

2号機原子炉補機冷却水系に高線量率が観測されなかった原因の推定

1. はじめに

1号機の空間線量率調査において原子炉建屋 (R/B)、及び放射性廃棄物処理建屋 (Rw/B) 内の原子炉補機冷却水 (RCW) 系統の配管付近で高線量率が観測されている (課題 1号機-9)。この原因は、熔融燃料が格納容器 (PCV) へ落下し、ペDESTAL内にある機器ドレンサンプを冷却する RCW 配管を損傷したため、放射性物質が RCW 配管に移行した結果であると考えている。この推定については、添付資料 1-9 に詳述している。

一方、2号機の空間線量率調査においては、R/B および Rw/B 内の RCW 系統周辺において、1号機のような高線量率は観測されていない。この差異が生じた原因について、検討する。

2. 2号機 RCW 系統の概要

RCW 系統はドライウエル (D/W)、R/B、Rw/B、及びタービン建屋内に設置されている原子炉補機へ冷却水を供給し、各補機がその機能を維持できるようにするものである。RCW 系統はサージタンク、ポンプ、熱交換器等と必要な配管、及び計装類で構成されており、RCW 熱交換器で海水と熱交換された冷却水は多くの分岐を経て各補機へ到達し、各補機を冷却して温められた冷却水は再び RCW 熱交換器へ戻って熱交換されて冷やされ、再び各補機へ供給される閉回路となっている。

RCW 系統は原子炉圧力容器 (RPV) や PCV に対する開放部がないため、RCW 系統が健全な状態であれば直接放射性物質が系統内に流入することはなく、RCW 配管や補機での高線量率は観測されることはない。

3. 2号機 R/B、及び Rw/B 空間線量率の測定結果

当社が公表している 2号機 R/B 2～4 階、及び Rw/B 1 階の空間線量率の測定結果を図 1～図 4 に示す。1号機と 2号機で線量率が測定された時期は必ずしも同時期とは限らないものの、これらの図に示すとおり、添付資料 1-9 に記載した 1号機の R/B 内における空間線量率の測定結果では RCW 系統の負荷となっている機器の周辺で高い線量率が観測される傾向にあったのに対して、2号機ではそのような傾向がみられないことがわかる。

なお、添付資料 1-9 に記載した 1号機 RCW 系統の機器における汚染状況との対比を目的として、RCW 系統の負荷である RCW 熱交換器、ドライウエル除

湿系（DHC）機器、再循環系（PLR）のMGセットオイルクーラー、RCWサージタンク、廃棄収集フィルター用再循環クーラー周辺の空間線量率について表1に整理した。建屋内における各機器の設置箇所が1号機と2号機で異なり、配管の引き回しも異なるため単純に同じ機器を号機間で比較することが適切とはいえないものの、例えば同じ2階に設置されているRCW熱交換器では1号機と比較して2号機の線量率が低い結果となっている。

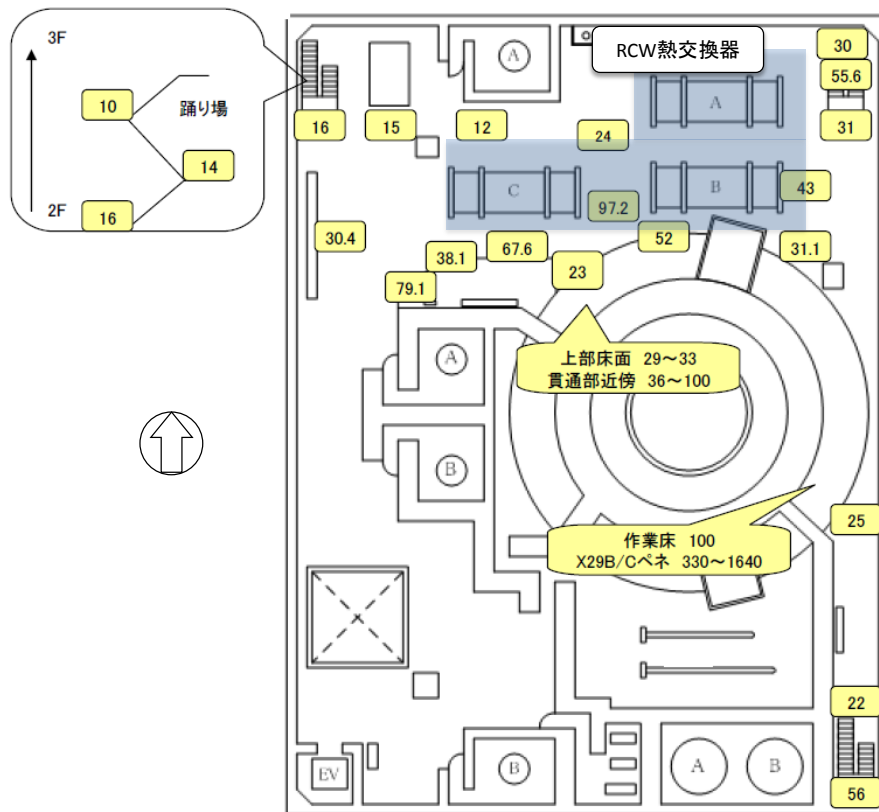


図1 2号機 R/B 2階の空間線量率（単位：mSv/h）[1]

