

福島第一原子力発電所事故発生後の
原子炉圧力容器内・格納容器内の状態推定について

2021 年 7 月 19 日

東京電力ホールディングス株式会社

目次

1. はじめに	1
1.1 概要	1
1.2 略語について	1
1.3 本報告書における O.P.表記の扱いについて	2
2. 福島第一原子力発電所事故の事故対応に関連する時系列について	3
3. 原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の状態推定の概要	3
4. 1～3 号機原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の状態推定の変遷	6
4.1 初回の推定（2011 年 11 月 30 日）	7
4.1.1 1 号機	7
4.1.2 2 号機	14
4.1.3 3 号機	20
4.2 2 回目の推定（2013 年 12 月 13 日）	24
4.2.1 1 号機	24
4.2.2 2 号機	27
4.2.3 3 号機	32
4.3 3 回目の推定（2014 年 8 月 6 日）	35
4.3.1 1 号機	35
4.3.2 2 号機	40
4.3.3 3 号機	44
4.4 4 回目の推定（2015 年 5 月 20 日）	49
4.4.1 1 号機	49
4.4.2 2 号機	51
4.4.3 3 号機	53
4.5 5 回目の推定（2015 年 12 月 17 日）	55

4.5.1 1 号機	55
4.5.2 2 号機	58
4.5.3 3 号機	61
4.6 6 回目の推定 (2016 年 7 月)	63
4.6.1 1 号機	63
4.6.2 2 号機	68
4.6.3 3 号機	79
4.7 7 回目の推定 (2017 年 3 月)	90
4.7.1 1 号機	90
4.7.2 2 号機	95
4.7.3 3 号機	106
4.8 8 回目の推定 (2017 年 12 月 25 日)	112
4.8.1 1 号機	112
4.8.2 2 号機	117
4.8.3 3 号機	121
4.9 9 回目の推定 (2018 年 3 月)	132
4.9.1 1 号機	132
4.9.2 2 号機	139
4.9.3 3 号機	148
4.10 10 回目の推定 (2018 年 9 月)	153
4.10.1 1 号機.....	153
4.10.2 2 号機.....	156
4.10.3 3 号機.....	159
5. まとめ	164
6. 参考文献.....	165
6.1 1 号機参考文献.....	165
6.2 2 号機参考文献.....	168

6.3 3号機参考文献.....	171
別紙 1	別紙 1-1
別紙 2	別紙 2-1
別紙 3	別紙 3-1

1. はじめに

1.1 概要

2011年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震および津波により、福島第一原子力発電所においては、設計基準事象を大幅に超え、かつ、アクシデントマネジメント策の整備において想定していた多重故障の程度をも超えた状態となった。そのため、「止める」ことには成功したが、「冷やす」に関連する機能を喪失し、1号機から3号機がシビアアクシデントに至った。

当社は、シビアアクシデントに至った1号機から3号機について、燃料デブリ取り出しをはじめ、廃炉作業を安全かつ効率的に進めることを目的に、原子炉圧力容器内・格納容器内の状態推定を継続的に実施している。当該推定については、当社で実施している「福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討（以下、「未解明問題に関する検討」という）」の一部として、あるいは2016年、2017年度に実施された経済産業省 廃炉・汚染水対策事業費補助金「総合的な炉内状況把握の高度化」事業（以下、「総合的な炉内状況把握の高度化」事業」という。）と協働することで取り組んできた。

本報告書は、福島第一原子力発電所1～3号機の原子炉圧力容器内・格納容器内の状態推定について、検討を進める中で得られた知見をもとに更新してきた内容をまとめたものである。

1.2 略語について

本報告書で使用する原子力系の略語について、以下のとおりとする。

AC (Atmospheric Control) : 不活性ガス系

CRD (Control Rod Drive) : 制御棒駆動機構

CRGT (Control Rod Guide Tube) : 制御棒案内管

CS (Core Spray System) : 炉心スプレイ系

D/W (Dry Well) : ドライウェル

FDW (Reactor Feed Water System) : 給水系

HPCI (High Pressure Core Injection System) : 高圧注水系

IC (Isolation Condenser) : 非常用復水器

IRM (Intermediate Range Monitor) : 中間領域モニタ

LPRM (Local Power Range Monitor) : 局部出力領域モニタ

MCCI (Molten Core Concrete Interaction) : 熔融炉心コンクリート反応

MSIV (Main Steam Isolation Valve) : 主蒸気隔離弁

PCV (Primary Containment Vessel) : 原子炉格納容器

PLR (Primary Loop Recirculation System) : 原子炉再循環系
RCIC (Reactor Core Isolation Cooling System) : 原子炉隔離時冷却系
RCW (Reactor Building Cooling Water System) : 原子炉補機冷却水系
RHR (Residual Heat Removal System) : 残留熱除去系
RPV (Reactor Pressure Vessel) : 原子炉压力容器
SAMPSON (Severe Accident Analysis Code with Mechanistic, Parallelized Simulations Oriented towards Nuclear Fields) : シビアアクシデント解析コードの 1 つ
S/C (Suppression Chamber) : 圧力抑制室
SGTS (Stand by Gas Treatment System) : 非常用ガス処理系
SHC (Shut Down Cooling System) : 原子炉停止時冷却系
SRM (Source Range Monitor) : 中性子源領域モニタ
SRV (Safety Relief Valve) : 逃し安全弁
SV (Safety Valve) : 安全弁

1.3 本報告書における O.P.表記の扱いについて

福島第一原子力発電所においては、地震の影響で地盤が沈下していることをふまえ、機器や設備の設置高さなどについて、従来の O.P. (小名浜港工事基準面) を基準とした表記を使用せず、T.P. (東京湾平均海面) 表記に統一することとしている。

ただし、本報告書はこれまで実施してきた RPV 内・PCV 内の状態推定の取り組みについてまとめたものであり、現在のプラントの工事や管理を目的したものではないため、基本的に O.P.表記を使用した場合にも問題が生じることはない。したがって、震災前の基準に基づく O.P.表記をそのまま使用している。

なお、本取り組みの検討内容を今後の福島第一原子力発電所の実業務へ適用する場合は、以下の式を用いて震災前の O.P.表記から T.P.表記への換算が必要となる。

- 1 号機タービン建屋 : 「震災前の O.P.表記」 - 1457[mm]
- 2 号機タービン建屋 : 「震災前の O.P.表記」 - 1452[mm]
- 3 号機タービン建屋 : 「震災前の O.P.表記」 - 1437[mm]
- 4 号機タービン建屋 : 「震災前の O.P.表記」 - 1439[mm]
- 1~4 号機原子炉建屋 : 「震災前の O.P.表記」 - 1436[mm]※

(※原子炉建屋の換算については、現在、構内基準点の測量結果で代替している。)

2. 福島第一原子力発電所事故の事故対応に関連する時系列について

RPV 内・PCV 内の状態推定においては、1～3 号機の事故進展を理解することが重要となる。

事故進展を理解する上で重要となる事故対応に関連する時系列については、2012 年 6 月 20 日に「福島原子力事故調査報告書（以下、「事故調査報告書」という。）」を取りまとめ、整理した。

当社は事故調査報告書の公表以降も、事故の進展に関わる調査・検討を継続して実施しており、未解明問題に関する検討として公表している。

そこで本報告書では、未解明問題に関する検討の結果に加え、原子炉の冷却や注水、PCV ベントに関する情報など、事故調査報告書等に記載の情報を、事故調査報告書にて公表した時系列に反映することで、記載の充実化を図った。

更新した 1～3 号機の時系列の詳細について、別紙 1～3 に示す。

3. 原子炉圧力容器内・原子炉格納容器内の状態推定の概要

当社は、福島第一原子力発電所事故以降、RPV 内・PCV 内の状態を推定する取り組みを継続してきた。初回の推定を公表した 2011 年 11 月当初は、燃料デブリが安定的に冷却できていることを確認することを目的として実施し、2011 年 12 月の冷温停止状態の達成以降は、未解明問題に関する検討の中で、燃料デブリ取り出しを始めとする廃炉への貢献や、推定を通じて得られる知見を既設炉の安全対策に反映することを目的として実施してきた。なお、2016 年度、2017 年度には、「総合的な炉内状況把握の高度化」事業と協働することで検討を進めた。

推定は、相互補完の関係にある以下 3 つのアプローチのいずれか、またはその組み合わせにより進めた。（図 3-1）

- ・解析コードを用いた評価と事故進展シナリオ分析の信頼性を向上させ推定を進めるアプローチ
- ・データ分析・逆問題解析による現象理解を深め推定を進めるアプローチ
- ・現場調査により得られる情報をもとに推定を進めるアプローチ

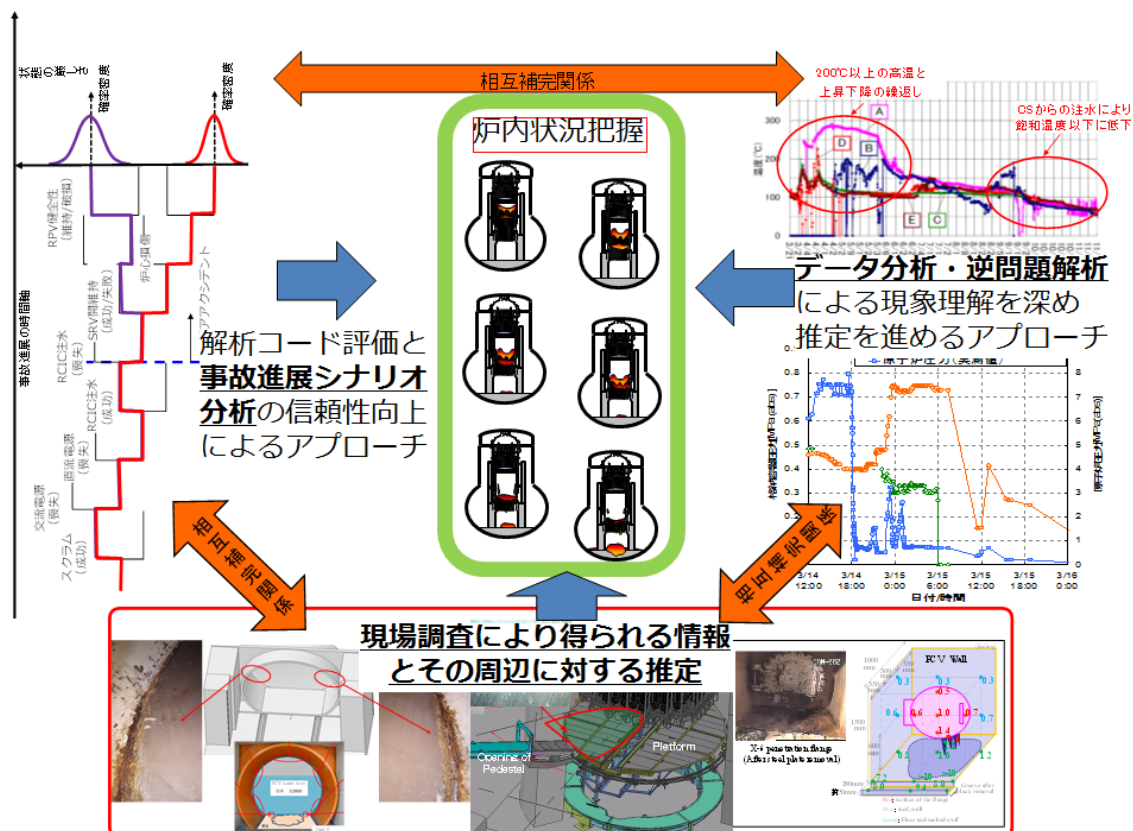


図 3-1 検討を進める際の 3 つのアプローチ

これまで、以下に示す機会に推定を更新してきた。本報告書では、それぞれの機会において、どのように推定を更新してきたか、その変遷を 4 章にて記す。

- ・ 福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心状態について
(2011 年 11 月 30 日)
- ・ 福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 1 回進捗報告
(2013 年 12 月 13 日)
- ・ 福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 2 回進捗報告
(2014 年 8 月 6 日)
- ・ 福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 3 回進捗報告
(2015 年 5 月 20 日)
- ・ 福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明

問題に関する検討 第4回進捗報告

(2015年12月17日)

- ・経済産業省 平成26年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金「総合的な炉内状況把握の高度化」(事業開始時)

(2016年7月)

- ・経済産業省 平成26年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金「総合的な炉内状況把握の高度化」(事業1年目終了時)

(2017年3月)

- ・福島第一原子力発電所1～3号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第5回進捗報告

(2017年12月25日)

- ・経済産業省 平成27年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金「総合的な炉内状況把握の高度化」(事業2年目終了時)

(2018年3月)

- ・一般社団法人 日本原子力学会 2018年秋の大会

(2018年9月5日～7日)

4. 1～3号機原子炉压力容器内・原子炉格納容器内の状態推定の変遷

本章では、3章に記載した初回および9回の更新機会それぞれにおける、推定をまとめた結果となる推定図を示すとともに、推定の特徴、推定に役立った知見（初回の推定のみ）、前回の推定から更新した内容（2回目の推定以降）、前回の推定から更新した理由（2回目の推定以降）を記す。なお、事前に推定していたことであっても、その推定を裏付ける情報が得られた機会には、当該情報を記す。

4.1 初回の推定（2011 年 11 月 30 日）

4.1.1 1 号機

2011 年 11 月 30 日時点の推定図を図 4.1.1-1 に示す。

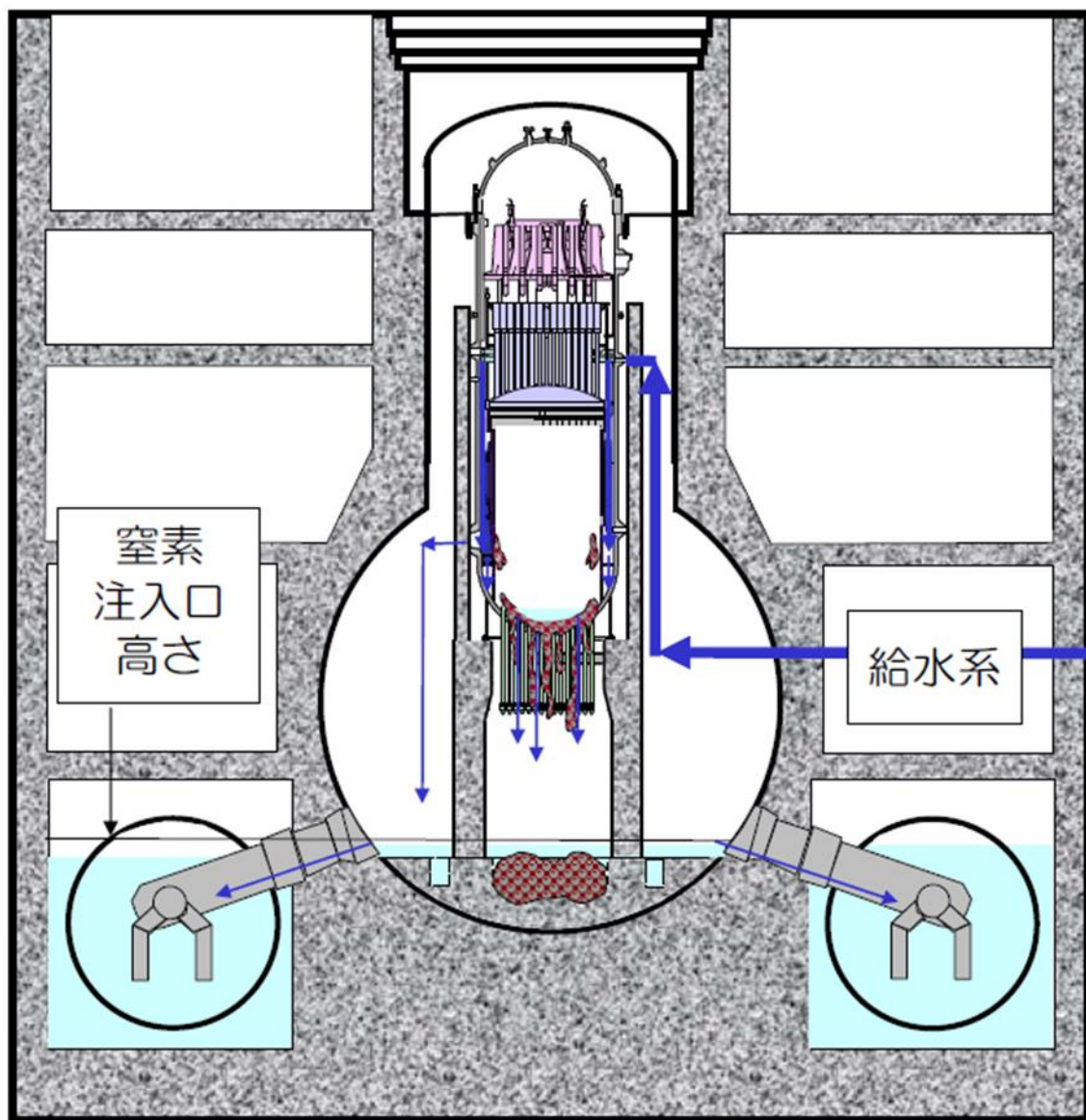


図 4.1.1-1 1 号機 2011 年 11 月 30 日時点の推定図^[1-1]

○推定の特徴

燃料デブリの分布について、事故後、溶融した燃料は、ほぼ全量が RPV 下部プレナムへ落下しており、元々の炉心部にはほとんどが残存していない。下部プレナムに落下した燃料デブリは、大部分が PCV 底部に落下したと推定。

D/W の水位について、D/W 床面から数十[cm]と推定。

○推定に役立った知見

図 4.1.1-1 の推定図については、図 4.1.1-2 に示す①～⑥のパターン化した原子炉の損傷状態から選定したものであり、1号機については⑥の状態と推定した。パターンの選定にあたり有用であった知見について、以下に記す。

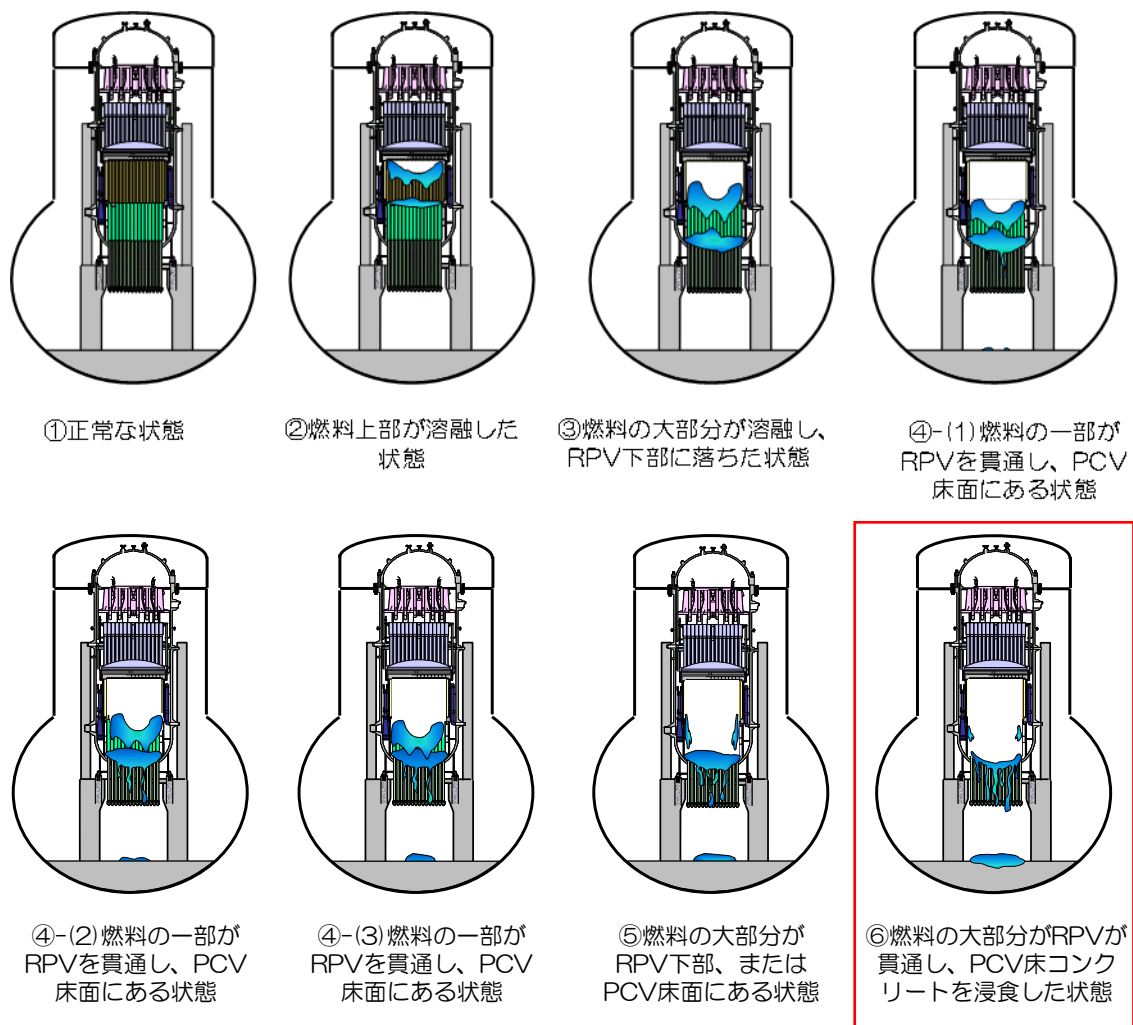


図 4.1.1-2 事故後の燃料デブリ分布に関するパターン

・測定された温度・圧力からの推定

事故発生から10日後以降の1号機の代表的な点における温度の推移を図4.1.1-3に示す。炉心部を直接通過しないFDW系ノズルからの注水方法であるにもかかわらず、8月時点で計測温度が100[°C]以下に低下したことから、燃料は炉心部から下方に移動し、RPVの下部プレナムまたはPCV底部で、十分冷却されている状態にあると推定した。

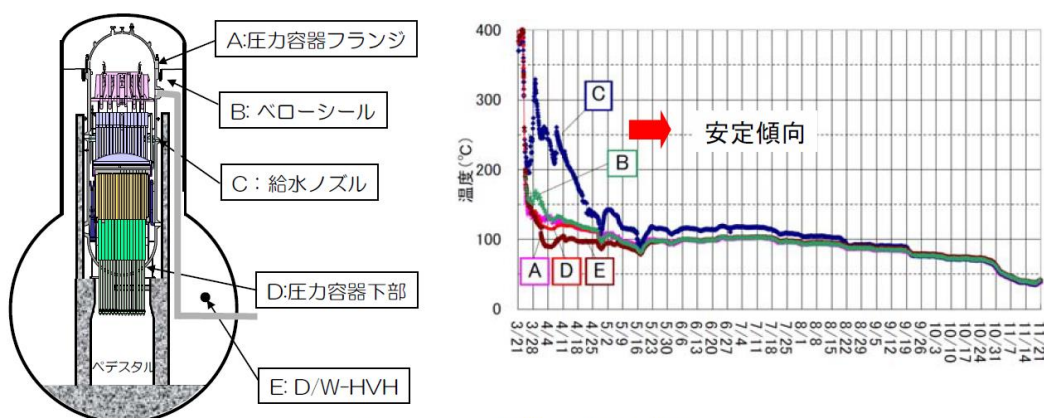


図 4.1.1-3 1号機の温度推移^[1-1]

・原子炉水位計の指示値

原子炉水位計は、図 4.1.1-4 に示すとおり、RPV 外に設置された基準面器に水が溜まり一定水位を維持する構造となっており、この水柱による圧力と原子炉内の水位に応じて発生する圧力との差 ($H_s - H_r$) を取ることにより水位を求める構造となっている。しかしながら、事故時には PCV 内が高温になることなどによってこれらの計装配管内の水が蒸発してしまう可能性があり、例えば基準面器側の水が蒸発すると、比較対象の基準となる水位が低くなることから、原子炉の水位を高めに表示してしまうこととなる（図 4.1.1-5）。

1号機では、2011年5月11日に仮設差圧計の設置、基準面器および計装配管への注水を実施し原子炉水位計を校正した。その結果、原子炉水位は燃料有効頂部マイナス 5[m]以下であることがわかった。したがって、元々の燃料位置に現在も水位が形成されておらず、燃料が形状を維持したままものの位置に留まっている可能性は低いと推定した。

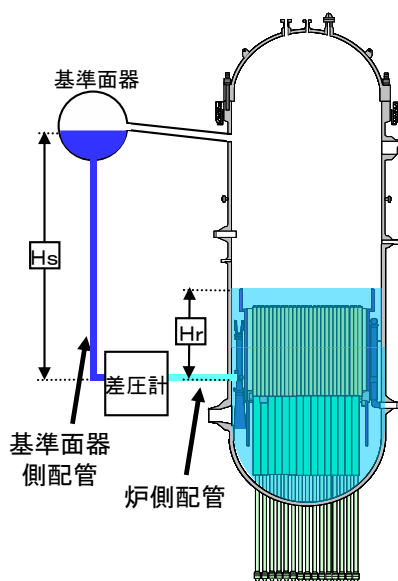


図 4.1.1-4 原子炉水位計の概略図^[1-1]

