

次回事故分析検討会 論点整理

○ 1～3号機シールドプラグの汚染状況

1. 1号機シールドプラグの変形・変位の原因は？
2. 1号機シールドプラグの変形・変位が生じた時期は？水素爆発時か？
3. 1号機シールドプラグ下の線量測定(2Sv/h等)時の測定器の性能情報【事実確認】
4. 1号機シールドプラグ下の線量測定結果の妥当性(測定器の検出限界を上回っていないか等)に関する見解
5. 3号機シールドプラグの変形の原因についての過去の分析結果(オペフロクレーンの落下?)は維持されるのか？
6. (未解明第5回進捗 添付資料 3-3) p.3-15,3-30,3-45 の FP 存在割合における PCV 外の信頼性をどう考えるか？(3号機は PCV 外が 0 なのか?)
7. 1号、2号のシールドプラグ下の線量測定は、再測定しないのか？(3号のシールドプラグ線量測定に比べて1、2号機は信頼性が低いのではないか?)

○ 3号機原子炉格納容器内の圧力挙動

[政府事故調資料編関係]

1. SRV 逃がし弁のアクキュムレータによる作動可能回数【事実確認】
2. SRV 逃がし弁のアクキュムレータ圧力低下は開圧力(吹き出し圧力)に影響を与えないのか【事実確認】
3. SRV 安全弁の閉圧力(吹き止め圧力)は？【事実確認】
4. SRV 安全弁の開圧力(吹き出し圧力)は格納容器圧力の影響を受けるか？(背圧(PCV 圧)があがると弁の開圧力が変わり得るか?)【事実確認】
5. SRV 安全弁の閉圧力(吹き止め圧力)は格納容器圧力の影響を受けるか？(背圧(PCV 圧)があがると弁の閉圧力が変わり得るか?)【事実確認】
6. 3号機 SRV 逃がし弁機能動作 約 65 回の解説
7. SRV 弁座が荒れるとなぜ SRV が開かなくなるのか？
8. RPV 圧力計、D/W 圧力計、W/W 圧力計のドリフト最大値はどれくらいか？【事実確認】
9. 政府事故調資料編 P.276,278 のチャートシート右のスケール(圧力値等)は計測上の圧力表示なのか？【事実確認】

[未解明第5回進捗関係]

10. (添付資料 3-3) 3号機 RPV 圧力のデータと SRV 各機能の設定圧が合わない様に

見えるが説明可能か？（解説）

11. （添付資料 3-3）特に 3/13 朝 5 時前後の 3 号機 RPV 圧力の変動は、その頃に残存している可能性のある SRV の作動圧力（吹き出し圧力）を大きくかけ離れているが、技術的にあり得るのか？（解説）
12. ADS の開維持可能時間は？【事実確認】
13. 「ADS が全開を維持できていないかも知れない」という状況の詳細（解説）
14. ADS の閉止メカニズムは？【事実確認】
15. 水蒸気の発生がなくなっても 6 弁開が必要なのか？（解説）
16. （添付資料 3-3）P.3-3-12 「減圧時の水位は BAF+300mm」としているのは過大ではないか？（解説）
17. （添付資料 2-7）P.2-7-4 「3/13 5 時-7 時に炉心が熔融した可能性」を指摘しているが、添付資料 3-3 と整合しているのか？（No.16 との整合性）
18. （添付資料 3-8）P.3-8-18 「この時点では発熱源は D/W にあると考えられる」の記述は何を意味しているのか？（解説）

【その他】

19. 3 号機 S/C の温度推移をシミュレーションしているか？【事実確認】
20. RPV 下部ヘッド破損時期の東電見解はあるか？（見解）
21. PCV リーク時期の東電見解はあるか？（見解）
22. 3 号機 PCV の破損原因は圧カスパイクか（見解）
23. 3 号機 R/B で 3/13 14:31 頃に高線量が観測されている理由は？（見解）
24. 1 号機 VB（バキュームブレイカー）Expansion Joint 漏えい部は、VB 漏えい議論のきっかけとなった高線量部と同じか？【事実確認】
25. 3 号機 CUW F/D ハッチはどうしたら SFP に落下するのか？（解説）

