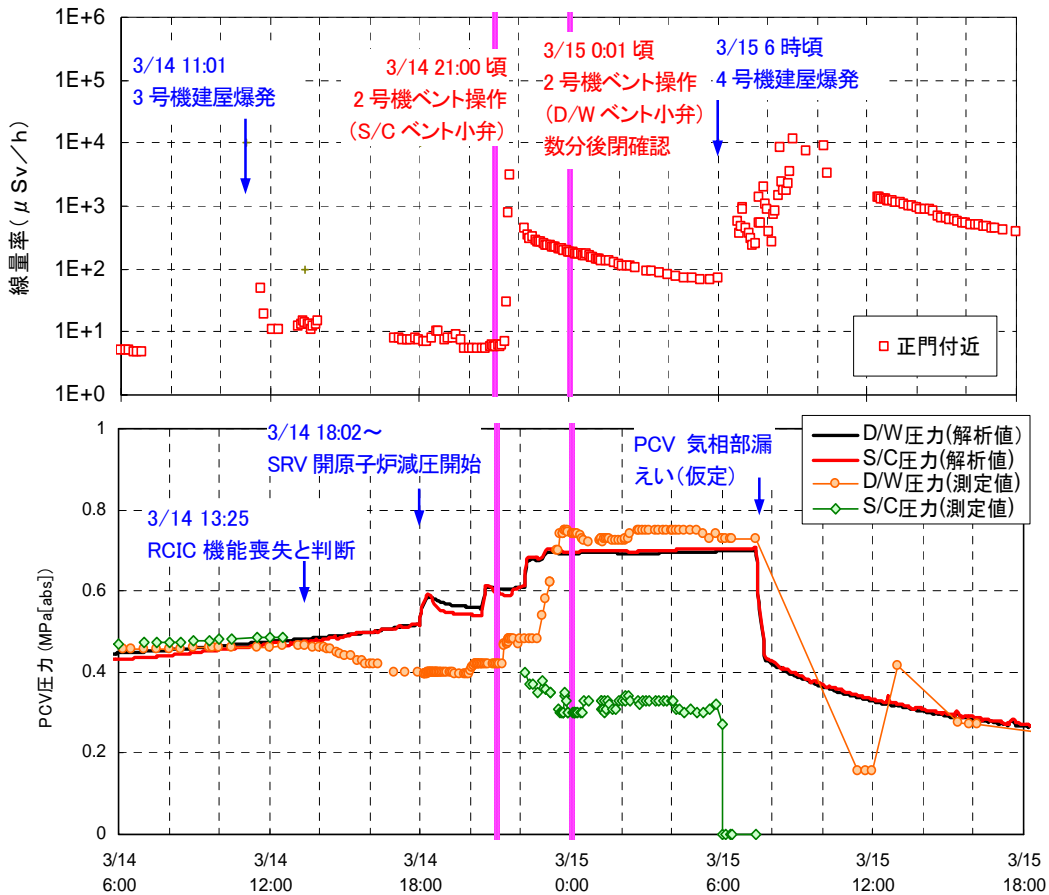


図 2号機ベント操作時の正門付近線量率と格納容器圧力の推移

<課題リスト～2号機～>

No. 2号機-10	号機: 2	分類: B①	事故進展: (2)	安全対策との関連: —
件名: 2号機水素リッチな蒸気を放出した際の凝縮挙動			検討結果: 添付資料 2-8	

2号機では、3月14日18時2分に実施した主蒸気逃がし安全弁（SRV）の開操作により、原子炉の強制減圧に成功している。また、14日21時頃、原子炉圧力が上昇したことから、SRVをもう1弁追加で開ける操作をするも、圧力は低下せず、さらに別のSRVの電磁弁を励磁させたところ21時20分に原子炉圧力が低下した。

この原子炉圧力上昇時（14日21時頃）の原子炉圧力は1.5MPa程度であり、この時点では炉心損傷が進んでいると考えられることから、その減圧時の蒸気放出には非凝縮性ガスである水素が大量に含まれているものと考えられる。非凝縮性ガスの存在により、蒸気のみ放出とは異なる圧力上昇となる可能性があるため、これによるS/Cの健全性への影響について、明らかにする必要がある。

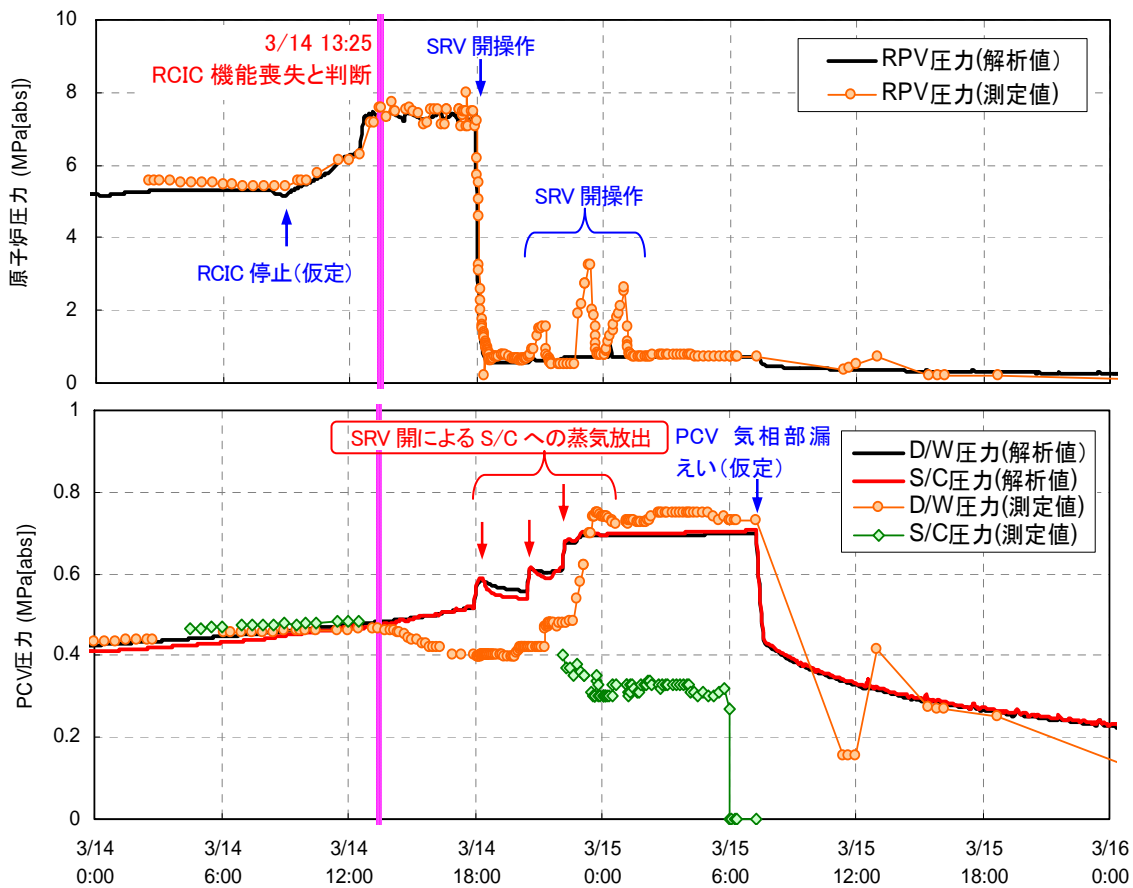


図 2号機原子炉圧力、格納容器圧力の推移

<課題リスト～2号機～>

No. 2号機-11	号機:2	分類: B①	事故進展: (1)	安全対策との関連: p.27~43
件名: 2号機原子炉格納容器の気相漏えいについて				検討結果:—