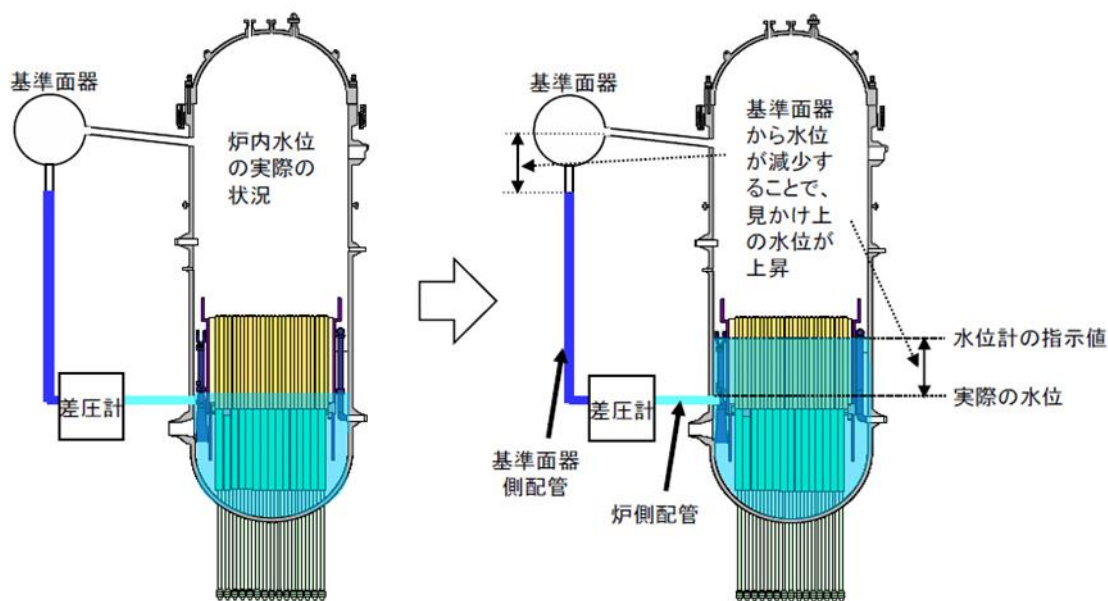


図 4.1.1-5 計装配管内の水位低下に伴う原子炉水位計の指示値について^[1-1]

・ 1 号機の RCW 系について

1 号機の原子炉建屋において、各所の放射線量を測定したところ、RCW 系配管で高い線量が測定された（図 4.1.1-6 参照）。RCW 系は主に原子炉建屋内にある補機を冷却するための閉ループシステムであり、PCV 内に解放部がある設計ではない。したがって、数百[mSv/h]という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 系配管は原子炉建屋

内を広範囲にわたって敷設されており、PCV 内の機器の冷却の役割も担っている。具体的には、図 4.1.1-7 に示すとおり PCV 底部の機器ドレンピット内には、ドレン冷却のために RCW 系配管が敷設されている。したがって、1 号機における RCW 系配管の高汚染は、燃料が機器ドレンピットに落下して、RCW 系配管を損傷したことが原因である可能性が高い。配管が損傷したことにより、高線量の蒸気または水が RCW 系配管に移行し、同時に放射性物質が配管内に移行したものと考えられる。ただし、RCW 系配管が PCV に落下した燃料デブリにより破損した状況であれば、RCW 系配管の水が PCV 内に進入するなどして、燃料デブリの冷却に寄与した可能性がある。

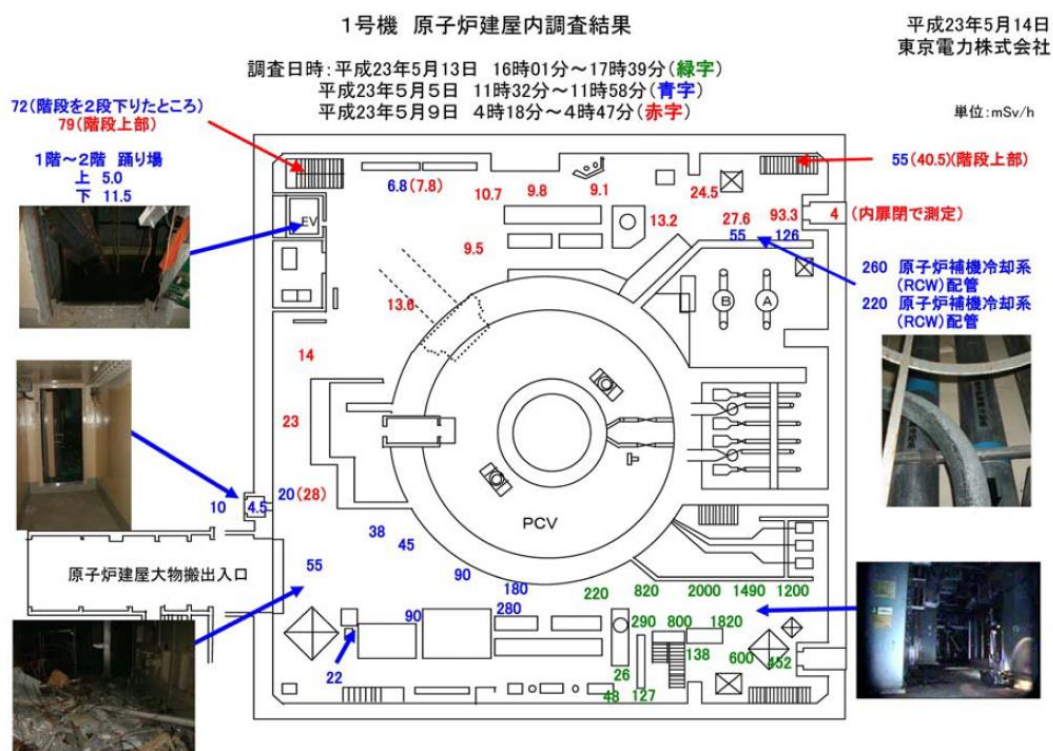


図 4.1.1-6 1 号機原子炉建屋線量調査結果^[1-1]

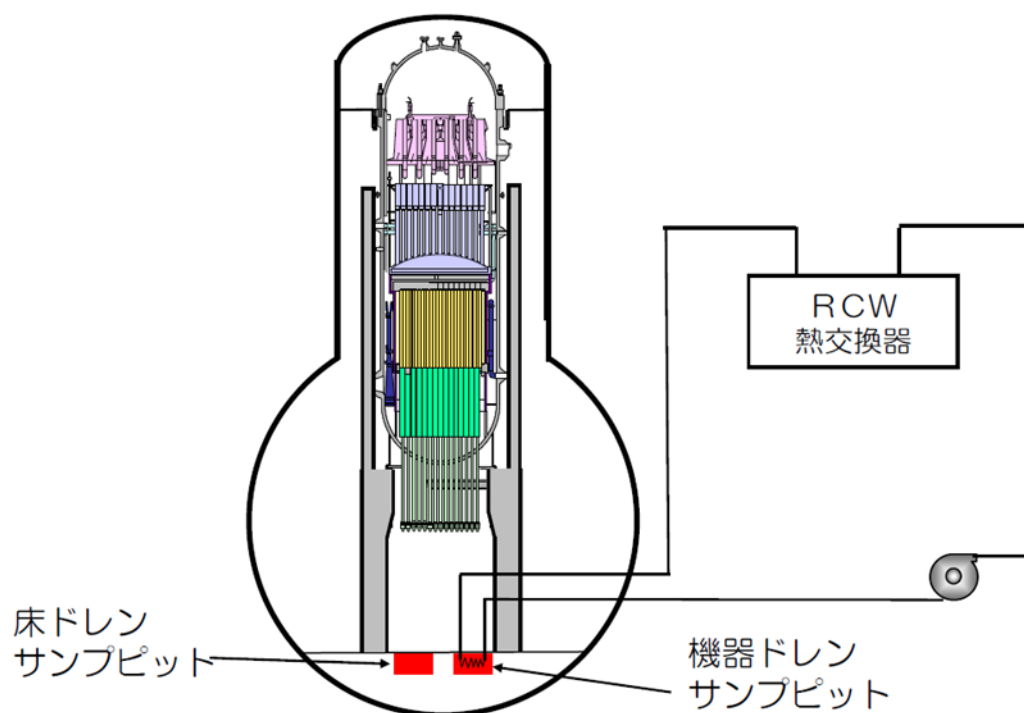


図 4.1.1-7 RCW と機器ドレンピットの取り合いの概略図^[1-1]

・ D/W の水位について

図 4.1.1-8 に、D/W 圧力と窒素の注入状況監視のために測定している窒素注入圧力のグラフを示す。窒素の注入口が気相にあれば、窒素注入圧力は D/W 圧力と同一の挙動を示すが、注入口が水没していると、D/W の気相の圧力に加え、水頭圧を超える圧力が必要となるため D/W 圧力よりも高くなる。図 4.1.1-8 にて窒素注入圧力の推移を見ると、2011 年 10 月 28 日に 1 号機の原子炉への注水量を増加して以降、11 月 1 日頃から D/W 圧力を超え、乖離が大きくなっている。したがってこの当時、注水量の増加に伴い D/W 水位が上昇し、窒素注入口高さを超えた、つまりこの付近に D/W 水位があるものと推定した。

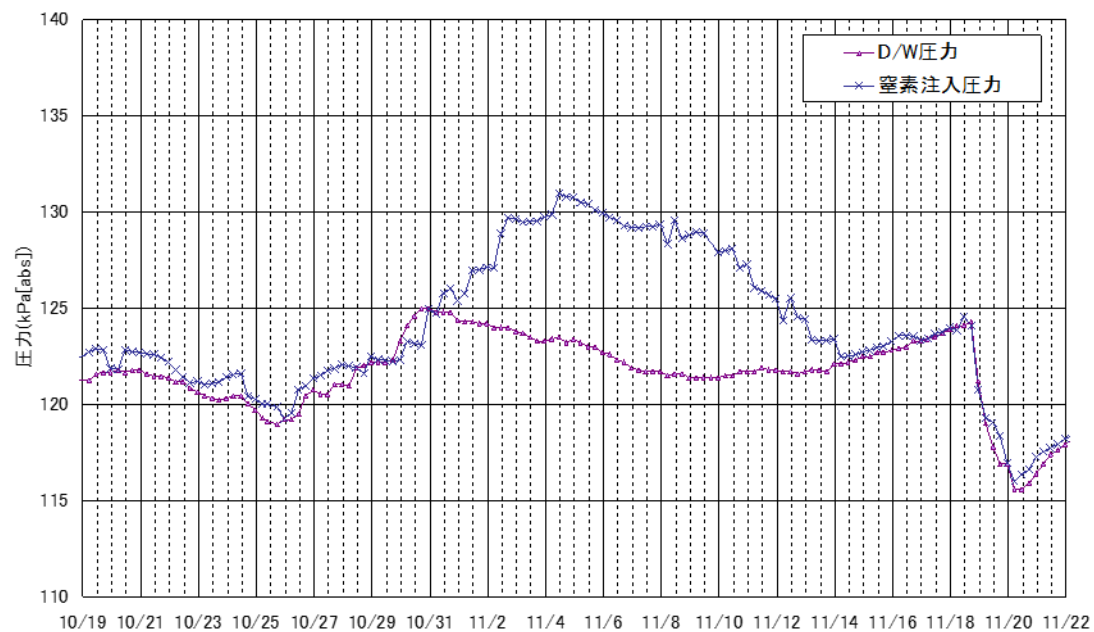


図 4.1.1-8 D/W 圧力と窒素注入圧力の推移（2011 年）^[1-1]

※グラフ中の D/W 圧力データについて、正しくは 10/28 5:00 までは 2[kPa]程度低めになり、10/28 11:00 以降は 0.5[kPa]程度高めになる^[1-2]

4.1.2 2号機

2011年11月30日時点の推定図を図4.1.2-1に示す。

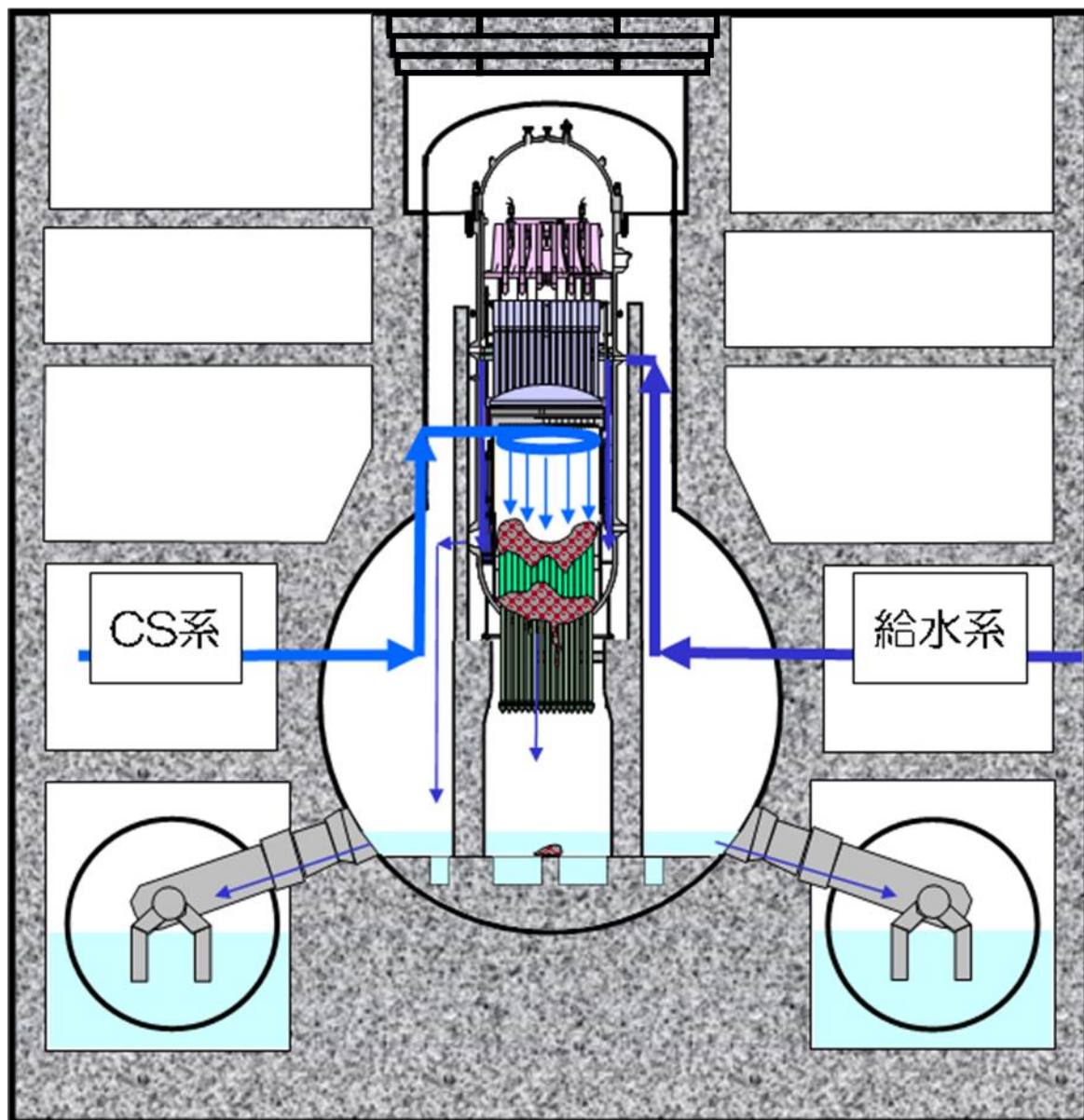


図 4.1.2-1 2号機 2011年11月30日時点の推定図^[2-1]

図4.1.2-1の推定図について、推定の特徴、推定に役立った知見は次のとおり。

○推定の特徴

燃料デブリの分布について、事故後、溶融した燃料のうち、一部は炉心部に残存し、一部はRPV下部プレナムまたはPCV底部へ落下しているものと推定。

D/W の水位について、PCV 内の燃料は概ね水没状態にあると推定。

○推定に役立った知見

図 4.1.2-1 の推定図については、図 4.1.2-2 に示す①～⑥のパターン化した原子炉の損傷状態から選定したものであり、2 号機については④-(1)の状態と推定した。パターンの選定にあたり有用であった知見について、以下に記す。

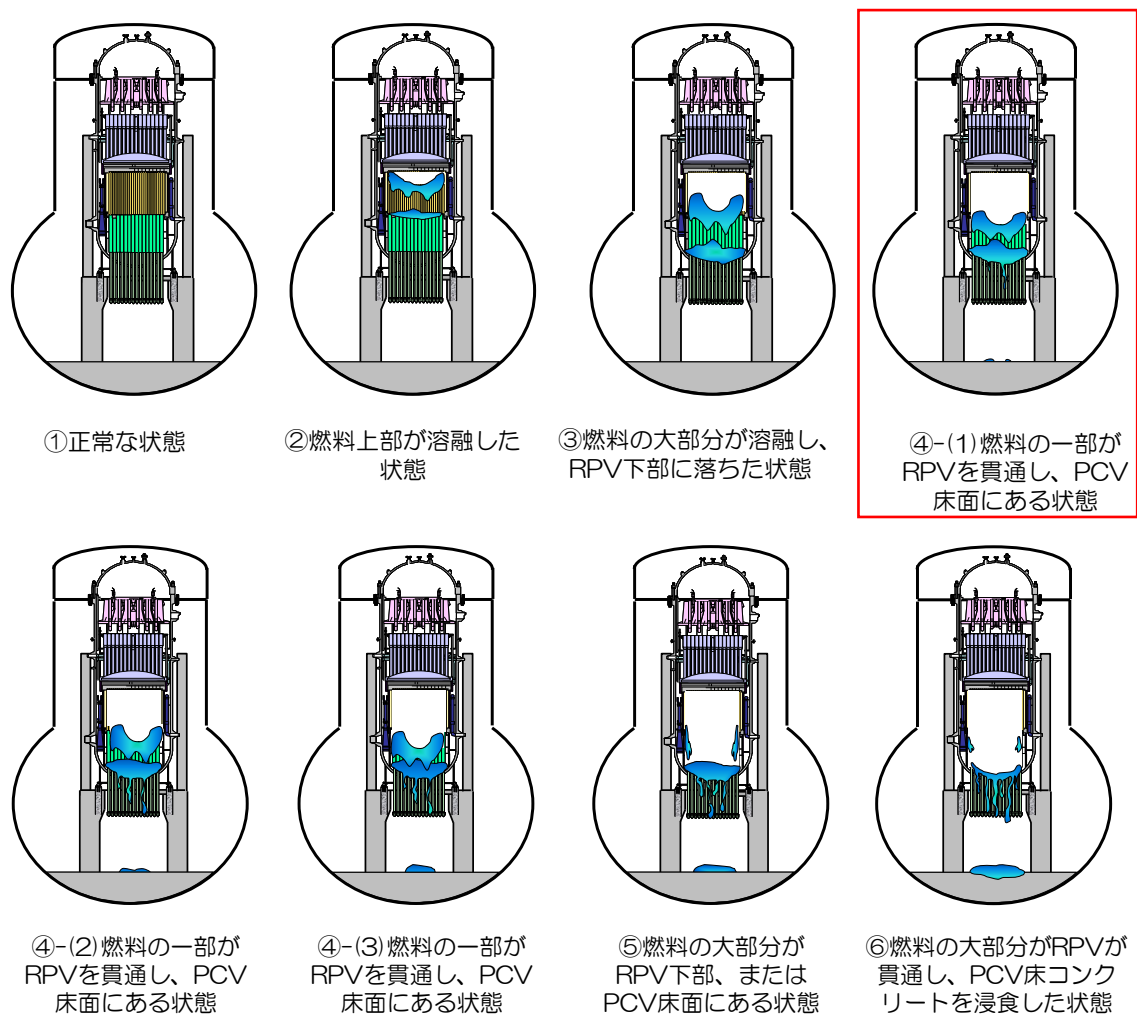


図 4.1.2-2 事故後の燃料デブリ分布に関するパターン

・観測された温度・圧力からの推定

温度計による計測を開始した 2011 年 3 月～11 月の RPV・PCV 周りの温度変化を図 4.1.2-3、図 4.1.2-4、図 4.1.2-5 に示す。

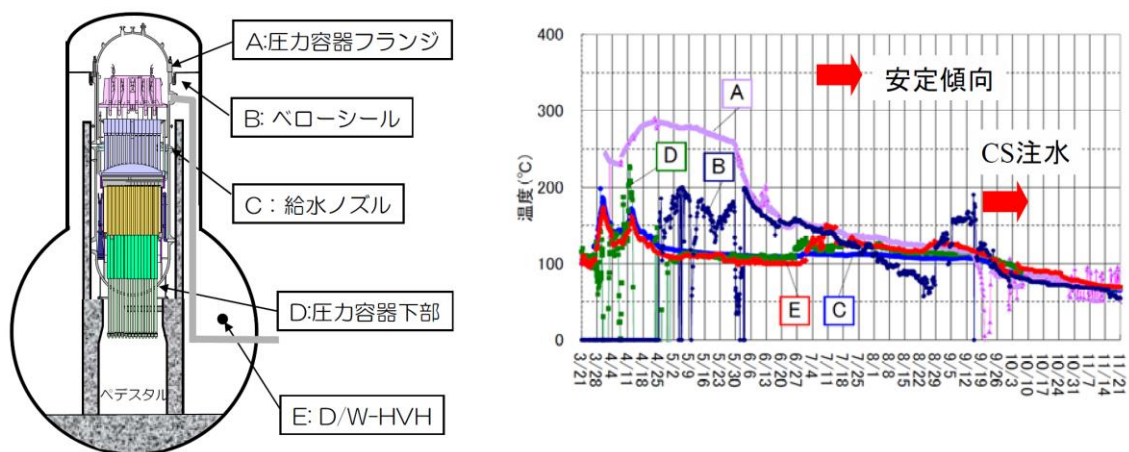


図 4.1.2-3 RPV・PCV 周りの温度変化^[2-1]

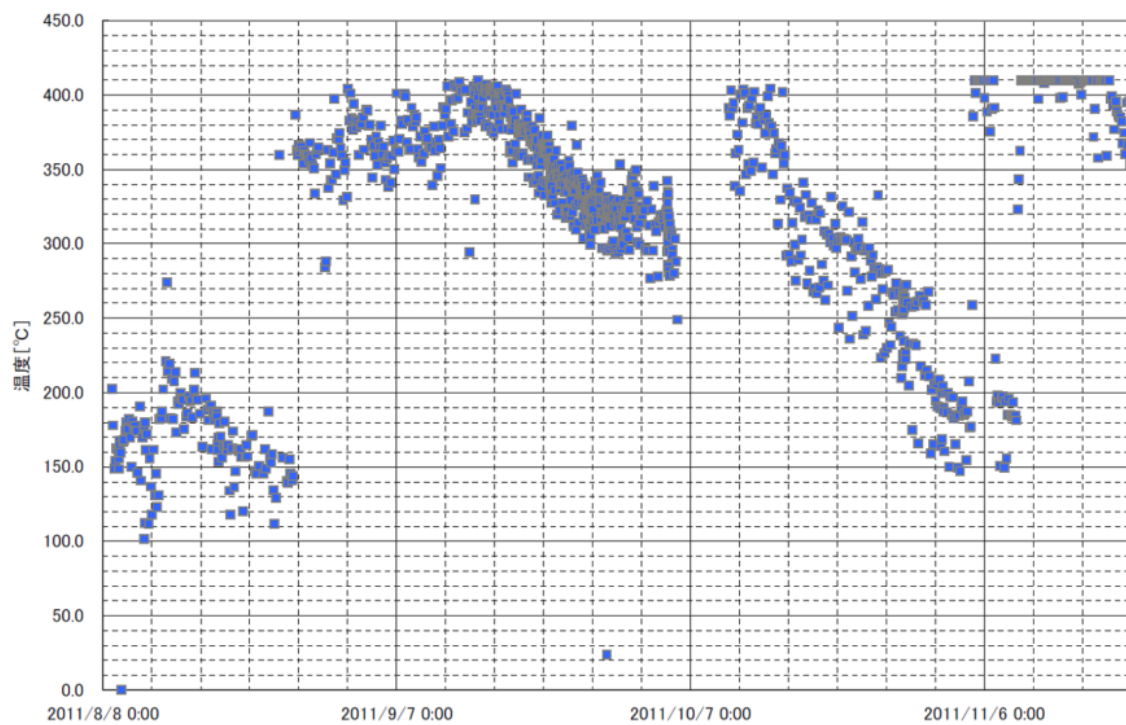


図 4.1.2-4 CRD ハウジング温度トレンド^[2-1]