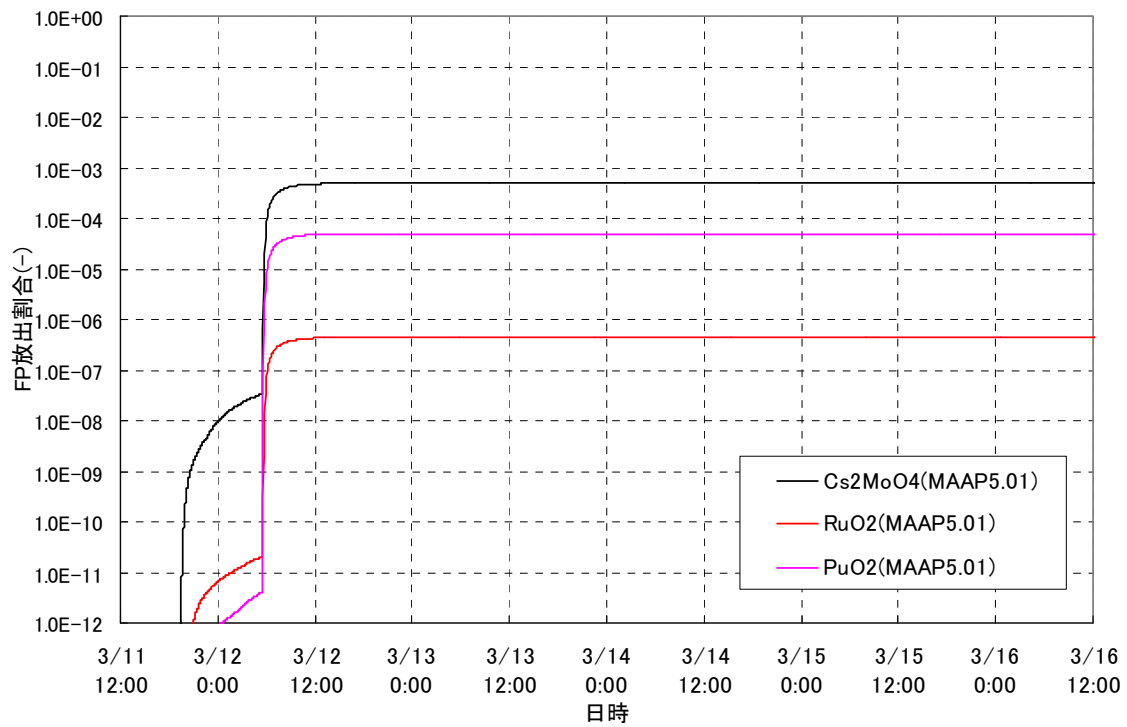


図 1-11 1号機 FP の放出割合 (4/4)

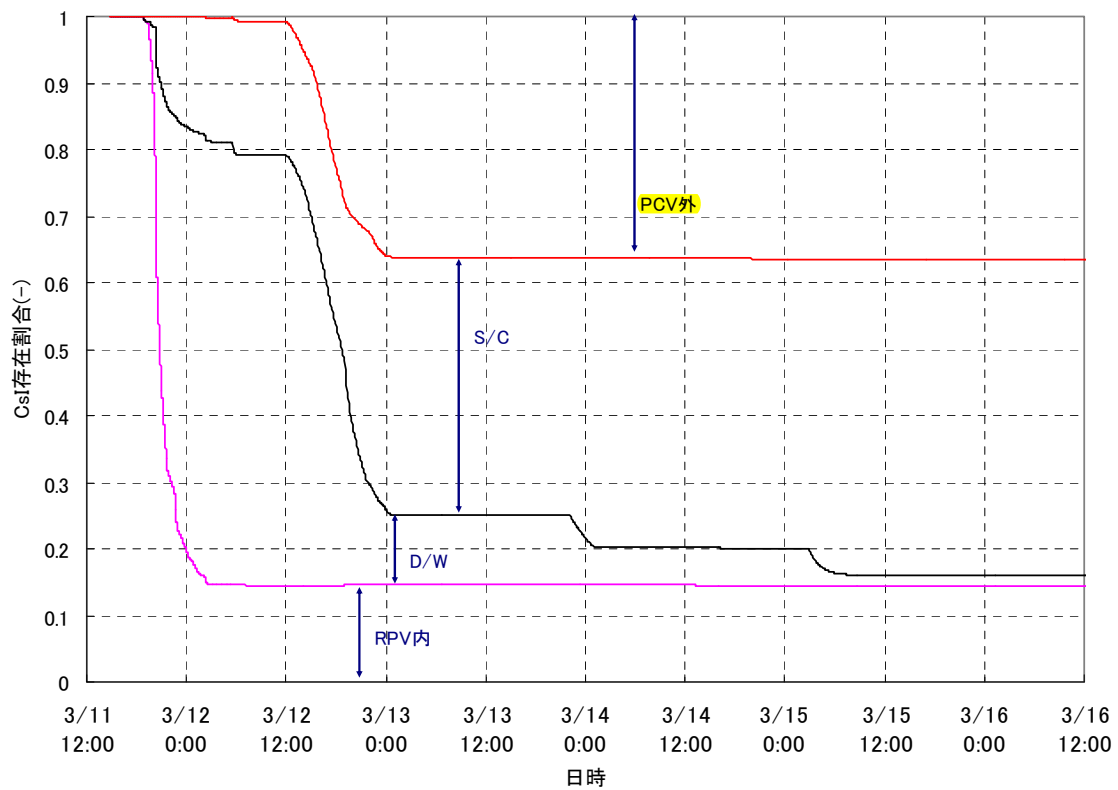


図 1-12 1号機 FP の存在割合 (1/2)