2号機の格納容器圧力は、RCIC 運転期間中に徐々に上昇し、RCIC 停止後、水素発生やSRVの開放等によって考えられる上昇が、14日20時頃、21時頃、23時頃に観測され、格納容器圧力は0.75MPa[abs]程度にまで至る。

その後、3月15日7時20分頃に0.73MPa[abs]を測定したのち、15日11時25分には0.155MPa[abs]まで減少しているが、この時間帯は、一時的に福島第一原子力発電所内の人員が減少していた時間帯であり、測定データが少ないことから、いつ圧力低下が始まったのかは明確ではない。しかしながら、15日朝方に2号機のブローアウトパネルから蒸気が放出されていることが確認されていること、正門付近の線量測定値が上昇していることから、午前中のうちに圧力低下が発生した可能性がある。なお、15日の午前から夜にかけて継続的に放出があったものと推定され、この間に放出された放射性物質が飯舘村などの汚染に繋がっていると考えられている。

また、格納容器圧力が0.7MPa[abs]以上を推移していた、3月14日23時30分頃から15日7時20分頃までの間に、漏えいが始まっていた可能性がある。

しかし、計測されたパラメータや観測事実から、どの時点でどこから実際に漏えいが生じたかについては直接的な証拠は得られておらず、明らかにする必要がある。

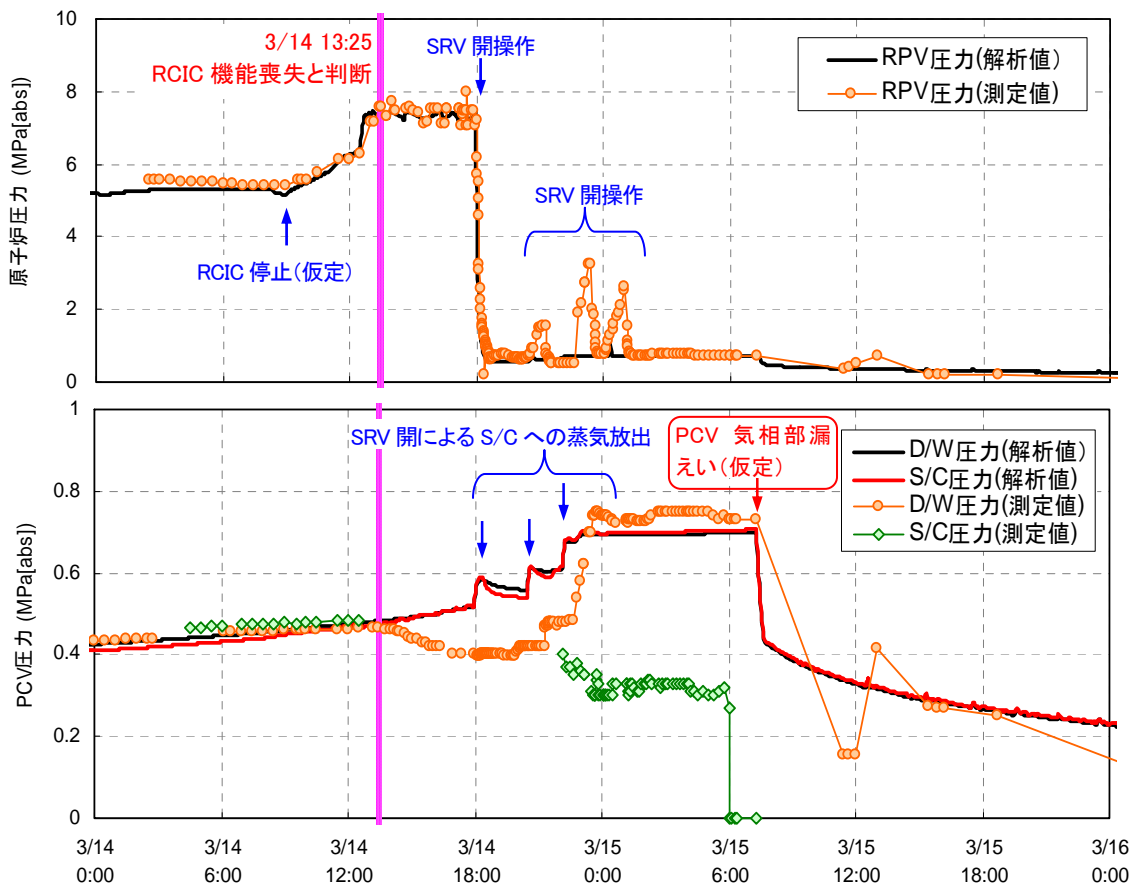


図 2号機原子炉圧力、格納容器圧力の推移

<課題リスト～2号機～>

No. 2号機-12	号機: 2	分類: B⑤	事故進展: (2)	安全対策との関連: —
件名: 2号機 15日のCAMS指示値の急上昇について				検討結果: 添付資料 2-10

2号機の3月15日の朝方からのCAMS (D/W) の指示値を見ると、6時頃まで単調に増加していた指示値 (6:20、63Sv/h) が、6時間程度の測定データの空白期間を経た後、12時頃には低下 (11:25、46Sv/h) していることが確認できる。これは、格納容器圧力低下に伴うFPの放出により格納容器内の線量が低下したことを反映したものと考えられる。

その後、15日15時25分には135Sv/hにCAMS (D/W) の指示値が急上昇していることが確認できる。この急上昇は原子炉、格納容器内での急激な状況変化を反映したものである可能性があることから、この時点でどのような現象が発生しうるのか検討する。