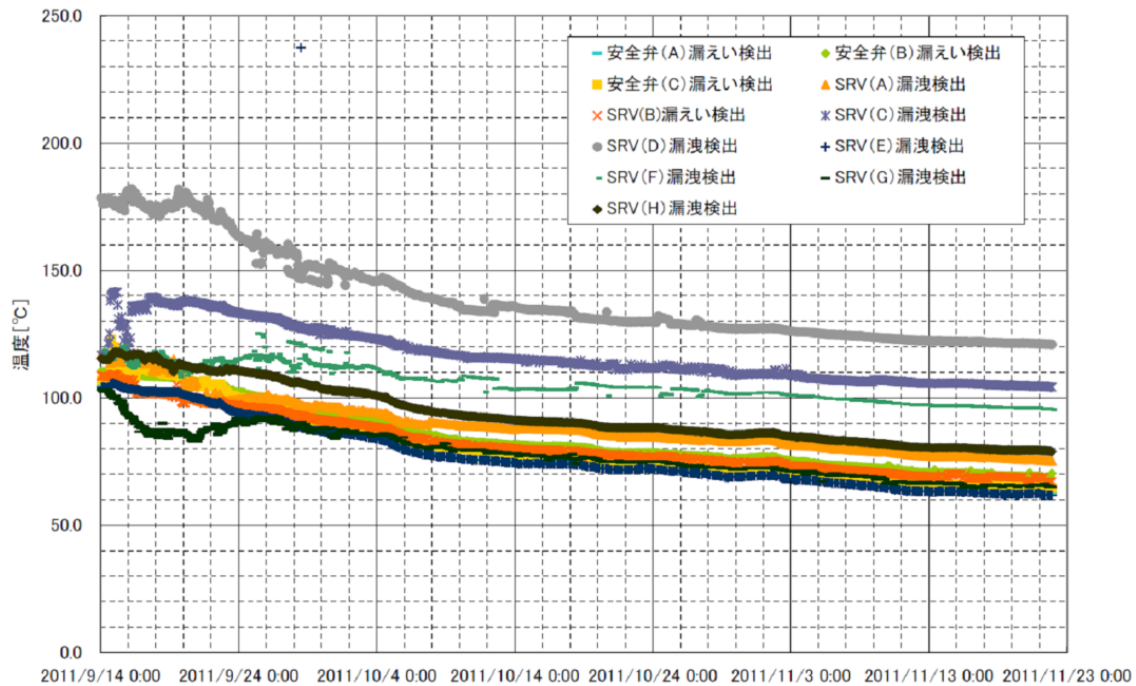


図 4.1.2-5 SV・SRV 漏えい検出温度トレンド [2-1]

2号機では、2011年9月14日から炉心部の直上部にあるCS系配管からの注水が実施された。その結果、以下の点が確認された。

- ・炉心部を直接通過するCS系からの注水により、RPV上部の計測温度が下降し、注水を増加することで飽和温度を下回った。
- ・PCV 雰囲気温度は、ほぼ飽和温度未満であるが、ごく一部（CRDハウジング、SRV）には2011年11月時点においてもなお高い温度（飽和温度以上）を示す温度計が存在した。

これらの観察事実から、RPV内の炉心部には、少量の燃料が存在するが、大部分はRPV下部にて燃料が十分に冷却されていると考えられる。また、RPV外部にも発熱体が存在し、十分に冷却されているが、一部において燃料が露出している部分（CRDハウジング付近）や、揮発性核分裂生成物等の付着により、緩やかな発熱をしている部分（SRV付近）が存在するものと考えられる。

・原子炉水位計の指示値

原子炉水位計は、図 4.1.2-6 に示すとおり、RPV 外に設置された基準面器に水が溜まり一定水位を維持する構造となっており、この水柱による圧力と、原子炉内の水位に応じて発生する圧力の差（ $H_s - H_r$ ）を取ることで水位を求める構造となっている。しかしながら、事故時にはこれらの計装配管

内の水が蒸発してしまう可能性があり、例えば基準面器側の水が蒸発すると、比較対象の基準となる水位が低くなることから、原子炉の水位を高め指示してしまうこととなる（図 4.1.2-7）。

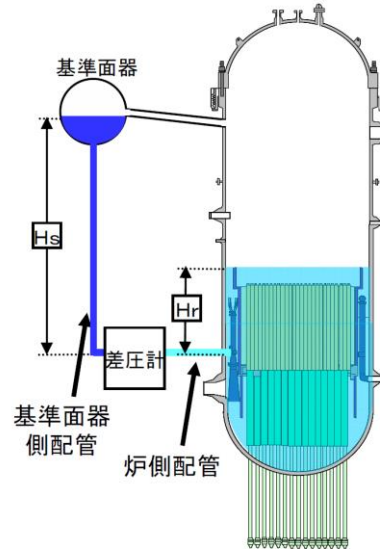


図 4.1.2-6 原子炉水位計の概略図[2-1]

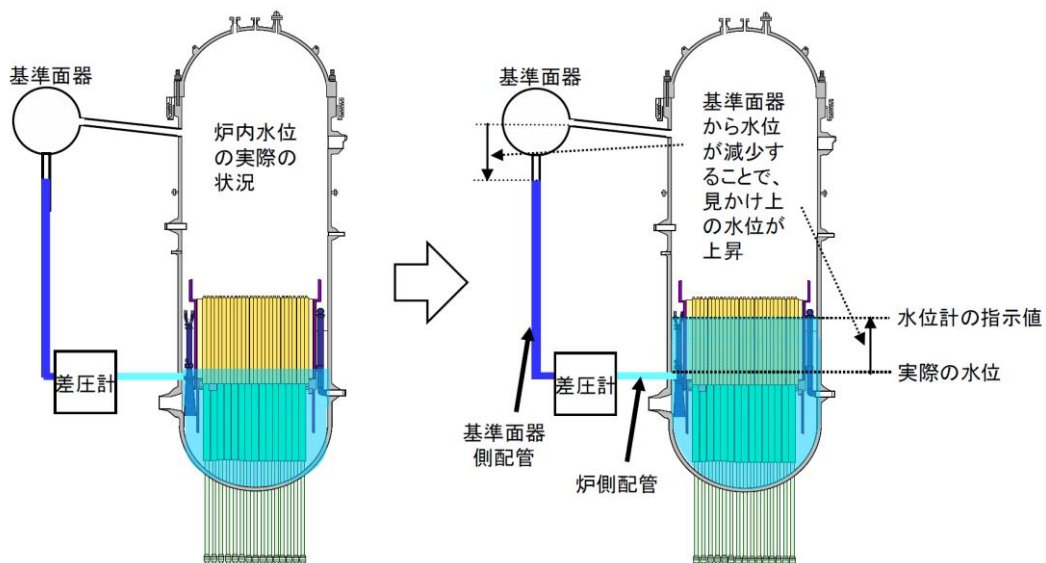


図 4.1.2-7 計装配管内の水位低下に伴う原子炉水位計の指示値について[2-1]

2号機では、線量が高く原子炉水位計の校正作業を実施していないが、事故後に設置した仮設の差圧計の瞬時値等から原子炉水位は燃料有効頂部マイナス 5[m]以下であると推定した。ただし、2011年6月22日の水張り後には炉側、基準面器側両方の配管の水が短時間で蒸発する現象が確認され、2011年10月21日の水張り後には炉側配管の水がゆっくりと蒸発する現象が確認された。

したがって、元の燃料位置に水位が形成されておらず、燃料が形状を維持したまま元の位置に留まっている可能性は低いと考えられる。

- ・ D/W の水位について

2 号機では燃料の落下量も少ないと推定され、また冷却に十分な量の注水を行っていると考えられたこと、PCV 雰囲気計測温度も際だって高い箇所がないことから、PCV 内にある燃料は概ね水没状態にあると推定した。

4.1.3 3号機

2011年11月30日時点の推定図を図4.1.3-1に示す。

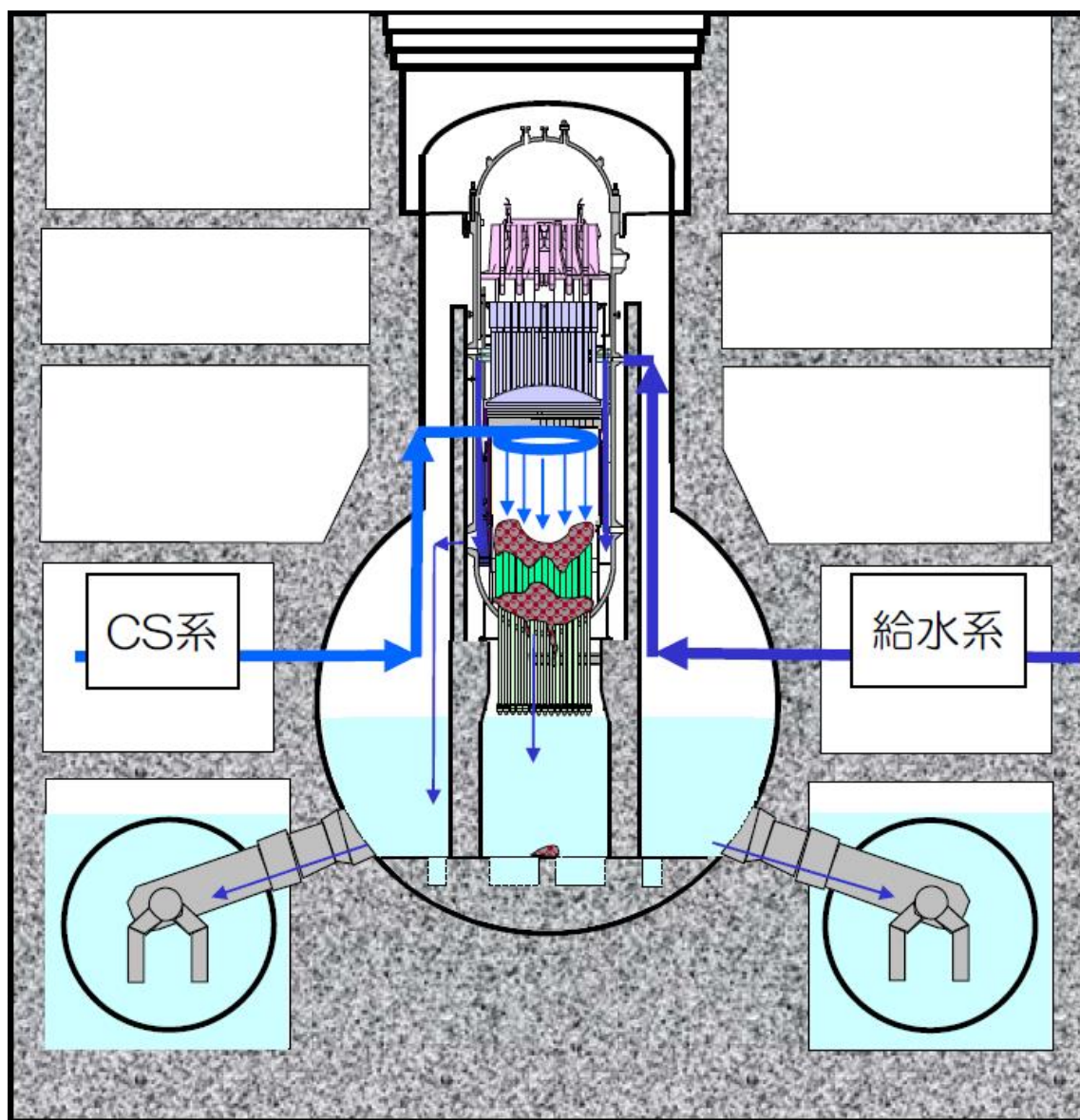


図4.1.3-1 3号機 2011年11月30日時点の推定図^[3-1]

図4.1.3-1の推定図について、推定の特徴、推定に役立った知見は次のとおり。

○推定の特徴

燃料デブリの分布について、事故後、溶融した燃料のうち、一部はRPV下部プレナムまたはPCV底部へ落下している。燃料の一部は元々の炉心部に残存していると推定。

D/Wの水位について、D/W床面から約6.5[m]～7.5[m]と推定。

○推定に役立った知見

図 4.1.3-1 の推定図については、図 4.1.3-2 に示す①～⑥のパターン化した原子炉の損傷状態から選定したものであり、3 号機については④-(1)の状態と推定した。パターンを選定にあたり有用であった知見について、以下に記す。

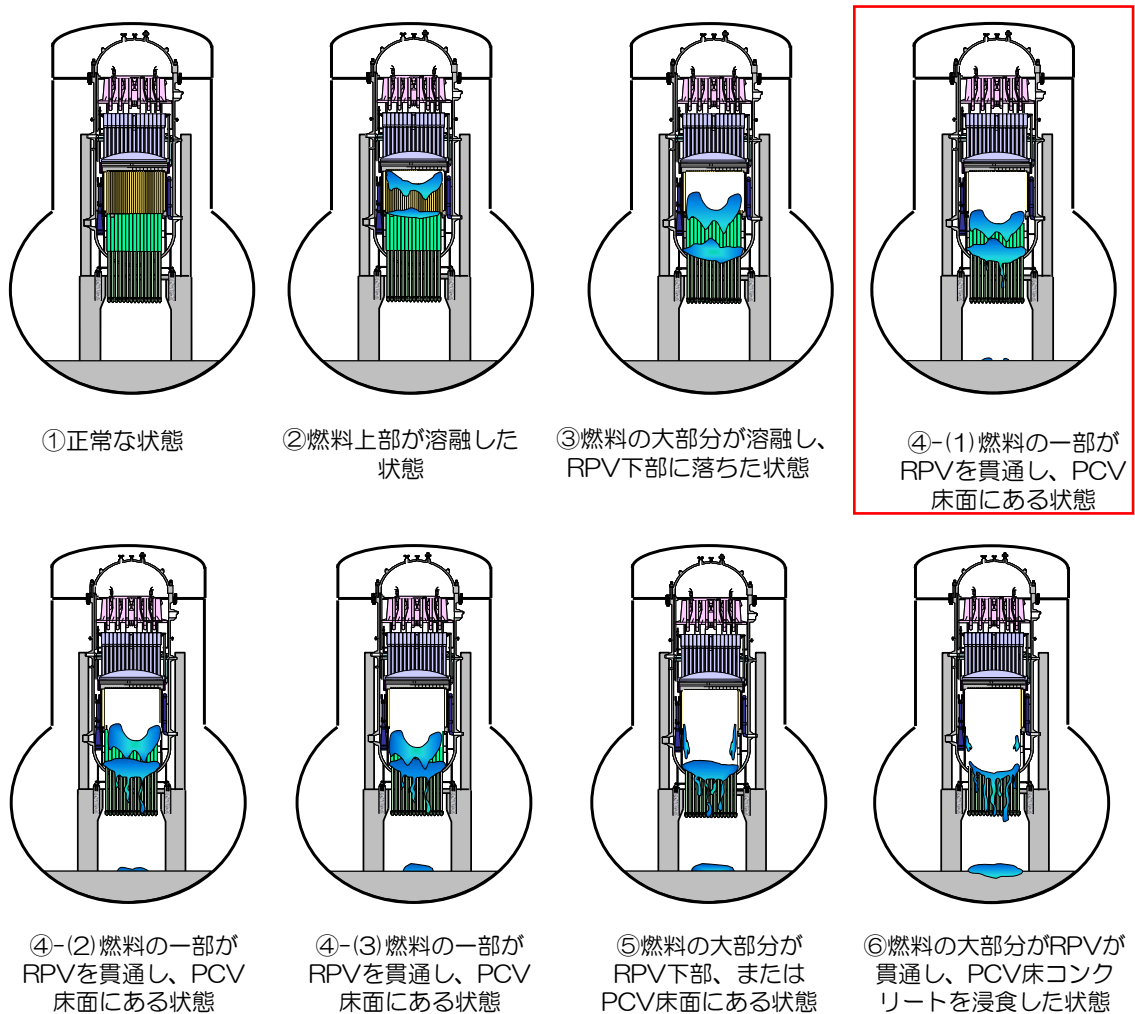


図 4.1.3-2 事故後の燃料デブリ分布に関するパターン

・観測された温度・圧力からの推定

温度計による計測を開始した 2011 年 3 月～11 月の RPV・PCV 周りの温度変化を図 4.1.3-3 に示す。

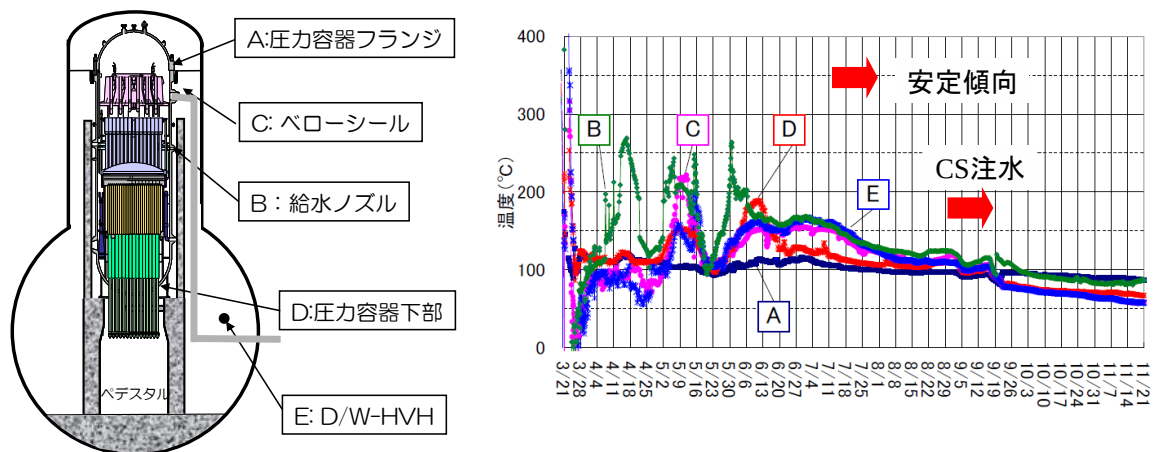


図 4.1.3-3 RPV・PCV 周りの温度変化（2011 年）[3-1]

3 号機では、2011 年 9 月 1 日から実施した炉心部の直上部にある CS 系配管からの注水により、RPV・PCV 周りの温度の低下が確認されている。直接炉心部を冷却する系統からの注水により、温度低下が進んだことから、この当時は、炉心部に燃料デブリが存在している可能性があるものと推定した。

・ D/W の水位について

図 4.1.3-4 に、2011 年 10 月～11 月の D/W 圧力と S/C 圧力のグラフを示す。D/W と S/C は真空破壊弁を通じて連通しているため、基本的には同一の挙動を示すこととなる。ただし、S/C 水位が上昇し真空破壊弁を超えた場合はこの関係が崩れ、D/W 気相の圧力に加えて D/W の水位に応じた水頭圧が S/C 圧力に加わることとなるため、D/W 圧力よりも高くなる。図 4.1.3-4 での D/W 圧力と S/C 圧力の推移を見ると、10 月 1 日以降、常に S/C 圧力が D/W 圧力を上回る状態が続いている。この差圧から換算して、PCV(D/W) 内の水位は D/W 床面から 6.5[m]～7.5[m]付近にあると推定した。3 号機の燃料の PCV への落下量について、この当時は少ないと推定しており、顕熱での冷却に十分な量の注水を行っていること、PCV 雰囲気計測温度も際だって高い箇所がないことから、PCV 内にある燃料は水没状態にあると推定した。

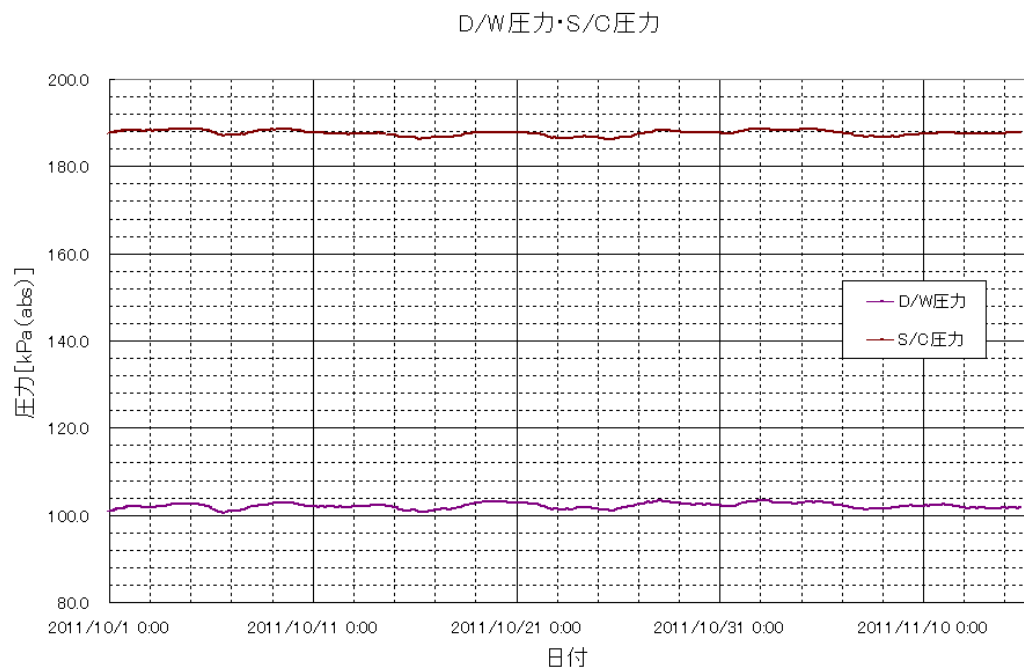


図 4.1.3-4 D/W 圧力と S/C 圧力の推移³⁻¹⁾

4.2 2回目の推定（2013年12月13日）

4.2.1 1号機

2013年12月13日時点の推定図を図4.2.1-1に示す。

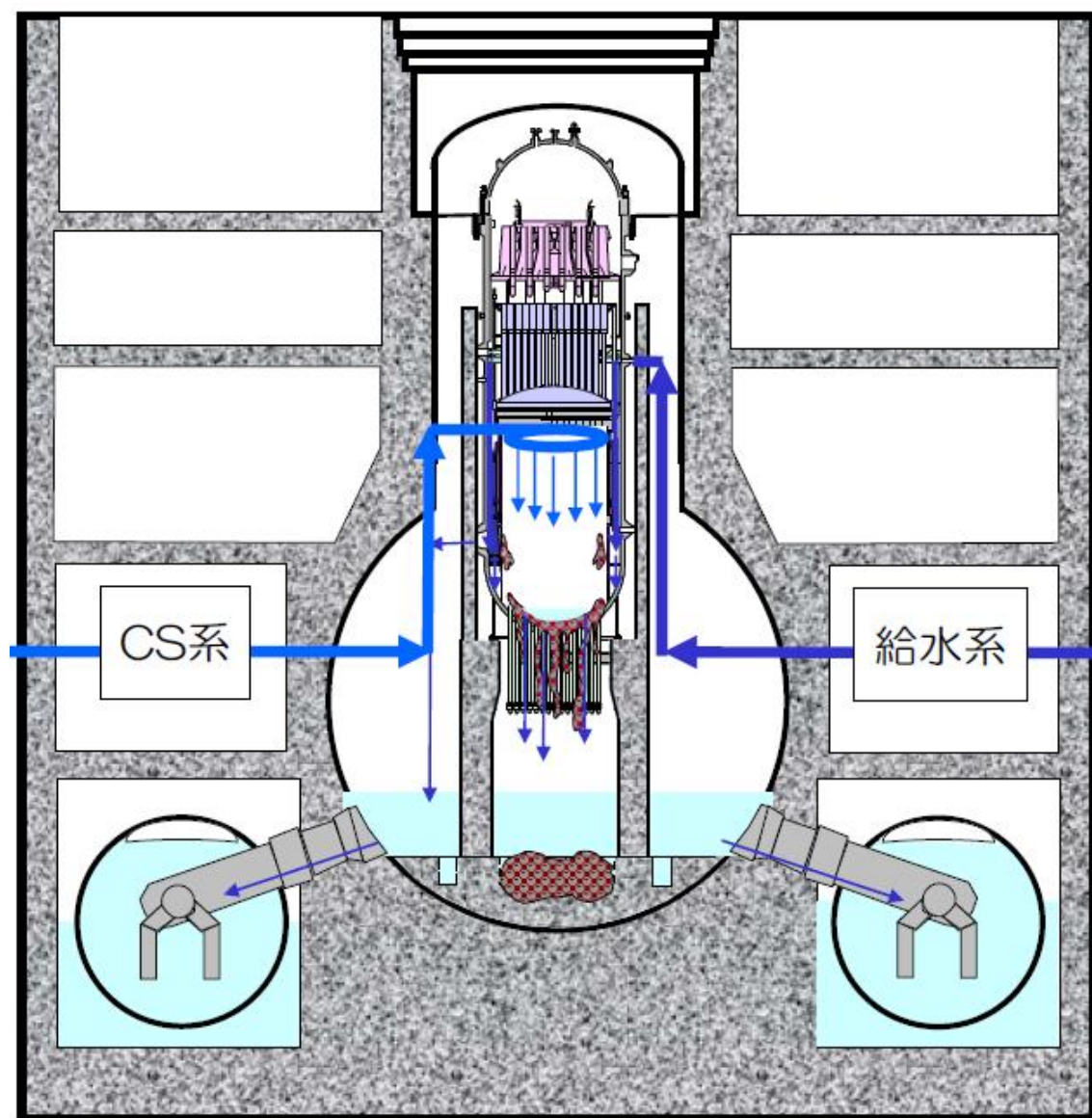


図 4.2.1-1 1号機 2013年12月13日時点の推定図^[1-3]