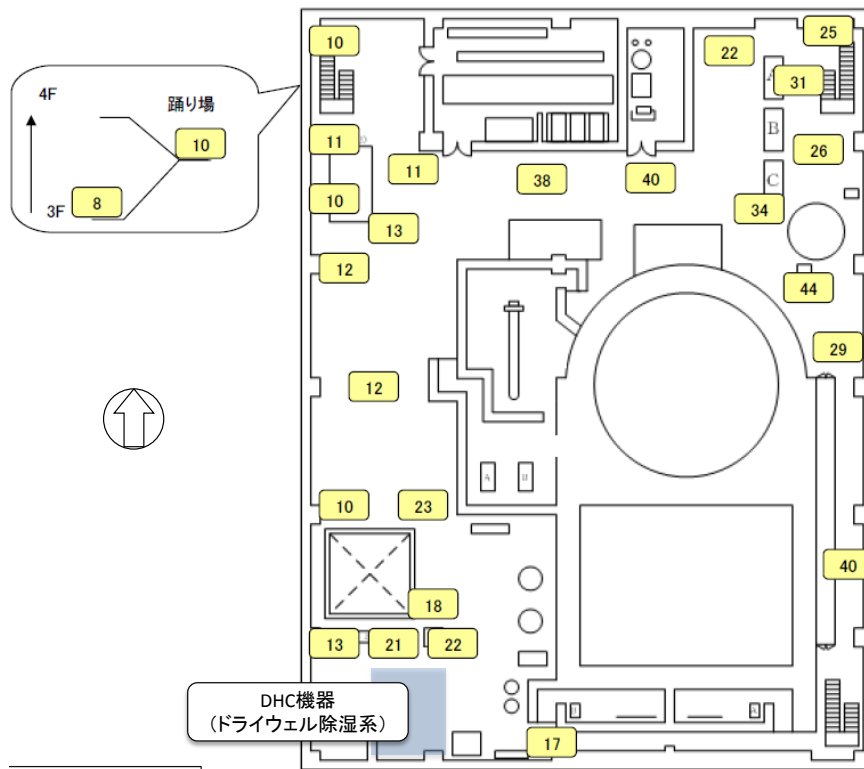


図2 2号機 R/B 3階の空間線量率 (単位: mSv/h) [1]

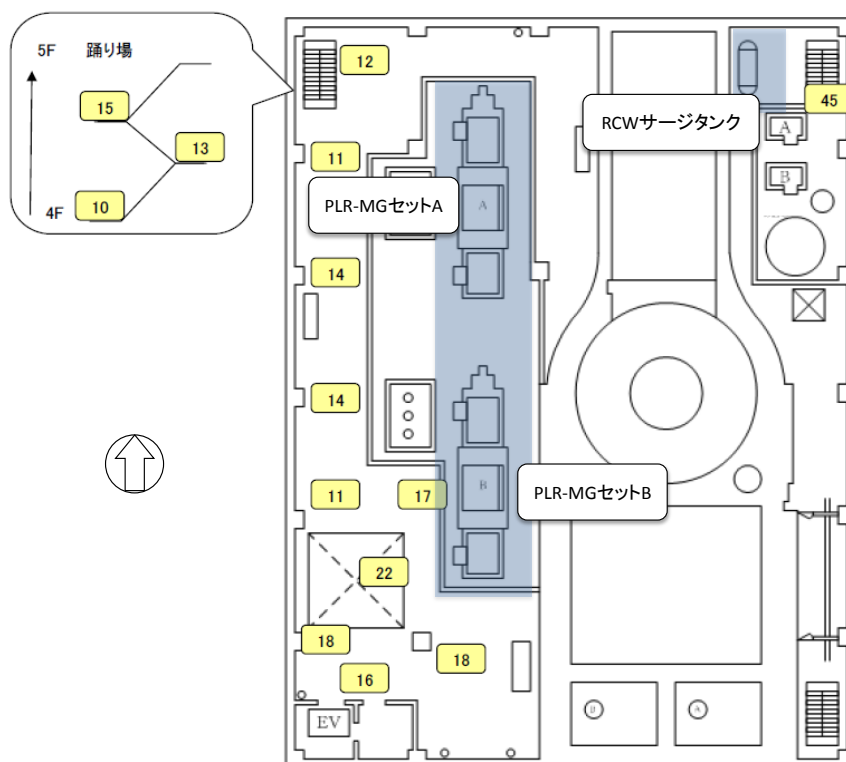


図3 2号機 R/B 4階の空間線量率 (単位: mSv/h) [1]