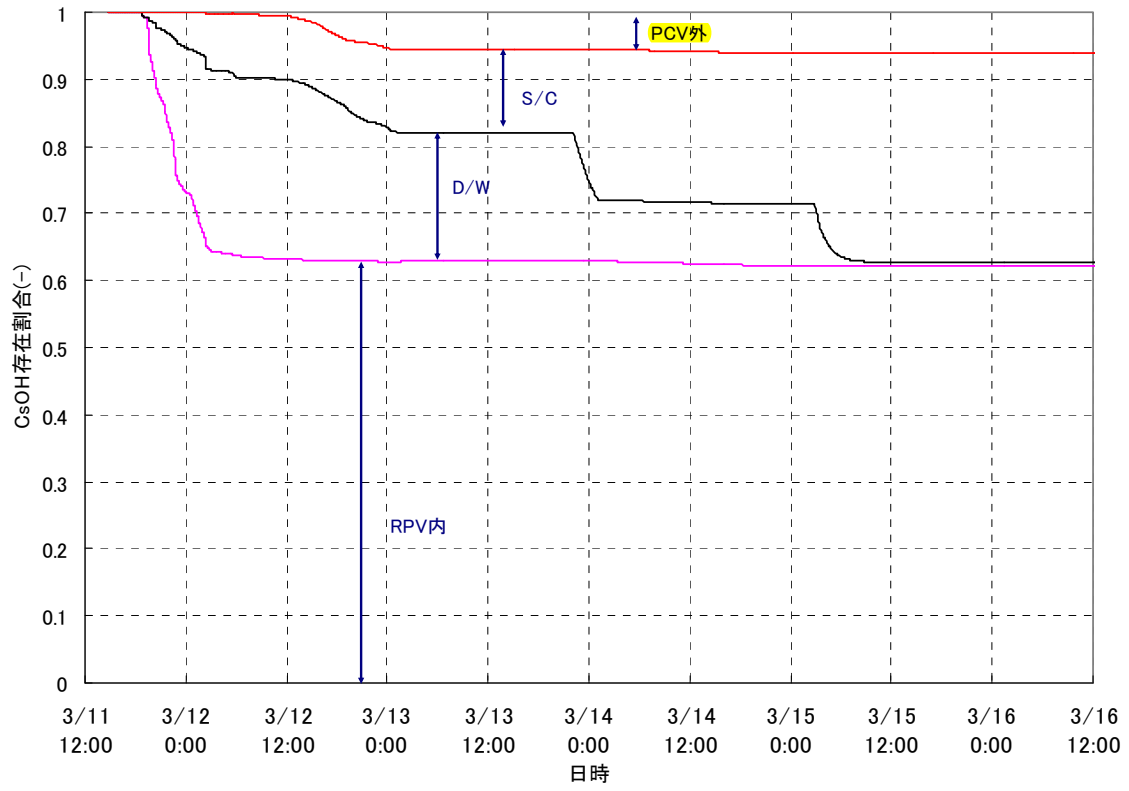


図 1-13 1号機 FP の存在割合 (2/2)

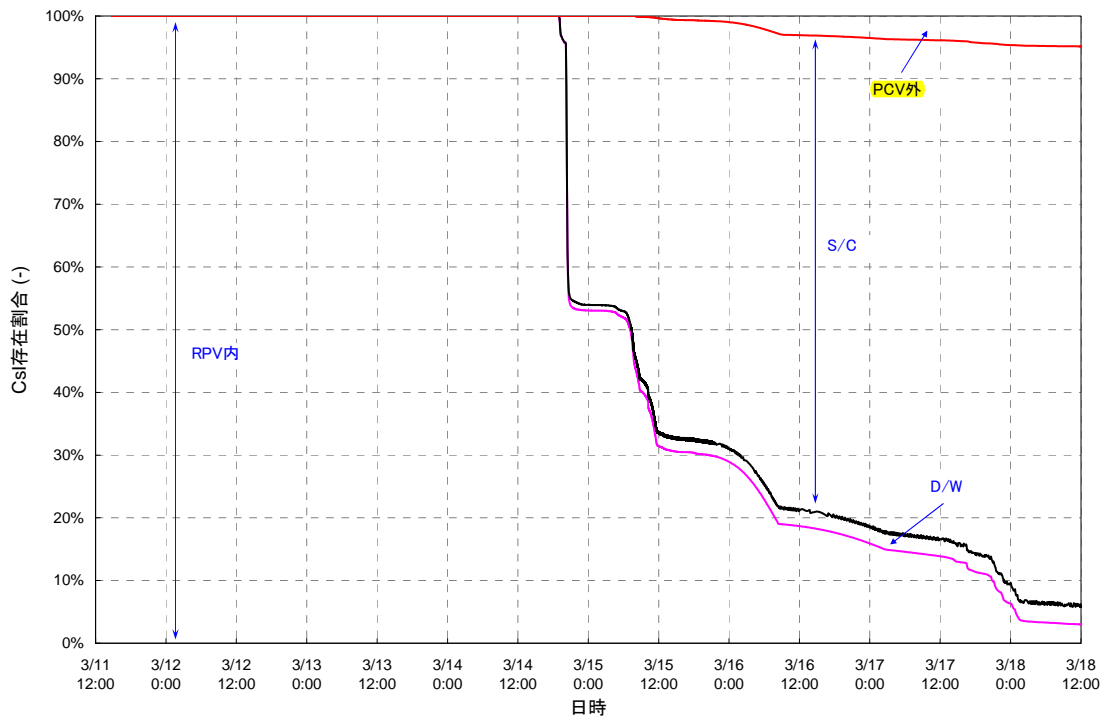


図 2-11 2号機 FP の存在割合 (1/2)