図 4.2.1-1 の推定図について、推定の特徴、初回の推定から更新した内容、推定に役立った知見は次のとおり。

○推定の特徴

燃料デブリの分布について、事故後、溶融した燃料は、ほぼ全量が RPV 下部プレナムへ落下しており、元々の炉心部にはほとんど残存していない。下部

プレナムに落下した燃料デブリは、大部分が PCV 底部に落下したと推定。
D/W の水位について、D/W 床面から約 2.8 [m]であることが確認された。

○初回の推定から更新した内容

①D/W の水位を上昇させた。

○初回の推定から更新した理由

①D/W の水位を上昇させた。

2012 年 10 月に実施した 1 号機 PCV 内部調査では、原子炉建屋 1 階の PCV 貫通部(X-100B)に孔を開け、調査装置を挿入することにより、カメラによる内部撮影や、D/W 内滞留水水位の確認、線量率・温度測定、滞留水の採取・分析等を実施した。

ここで、D/W 内の滞留水水位は、CCD カメラがグレーチング上部から滞留水水面に接触するまでのケーブル送り長さにより測定し、D/W 床面から約 2.8[m]であることが確認された（図 4.2.1-2）。

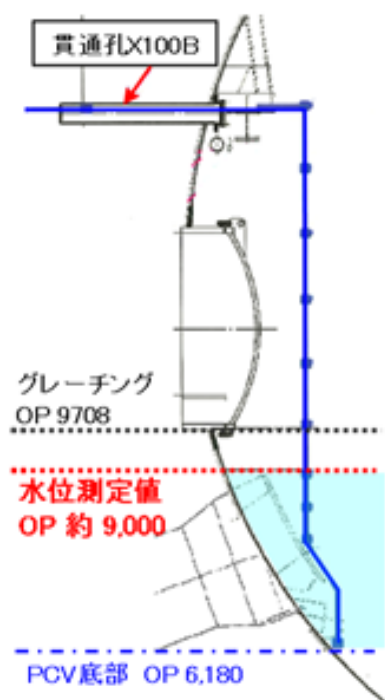


図 4.2.1-2 1 号機 D/W 内滞留水の水位測定結果^[1-4]

○推定を裏付ける情報

推定の内容が確からしいと考えられる情報を以下に示す。

・ S/C への窒素封入試験結果

2012 年 9 月に実施した S/C への窒素封入試験により、S/C 内の上部に事故初期の Kr85 と水素が残留し、S/C 内水位を押し下げると真空破壊装置管を経由して D/W に放出されたとした推定メカニズムを実証した。これにより、S/C 内の水位はほぼ満水（真空破壊装置管下端部付近）であることが確認された。（図 4.2.1-3）

当該試験は、2012 年 4 月以降、1 号機 PCV ガス管理設備で測定する水素濃度および Kr85 放射能濃度が間欠的に上昇する事象を受けて、メカニズム検証のため実施したものである。この間欠的上昇は、S/C 内水位が低下すると、S/C 上部の閉空間内に残留するガスが真空破壊装置管を経て D/W へ排出され、S/C 上部のガスが排出されると、再び S/C 内水位が上昇し、再度閉空間となって流出が止まることで発生しているものと推定した。ここで、Kr85 は長半減期の核分裂性生成物であり、自発核分裂等で新たに生成される量としては説明がつかない量であることから、事故初期の残留物由来であると考えられた。

メカニズム検証のため実施した試験では、S/C への窒素封入開始後、S/C 圧力（既設計器の測定値）が上昇したのち、時間遅れを伴って PCV ガス管理設備で測定する水素濃度および Kr85 放射能濃度が上昇を開始し、窒素封入を停止すると各濃度は低下を始めた。これは、S/C への窒素封入により、S/C 上部の閉空間内が加圧され S/C 内水位を押し下げ、真空破壊装置管から D/W へのガスの流れが形成されると、閉空間内の残留ガスが封入された窒素により D/W へ押し出されるという挙動を反映したものと考えられる。

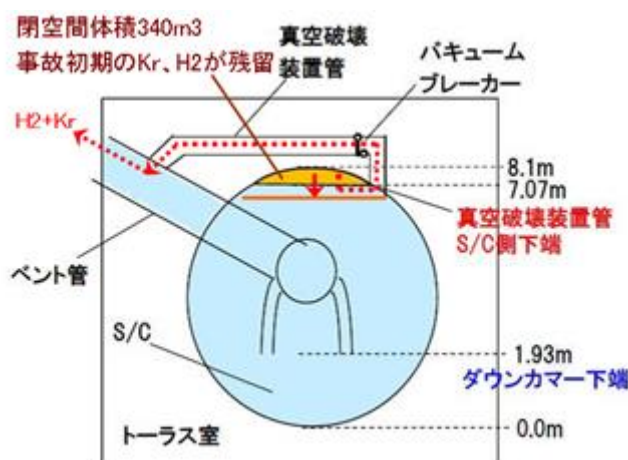


図 4.2.1-3 1 号機 S/C 内気相部閉空間の状況^[1-5]

4.2.2 2号機

2013年12月13日時点の推定図を図4.2.2-1に示す。

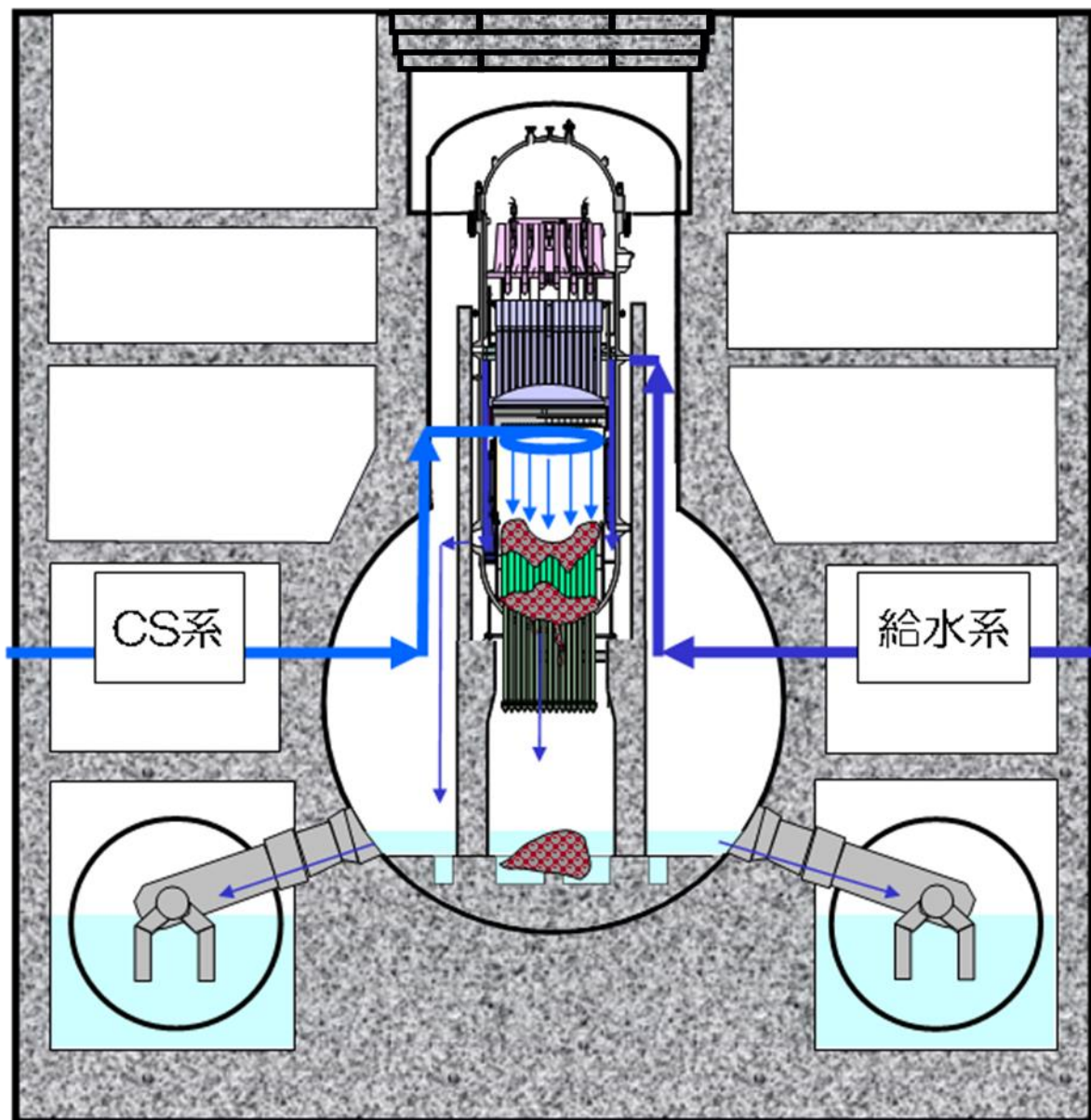


図 4.2.2-1 2号機 2013年12月13日時点の推定図^[2-2]

図4.2.2-1の推定図について、推定の特徴、初回の推定から更新した内容、初回の推定から更新した理由、推定を裏付ける情報は次のとおり。

○推定の特徴

燃料デブリの分布について、事故後、溶融した燃料のうち、一部はRPV下部プレナムまたはPCV底部へ落下している。燃料の一部は炉心部に残存して

していると推定。D/W シェルの破損の傾向を示す観測事実は確認されておらず、PCV 底部に落下した燃料デブリが MCCI を起こしていたとしても、その範囲は限定的であると推定。

D/W の水位について、D/W 床面から約 600[mm]であることが確認された。
S/C 内水位について、S/C 底部から約 6.3[m]程度であると推定。

○初回の推定から更新した内容

①燃料デブリの分布について、PCV に落下した燃料デブリの量を増加。

○初回の推定から更新した理由

①燃料デブリの分布について、PCV に落下した燃料デブリの量を増加。

初回の推定図では、PCV に落下した燃料デブリが小さく、RPV の破損が無いとの誤解を招く恐れがあったことから、燃料デブリを大きくし、図を修正した。

○推定を裏付ける情報

推定の内容が確からしいと考えられる情報を以下に示す。

・ D/W 内水位の測定結果

2012 年 3 月に実施した 2 号機 PCV 内部調査では、PCV 貫通部(X-53(原子炉建屋 1 階))に孔を開け、調査装置を挿入することにより、カメラによる内部撮影や、D/W 内滞留水水位の確認、線量率・温度測定等を実施した。

ここで、滞留水水位は、ビデオイメージスコープにより、D/W 床面から約 600[mm] (2012 年 3 月 26 日時点) であることが確認された (図 4.2.2-2)。

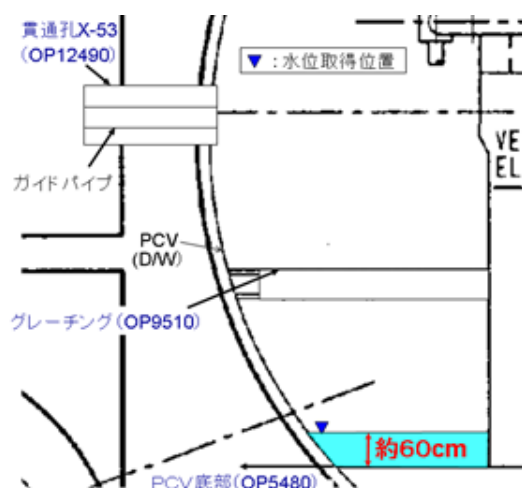


図 4.2.2-2 2号機 PCV 内滞留水水位測定結果^[2-3]

・ S/C への窒素封入試験結果

2013 年 5 月に実施した S/C への窒素封入試験により、S/C 圧力が 3[kPa(gage)] (2013 年 5 月 14 日時点) であることが確認された。S/C 内水位が満水に近い状況であれば相応の水頭圧がかかることから、S/C 内水位の正確な値は不明であるが、窒素封入口 (S/C 底部から約 6.3[m]) 程度であることが示された。D/W 内水位が低いことと合わせて、原子炉への注水は D/W からベント管を経由して S/C へ流入、S/C 下部から原子炉建屋へ漏えいしていると推定され、この場合、S/C 内水位はトラス室内の滞留水水位と同程度と考えられる (図 4.2.2-3)。

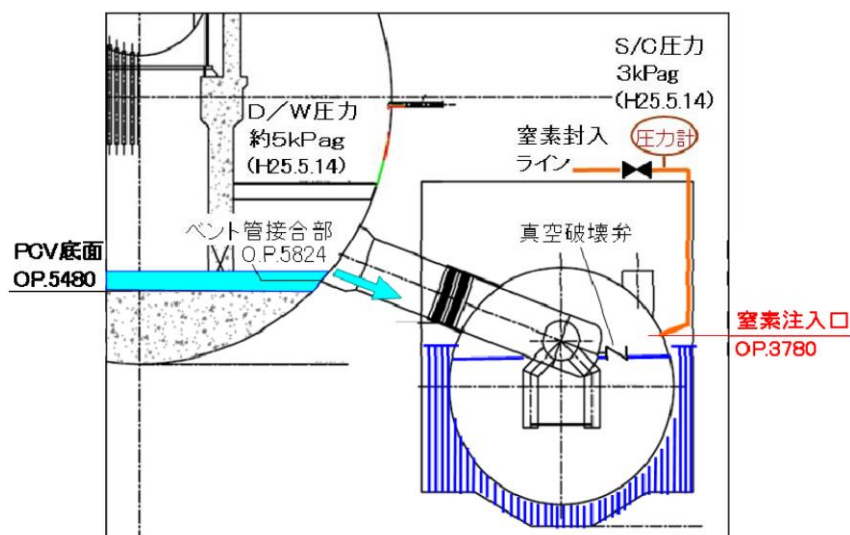
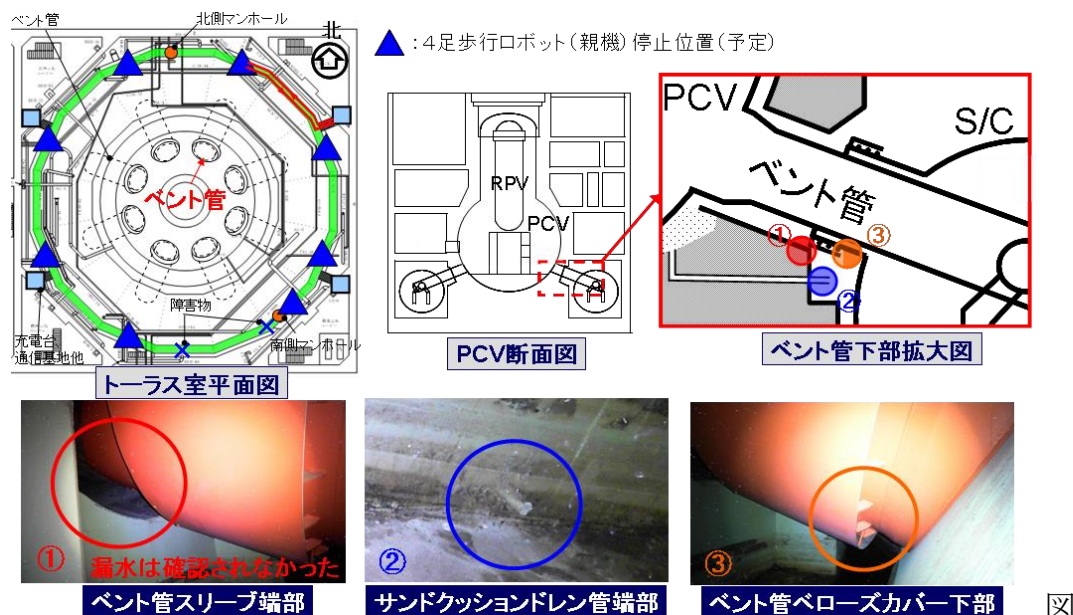


図 4.2.2-3 2号機 S/C 内気相部閉空間の推定状況^[2-2]

・ トーラス室ベント管下部調査結果

2012年12月、2013年3月に実施した2号機トーラス室調査では、ロボットによりベント管下部周辺の調査を行った。ここでは、4足歩行ロボットのアーム先端に取り付けた小型走行車をS/C上に着座させて、ベント管付近まで移動し、画像を取得している。

S/Cの液相漏えい箇所については特定されていないが、確認できる範囲内ではベント管下部からの漏水はないことが確認された(図4.2.2-4、図4.2.2-5)。



4.2.2-4 2号機トーラス室内ベント管下部カメラ映像(抜粋) [2-4]

番号	調査日	ベント管 スリーブ端部	サンドクッション ドレン管端部	ベント管ベローズ カバー下部	※1 直接確認していないが 下部コンクリートステ ージ上に流水等無し
①	H24.12.11	○	○	○	
②※2	H25.3.6	○	○	○	
③※2	H25.3.5		○※1	○	※2 音についても取得。 現段階で漏水と思わ れる音は確認されてい ない
④※2	H25.3.5		○※1	○	
⑤※2	H25.3.13		○※1	○	
⑥※2	H25.3.13		○※1	○	
⑦※2	H25.3.14	○	○	○	
⑧※2	H25.3.15	○	○	○	

記号の説明: ○漏えい無し



図 4.2.2-5 2号機ベント管下部周辺の調査結果 [2-4]

以上のことから、D/W シェルの破損の傾向を示す観測事実は確認されておらず、PCV 底部に落下した燃料デブリがコンクリートと反応を起こしていたとしても、その範囲は限定的であったと考えられる。

4.2.3 3号機

2013年12月13日時点の推定図を図4.2.3-1に示す。

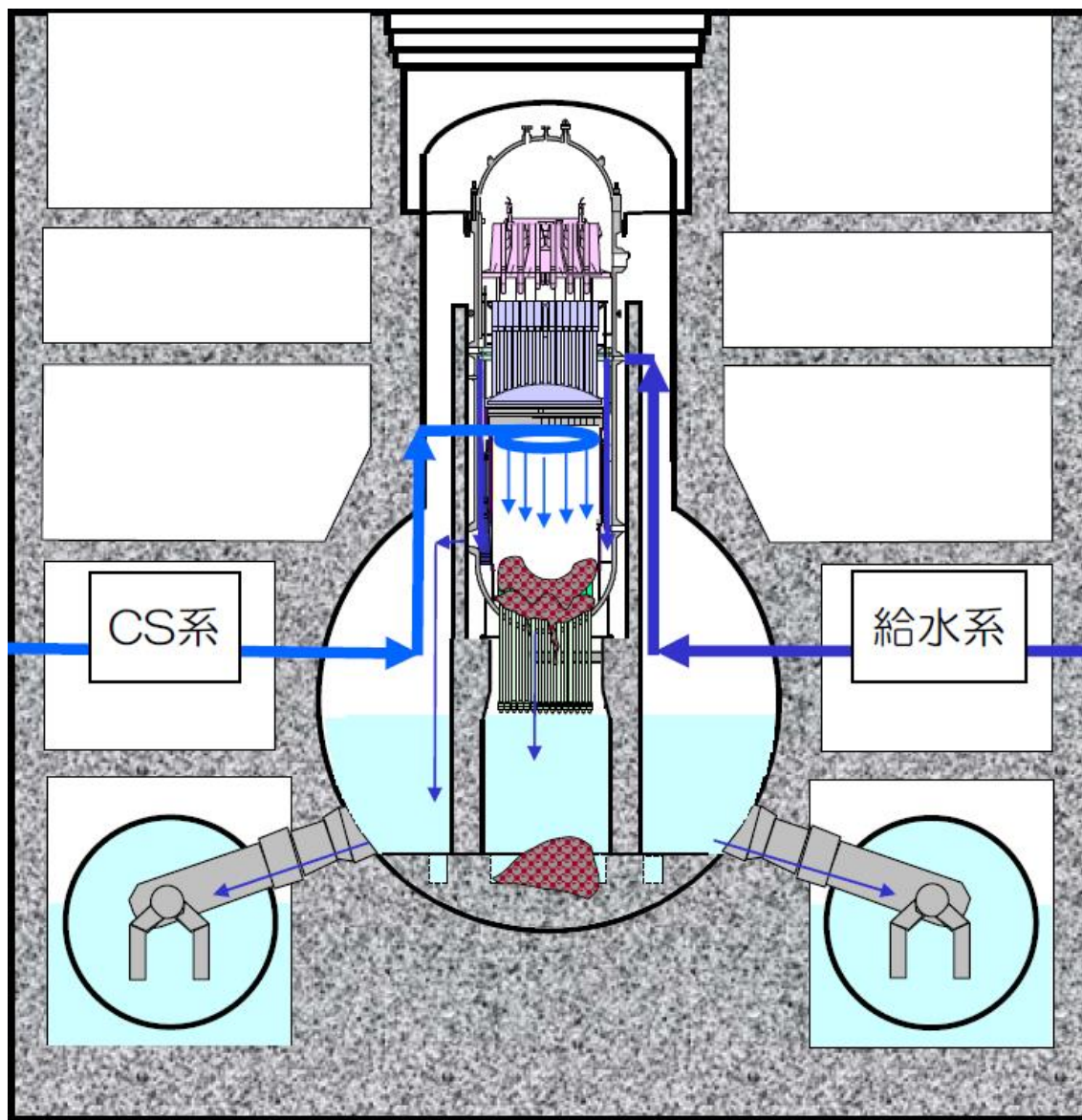


図 4.2.3-1 3号機 2013年12月13日時点の推定図^[3-2]

図 4.2.3-1 の推定図について、推定の特徴、初回の推定から更新した内容、初回の推定から更新した理由は次のとおり。

○推定の特徴

燃料デブリの分布について、事故後、溶融した燃料のうち、一部は RPV 下部プレナムに落下し、さらに一部は PCV 底部へ落下していると推定。

○初回の推定から更新した内容

- ①燃料デブリの分布について、RPV 内の下方に落下した燃料デブリの量を増やし、さらに PCV に落下した燃料デブリの量を増やした。

○初回の推定から更新した理由

- ①燃料デブリの分布について、RPV 内の下方に落下した燃料デブリの量を増やし、さらに PCV に落下した燃料デブリの量を増やした。

運転員が 2011 年 3 月 13 日 2 時 42 分に HPCI を手動停止する以前から原子炉に十分注水が出来ない状態になっていたことが判明したため、事故進展は以前の推定よりも早いものと考え、より多くの燃料が PCV に落下していると推定した。以下詳述する。

2011 年 3 月 12 日～13 日における、原子炉水位の測定値と解析値（2012 年 3 月 12 日に公表した解析の結果）を図 4.2.3-2 に示す。図に示す①～⑤のタイミングは以下の内容である。

- ①3/12 11:36 RCIC 自動停止
- ②3/12 12:35 HPCI 自動起動
- ③3/12 20:36 直流電源の枯渇により原子炉水位の測定が中断
- ④3/13 02:42 HPCI 手動停止
- ⑤3/13 04:00 燃料域水位計にバッテリーを繋いで原子炉水位の計測を再開