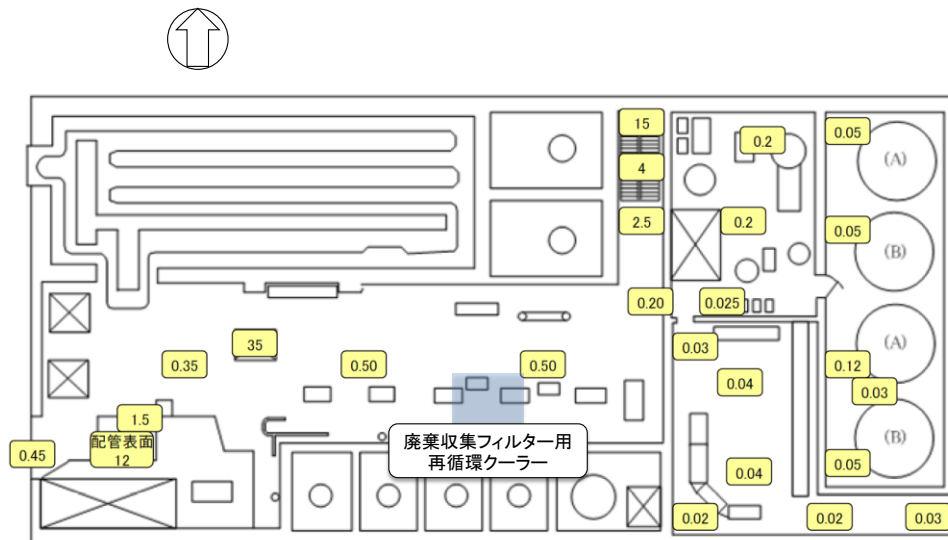


図 4 2号機 Rw/B 1階の空間線量率（単位：mSv/h） [1]

表 1 RCW 系統汚染状況の比較

機器	1号機	2号機
RCW 熱交換器	1000 mSv/h 以上 (R/B 2階)	約 100 mSv/h (R/B 2階)
ドライウェル除湿系 (DHC) 機器	約 100 mSv/h (R/B 1階)	約 20 mSv/h (R/B 3階)
再循環系 (PLR) の MG セットオイルクーラー	約 150 mSv/h (R/B 3階)	約 20 mSv/h (R/B 4階)
RCW サージタンク	約 90 mSv/h (R/B 4階)	約 45 mSv/h (R/B 4階)
廃棄収集フィルター用再 循環クーラー	約 350 mSv/h (Rw/B 1階)	約 0.5 mSv/h (Rw/B 1階)

注：対象機器近くの線量率測定結果がない場合は、近い場所の線量率を記載
 : 1号機の MG セット A (R/B2階) 近傍は RCW 熱交換器からの線量の影響
 が強いため MG セット B (R/B3階) 近傍で最も高い値を記載 (添付資料 1-
 9 参照)。なお、2号機の MG セット A, B は R/B4階に隣接して設置されて
 いる。

4. 2号機のRCW系統で汚染が見られなかった原因に関する考察

2号機のRCW系統におけるPCV隔離弁は電動弁である。当該弁は以下の理由から開いているものと考えられる。

- ・インターロックを持たないため、津波到達前に自動で閉じることはない。
- ・津波到達後は交流電源、直流電源ともに喪失したことから操作ができる状況ではなくなった。
- ・手動で閉じた記録はない。

従来、2号機の事故進展にかかる分析や、現場調査の結果などから、2号機では燃料デブリが一部PCV底部に落下しているものと推定している。2号機のRCW系統は、1号機同様RPVペDESTAL底部にある機器ドレンサンプの冷却に使われている。したがって、1号機同様、PCV底部に落下してきた燃料デブリによりRCW配管が損傷を受け、RCW系統内に放射性物質が混入し、R/B内のRCW系統が汚染する可能性が考えられた。ところが、2号機では1号機と異なりR/BのRCW系統周辺で汚染が確認されておらず、その原因は特定できていなかった。この点について、2018年1月に実施された2号機のPCV内部調査の結果から、次のような原因と推定した。

2号機では、2018年1月にテレスコピック式調査装置をX-6ペネトレーションからCRD交換レールに沿って挿入し、ペDESTAL内プラットフォーム上のグレーチングの欠損箇所から下にカメラを吊り降ろして、ペDESTAL床の様子を観察している[2]。

調査で得られた画像からはペDESTAL底部一面に堆積物が広がっている様子が確認できた(図5)。また、図6に示すとおり、燃料集合体の上部タイプレートがペDESTAL床に落下しているのが確認できる。上部タイプレートが落下してきたRPVの穴を通して燃料デブリも落下したとすると、ペDESTAL床に落下した上部タイプレート付近の堆積物は燃料デブリを含むものと考えられる。位置によって堆積物の堆積高さに違いはあるものの、ペDESTAL床一面に広がっていることから、燃料デブリを含む堆積物はある程度流動性を持った状態で落下して堆積したものと考えられる。

流動性と関連して、ペDESTAL床に堆積している物質が落下してきた際の温度について、PCV底部にある構造物の損傷状態から定性的に推定する。ペDESTAL内の壁際に一周にわたって設置されているケーブルトレイや、ペDESTAL中央部にあるCRD交換機昇降台車などの構造物に熱的な影響を含め目立った損傷は見られていない。したがって、燃料デブリを含む堆積物の温度は、事故時から現時点までにおいて、それら構造物の融点、あるいは構造物が大きく変形するような温度に達していなかったものと考えられる。