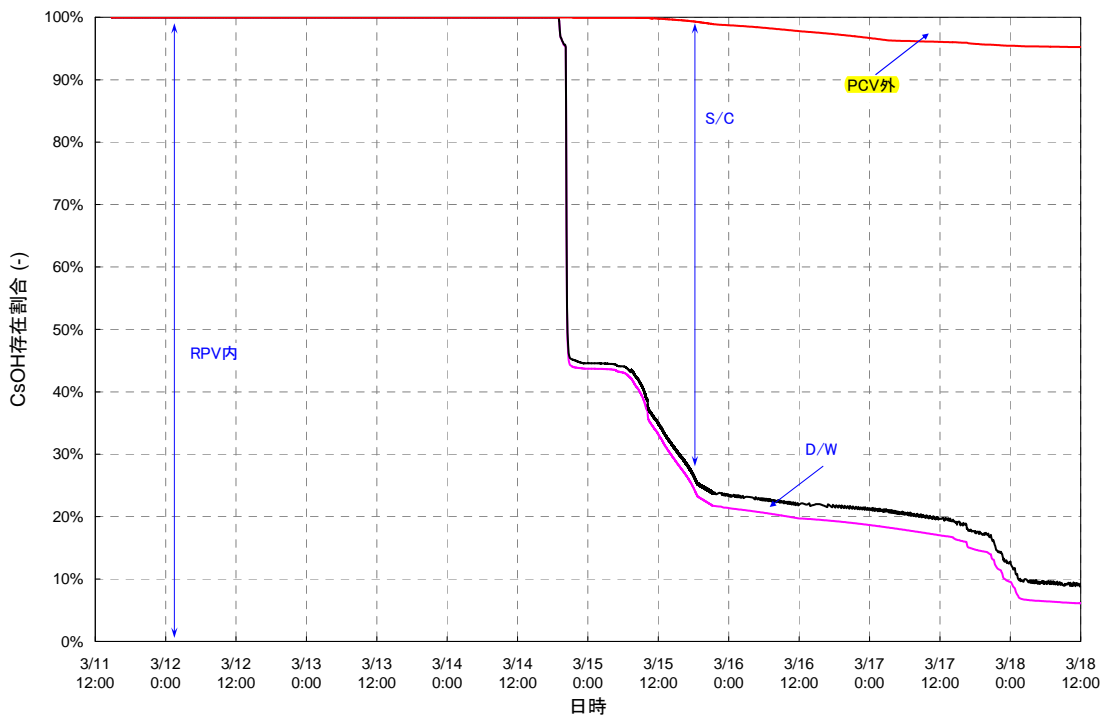


図 2-12 2号機 FP の存在割合 (2/2)

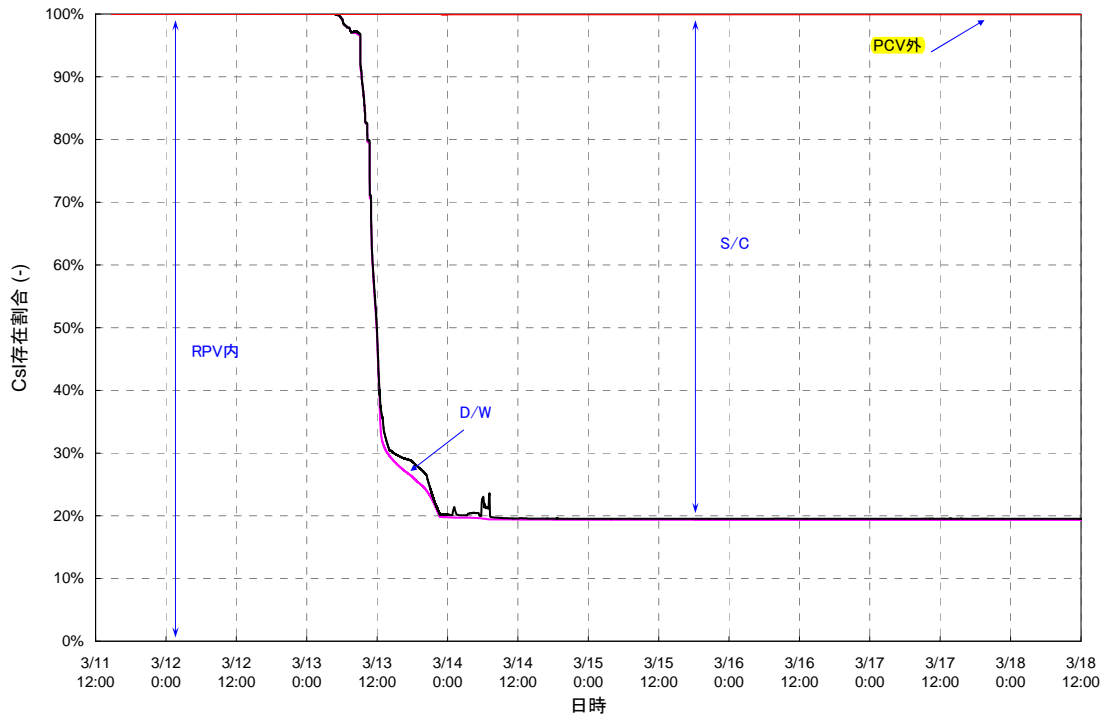


図 3-11 3号機 FP の存在割合 (1/2)