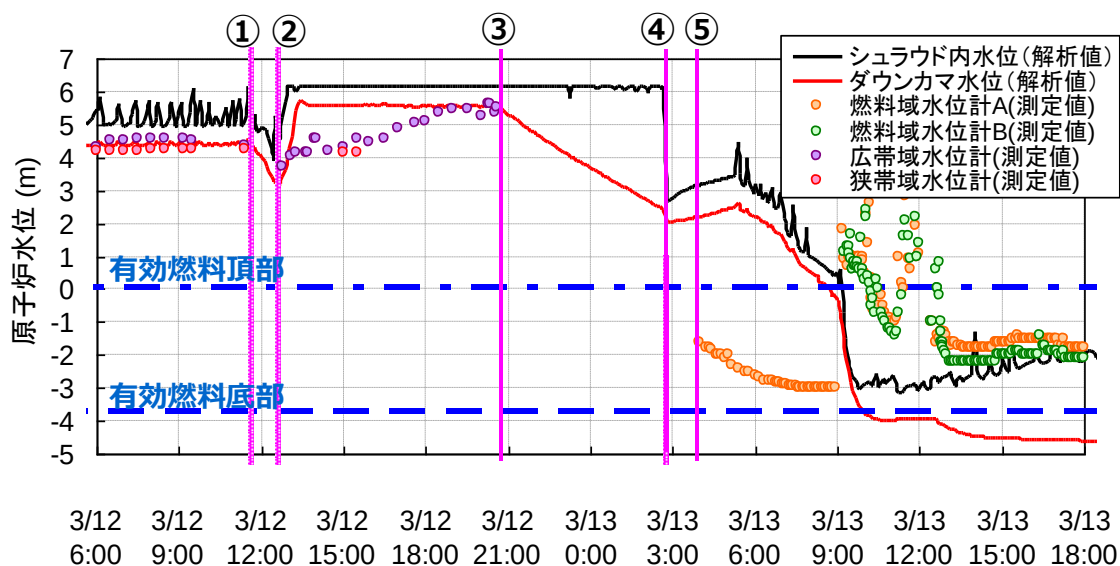


図 4.2.3-2 原子炉水位の測定値と解析値（2011 年）^[3-3]

原子炉への注水について、3月12日20時36分以降は原子炉水位が不明であったため、HPCIによる注水量を減らした解析を実施したものの、水位計の計測を再開した3月13日4時過ぎの原子炉水位について、解析値と測定値（燃料域水位計の値）に大きな乖離がみられた。このことから、3月13日2時42分にHPCIを手動停止する前から、原子炉への注水が十分でなかったことを意味していると考えた。

このように、事故の進展が従来の推定よりも早まっていると考え、従来の推定よりもより多くの燃料がPCVに落下しているものと推定した。

○推定を裏付ける情報

無し。

4.3 3回目の推定（2014年8月6日）

4.3.1 1号機

2014年8月6日時点の推定図を図4.3.1-1に示す。

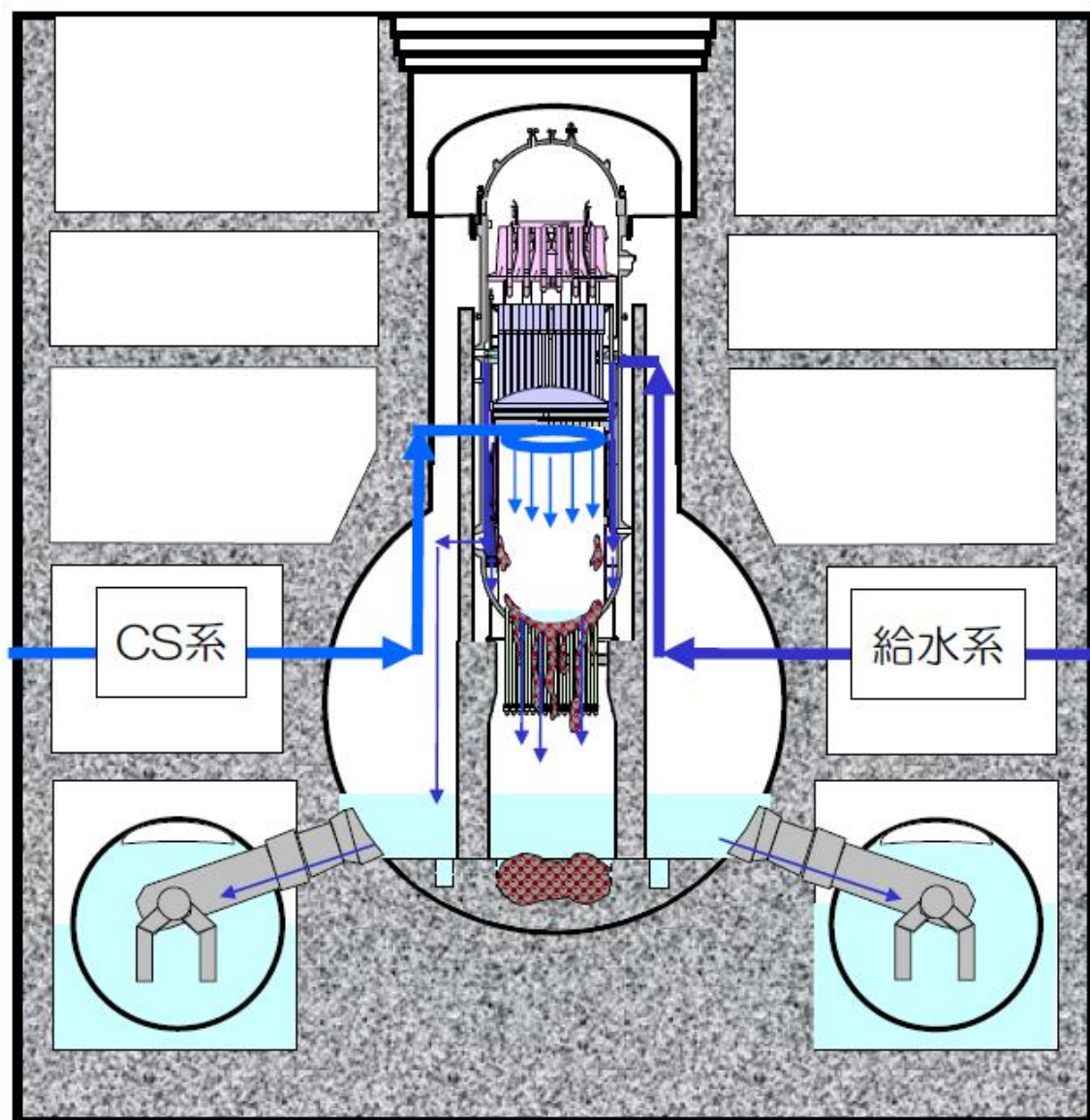


図 4.3.1-1 1号機 2014年8月6日時点の推定図^[1-6]

図4.3.1-1の推定図について、推定の特徴、2回目の推定から更新した内容、推定に役立った知見は次のとおり。

○推定の特徴

燃料デブリの分布について、事故後、溶融した燃料は、ほぼ全量がRPV下部プレナムへ落下しており、元々の炉心部にはほとんど残存していない。下部

プレナムに落下した燃料デブリは、大部分が PCV 底部に落下したと推定。

○2 回目の推定から更新した内容

無し。

○推定を裏付ける情報

推定図の内容が確からしいと考えられる情報を以下に示す。

・ トーラス室ベント管下部調査結果

2013 年 11 月に実施した 1 号機トーラス室調査では、原子炉建屋 1 階北西床面にあけた直径 510[mm]の孔より、カメラ・線量計を搭載した小型ボートをトーラス室内に投下し、D/W と S/C を接続する箇所にあるベント管スリーブ端部からの水の流れの有無およびサンドクッションドレン管の外観確認、線量測定を実施した。

カメラ映像による確認の結果、以下の箇所からの流水を確認した(図 4.3.1-2)。

- ・ X-5B ベント管 (図中①) : 外れたサンドクッションドレン管※から水が流出
- ・ X-5E ベント管 (図中④) : ベント管の両脇から S/C 表面をつたって水が流下

※図中①のサンドクッションドレン管は塩化ビニル製の配管(ドレン管とドレンファンネルをつなぐ配管で、差込構造の継手にて接続されたもの)が外れていたため流水が確認できたが、②～⑧のドレン管では外れていなかったため流水の有無は判別できなかった。また、サンドクッションドレン配管下のコンクリート継目が全周に渡り濡れている様子が確認された。

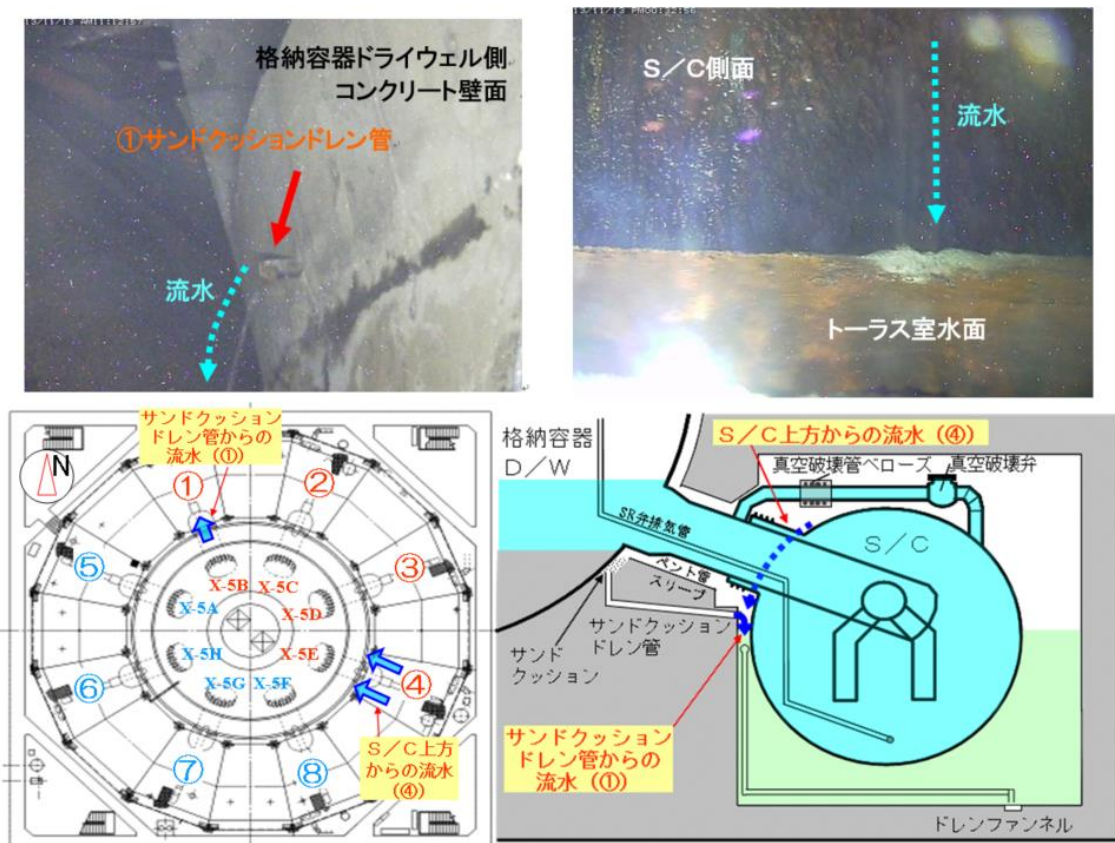


図 4.3.1-2 1号機トラス室ベント下部調査でのカメラ映像（抜粋）[1-7]

サンドクッション部へ水が浸入するのは D/W 部から直接の漏えいがある場合であり、その漏えい箇所は D/W の水面以下の低い位置（例えば D/W シェル部や配管貫通部など）にあると考えられる。D/W の低い位置に漏えい箇所があるということは、PCV に落下した燃料の影響を受けた可能性を示していると考えられることから、炉心・PCV の状態を推定する上で非常に重要な情報である。

また、X-5E ベント管の両脇から S/C 表面をつたって流水していることから、ベント管の真上にある真空破壊管（例えば真空破壊管ベローズなど）から漏えいしていることが推測される。なお、真空破壊管の下端高さは S/C 底部から約 8.2[m]であり、これは 2011 年 5 月に原子炉への注水量を増加させ D/W 内を冠水させようとした際に、窒素封入圧力から換算した D/W 水位の上昇が止まり横ばい傾向となった高さ、すなわち漏えい口が存在すると考えられていた高さ（S/C 底部から約 8.0[m]）ともほぼ一致している（図 4.3.1-3 における O.P.7500[mm]付近）。

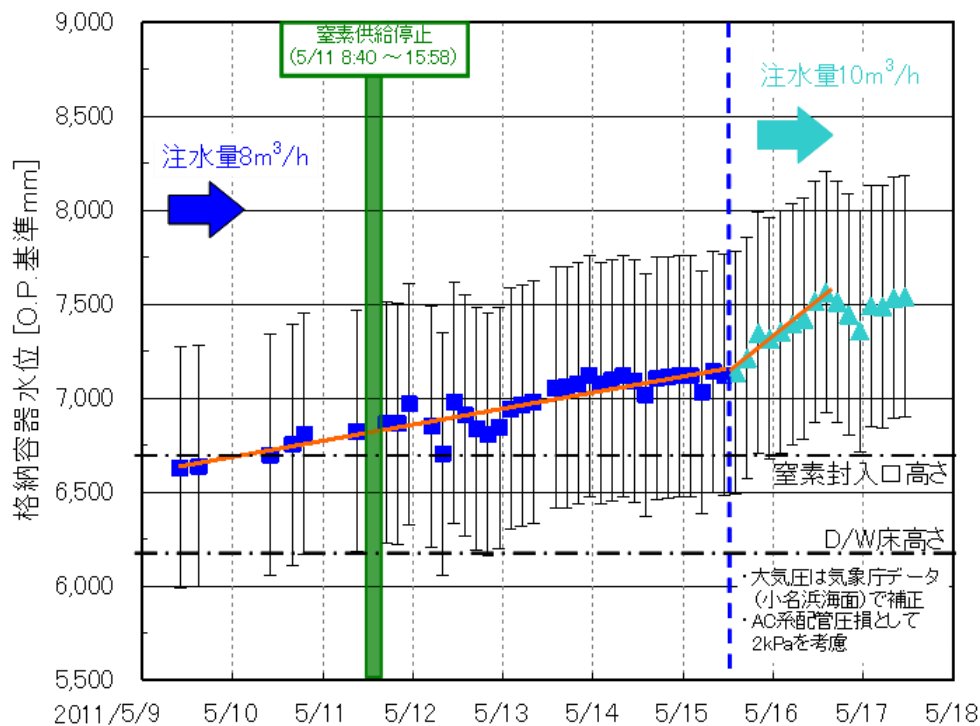


図 4.3.1-3 1号機 D/W 冠水操作時の D/W 水位（推定）の推移^[1-6]

つづいて、2014 年 5 月には、流水が確認されたベント管 X-5E 近傍の漏えい箇所の特定を行うため、S/C 上部調査装置を 1 号機原子炉建屋 1 階北西エリア穿孔箇所から投入し、外側キャットウォークを走行させベント管 X-5E 近傍の映像調査を実施したところ、真空破壊ラインの伸縮継手保護カバーのからの漏えいを確認した。また、当該ライン上の真空破壊弁、トールスハッチ、SHC 系配管、AC 系配管に漏えいは確認されなかった（図 4.3.1-4）。

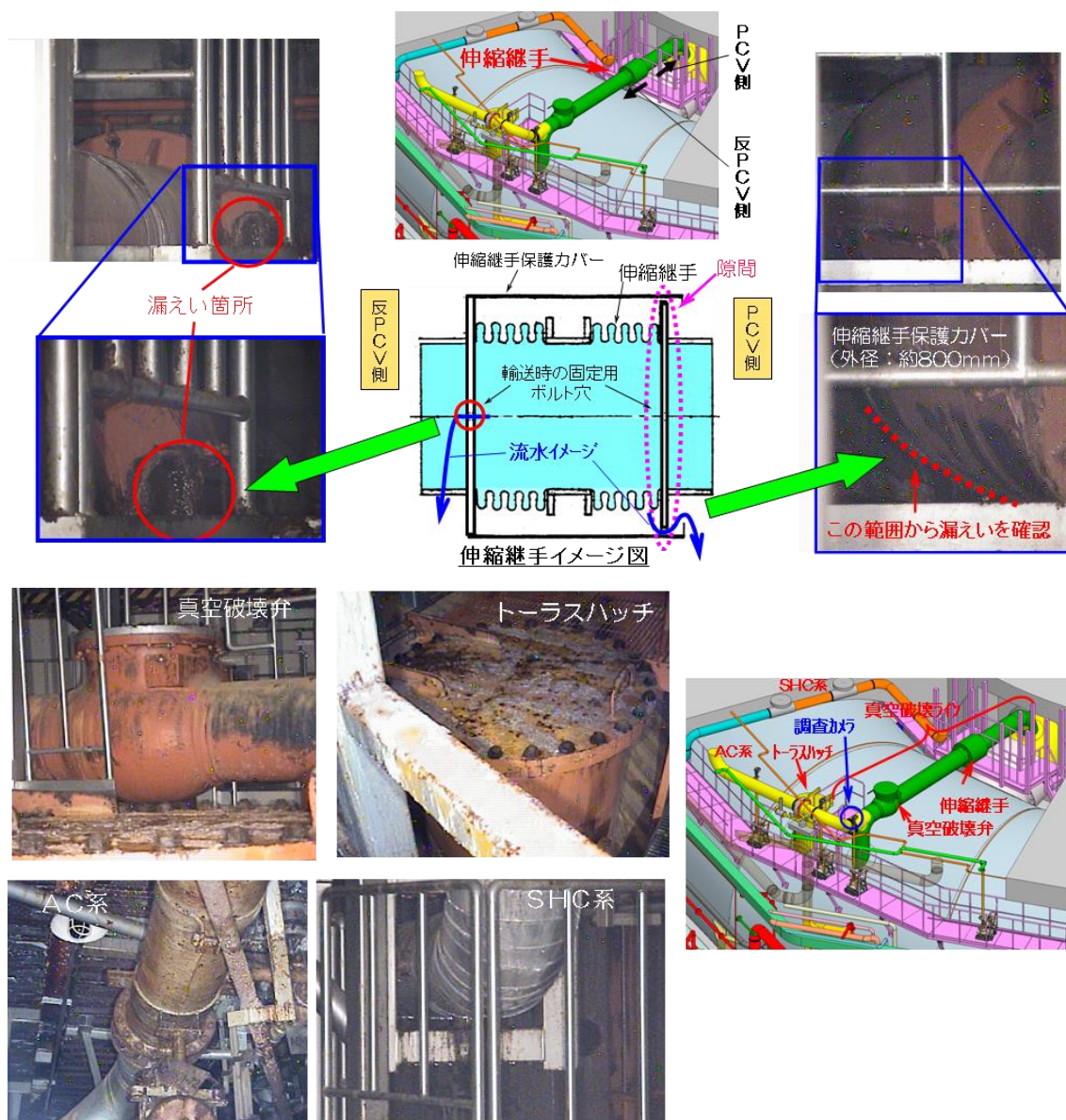


図 4.3.1-4 1号機 S/C 上部調査(ベント管 X-5E 周辺)でのカメラ映像(抜粋)^[1-8]

4.3.2 2号機

2014年8月6日時点の推定図を図4.3.2-1に示す。

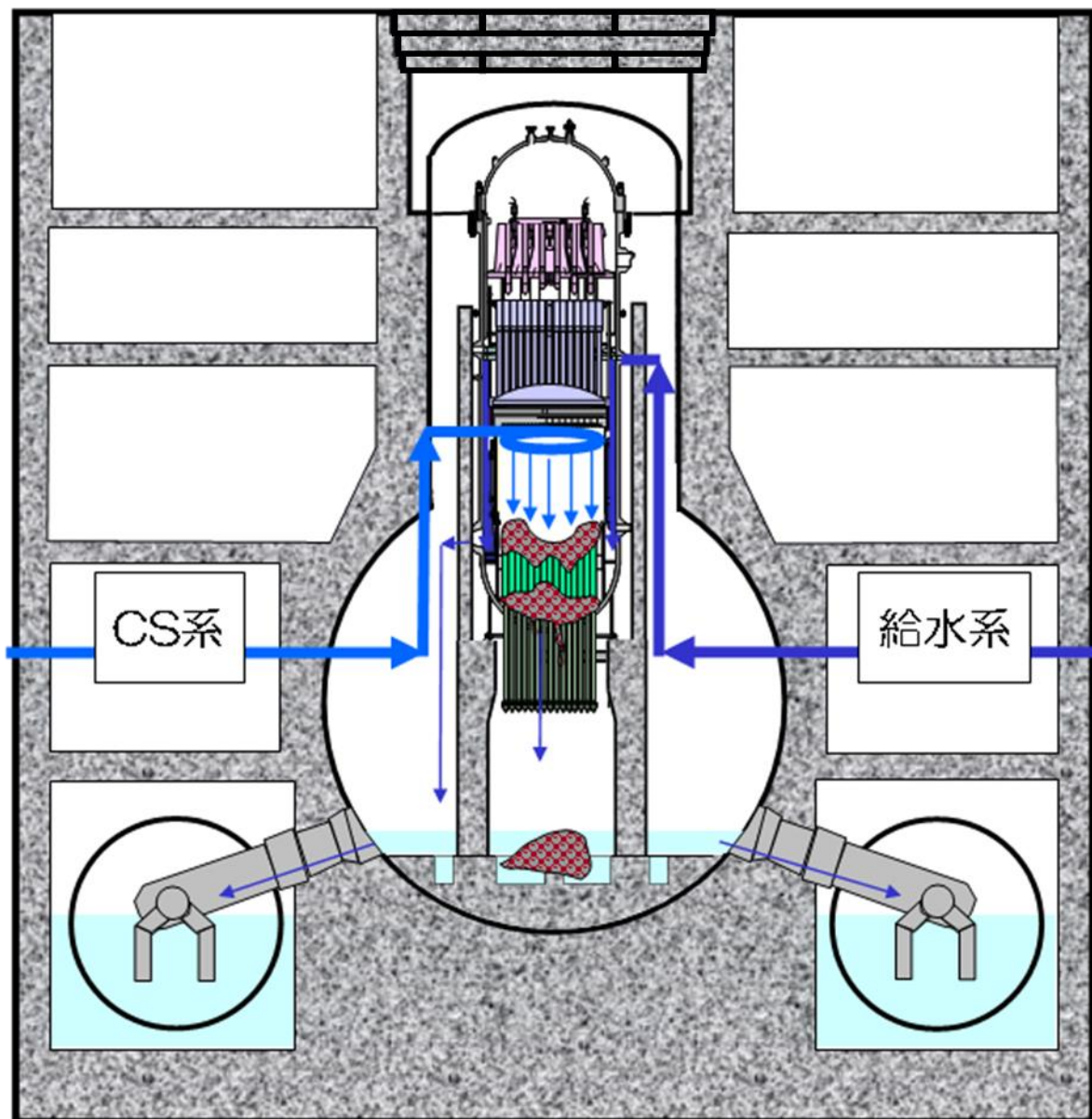


図 4.3.2-1 2号機 2014年8月6日時点の推定図^[2-5]

図4.3.2-1の推定図について、推定の特徴、推定を裏付ける情報は次のとおり。

○推定の特徴

燃料デブリの分布について、事故後、溶融した燃料のうち、一部はRPV下部プレナムまたはPCV底部へ落下し、燃料の一部は炉心部に残存していると推定。D/Wシェルの破損の傾向を示す観測事実は確認されておらず、

PCV 底部に落下した燃料デブリが MCCI を起こしていたとしても、その範囲は限定的であると推定。

S/C 内水位について、S/C 底部より約 5.7[m]と推定。

○2 回目の推定から更新した内容

無し。

○推定を裏付ける情報

推定の内容が確からしいと考えられる情報を以下に示す。

・ S/C への窒素封入試験結果

4.2.2 節で記載したとおり、2013 年 5 月に実施した S/C への窒素封入試験で S/C 内水位は窒素封入口 (S/C 底部から約 6.3[m]) 程度であることが示されたが、2013 年 7 月には追加の試験を実施している。D/W へ窒素を封入し、D/W 圧力の上昇とそれに追従して S/C 圧力が僅かに上昇することを確認した。また、2013 年 10 月には再度 S/C へ窒素を封入し、S/C 圧力が上昇し D/W 圧力と一致した後は、両圧力は連動して上昇する傾向を示した。また、S/C への窒素封入停止後に、S/C 圧力が D/W 圧力に追従して低下した (図 4.3.2-2、図 4.3.2-3)。

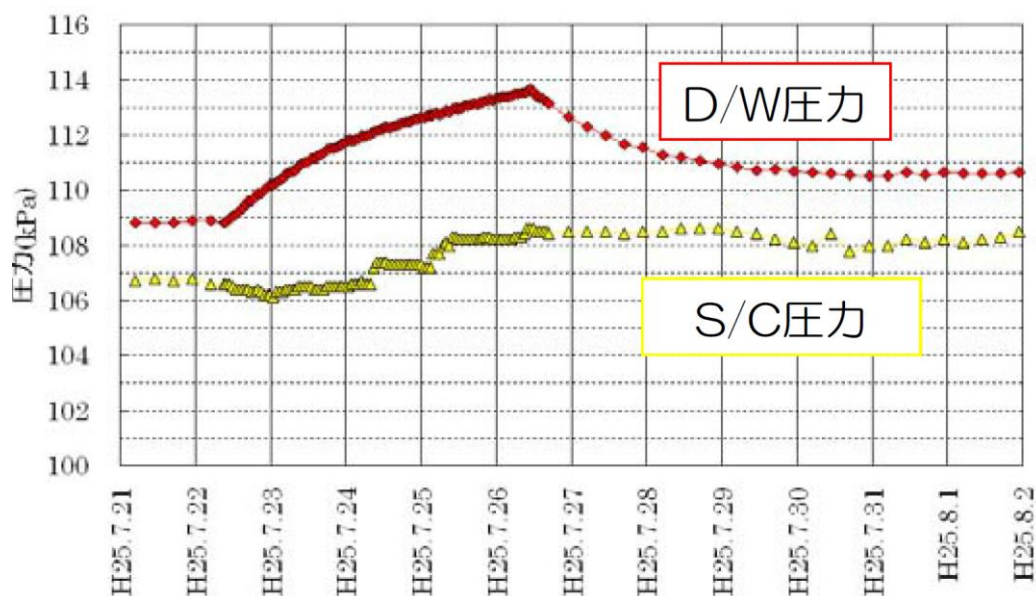


図 4.3.2-2 2013 年 7 月の窒素封入試験結果^[2-6]