ここで、2号機のRCW配管のD/W内における引き回しについて整理すると、RCW配管はD/W内において、作業員アクセス開口部を通じてペDESTAL外からペDESTAL内に導かれ、機器ドレンサンプまではケーブルトレイより壁際を床上約40～50cmの高さで引き回された後、機器ドレンサンプの中へと導かれている。図7に5号機の機器ドレンサンプ周辺の様子を示す。機器ドレンサンプの中にRCW配管が導かれている様子がわかる。2号機も同様の構造である。

図8に示すとおり、作業員アクセス開口部付近は堆積物が周囲より高く堆積している可能性がある箇所（直上にRPVの破損口があり、燃料デブリを含む堆積物が上から落下してきた可能性がある箇所）である。ケーブルトレイ上面の高さは約70cmであり、堆積物はその上にも堆積しているように見えることから、ペDESTAL中央付近にあるCRD交換機昇降台車が埋まっている高さ約40～50cmと比較してより高くなっていると考えられる。したがって、RCW配管がペDESTAL底部に堆積している燃料デブリを含む堆積物と接触している可能性は十分に考えられる。

RCW配管の損傷の可能性について、ケーブルトレイと比較して以下に示す。ケーブルトレイはステンレス鋼（融点：約1450℃）でできており厚さは約4mmである。確認できる範囲ではあるが変形が確認されていないことから、ケーブルトレイの上に堆積し始めた際の燃料デブリを含む堆積物の温度は、ケーブルトレイに熱変形を生じさせる温度ではなかった可能性がある。

ペDESTAL内にあるRCW配管は炭素鋼（融点：約1500℃）でできており厚さ約3.7mmである。ケーブルトレイとほぼ同じ厚さ・融点であり、RCW配管も同様に、燃料デブリを含む堆積物との接触により損傷することはなく、結果として放射性物質がRCW系統に混入しなかったものと考えられる。

また、機器ドレンサンプの蓋（チェッカープレート）は炭素鋼（融点：約1500℃）でできており、厚さは約3mmである。ケーブルトレイやRCW配管に比べると厚さはやや薄いものの、機器ドレンサンプ位置で特に堆積物の高さが低いといった状況が確認されていないことから、燃料デブリが含まれる堆積物からの熱的な影響で機器ドレンサンプの蓋が大きく損傷し、サンプ内に堆積物が大量に侵入している状況にはない可能性が考えられる。なお、機器ドレンサンプの蓋にはRCW配管を導くための切り欠きがあり、切り欠きを通じて機器ドレンサンプ内に燃料デブリを含む堆積物が侵入した可能性も考えられる（図7参照）。ただし、たとえサンプ内でRCW配管と接触しても、上述のとおり堆積物の温度は高くなく、RCW配管を損傷させる事態には至らなかったものと考えられる。

なお、2018年1月の格納容器内部調査時に、ペDESTAL内下部の空間線量率および温度の計測も実施されているが、プラットフォームからペDESTAL床に近づいても、線量および温度状態にほとんど変化がなかった（空間線量率：7~8 Gy/h、温度：21.0 °Cと、高さ方向の場所によらずほぼ一定）（図9）。すなわち、現状ペDESTAL床に落下した燃料デブリを含む堆積物からの線量の寄与、および熱源としての寄与は大きくないものと考えられる。

2019年2月のPCV内部調査でも同様にペDESTAL内下部の高さ方向の線量率および温度が測定されているが、空間線量率については床面に近づくほど若干上昇し、温度は若干低下する傾向がみられたが、総じて大きな変化ではなかった（図10）。ペDESTAL下部の構造物に目立った損傷が見られないこととあわせて、ペDESTAL床上の燃料デブリは、線量や崩壊熱が比較的小さく金属を多く含むものである可能性が考えられる。

○ 構造物の状況・堆積物の分布状況

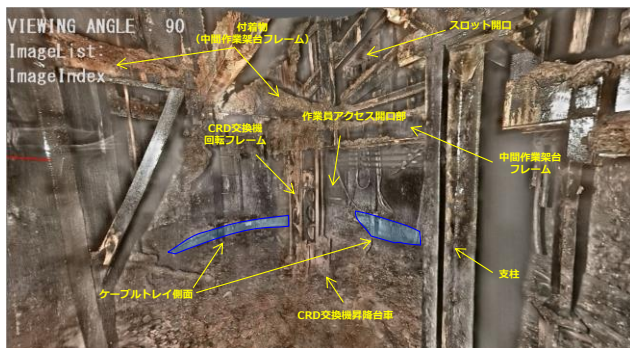
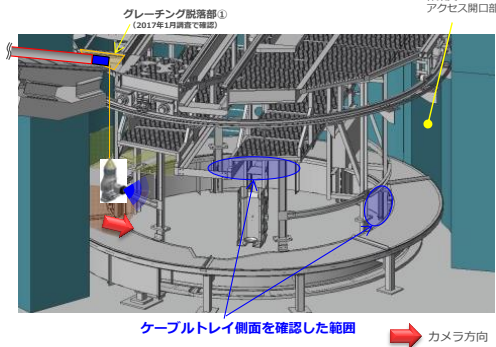