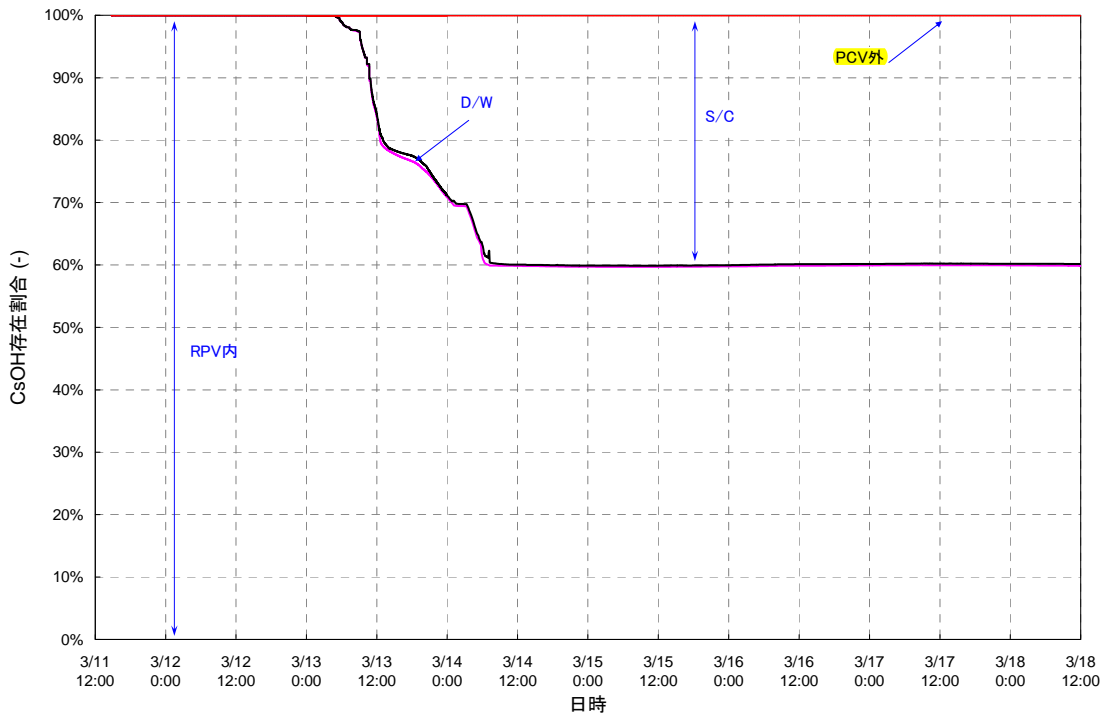
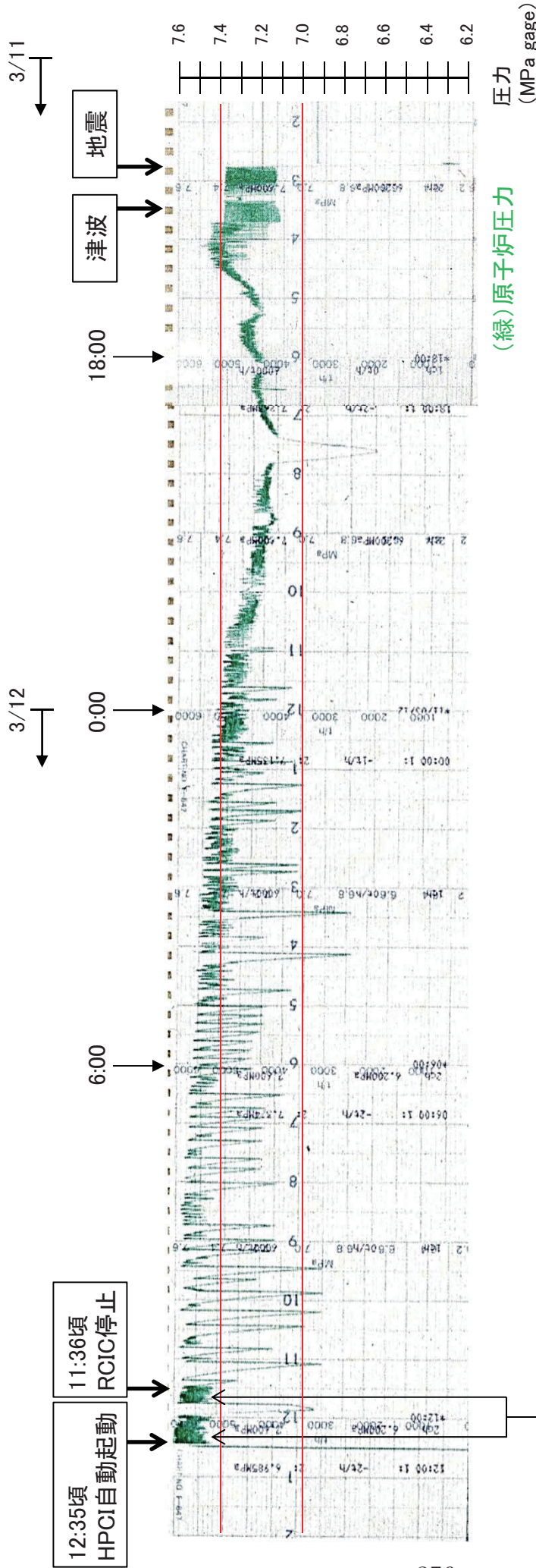


図 3-12 3号機 FP の存在割合 (2/2)

3号機 原子炉圧力



圧力 (MPa gage)