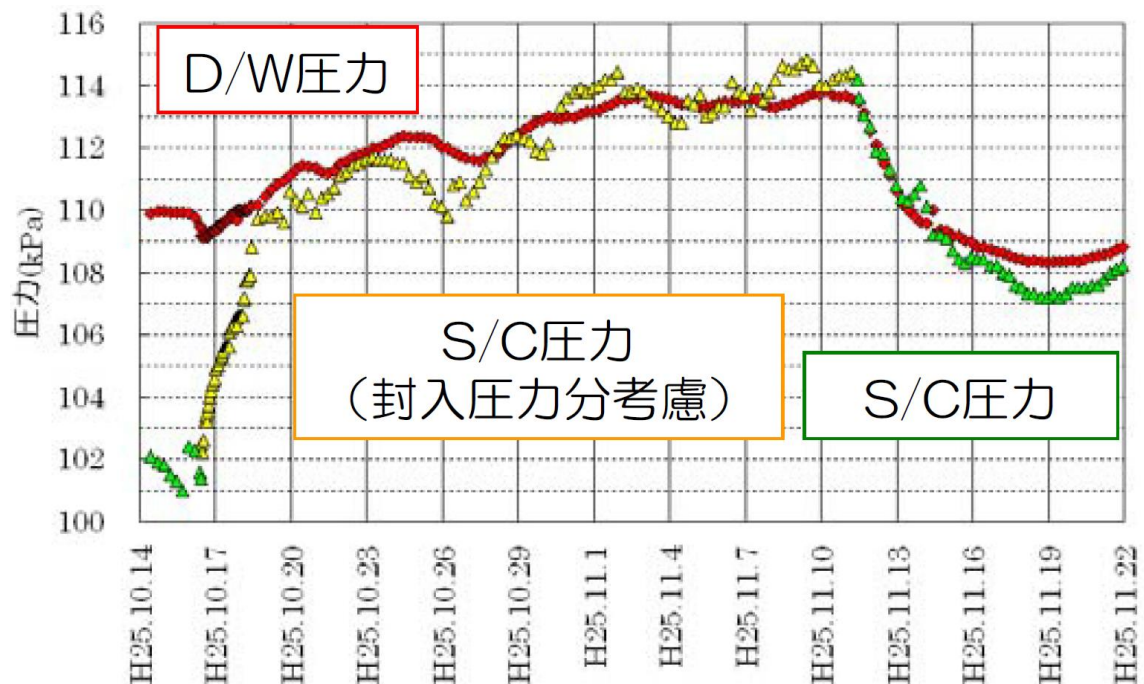


図 4.3.2-3 2013 年 10 月の窒素封入試験結果^[2-6]

以上から、S/C へ封入した窒素は D/W へ流れていること、一方 PCV ガス管理設備で測定する水素濃度には応答が見られなかったことから、既に S/C 内に水素は残留していないことを確認した。なお、試験期間中の原子炉建屋地階水位は S/C 底部から約 6.0[m]程度以下であり、S/C 内水位はトーラス室水位と連動（トーラス室水位－内圧押し込み分）すると考えられることから、この際、S/C 内の真空破壊弁（S/C 底部から約 5.9[m]）は水没しておらず、当該弁を経由して窒素が流れているものと推定した。

・ S/C 内水位測定結果

2013 年 1 月に、遠隔操作で S/C 内水位を S/C 外面より超音波で測定する技術を用いて、S/C 内部構造物（反対側壁面を含む）の反射波を連続的に測定し、その消失位置から水位を特定する方法により S/C 内水位を測定した（図 4.3.2-4）。

S/C 内水位は、S/C への窒素封入試験により推測されたとおり、トーラス室内滞留水とほぼ同レベルで連動しており、S/C 内の下部（配管含む）から液相漏えいが発生していることが確認された。

測定日	1月14日	1月15日	1月16日
S/C内水位	約OP3, 210	約OP3, 160	約OP3, 150
トラス室滞留水 水位（参考）	約OP3, 230	約OP3, 190	約OP3, 160
水位差	約20mm	約30mm	約10mm
測定方法	水中構造物の直接距離計測		

【補足】S/C内の水位は、トラス室滞留水水位の変化の影響を受けると考えられる。



測定時の状況

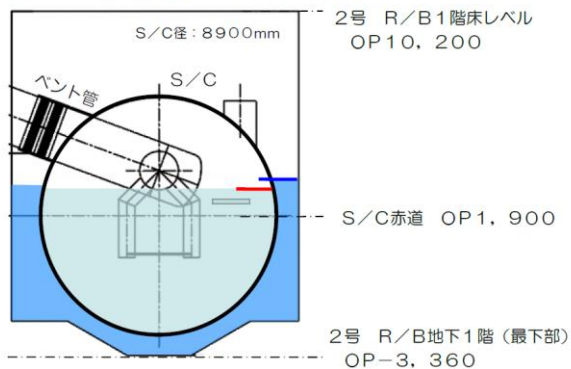


図 4.3.2-4 2号機 S/C 内水位測定結果^[2-7]

以上のことから、超音波測定により S/C 内水位が約 O.P.3150[mm]であること、つまり S/C 底部より約 5.7[m]であることが確認された。

4.3.3 3号機

2014年8月6日時点の推定図を図4.3.3-1に示す。

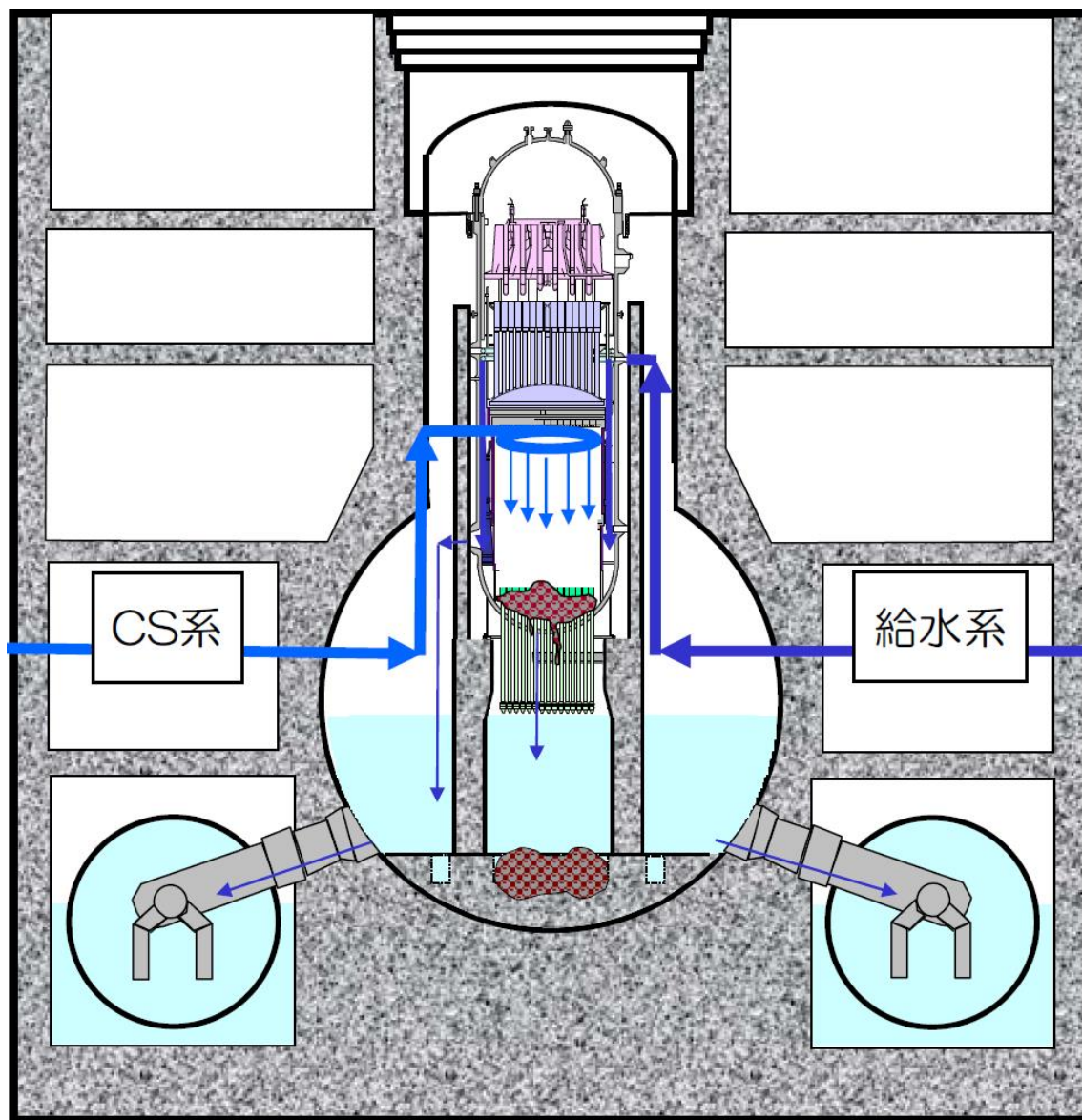


図 4.3.3-1 3号機 2014年8月6日時点の推定図^[3・4]

図4.3.3-1の推定図について、推定の特徴、2回目の推定から更新した内容、2回目の推定から更新した理由、推定を裏付ける情報は次のとおり。

○推定の特徴

燃料デブリの分布について、事故後、溶融した燃料はRPV下部プレナムに落下し、その多くがさらにPCV底部へ落下していると推定。

○2 回目の推定から更新した内容

- ①燃料デブリの分布について、RPV 内の下方に落下した燃料デブリの量を増やし、さらに PCV に落下した燃料デブリの量を増やした。

○2 回目の推定から更新した理由

- ①燃料デブリの分布について、RPV 内の下方に落下した燃料デブリの量を増やし、さらに PCV に落下した燃料デブリの量を増やした。

運転員が 2011 年 3 月 13 日 2 時 42 分に HPCI を手動停止する以前から原子炉に十分注水が出来ない状態になっていたことをふまえた解析を行い、その結果から、多くの燃料が PCV に落下していると推定した。以下詳述する。

直流電源の枯渇により原子炉水位の計測が中断した 3 月 12 日 20 時頃以降、HPCI による原子炉への注水がなかったものとして実施した解析について、原子炉水位の変化を図 4.3.3-2 に示す。図 4.2.3-2 でみられた 3 月 13 日 4 時過ぎ以降の解析値と測定値の乖離は減少する結果が得られた。

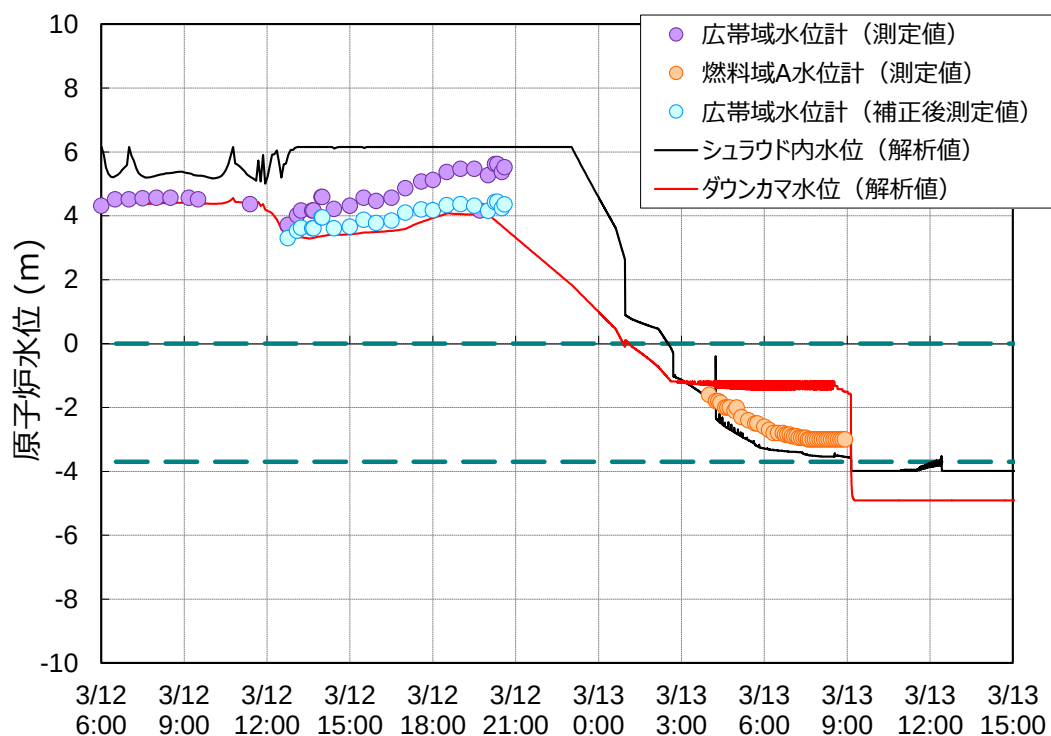


図 4.3.3-2 原子炉水位の測定値と解析値^[3-3]

このことから、原子炉水位の計測が中断して以降の HPCI による注水は限定的であったと考えられる。図 4.3.3-2 に示した解析における燃料デブリの分布の変化について、図 4.3.3-3 に示す。解析では、溶融した燃料の全量が PCV に落下する結果となった。

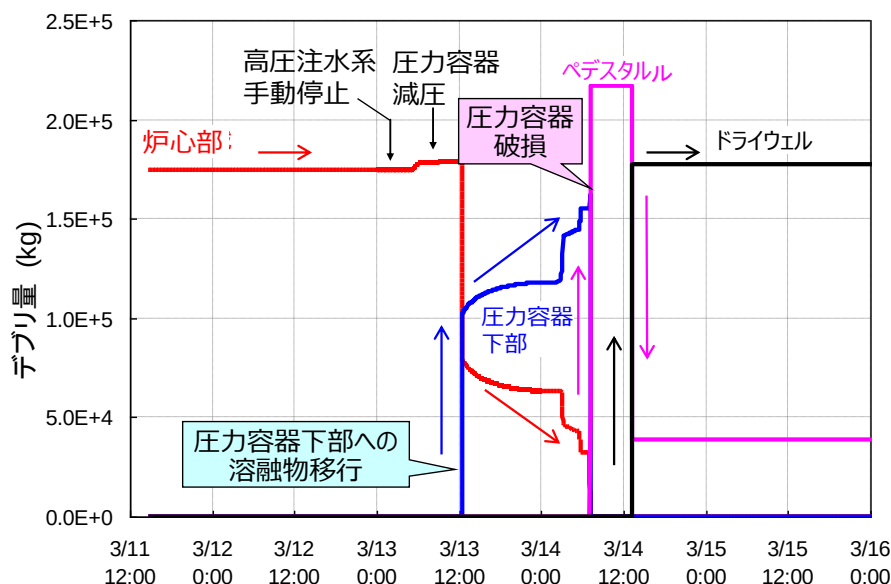


図 4.3.3-3 燃料デブリ分布の変化^[3-3]

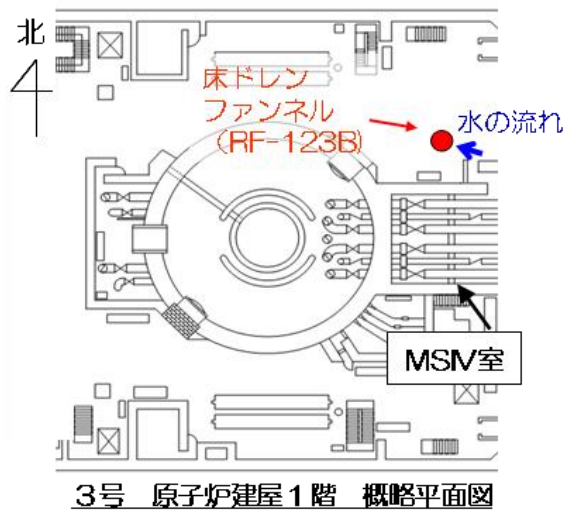
燃料溶融以降の事故進展、たとえば溶融した燃料の移行挙動などは、不確かさが大きく、またそれを扱う解析モデルにも不確かさがあるため、解析の結果はそのまま現実の状態を表しているものではない。ただし、今回の解析結果をふまえると、燃料は従来の推定よりも多くの量が溶融し、PCV に落下した可能性が考えられる。

○推定を裏付ける情報

推定の内容が確からしいと考えられる情報を以下に示す。

・ PCV からの漏水の確認

2014 年 1 月に、3 号機原子炉建屋瓦礫撤去用ロボットのカメラ画像を確認していたところ、原子炉建屋 1 階北東エリアの MSIV 室の扉付近から、その近傍に設置されている床ドレンファンネルに向かって水が流れていることを確認した (図 4.3.3-4)。



(1月18日撮影)

図 4.3.3-4 3号機 MSIV 室扉付近からの漏水の確認^[3-5]

既設の S/C 圧力計の測定値を水頭圧に換算することで求めた PCV (D/W) 内水位はおよそ O.P.12[m] (原子炉建屋 1 階から 2[m]程度上) で、主蒸気配管の PCV 貫通部と同程度の高さであり、流水の発生源として MSIV 室内の PCV 貫通部からの液相漏えいの可能性が推定された。そこで、2014 年 4、5 月に、MSIV 室内の流水箇所の特定のため、上階に位置する原子炉建屋 2 階空調機室から装置を挿入し、室内のカメラ撮影および線量測定を実施したところ、主蒸気配管 D の伸縮継手周辺からの漏えいを確認した。また、主蒸気配管 A、B、C、主蒸気系ドレン配管からの漏えいは確認されず、床面の水の流れの状況から判断しても、漏えい箇所は主蒸気配管 D のみと推定した (図 4.3.3-5)。

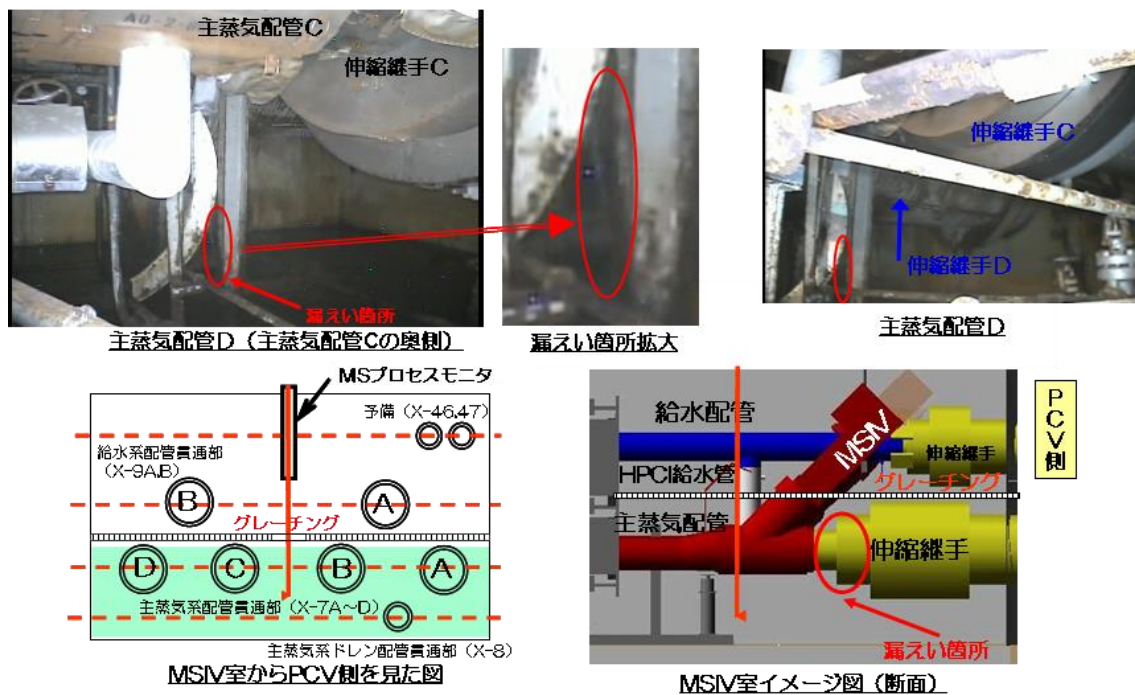


図 4.3.3-5 3号機 MSIV 室内主蒸気配管 D からの漏水の確認^[3-6]

3号機の D/W 水位の推定高さと主蒸気配管 D の伸縮継手高さはおよそ一致しており、D/W 内部の水の主たる漏えい箇所になっているものと考えられる。

4.4 4回目の推定（2015年5月20日）

4.4.1 1号機

2015年5月20日時点の推定図を図4.4.1-1に示す。

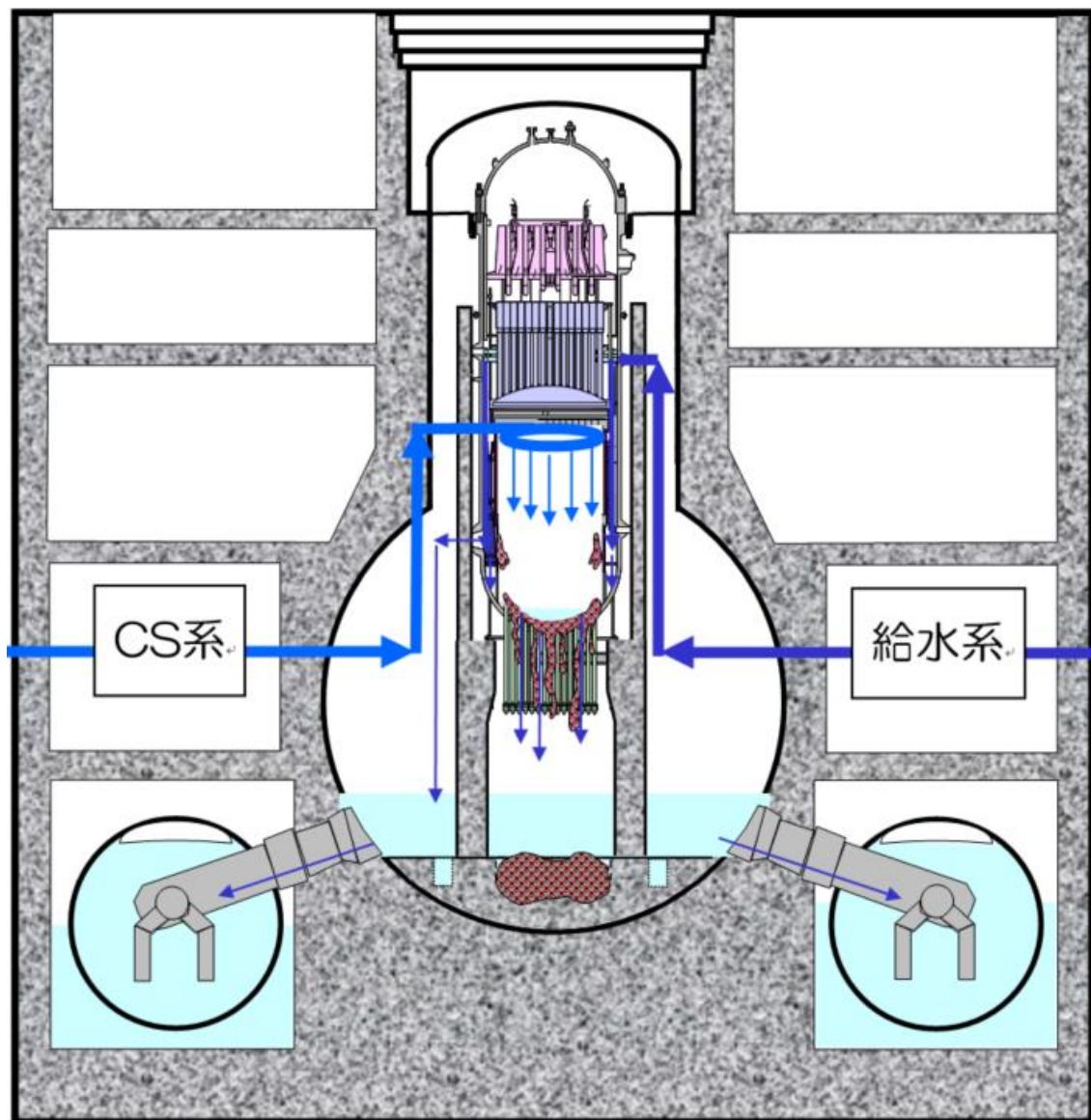


図 4.4.1-1 1号機 2015年5月20日時点の推定図^[1-9]