図5 2号機 ペDESTAL底部の様子 (その1) [2]

○ 堆積物の分布状況詳細

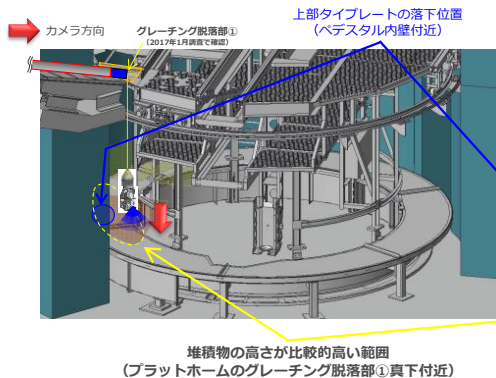


図6 2号機 ペDESTAL底部の様子 (その2) [2]

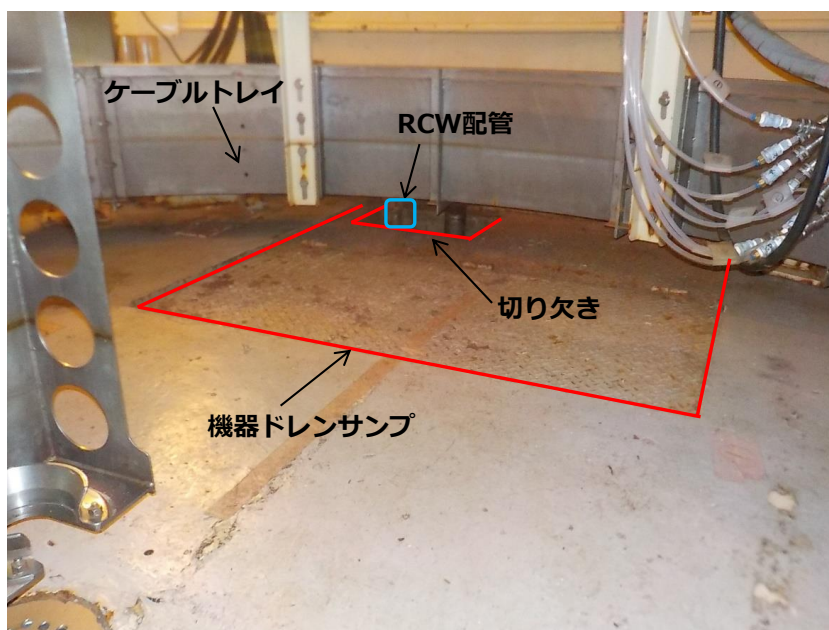


図7 5号機 機器ドレンサンプ周辺の様子 (2号機も同様の構造)

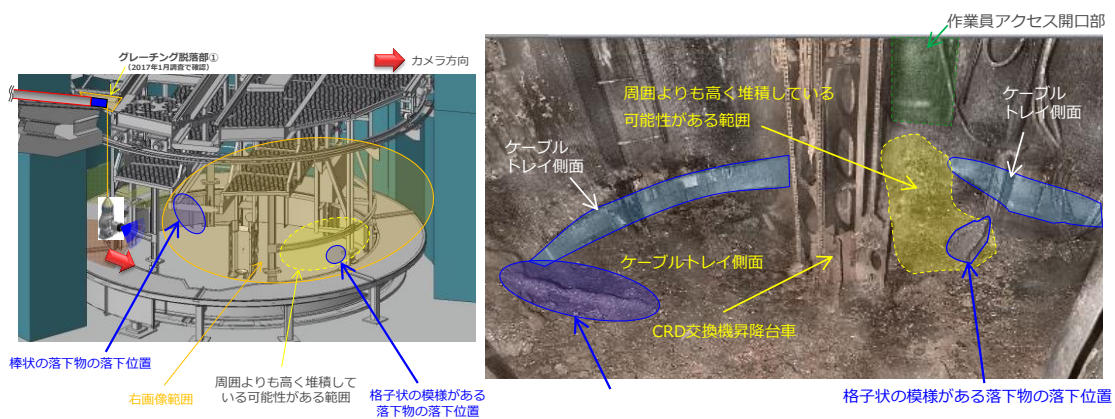


図8 2号機 ペデスタル底部の様子 (その3) [2]

1号機でRCW系統全体に汚染が拡がったのは、機器ドレンサンプを冷却するためのRCW配管が損傷したと考えられる時点、つまりRPVが破損し燃料デブリがPCV床に落下したと考えられる頃に、PCV圧力が高かったことが原因と考えている。

したがって、2号機においてRCW系統に汚染が見られなかった要因として、燃料デブリがPCV床に落下したことでRCW配管が損傷したものの、それ以降、PCV圧力が高くなく、系統内に汚染が拡がらなかった可能性も考える必要がある。そこで、以下、燃料デブリがPCVに落下したと考えられる頃、またそれ以降のPCV圧力がどのような状況にあり、汚染がRCW系統内に回り込みうる状況にあったかについて考察する。