(緑)原子炉圧力

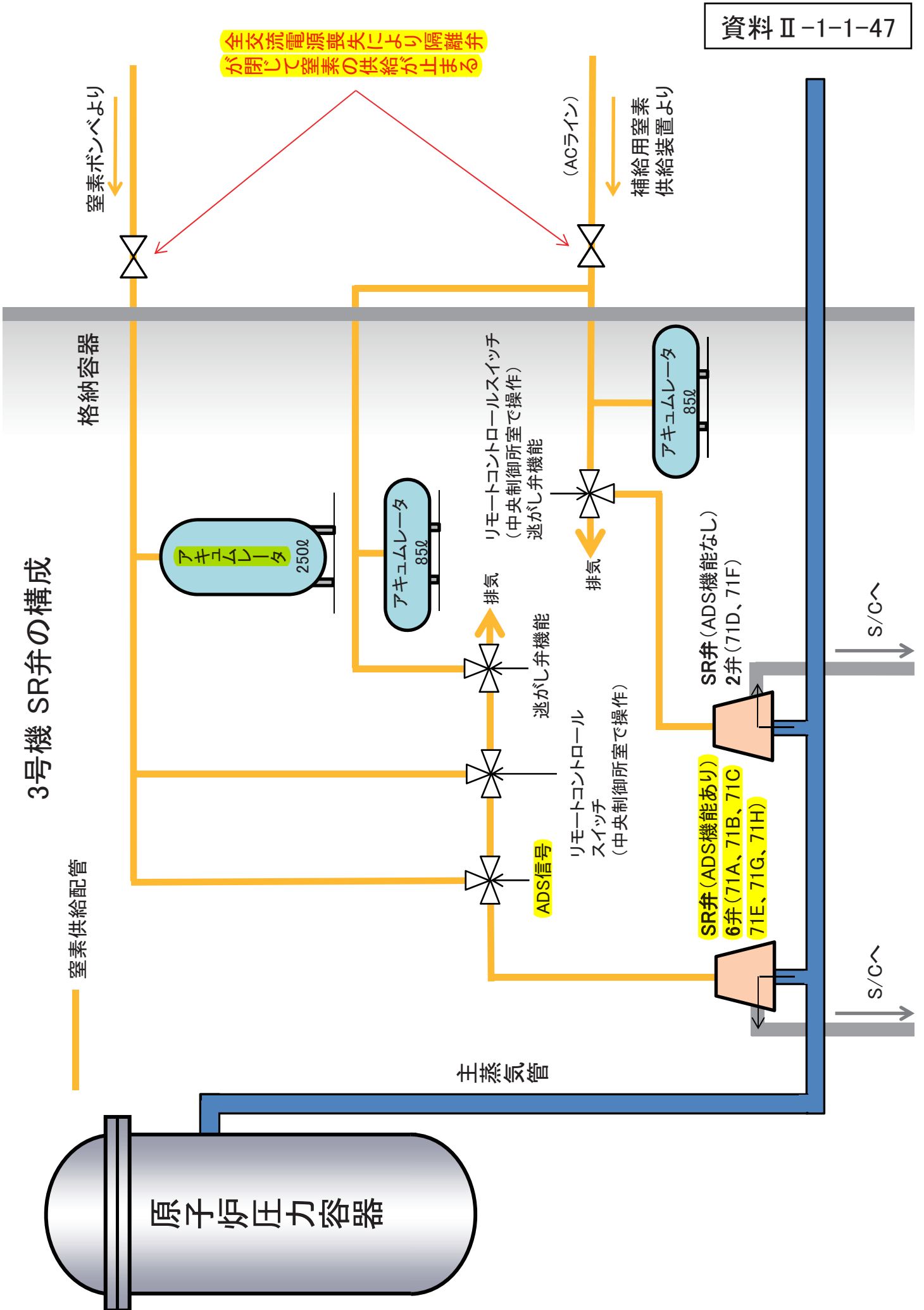
SR弁の逃し弁機能の復帰値に至る前に原子炉圧力が上昇

逃し弁機能動作によるSR弁閉鎖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



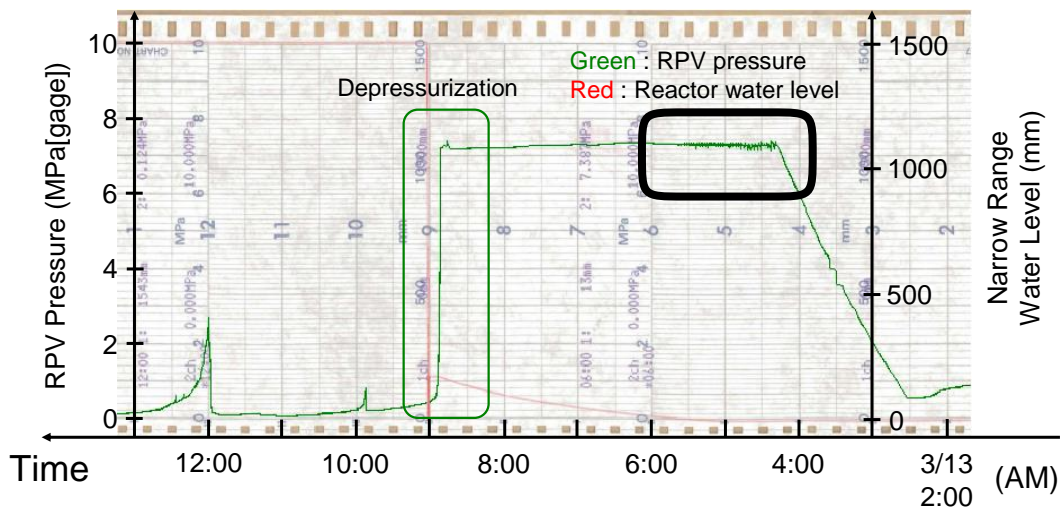


図 2 チャートの記録

2. 事象発生時における中央制御室内の状況

事象発生時における中央制御室内の状況を以下に記載する。

- 13日9時8分頃、中央制御室では復旧班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。この時、バッテリーをSRV制御盤に接続する作業は終了していない。
- SRV制御盤の状態表示灯は、SRV(A)が開(作動)を表す赤ランプがチカチカと点滅を繰り返し、閉を表す緑ランプと両方が点灯した状態となった。
- 直後、SRV(G)も同様に赤と緑のランプが両方点灯し、(A)(G)二つのSRVが中間開の状態となった。