図 4.4.1-1 の推定図について、推定の特徴、3 回目の推定から更新した内容、推定に役立った知見は次のとおり。

○推定の特徴

燃料デブリの分布について、事故後、溶融した燃料は、ほぼ全量が RPV 下部プレナムへ落下しており、元々の炉心部にはほとんど残存していない。下部

プレナムに落下した燃料デブリは、大部分が PCV 底部に落下したと推定。

○3 回目の推定から更新した内容

無し。

○推定を裏付ける情報

無し。

4.4.2 2号機

2015年5月20日時点の推定図を図4.4.2-1に示す。

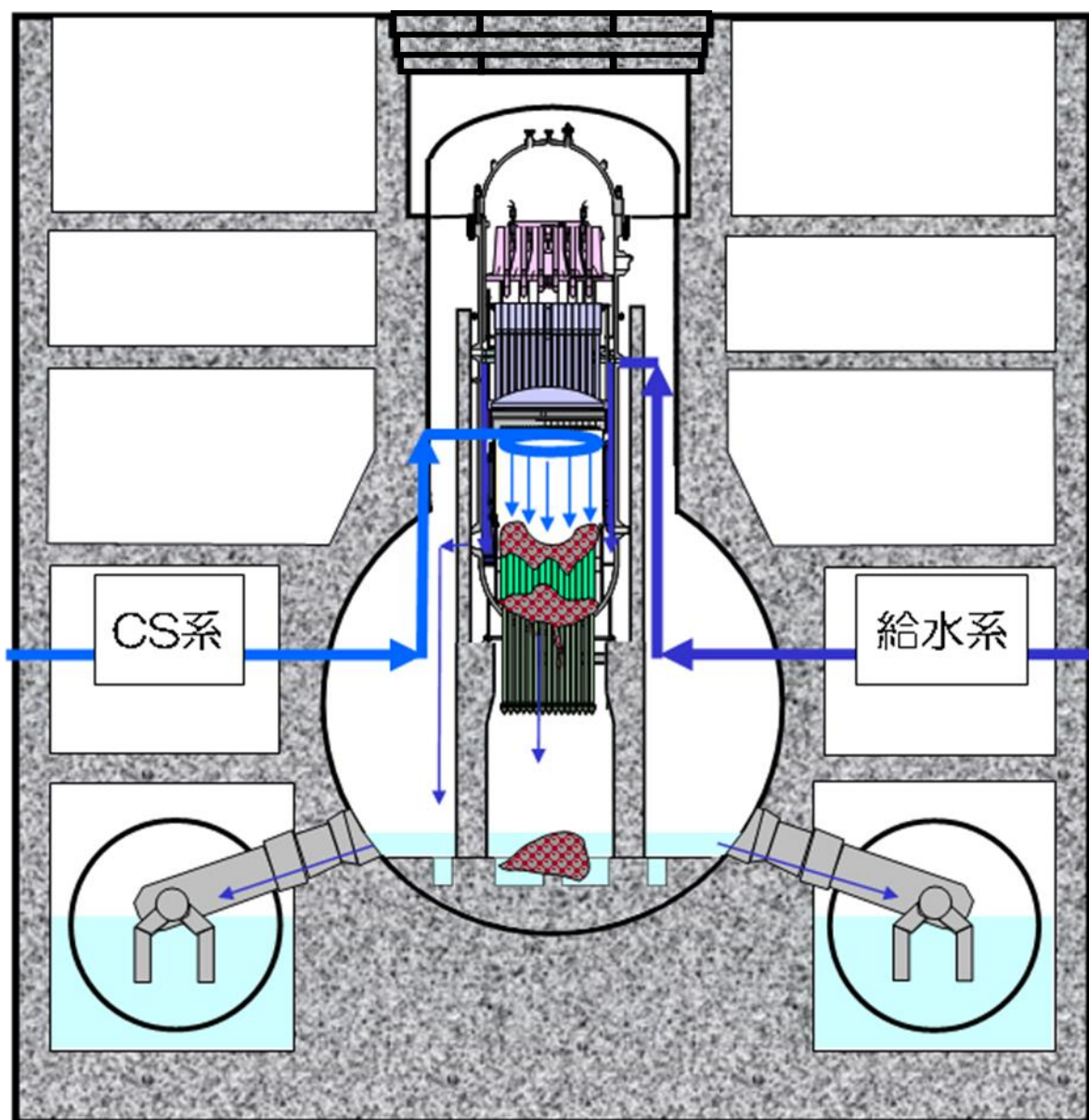


図 4.4.2-1 2号機 2015年5月20日時点の推定図^[2-8]

図 4.4.2-1 の推定図について、推定の特徴は次のとおり。

○推定の特徴

燃料デブリの分布について、事故後、溶融した燃料のうち、一部は RPV 下部プレナムに落下し、さらに一部は PCV 底部へ落下していると推定。
D/W シェルの破損の傾向を示す観測事実は確認されておらず、PCV 底部に

落下した燃料デブリが MCCI を起こしていたとしても、その範囲は限定的であると推定。

○3 回目の推定から更新した内容
無し。

○推定を裏付ける情報
無し。

4.4.3 3号機

2015年5月20日時点の推定図を図4.4.3-1に示す。

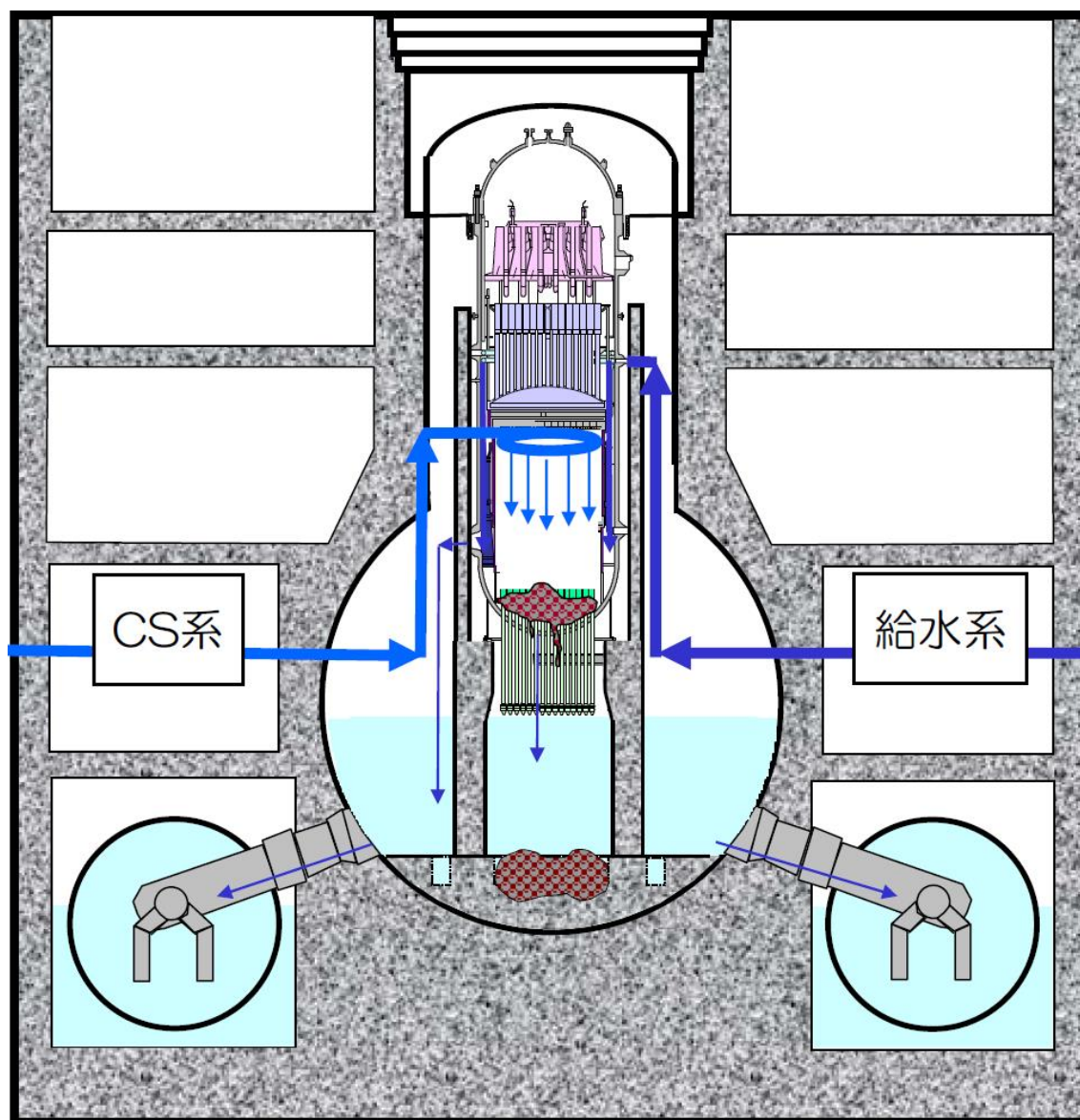


図 4.4.3-1 3号機 2015年5月20日時点の推定図^[3-7]

図 4.4.3-1 の推定図について、推定の特徴は次のとおり。

○推定の特徴

燃料デブリの分布について、事故後、溶融した燃料は RPV 下部プレナムに落下し、その多くがさらに PCV 底部へ落下していると推定。

○3回目の推定から更新した内容
無し。

○推定を裏付ける情報
無し。

4.5 5回目の推定（2015 年 12 月 17 日）

4.5.1 1号機

2015 年 12 月 17 日時点の推定図を図 4.5.1-1 に示す。

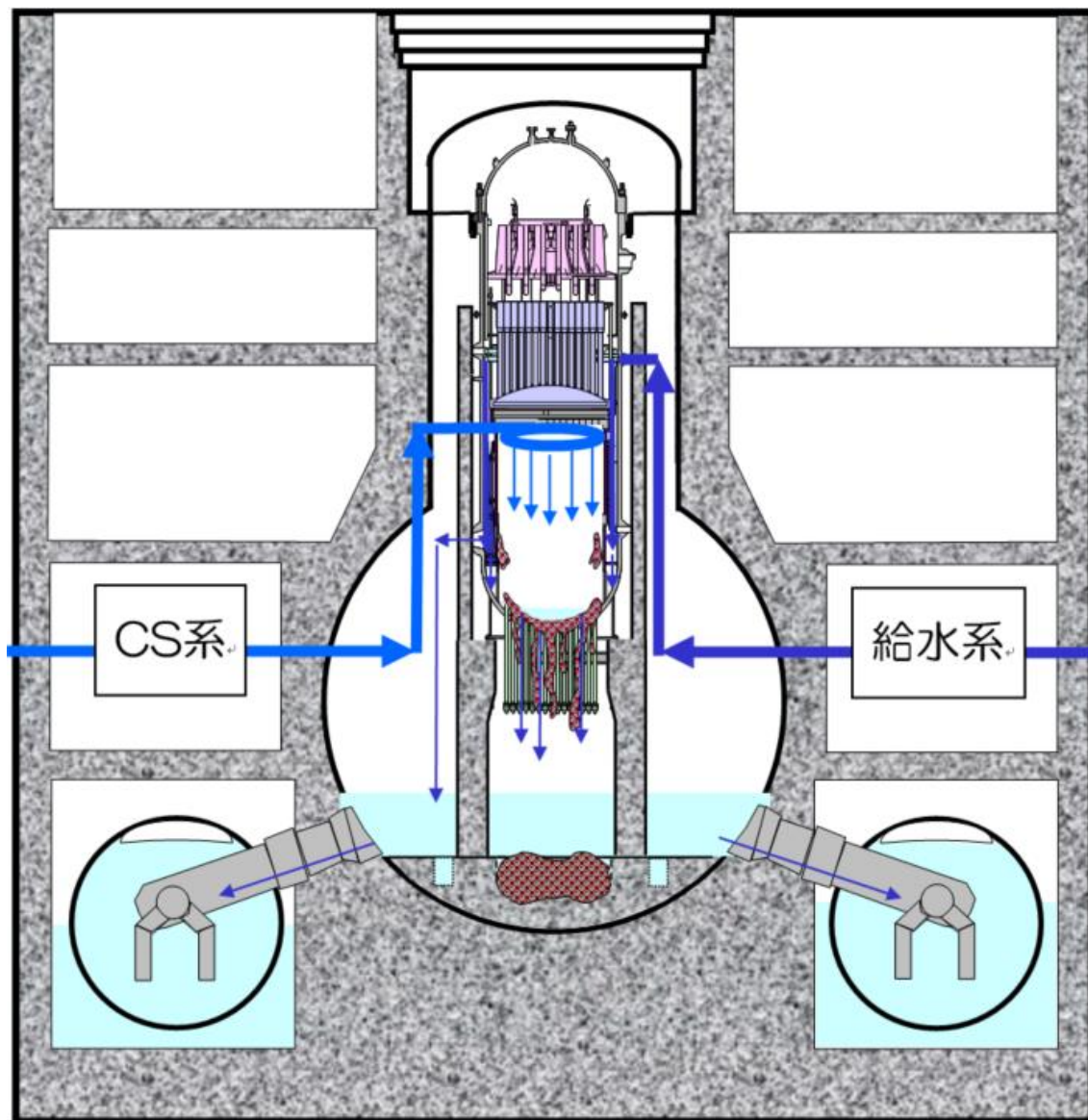


図 4.5.1-1 1号機 2015 年 12 月 17 日時点の推定図^[1-10]

図 4.5.1-1 の推定図について、推定の特徴、4 回目の推定から更新した内容、推定に役立った知見は次のとおり。

○推定の特徴

燃料デブリの分布について、事故後、溶融した燃料は、ほぼ全量が RPV 下部プレナムへ落下しており、元々の炉心部にはほとんど残存していない。下部

プレナムに落下した燃料デブリは、大部分が PCV 底部に落下したと推定。

○4 回目の推定から更新した内容

無し。

○推定を裏付ける情報

推定の内容が確からしいと考えられる情報を以下に示す。

・1 号機ミュオン測定装置による調査

資源エネルギー庁の「平成 25 年度廃炉・汚染水対策事業費補助金」に係る補助事業（原子炉内燃料デブリ検知技術の開発）として、IRID および高エネルギー加速器研究機構による、ミュオンを用いた原子炉透視技術（透過法）の開発が進められ、2015 年 2 月 9 日～5 月 21 日の 96 日間にデータ収集を行い、原子炉内の状態についての評価を行った。

図 4.5.1-2 に設計図面による 1 台の測定器でのミュオン計測結果の推定画像と、96 日分のデータを用いた実際のミュオン測定画像を示す。ミュオン透過法による測定の基本的な原理はレントゲンと同じであり、密度の高い物質が存在するところで多くのミュオンが吸収されるため、当該部分は黒く表示される。燃料が健全と仮定した推定画像では、原子炉内の炉心位置に黒い部分が現れている。一方、実際に測定した画像では、燃料プールや非常用復水器など、見えることが期待される機器は確認されるものの、元々の炉心位置には高密度の物質、つまり燃料を確認することができなかった。

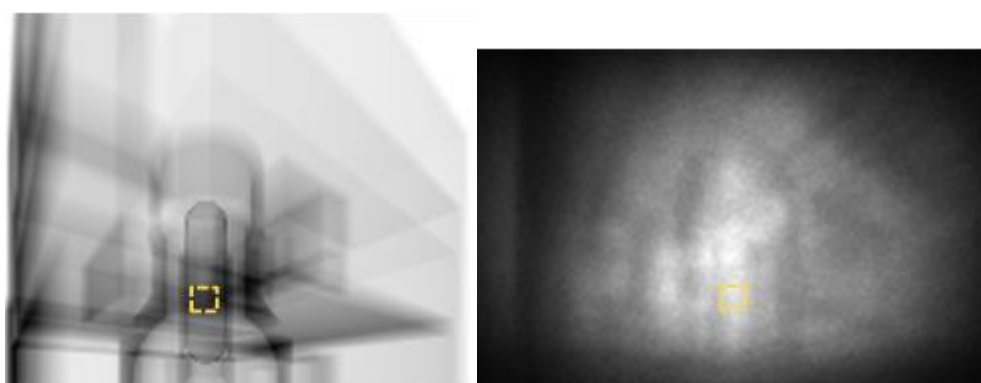


図 4.5.1-2 設計図面に基づくミュオン計測結果推定画像（左）と
96 日分のデータを用いたミュオン測定画像（右）
（破線部は炉心位置を示す） [1-11]

測定装置 2 台の測定結果を合成すると、3 次元的に再構成した情報が得られる。原子炉建屋の各高さ断面における高密度物質の分布図を図 4.5.1-3 に示す。分布図において、2 台ともに高密度と推定する場所は赤色を示している。分布図から、燃料プール位置には高密度物質の存在が確認できるが、炉心位置では確認できなかった。

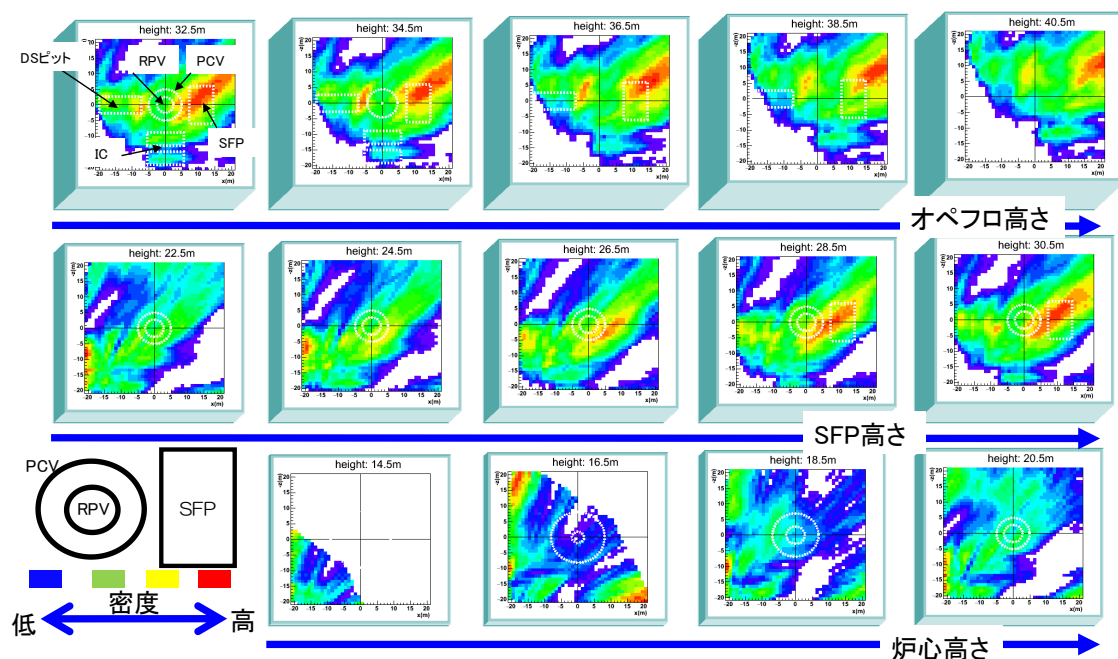


図 4.5.1-3 各高さ断面における高密度物質の分布図^[1・11]

これらの結果から、1 号機の炉心部には燃料がほとんど残っていないものと推定され、従来の推定と基本的に一致していることが確認された。

4.5.2 2号機

2015年12月17日時点の推定図を図4.5.2-1に示す。

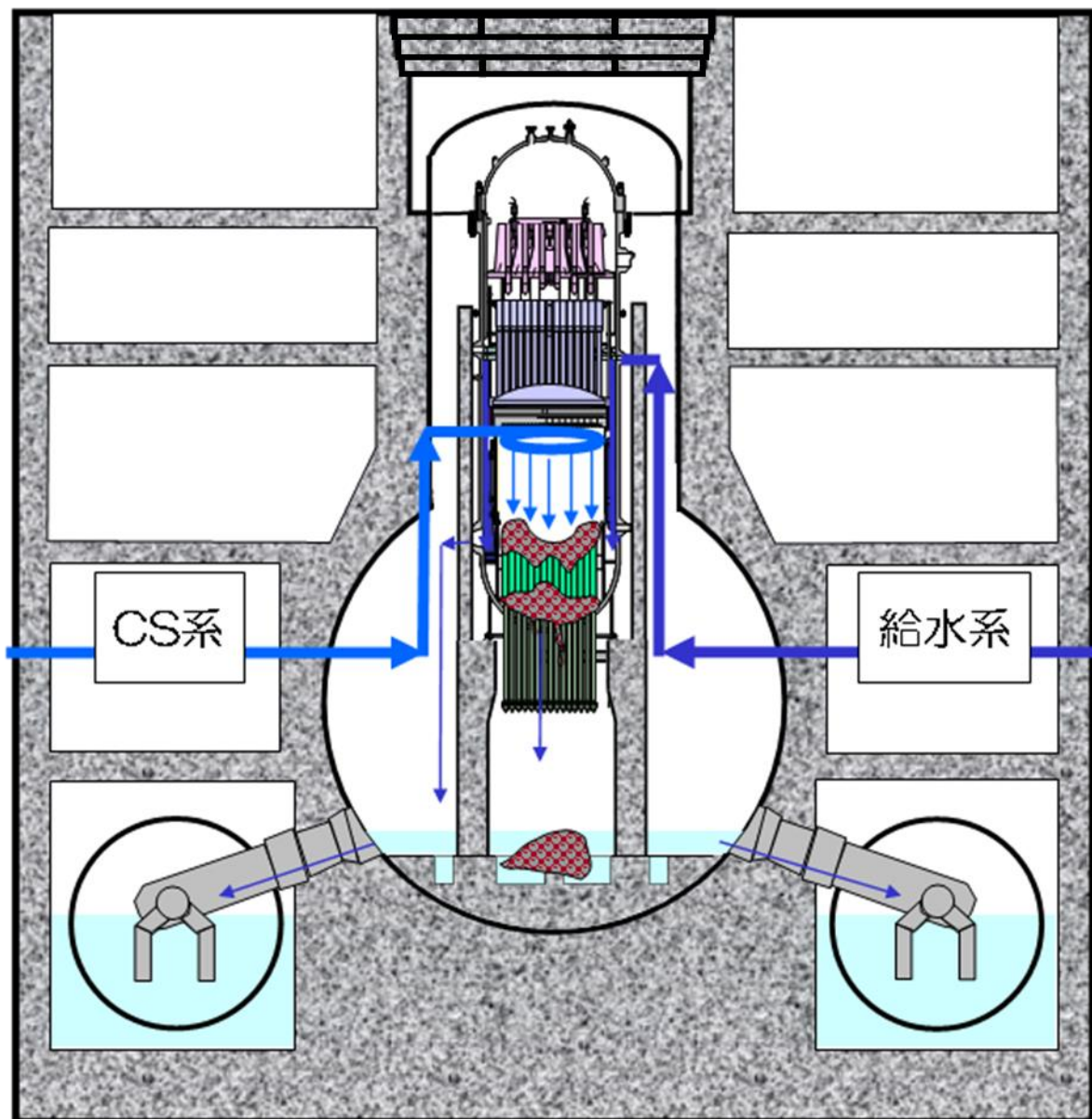


図 4.5.2-1 2号機 2015年12月17日時点の推定図^[2-9]

図4.5.2-1の推定図について、推定の特徴、推定を裏付ける情報は次のとおり。

○推定の特徴

燃料デブリの分布について、事故後、溶融した燃料のうち、一部はRPV下部プレナムに落下し、さらに一部はPCV底部へ落下していると推定。
D/Wシェルの破損の傾向を示す観測事実は確認されておらず、PCV底部に

落下した燃料デブリが MCCI を起こしていたとしても、その範囲は限定的であると推定。

○4 回目の推定から更新した内容
無し。

○推定を裏付ける情報

推定の内容が確からしいと考えられる情報を以下に示す。

・ S/C 底部の漏えい位置について

4.3.2 節で記載したとおり、S/C 内水位はトーラス室水位と連動すると考えられ、S/C 内の真空破壊弁は水没していないものと考えられる。

漏えい孔の位置と大きさについて、定量的な評価を行った結果、以下のとおり整理している。

- ・ S/C 下部にリーク孔を設定し、実測されたデータを元に S/C 水位変動を計算すると、S/C 水位は D/W 圧力・滞留水水位・注水量の影響を受けて変動していることが明らかになった。
- ・ 水位変動に伴う温度変化状況と実測温度データの整合が良くとれるリーク面積は約 9[cm²]であり、リーク孔の位置は O.P.512[mm] (S/C 底部より約 3[m]) 以下に存在する (図 4.5.2-2)。なお、上記リーク孔の位置以下の配管貫通部を表 4.5.2-1 に示す。