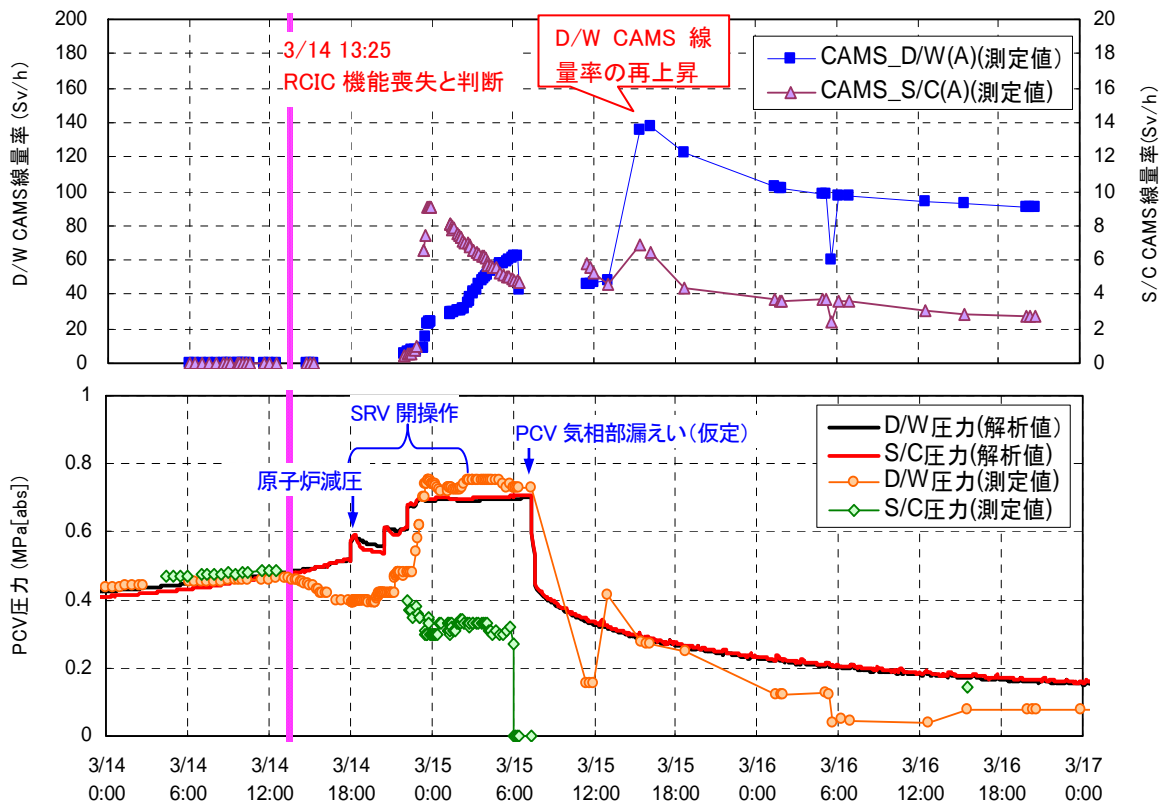


図 2号機 CAMS 線量率、格納容器圧力の推移

<課題リスト～2号機～>

No. 2号機-13	号機:2	分類: B⑥	事故進展: (1)	安全対策との関連:p.43,44
件名: 2号機水素爆発が起きなかったことについて				検討結果:—

1, 3, 4号機において水素爆発が起きたが、2号機においては、水素爆発は起きていない。この結果に影響を与えた要因のひとつとして、原子炉建屋オペレーティングフロアのブローアウトパネルが空いていたことが理由である考えられているが、その可能性を定量的に評価したものは存在しない。そのため、爆発が起きなかった原因について定量的な詳細検討を実施する。



図 2号機ブローアウトパネルの開放状況

<課題リスト～3号機～>

No. 3号機-1	号機:3	分類:A②	事故進展:(1)	安全対策との関連:p.20,29
件名:3号機 RCIC の停止原因について			検討結果:添付資料 3-5	

3号機は、津波到達直前の3月11日15時25分にRCICは原子炉水位高により自動停止していたが、直流電源が使用可能であったため、16時03分にRCICを手動起動した。これにより原子炉への注水を継続し、主蒸気逃がし安全弁とRCICにより原子炉圧力・水位が制御された。この際、RCICの起動停止によるバッテリー消費を避けること及び原子炉水位を安定して確保するために、原子炉水位高による自動停止に至らないようCSTを水源として原子炉注水ライン及びテストラインの両ラインを通水するライン構成とした。

3月12日11時36分に中央制御室のRCICの状態表示灯が停止表示、流量や吐出圧力計などの指示値が0となり、RCICが停止したことを確認した。その後、現場で停止状態を確認し、中央制御室にてリセット後、再起動操作が試みられたが、起動後すぐに蒸気止め弁のトリップ機構のラッチが外れ、蒸気止め弁が閉まり停止した。

また、翌日HPCI停止後にも、RCIC蒸気止め弁の機械機構部の噛み込み状態を確認、調整し、起動前の状態確認をしたのち、3月13日の5時8分にRCIC制御盤にて起動操作したが、蒸気止め弁が閉まり停止した。

RCICは設計条件の8時間以上運転を継続したものの、更なる信頼性向上に資するため、バッテリー容量と実負荷との関連や、何が原因でラッチが外れRCICが停止したかを明らかにする必要がある。

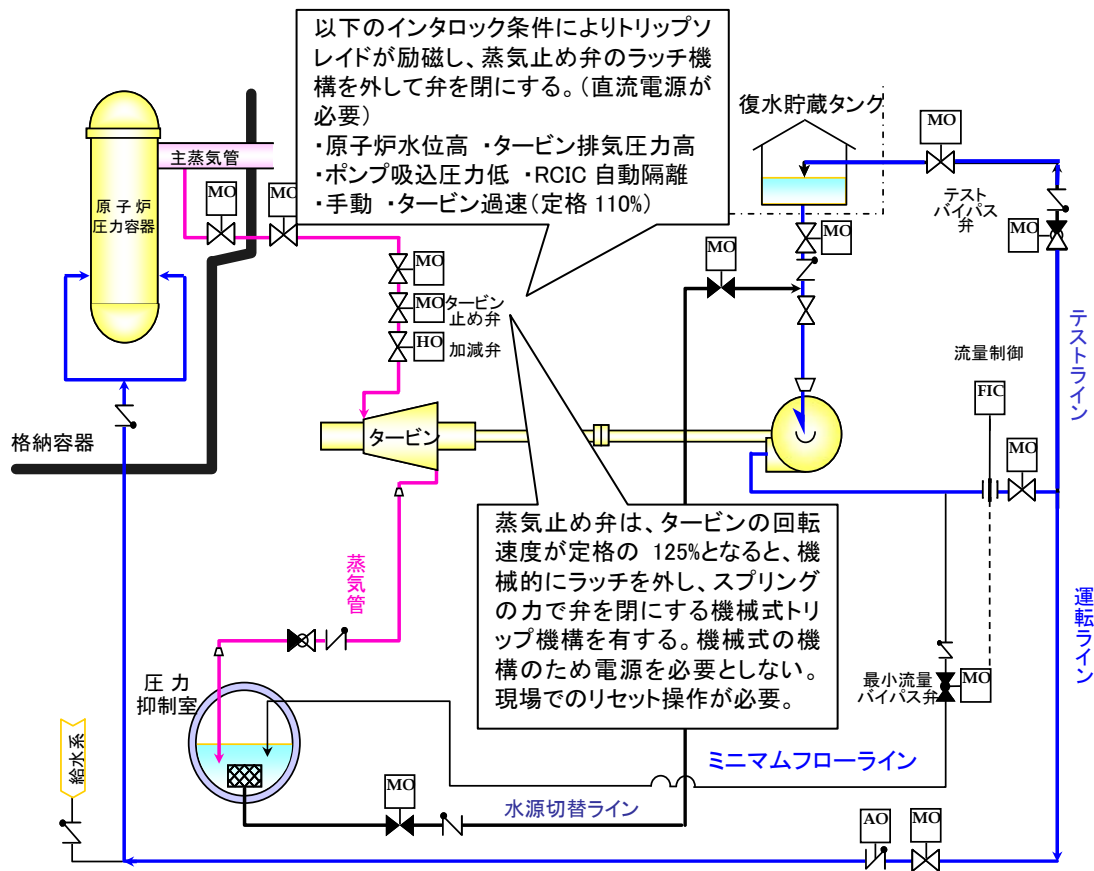


図 RCIC 系統概略図

<課題リスト～3号機～>

No. 3号機-2	号機:3	分類:A⑤	事故進展:(2)	安全対策との関連:—
件名:3号機指示不良後の原子炉水位計指示値の挙動について				検討結果:—

3号機の原子炉水位計は、3月13日12時以降、注水の状況に関わらず概ね一定値を示しており、1号機の水位計同様、基準面器配管、炉側配管の計装配管内の水位が低下し、正しい値を示さなくなったものと考えられる。