RCW系統は閉ループ設計で、系統内で最も高い位置に設置されているサージタンク（系統内流体の温度変化による体積変化を吸収する目的で設置されているもの）はR/B4階にあり、サージタンク上部にて大気解放されている。PCV（D/W）床にある機器ドレンサンプに導かれているRCW配管は、系統中で最もエレベーションが低い箇所にあたり、仮にD/W床面において燃料デブリとの接触により配管が破損しRCW系統内に汚染が拡がるためには、RCW系統側の水頭圧よりもPCV圧力が高いことが必要と考えられる。D/W床面の高さはO.P.5480、R/B4階にあるサージタンク底部の高さはO.P.37450であることから、両者の高低差は約32mであり、水柱に直せば約32mH₂Oの圧力となる。実際にはこれに、配管の圧力損失などの不確かさもあることから、RCW系統内に汚染が拡がるためには、少なくとも約32mH₂Oの水頭圧に勝るだけのPCV圧力が必要と考えられる。

続いて、図11に2号機のRPV圧力、PCV圧力と格納容器雰囲気モニタ系（CAMS）による線量率の測定結果を示す。事故時、計測された中でD/W CAMSの最大値は、3月15日16時10分の138Sv/hであり、3月15日13時00分から15時25分の間、線量率が急激に上昇していることがわかる。添付資料2-11に詳述したように、この線量率の上昇はRPV底部が破損したことが原因となった可能性が考えられる。また圧力の変化に着目すると、3月15日13時00分にRPV圧力とD/W圧力の間には約0.3MPaと大きな差圧があるものの、15時25分の段階では両圧力が均圧している（D/W圧力よりRPV圧力の方が低いのは、事故の影響でD/W内が高圧となり、RPV圧力の計測配管内の水位が低下したためと考えられる）。RPV圧力とD/W圧力が均圧する要因の一つとして、RPVからD/Wへの大規模な漏えいが生じた可能性が考えられ、つまり3月15日13時00分から15時25分の間、RPV底部が破損した可能性が考えられる。

3月15日13時00分と15時25分の間にはデータが計測されていないこと

に加えて、この頃 D/W から R/B への気相漏えいが生じていたと考えられること、圧力抑制室 (S/C) は事故初期からトーラス室が津波の影響で浸水したことにより外部冷却されていたと考えられることもあり、RPV 底部が破損し、D/W 床近傍において RCW 配管と燃料デブリを含む堆積物が接触したであろう頃の D/W 圧力は予測が困難である。

3月15日13時00分における D/W 圧力は、大気圧分 (約 0.1MPa[abs]) を除いてゲージ圧に直すと約 0.315MPa[gage]であり、水柱に直せば約 31.5mH₂O となる。

RCW 系統側の水頭圧が約 32mH₂O であることと比較すれば、上述の D/W 圧力の値はほぼ同程度である。この後、D/W 圧力が上昇したところで RPV 底部が破損し、ほどなくして燃料デブリを含む堆積物と RCW 配管が接触した可能性、あるいは、RPV 破損に伴って D/W 圧力が上昇し、ほどなくして燃料デブリを含む堆積物と RCW 配管が接触した可能性もあると考えられるため、RCW 配管と燃料デブリを含む堆積物が接触したと考えられる頃に、D/W 圧力が RCW 系統の水頭圧を上回る状況になっていた可能性は残る。逆に、この頃には D/W から R/B への漏えいが生じていたこと、加えて、S/C がトーラス室に侵入した水により外部冷却されていたと考えられることから、燃料デブリを含む堆積物が RCW 配管と接触したと考えられる頃には、D/W 圧力が RCW 系統側の水頭圧を下回っていた可能性も考えられる。

なお、この後 D/W 圧力は、図 12 に示すように、基本的には単調に減少し、大気圧に近づく傾向にある。

ここまで「燃料デブリが PCV 床に落下したことで RCW 配管が損傷したものの、それ以降、PCV の圧力が高くなく、系統内に汚染が広がらなかった可能性」について、想定される事故進展や取得されたプラントデータをもとに考察を進めたものの、この可能性も残る結果となった。