SRV 制御盤

3. 原子炉圧力低下挙動の要因について

3.1. MAAPコードによる解析結果

当社は2012年3月にMAAPコードを用いた炉心・格納容器の状態の推定について公表している。この解析では、当時の最新時系列を基に13日9時8分にSRV1弁を開けたものとして解析を実施した。解析結果を図3-1に示す。

公表当時は、図3-1において赤枠で囲った2つの測定値を結んだ線と、解析結果の減圧速度がほぼ同じであるという判断を下した。ただし、2MPaを下回った辺りから解析の圧力低下挙動は赤枠で囲った2つの測定値を結んだ線よりも緩やかになっている。また、そもそも赤枠で囲った2つの測定点を結んだ線は実際の圧力低下速度を表しているわけではなく、この2つの測定点の間に圧力低下が起こったということを示しているに過ぎず、チャートの情報からは実際の圧力低下挙動はこれよりも速いことがわかっている。

ら、実際の原子炉水位より高かった可能性があり、これを理由とした蒸気発生量の過大評価によって、原子炉の減圧挙動が誤って評価される可能性がある。

そこで、解析において原子炉水位を高めに見積もっていた可能性について検討する。図 12 は原子炉水位の実測値と、2012 年 3 月に公表した解析で得られた原子炉水位を示している。この頃の原子炉水位を検討するにあたって、13 日 2 時 42 分まで運転していた HPCI の運転状況に着目する必要がある。運転状況は次の段落に記載のとおり。

12 日 12 時 35 分に HPCI が原子炉水位低 (L-2) で自動起動した。運転員は原子炉水位高 (L-8) に水位が到達して HPCI が自動停止しないよう、流量制御器 (FIC) による流量調整と、テストラインを用いて注水の一部を復水貯蔵タンク (CST) に戻す運転を行っていた。12 日 20 時 36 分頃、原子炉水位の電源が喪失し、原子炉水位の監視ができなくなった。運転員は原子炉へ確実に注水されるよう、HPCI の流量の設定値を若干上げて、原子炉圧力と HPCI の吐出圧力等により、HPCI の運転状態を確認した。その後、HPCI のタービンの回転数が操作手順書に記載のある運転範囲を下回る低速度となり、また HPCI の吐出圧力と原子炉圧力が拮抗し、原子炉へ注水されているか不明な状態となった。このような状況の中、設備損傷に伴う蒸気漏えいを懸念したこと、ディーゼル駆動消火ポンプ (DDFP) による低圧注水のため運転員が現場に向かってから暫く時間が経過していたこと、SRV の状態表示灯が点灯しており操作可能と考えられたことから、13 日 2 時 42 分に HPCI を手動停止した。

解析では、水位が見えなくなった 12 日 20 時 36 分以降、HPCI による注水量を 20t/h→8t/h へと減らしているが、13 日 4 時頃から計測が可能となった燃料域水位計の原子炉水位は TAF を大きく下回っており、解析値と大きく異なっている。

上述したように、原子炉水位の解析値が実測値より高いこと、HPCI 運転中に原子炉圧力と HPCI 吐出圧力が拮抗していたことから、HPCI は 13 日 2 時 42 分の手動停止より前の時点で、既に原子炉への注水能力をほとんど喪失していた可能性が高い。

HPCI による原子炉への注水が 2 時 42 分よりも前に途絶えていたとすれば、解析において原子炉水位を高めに見積もっていた理由となりうる。

SAMPSON コードの解析結果ではあるものの、図 13 に減圧時の水位の違いをみた解析結果を示す。減圧時の水位は有効燃料底部 (BAF) +300mm で、6 弁開時のみ水位が BAF でのケースも実施している。

原子炉水位が BAF の場合 (=炉内の水量が少ない場合) の解析結果は、よりチャートの示す原子炉圧力の低下挙動に近づいていることが分かる。

以上のことから、2012 年 3 月に公表した MAAP 解析では、13 日 9 時頃の原子

うな状況では、燃料被覆管の温度は徐々に上昇するものと考えられる。燃料被覆管の材料であるジルコニウムは、水蒸気と反応し酸化物を作るが、1200℃程度を越えると、酸化反応が正のフィードバックにより急激に進むこととなる。従って、それ以前の酸化反応の状況と崩壊熱の大きさに依存するが、この原子炉水位の低下過程において急激な酸化反応が進んだ場合には、発生した大量のエネルギーにより、この期間（3/13 5:00AM～7:00AM）に燃料が溶融した可能性がある。