水位計測に用いられている凝縮槽方式の水位計は、格納容器が高温になることや原子炉が減圧することで、凝縮槽内部配管の水が蒸発し、正しい水位を指示できなくなる。

しかしながら、水位計の計測値から、基準面器配管と炉側配管の差圧が分かるため、原子炉の減圧時間や炉水位について何らかの情報が得られる可能性がある。

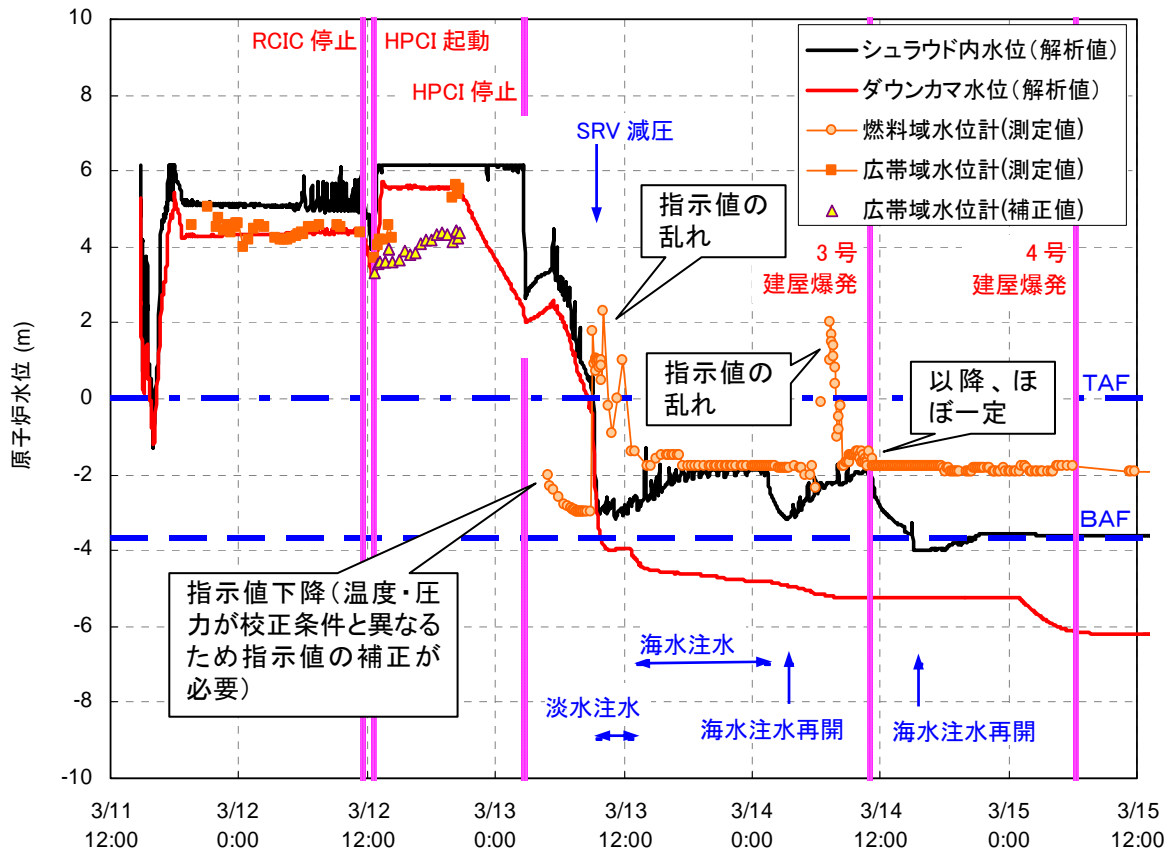


図 3号機原子炉水位の推移

<課題リスト～3号機～>

No. 3号機-3	号機:3	分類: B①	事故進展: (1)	安全対策との関連:p.17,18,39,40
件名: 3号機圧力抑制プールの温度成層化について				検討結果:—

3号機は津波到達後のRCIC運転期間中、RCIC及び主蒸気逃がし安全弁からの排気蒸気により、D/W圧力が上昇傾向にあった。

MAAP解析の結果と比較すると実測値の上昇の方が大きく、3月12日の22時頃までに観察されているD/W圧力の挙動を再現できていない。(HPCIが運転を開始した12日12時頃まではD/W圧力は解析に比較して大きく上昇。その後は、解析は上昇を継続するのに対し、実測値は大きく低下。)

これについて、「圧力抑制室保有水の温度成層化による格納容器圧力等への影響等の検討」(独立行政法人原子力安全基盤機構、平成24年2月1日)によれば、RCICのタービン排気蒸気により排出管近傍におけるS/Cのプール水温が上昇し、高温水が水面近傍を周方向に拡がることでプール上部が高温になり、温度成層化が発生した結果として、プール温度が均一に上昇する場合に比べてD/W圧力がより大きく上昇した可能性について検討を実施している。

上記を踏まえ、12日22時頃までのD/W圧力挙動について検討を行う。

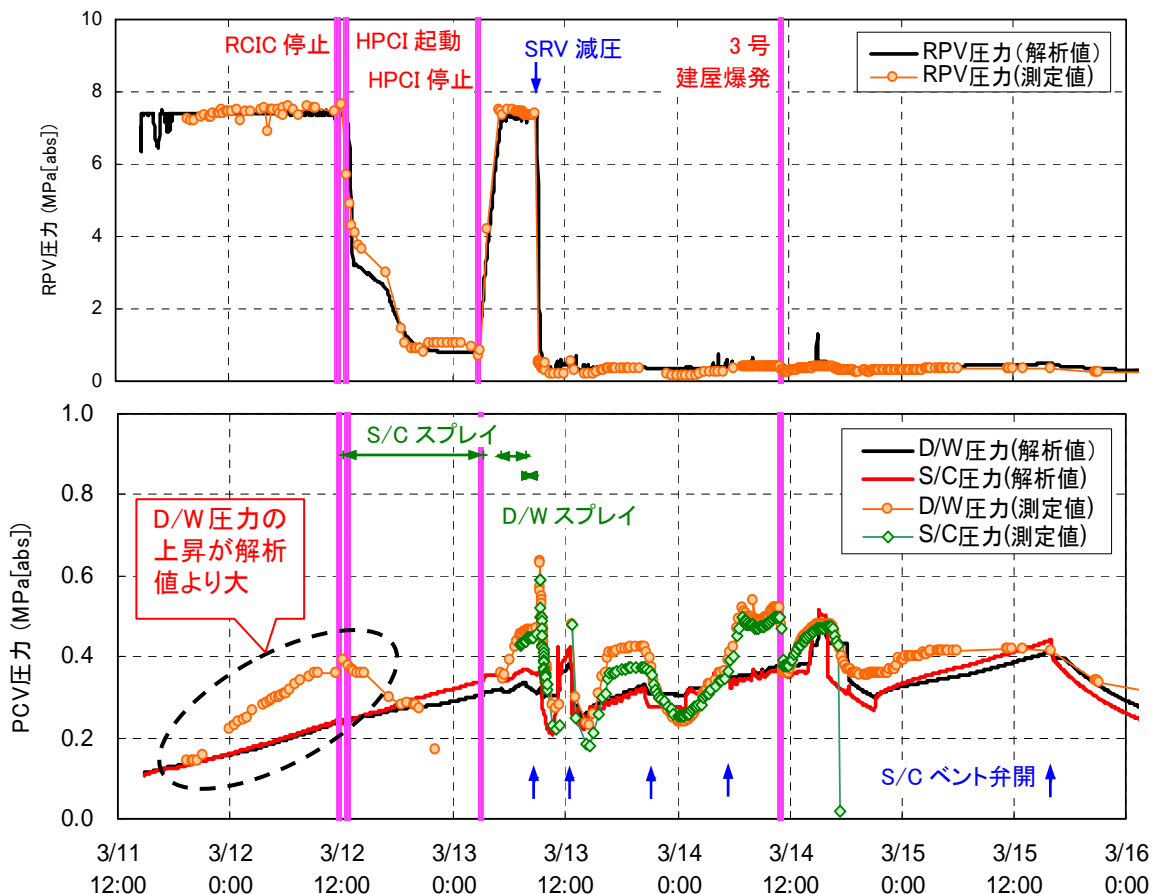


図 3号機原子炉圧力、格納容器圧力の推移

<課題リスト～3号機～>

No. 3号機-4	号機:3	分類: B①	事故進展: (2)	安全対策との関連:— (状態監視機能の強化として p.26)
件名: 3号機 HPCI 運転中の原子炉水位の挙動				検討結果: 添付資料 3-3