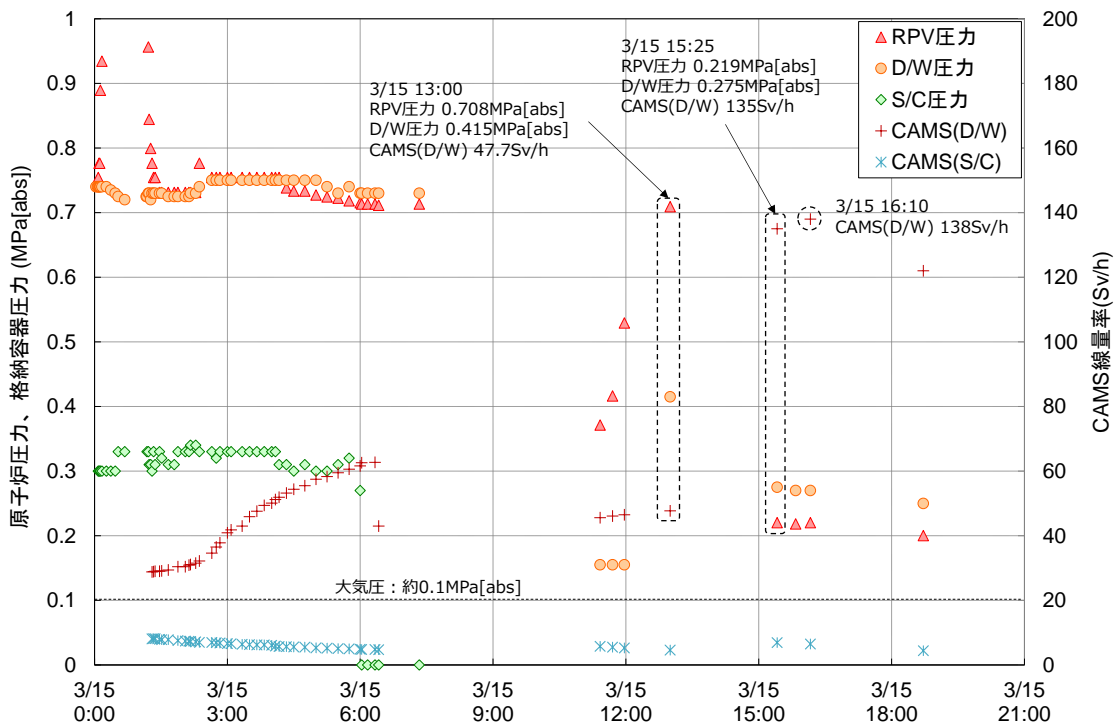


図 11 2号機のRPV圧力、PCV圧力、CAMS測定値の推移（その1）

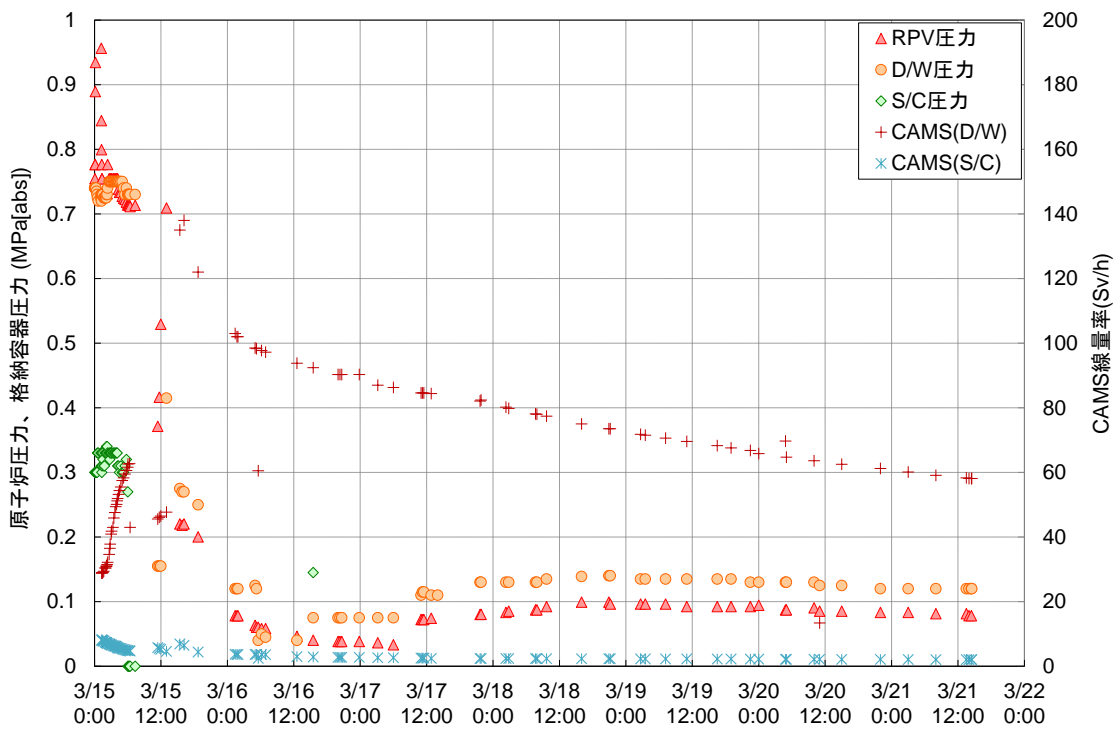


図 12 2号機のRPV圧力、PCV圧力、CAMS測定値の推移（その2）

5. 柏崎刈羽原子力発電所の安全対策との関連

これまでの検討より、2号機のRCW系統に汚染が見られなかったのは、1号機と異なりドレンサンプを冷却するRCW配管が損傷しなかったためと推定した（ただし、同配管は損傷したが、PCV圧力が高くなかったためRCW系統内に汚染が拡大しなかった可能性も残る）。一方、1号機ではRCW系統に汚染が見られたことから、柏崎刈羽原子力発電所の安全対策においては、ドレンサンプを冷却するRCW配管の損傷に伴う汚染の拡大防止が復旧操作にとって重要となる。