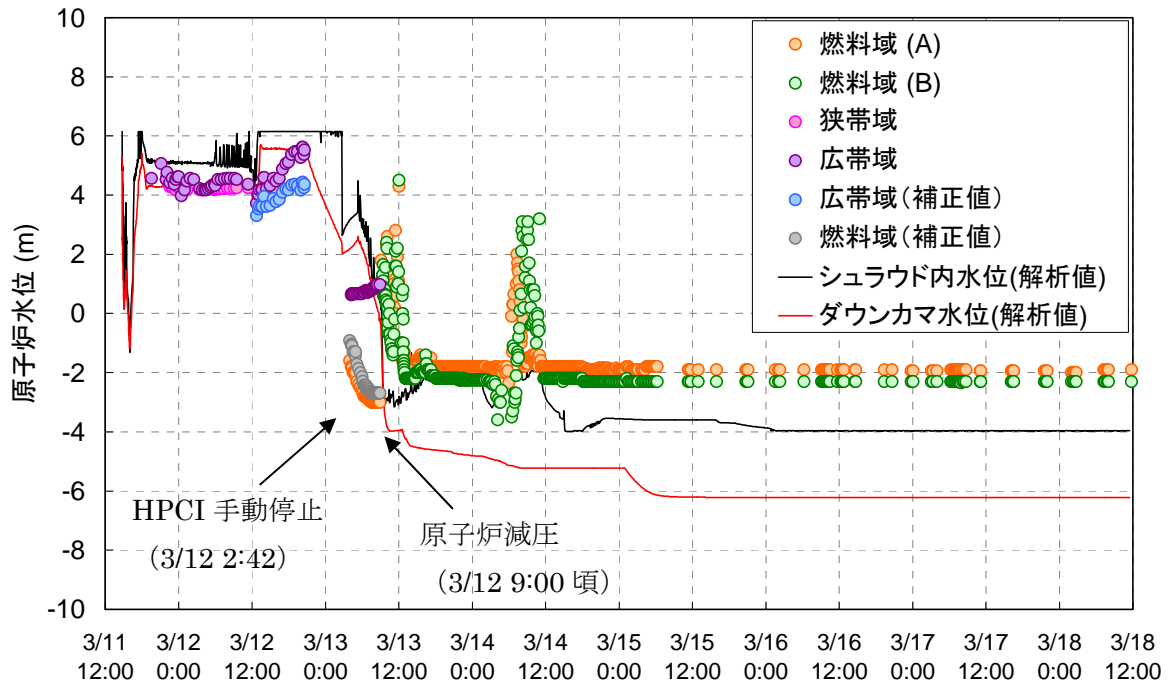


図3 3号機 原子炉水位の変化

めのボンベ交換作業が実施されたとの記録があるため、格納容器圧力が上昇している期間はベント弁が閉まっていた可能性も高い。いずれにしても、格納容器圧力の最大値と最小値がわかれば格納容器の減圧速度は評価可能であり、2回目のベント開操作時には、12時20分の0.750MPa(D/W)、0.700MPa(S/C)から13時35分の0.235MPa(D/W)、0.190MPa(S/C)と1時間15分の間に約0.5MPa低下するという、やはり比較的速い減圧が起こっている。

このことから、ベントによる放出が実施された場合には、格納容器圧力の比較的早い減圧、すなわち、1時間当たり0.25MPa～0.4MPa程度の減圧が予想される。

この時間帯の半ばには、格納容器圧力の上昇が観測されたことに起因して、19時00分からベント弁操作のための仮設コンプレッサーのつなぎこみを実施している。その後、21時10分ごろにD/W圧力が低下したことにより、ベント弁が開となったとの判断がなされている(3回目のベント開操作)。この際の格納容器圧力変化は、20時40分の0.425MPa(D/W)、0.375MPa(S/C)から24時00分の0.240MPa(D/W)、0.255MPa(S/C)と3時間20分の間に約0.2～0.15MPaの低下であり、1回目、2回目のベントによる減圧と比較すると非常に減圧速度が遅い。

さらに注目すべきは、D/W圧力とS/C圧力の関係である。この時点では、発熱源はD/Wにあると考えられるため、D/W圧力>S/C圧力であることは妥当である。そのため、S/Cベントによる放出がある場合、D/WからS/Cに気体が行き、排気筒から放出されることになるが、その移行の際に、S/C内の水を押しよける必要があるため、ある程度の差圧が発生することになる。21時ごろまで、D/WとS/Cの圧力に0.05MPa程度の差があるのは、物理的には妥当な状況である。しかしながら、22時30分に0.285MPa(D/W)、0.290MPa(S/C)と圧力が逆転し、24時00分には0.015MPaだけS/C圧力の方が高いという状態になる。これがベントによる格納容器圧力低下であるとする、圧力が低いところから圧力が高いところに気体が行くことを意味するため、物理的にはあり得ない状況である。

そのため、3回目のベント開操作とされているところでは、圧力低下の要因はむしろD/W側にあると考える方が自然である。この場合の、D/Wからの漏えいとしては、高温条件でのシール部の劣化が考えられる格納容器上蓋部分からの漏えいが最も可能性が高いと考えられる。

この時間帯の後半には、4回目のベント操作が記録に残っている(14日6時10分に開操作完了)。このベント操作はベント弁(小弁)であり、弁が開いたとしても、その流路面積は小さく、排出可能な流量は小さくなる。そのため、この操作によって圧力低下がみられなかったことは、ベント弁が開かなかった可能