3号機では、高圧注水系（HPCI）が、原子炉水位高（L-8）インタロックにより停止しないよう、テストラインから水源の復水貯蔵タンクに戻るラインを利用し、さらに流量制御器の設定値を変更することで、原子炉への注水量を調整していた。HPCI 運転中の3月12日20時36分に原子炉水位計の電源が喪失し、原子炉水位が監視できなくなったことから、HPCIの流量の設定値を若干上げて、原子炉圧力やHPCIの吐出圧力などにより運転状態を監視した。

当社が平成24年3月に公表したMAAP解析においては、HPCIの注水量を、原子炉水位計（広帯域）の計測値を模擬できるように設定しているが、12日20時36分までの計測値について、原子炉圧力および格納容器圧力による補正をしていない水位に合わせた解析となっており、解析は過大評価となっている（解析値は補正後の水位より1m程度高い水位となっている）。従って、実機におけるHPCIの注水量は、解析で設定した条件よりも少なかった可能性が高い。

そこで、HPCIの注水量の過大評価を見直し、炉心・格納容器の状態把握にあたって、実際の事故進展がどうであったか検討する。

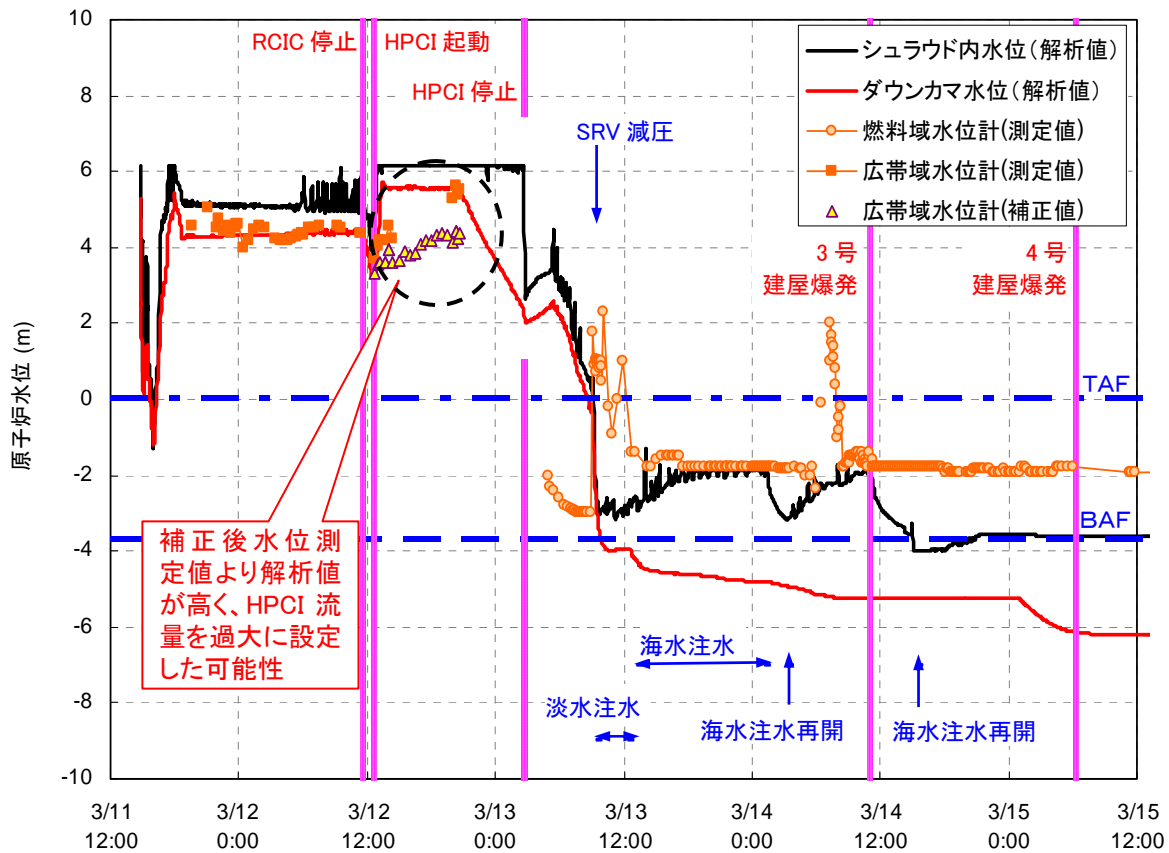


図 3号機原子炉水位の推移

<課題リスト～3号機～>

No. 3号機-5	号機:3	分類: B①	事故進展: (2)	安全対策との関連:—
件名: 3号機 HPCI 停止後の原子炉水位の挙動				検討結果: 添付資料 3-3, 3-4

3号機では、高圧注水系（HPCI）が、原子炉水位高（L-8）トリップにより停止しないようテストラインから水源の復水貯蔵タンクに戻るラインを利用し、さらに流量制御器（FIC）の設定値を変更することで、原子炉への注水量を調整していた。HPCI 運転中の3月12日20時36分に原子炉水位計の電源が喪失し、原子炉水位が監視できなくなったことから、HPCIの流量の設定値を若干上げて、原子炉圧力やHPCIの吐出圧力などにより運転状態を監視した。

12日20時36分以降、翌13日4時頃まで水位は計測されておらず、計測が開始された水位は燃料域水位計でみるとTAF・2mほどであった。しかし、MAAP解析では3号機が減圧された9時頃まで水位がTAFを維持しており、水位を過大評価している。

これは、12日20時36分以降HPCIによる原子炉への注水量が解析で設定した値より少なかったことを意味しており、手動停止した13日2時42分よりも前にHPCIが停止した可能性も考えられる。

以上から、実機におけるHPCIの注水量は、解析で設定した条件よりも少なかった可能性が高く、過大評価されたHPCIの注水量を見直し、炉心・格納容器の状態把握にあたって、実際の事故進展がどうであったか検討する。