柏崎刈羽原子力発電所では、PCVを貫通するRCW系統の配管にはPCV貫通部に近接した位置でPCV内及びPCV外の両方にPCV隔離弁（又は逆止弁）を設置している（図13）。これらの弁は炉水位の低下又はD/W圧力の上昇を検知して自動で隔離される設計であり、RPVが破損し溶融燃料が下部D/Wに移行する前に閉止（逆止弁はPCV内から外への逆流を防止）することでPCV外の配管への汚染の拡大は防止される。また、上記のPCV隔離弁の駆動電源は、ガスタービン発電機、号機間電源融通及び電源車により強化しており、隔離動作の信頼性を向上している。D/Wサンプにはサンプ水をPCV外に移送するラインがあるが、本ラインにはRCW系統と同様に自動隔離機能を有した隔離弁をPCV貫通部の内外に設置している。また、下部D/Wにはコリウムシールドを設置して溶融燃料のサンプへの流入を防止している。

上記の設備対策に加え、福島第一原子力発電所事故以前からRPV破損前に下部D/Wに水張りし、その水位を維持することにより下部D/Wに落下した溶融燃料を冷却する運用手順を採用している。柏崎刈羽原子力発電所6号機および7号機では下部D/Wへの注水手段として従来から整備していたMUWC系に加え、消防車による注水手段を整備し、下部D/W注水の信頼性を向上しており、汚染拡大の経路となり得る配管が損傷するリスクを低減している。

以上の対策により、ドレンサンプを冷却するRCW配管の損傷に伴う汚染の拡大を防止できるものと考えられる。

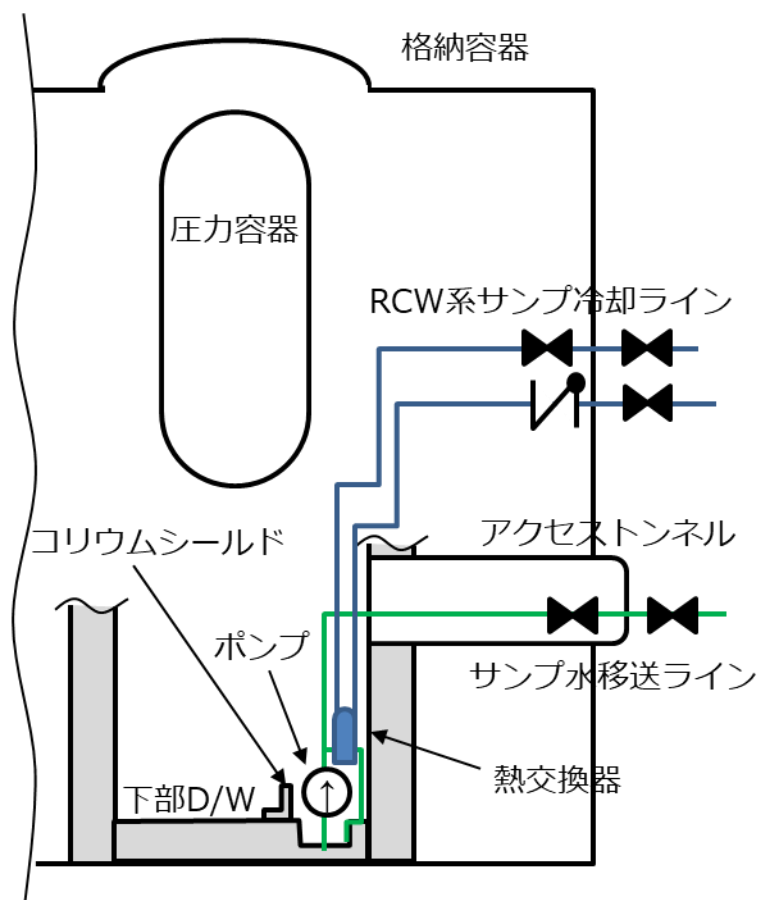


図 13 RCW 系統及びサンプル水移送ラインの隔離弁

6. まとめ

1号機と異なり2号機でRCW系統に高線量率が観測されなかった原因について検討した。その結果、ペDESTAL内にあるRCW配管はペDESTAL底部に堆積している燃料デブリを含む堆積物と接触している可能性が十分にあるものの、ペDESTAL底部にある他の構造物同様に損傷しておらず、RCW系統内に放射性物質が混入するという状況に至らなかったものと考えられる。

ただし、現時点では不確かさとして、RCW配管は損傷したもののD/W圧力が低かったことが原因でRCW系統内に汚染が拡がらなかった可能性が残る。

今後も、廃炉作業の進捗に伴い得られる情報を活用して、検討を進めて行く。

○参考資料

[1]東京電力 HP「建屋内の空間線量率について」

<http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/fl/surveymap/images/fl-sv3-20130322-j.pdf>

2013年3月22日

[2]東京電力 HP「廃炉・汚染水対策チーム会合 第 53 回事務局会議 資料 3-3 燃料デブリ取り出し準備」

http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/2018/images1/d180426_08-j.pdf

2018 年 4 月 26 日

[3]東京電力 HP「廃炉・汚染水対策チーム会合 第 63 回事務局会議 資料 3-3 燃料デブリ取り出し準備」

http://www.tepco.co.jp/decommission/information/committee/roadmap_progress/pdf/2019/d190228_08-j.pdf

2019 年 2 月 28 日

以 上