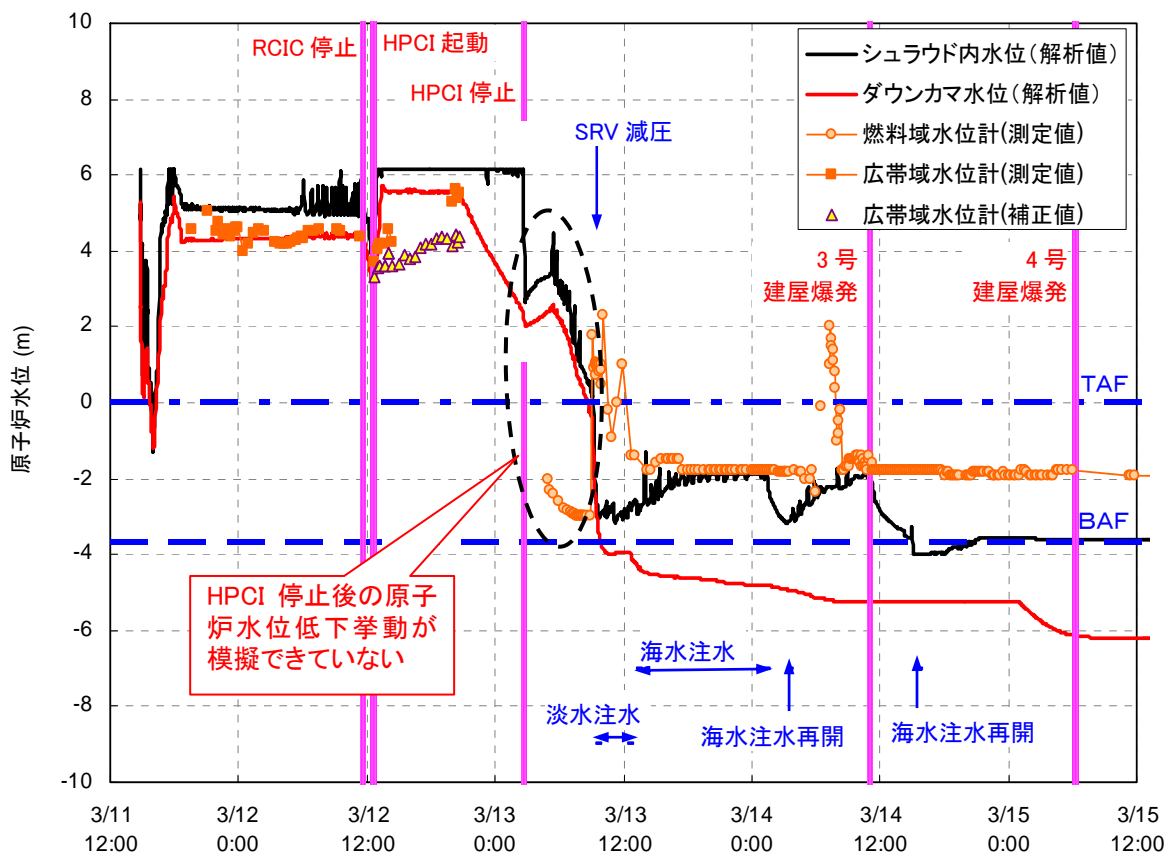


図 3号機原子炉水位の推移

<課題リスト～3号機～>

No. 3号機-6	号機:3	分類: B①	事故進展: (2)	安全対策との関連:—
件名: 3号機 13日 9時頃の原子炉圧力の急速減圧挙動				検討結果: 添付資料 3-3, 3-4

3号機では、3月13日2時42分にHPCIを手動停止して以降、原子炉圧力が上昇に転じ、5時間ほど約7MPa[abs]を推移していた。その後、13日9時8分頃、中央制御室で復旧班2名が12Vバッテリーを10個直列に接続する作業を開始していたところ、運転員が原子炉圧力の低下を確認した。

この原子炉圧力の低下挙動は、運転員による計測データ、チャートの記録と2つの観測記録から確認できる。チャートでは正確な数値はわからないものの連続的な変化が捉えられており、そこから減圧の速度を評価すると、2～3分程度の間、7MPa[abs]程度の圧力から1MPa[abs]程度の圧力まで急激に減圧している。

この時、SRV制御盤にバッテリーを接続する作業は終了しておらず、SRVの手動操作による減圧ではない。この減圧メカニズムについて検証する。

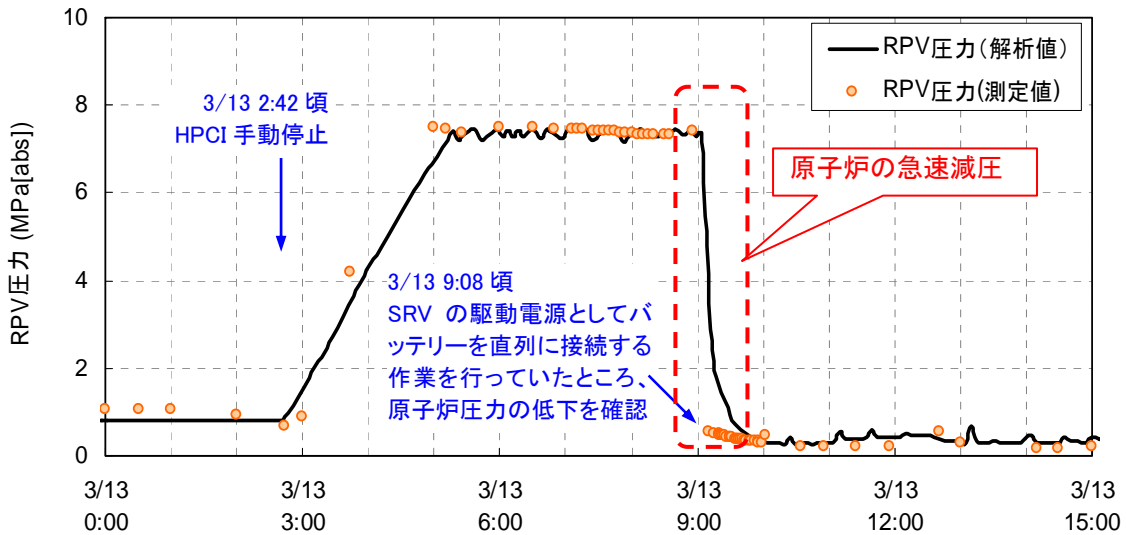


図 3号機原子炉圧力の推移

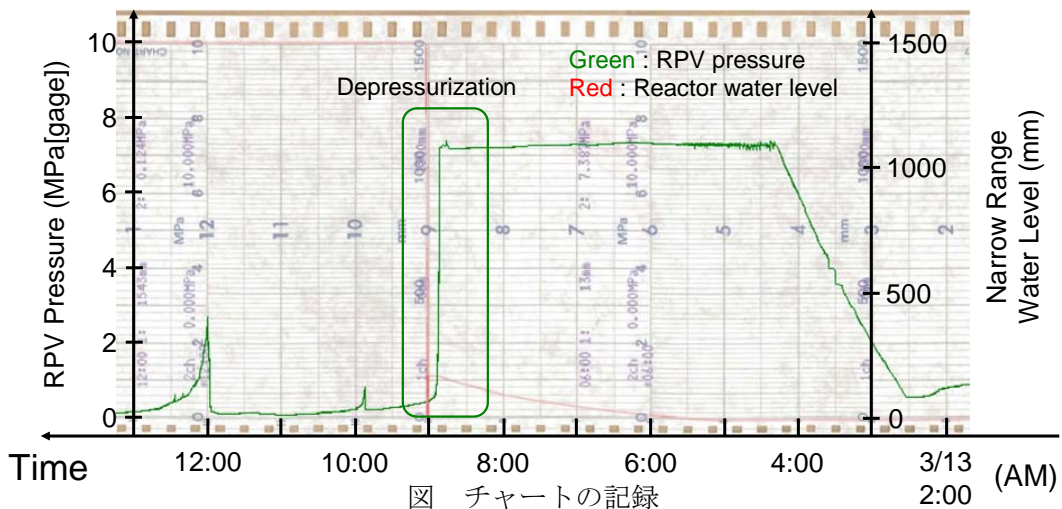


図 チャートの記録

<課題リスト～3号機～>

No. 3号機-7	号機:3	分類: B①	事故進展: (2)	安全対策との関連:—
件名: 3号機 13日急速減圧後の原子炉圧力の挙動				検討結果: 添付資料 3-3

3号機では、高圧注水系（HPCI）の停止後、13日の9時08分頃、主蒸気逃がし安全弁（SRV）の開操作のためバッテリーを接続する作業をしていたが、作業中に原子炉圧力の低下が確認され、原子炉圧力容器は減圧している。その後、チャートに記録された原子炉圧力によれば、13日10時頃と12時頃に、原子炉圧力は急激に上昇し、その後緩やかにしている。

これらの圧力挙動は、上記のバッテリー接続作業完了後、13日9時50分に実施したSRVの開操作と、12時頃確認されたバッテリーの配線外れを復旧した後に実施したSRVの開操作に対応するものと考えられる。しかしながら、この時の圧力上昇は、13日2時42分にHPCIを停止した際に観察されている圧力上昇に比べ、急峻である。HPCI停止によりHPCIタービン蒸気加減弁が閉止することと、SRVが閉止することは、原子炉の蒸気の逃げ場がなくなる点で同じであり、どちらも同等な圧力上昇をするものと予測され、観測された圧力挙動と異なる。この圧力上昇は、熔融した燃料が下部プレナムに移行する過程や、水素が大量に発生した過程をとらえた可能性もある。

そこで、これらの圧力挙動について考察するとともに、事故進展への影響を検討する。

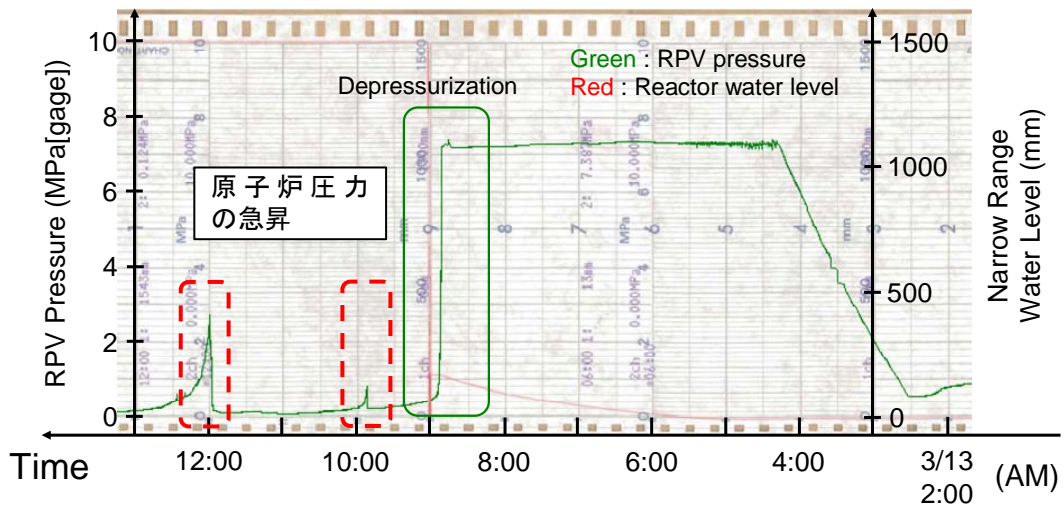


図 チャートの記録

<課題リスト～3号機～>

No. 3号機-8	号機:3	分類: B①	事故進展: (2)	安全対策との関連:p.40
件名: 3号機ベント操作時の格納容器圧力の挙動				検討結果:—

3号機では、3月13日8時41分に圧力抑制室(S/C)ベントのライン構成が完了し、13日9時24分にD/W圧力の減少が確認されたことから、ベントが実施されたと発電所対策本部が判断している。その後、S/Cベント弁(空気作動弁)大弁の駆動用空気や仮設の小型発電機を用いた励磁回路の問題により、S/Cベント弁大弁が数度にわたって閉状態となり、その度に原因を除去し、S/Cベント弁大弁の開操作を実施している。

この間、計測されたD/W圧力は上昇と下降を繰り返しているが、時系列で整理されているベントタイミングと計測されたD/W圧力が低下するタイミングが一致していないものが多い。また、小弁開の場合のベント流量は小さく、D/W圧力低下の効果は小さいと考えられる。

そこで、一連のベント操作時のD/W圧力の挙動について、その原因を検討する。

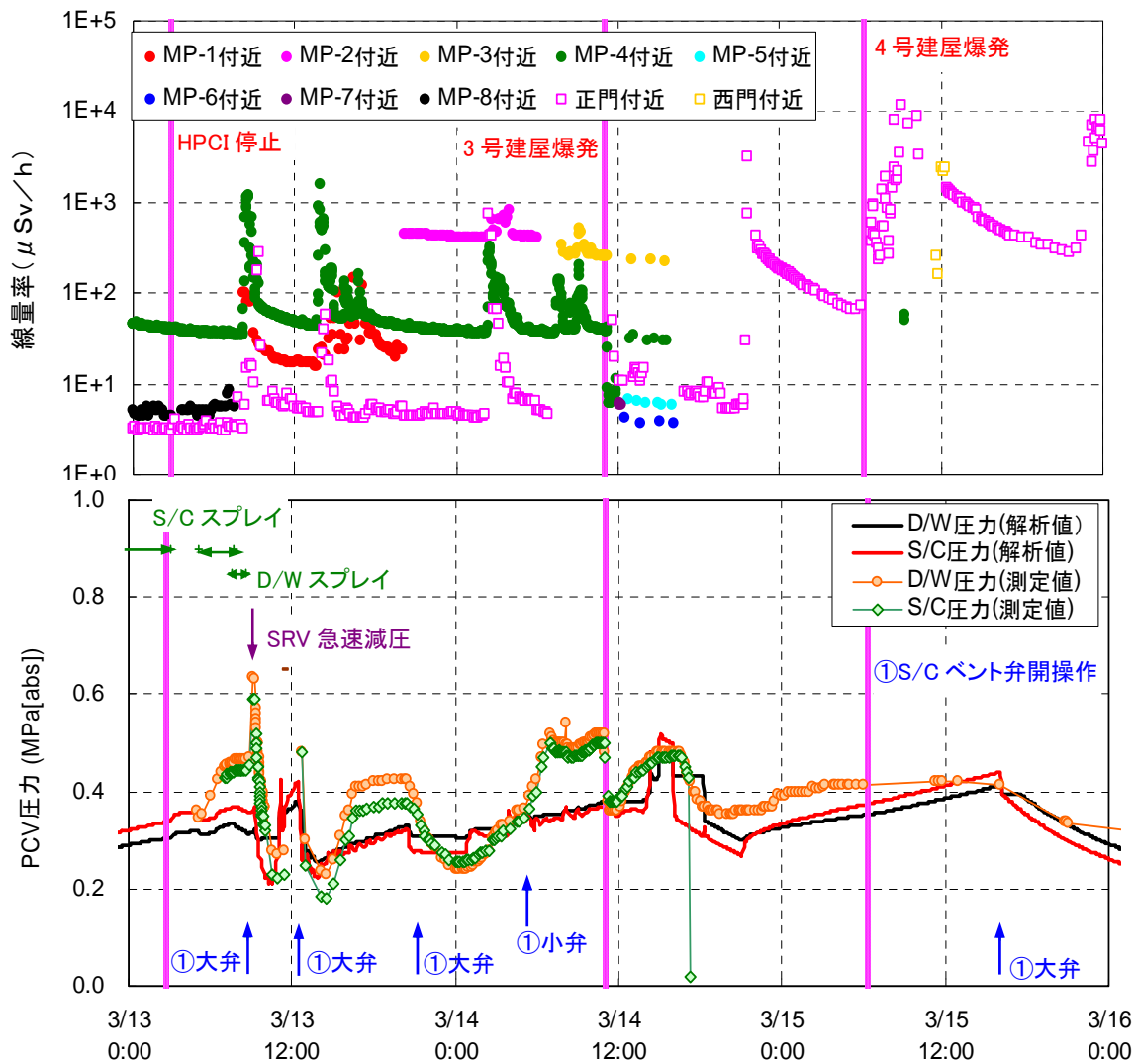


図 発電所内線量率及び3号機格納容器圧力の推移

<課題リスト～3号機～>

No. 3号機-9	号機:3	分類: B③	事故進展: (1)	安全対策との関連: p.27~36
件名: 3号機原子炉压力容器の気相漏えいについて				検討結果:—
<p>MAAP 解析においては、原子炉压力容器からの気相漏えいは仮定していないが、原子炉圧力燃料の過熱および溶融にともなう炉内温度の上昇によって、原子炉压力容器の気相漏えいが発生した可能性について検討する。</p>				

<課題リスト～3号機～>

No. 3号機-10	号機: 3	分類: B③	事故進展: (1)	安全対策との関連: p.27~43
件名: 3号機格納容器の気相漏えいについて				検討結果: -

3号機は、3月13日9時頃の原子炉の急速減圧に伴うD/W圧力の上昇によってS/C圧力がラプチャディスク設定圧以上の値に到達し、その後13日9時24分、D/W圧力の低下が確認され、格納容器ベントが実施されたと判断された。

その後、D/W圧力は、注水による蒸気発生や水素発生、ベント操作に応じて、増加・減少を繰り返したものの、3月21日に一時的に上昇した後、ほぼ大気圧で変動を示さなくなった。

3号機のMAAP解析においては、原子炉格納容器の漏えいは仮定していないが、3号機の建屋で水素爆発が生じたことや、建屋上部の原子炉ウェル周辺で蒸気放出が観察されていたこと、3月21日以降D/W圧力は大気圧で変動がないことなどから、格納容器からの気相漏えいが発生しているものと考えられる。

また、格納容器への窒素封入後の応答として、格納容器圧力が上昇した1、2号機と比べて、3号機の格納容器は大気圧で変動がなかった。さらに、原子炉格納容器ガス管理設備を用いた測定により、1、2号機の格納容器内の酸素濃度はほぼ0%であるのに比べて、3号機では格納容器内の酸素濃度が高く、大気が格納容器内へ混入していると考えられている。

このように、格納容器ベントを頻繁に実施した3号機が、格納容器の気相部漏えいの程度が最も大きいと推測されるが、どの時点でどこから実際に漏えいが生じたか、明らかにする必要がある。

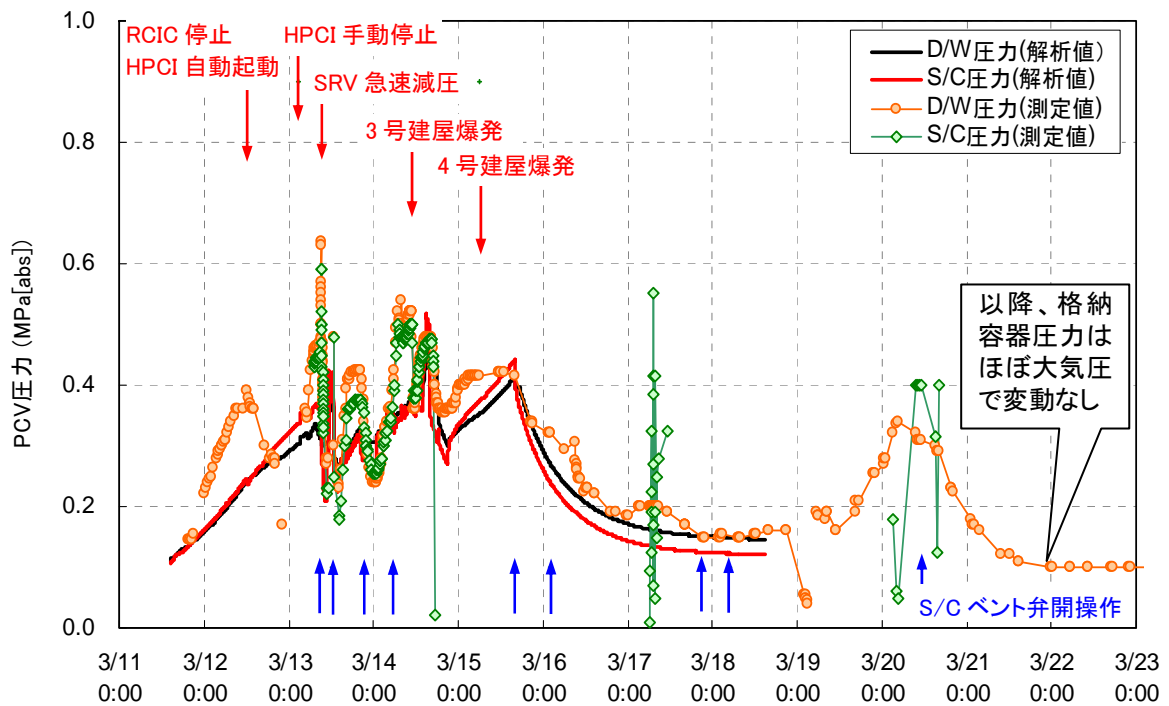


図 3号機格納容器圧力の推移

<課題リスト～3号機～>

No. 3号機-11	号機:3	分類: B④	事故進展: (2)	安全対策との関連:—
件名: 3号機原子炉建屋上部からの大量の蒸気発生			検討結果:—	

3号機では、建屋上部から大量の蒸気が立ち昇る様子が観測され、3月21日には黒煙が昇る様子、3月29日には建屋上部から昇る蒸気その他、西側から昇る蒸気が観測されており、使用済み燃料プール水温が十分に低下した後も、継続して建屋上部で蒸気放出が観察されている。

また、平成23年8月24日に実施した、原子炉建屋上部のダストサンプリングにおいて撮影された映像から、シールドプラグ縁辺部、歪みを生じたDSピットゲート周辺等から蒸気（湯気）の漏出が確認されている。

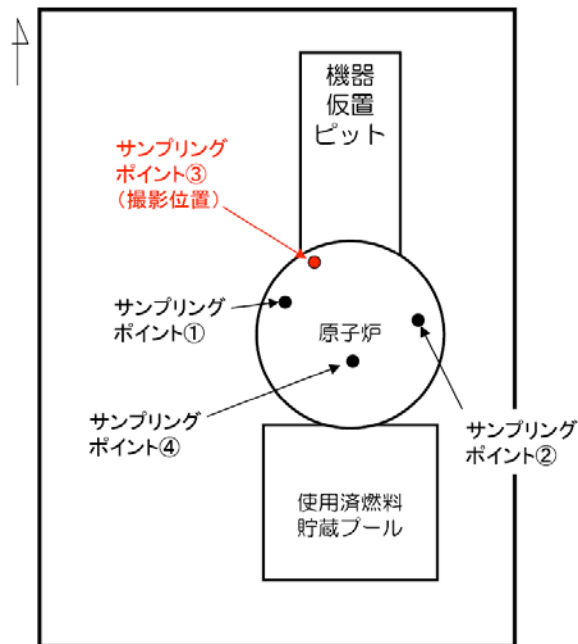
このように、格納容器からの漏えいと考えられる蒸気が観測されているが、漏えい箇所について何らかの情報が得られる可能性がある。



平成23年3月16日撮影



平成23年3月21日撮影



福島第一原子力発電所3号機原子炉建屋5階配置図

蒸気（湯気）の漏出



撮影者: 東京電力株式会社
撮影日: 平成23年8月24日

<課題リスト～3号機～>

No. 3号機-12	号機:3	分類: B⑦	事故進展: (2)	安全対策との関連:—
件名: 3号機消防車による注水条件の変更				検討結果:—

3号機の消防車による原子炉代替注水は、3月14日11時01分に起きた3号機原子炉建屋の爆発の影響により、一旦中断している。その後、注水が再開された時間は当初14日16時30分頃と考えられていたが、最新の調査により1時間ほど早い15時30分であったと結論づけた。また、14日21時14分には、2号機の注水確保のため、3号機の注水が再度中断しており、15日2時30分に注水が再開していることも、新たに分かっている。

上記の操作時系列の変更による事故進展への影響を確認する。