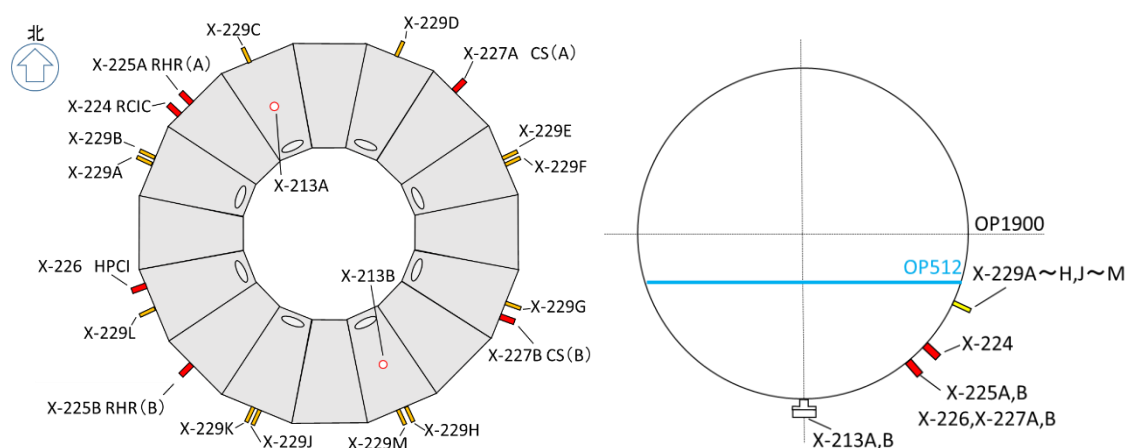


図 4.5.2-2 2 号機 S/C 構造図^[2-9]

貫通部番号	数量	名称	高さ[mm]
X-213A、B	2	ドレン用閉止板	O.P.-2550
X-224	1	RCIC ポンプサクシヨン	O.P.-960
X-225A、B	8	RHR ポンプサクシヨン	O.P.-1745
X-226	1	HPCI ポンプサクシヨン	O.P.-1745
X-227A、B	2	CS ポンプサクシヨン	O.P.-1745
X-229A～H、J～M	12	真空破壊弁駆動用空気系	O.P. 19

表 4.5.2-1 O.P.512[mm] (S/C 底部より約 3[m]) 以下の
2 号機 S/C 配管貫通部^[2-9]

以上のことから、S/C リーク孔が存在する可能性のある S/C 接続ラインは、ドレン用閉止板、RCIC、RHR、HPCI、CS のポンプサクシヨン、真空破壊弁駆動用空気系ラインであると考えられる。

それまでの窒素封入試験や S/C 内水位測定結果からも、S/C 水位はトラス室内滞留水とほぼ同レベルで連動しており、S/C 内の下部（配管含む）から液相漏えいが発生していることが確認されていた。2014 年 1 月時点で測定された S/C 水位（S/C 底部より約 5.7[m]）よりも低い S/C 底部より約 3[m]以下に漏えいがあるとの推定結果は、これを裏付けるものである。

4.5.3 3号機

2015年12月17日時点の推定図を図4.5.3-1に示す。

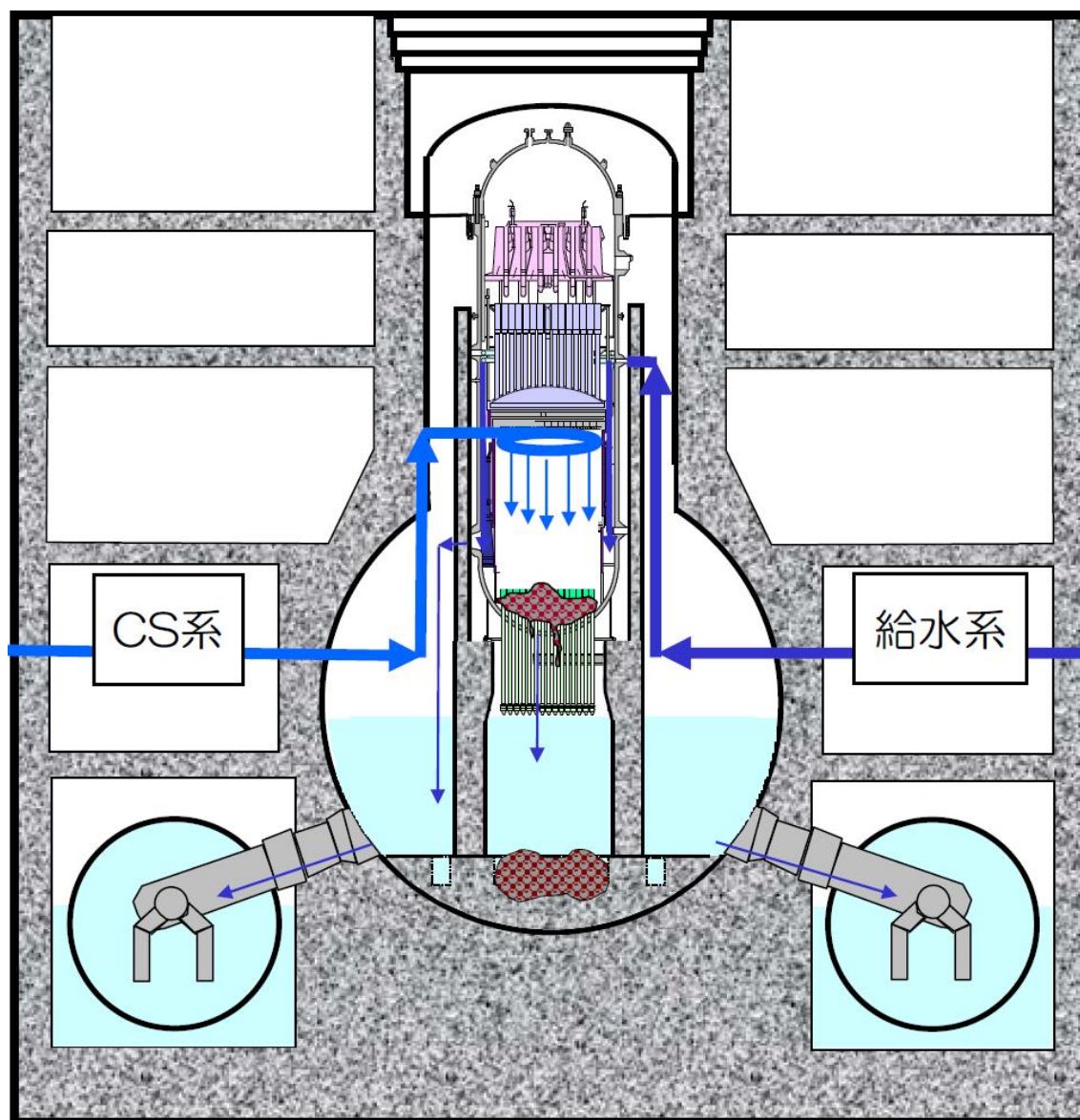


図4.5.3-1 3号機 2015年12月17日時点の推定図^[3-8]

図4.5.3-1の推定図について、推定の特徴、推定を裏付ける情報は次のとおり。

○推定の特徴

燃料デブリの分布について、事故後、溶融した燃料はRPV下部プレナムに落下し、その多くがさらにPCV底部へ落下していると推定。

D/Wの水位について、D/W床面から約6.3[m]であることを確認した。

○4回目の推定から更新した内容
無し。

○推定を裏付ける情報

推定の内容が確からしいと考えられる情報を以下に示す。

・D/Wの水位について

2015年10月20日、22日に実施したPCV内部調査ではX-53ペネトレーションより調査装置を挿入し、内部撮影、水位の確認、温度と線量の確認等を実施した。D/W内の滞留水の水位は、X-53ペネトレーションから70cm程度下方でD/W床面から約6.3[m]であり、4.1.3節で記載した格納容器の圧力から推定した値と概ね一致していた。

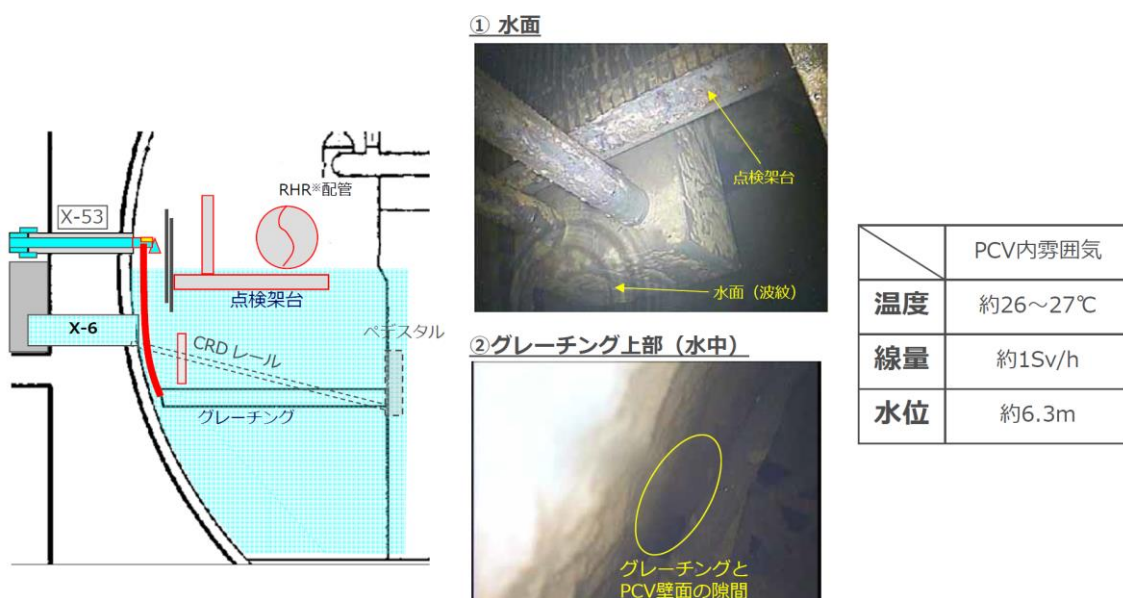


図 4.5.3.3 PCV 内部調査の結果[3-9]

4.6 6回目の推定（2016年7月）

4.6.1 1号機

2016年7月時点の推定図を図4.6.1-1に、拡大したものを図4.6.1-2に示す。

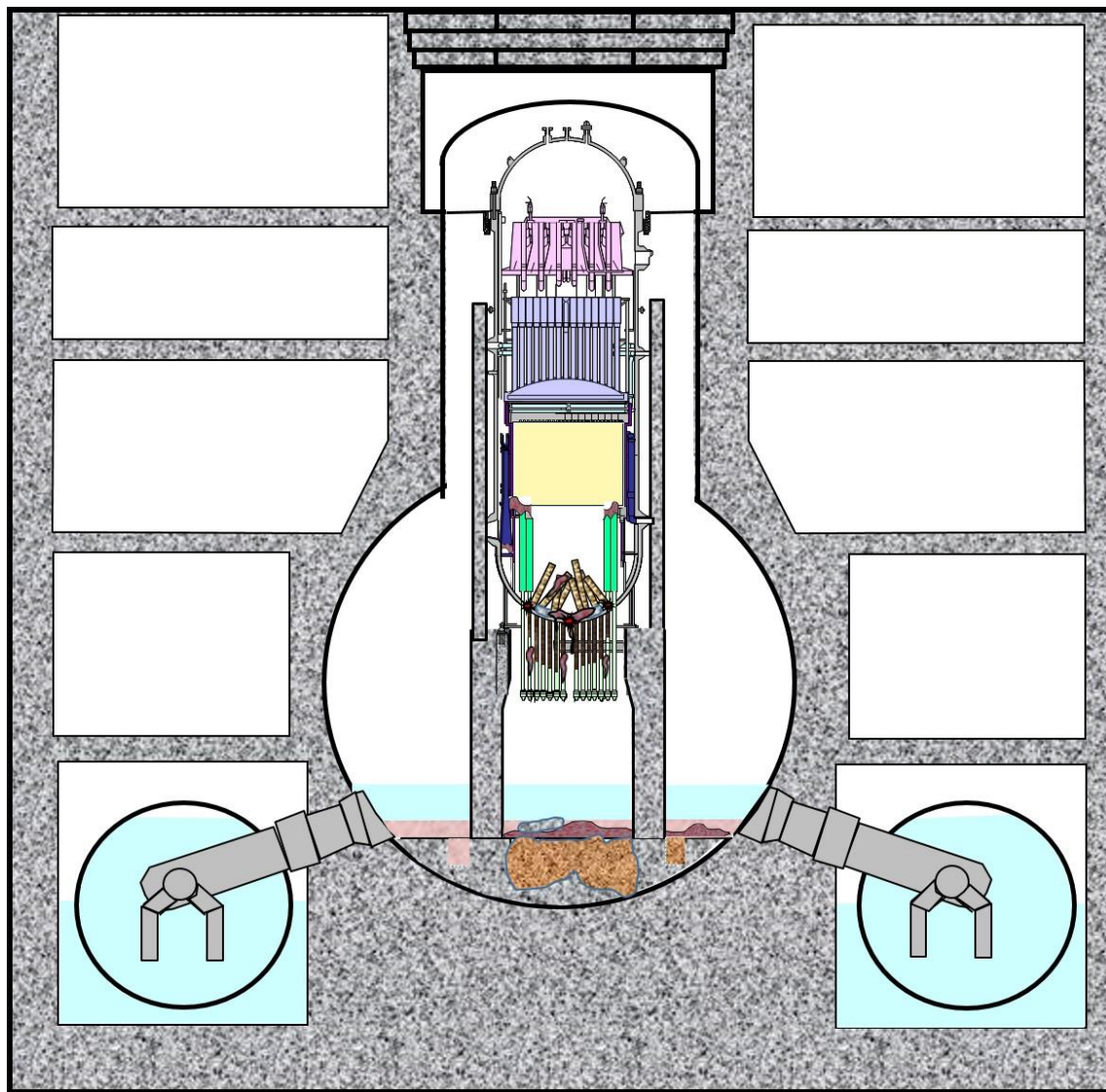


図 4.6.1-1 1号機 2016年7月時点の推定図^[1-12]

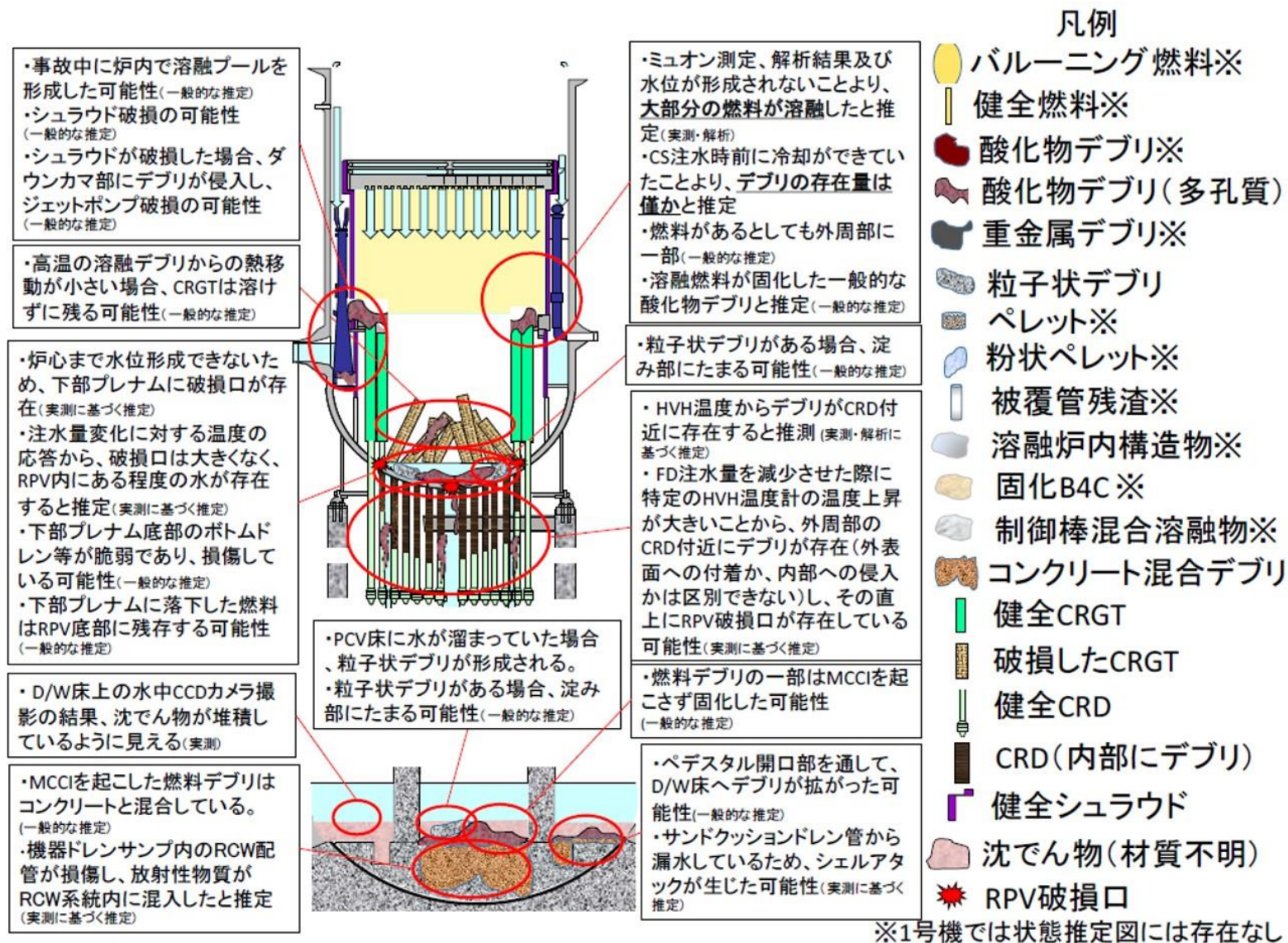


図 4.6.1-2 1号機 2016年7月時点の推定図(拡大) [1-13]

図 4.6.1-1、図 4.6.1-2 の推定図について、推定の特徴、5 回目の推定から更新した内容、推定に役立った知見は次のとおり。

○推定の特徴

燃料デブリの分布について、事故後、溶融した燃料は、ほぼ全量が RPV 下部プレナムへ落下しており、元々の炉心部にはほとんど残存していない。下部プレナムに落下した燃料デブリは、大部分が PCV 底部に落下したと推定。

RPV 内・PCV 内の構造物の状態について、RPV 底部にある CRGT は、燃料が溶融し落下する過程で破損し、RPV の下にある CRDハウジング内には燃料デブリが侵入している状況と推定。

PCV 底部には材質不明の沈殿物が堆積していると推定。

○5 回目の推定から更新した内容

RPV 内、PCV 底部に着目し、燃料デブリ分布に加え構造物の状態も推定することで、推定を精緻化した。

- ①燃料デブリの状態について、酸化したもの、粒子化したもの、PCV に落下しコンクリートと反応したものなど、様々な状態にあるものと推定。
- ②RPV 底部に、破損した CRGT があるものと推定。
- ③RPV 底部の外周部に CRGT が残存しているものと推定。
- ④RPV 下部プレナムに破損口が存在しているものと推定。
- ⑤RPV の下、CRDハウジングの状態について、中心部が損傷し、また CRDハウジング内部に燃料デブリが侵入しているものと推定。
- ⑥PCV 底部に、材質不明の沈殿物が堆積していると推定。

○5 回目の推定から更新した理由

- ①燃料デブリの状態について、酸化したもの、粒子化したもの、PCV に落下しコンクリートと反応したものなど、様々な状態にあるものと推定。

従来の知見から、事故時に溶融した燃料は、同じく溶融した被覆管や構造物と混ざり合っていると考えられる。また、被覆管や構造物の成分であるジルコニウムおよび鉄等は水蒸気-金属反応で酸化している可能性が高い。したがって、デブリの主成分は燃料の酸化ウランや被覆管の酸化ジルコニウム、および構造物の酸化鉄等と考えられる。

また、溶融物が下部に移行し水と接触する過程、あるいは酸化し脆化した構造物等が崩壊する過程等で粒子状のデブリが生成したものと考えられる。生成した粒子状デブリは RPV 内・PCV 内の淀み部（水の流れのない

箇所)に存在している可能性が考えられる。

さらに、PCVに落下した燃料デブリはPCV床面、あるいはペデスタル壁面のコンクリートと反応(MCCI)したものと考えられる。

②RPV底部に、破損したCRGTがあるものと推定。

従来の知見から、RPV下部プレナムに林立しているCRGTは、高温になり炉心部から下方へ移行してきた燃料の移行経路上にあるため、移行する過程で溶融、あるいは損傷したものと考えられる。したがって、損傷したCRGTがRPV底部に残っている可能性が考えられる。

③RPV底部の外周部にCRGTが残存しているものと推定。

従来の知見から、RPV下部プレナムに林立しているCRGTは、高温になり炉心部から下方へ移行してきた燃料の移行経路上にあるが、燃料デブリからの熱移動が小さい場合、ある程度溶けずに残っている可能性があると考えられる。炉心部の温度は中央部から上昇し、そこから燃料の溶融が進み、そのまま下方に移行するものと考えられるため、外周部にCRGTが残っている可能性が考えられる。

④RPV下部プレナムに破損口が存在しているものと推定。

原子炉の冷却のためにFDW系およびCS系からRPV内へ注水を実施しているにも関わらず、校正した原子炉水位計の指示値が燃料有効頂部よりマイナス5[m]以下と指示する結果が得られたように、炉心部まで水位形成できていない状況である。したがって、下部プレナムに破損口が存在し、そこから水が流出していると推測される。

⑤RPVの下、CRDハウジングの状態について、中心部が損傷し、またCRDハウジング内部に燃料デブリが侵入しているものと推定。

従来の知見から、RPV下部においてCRGTおよびその下部にあるCRDが燃料デブリにより侵食を受けた場合、CRD配管内部に燃料デブリが侵入している可能性があると考えられる。CRD配管内部に侵入した燃料デブリは、配管内部で固化し留まっている可能性も考えられる。

⑦⑥PCV 底部に、材質不明の沈殿物が堆積していると推定。

2012 年 10 月に PCV 内部の状況把握のため X-100B ペネから CCD カメラを挿入し内部の画像を取得した（図 4.6.1-3）。底部に沈殿物が堆積していることが確認されたが、物質の特定は行われていない。また、堆積物の内に青色に見える破片形状のものが確認されており、これは溶融した鉛と推定される。

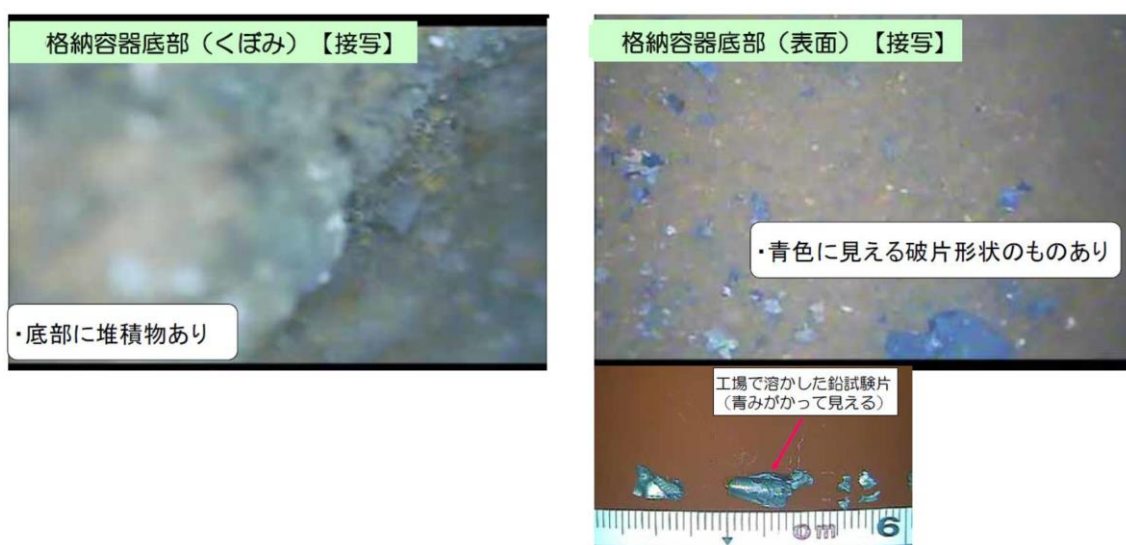


図 4.6.1-3 PCV 床上の撮影画像^[1-14]

○推定を裏付ける情報
無し。

4.6.2 2号機

2016年7月時点の推定図を図4.6.2-1に、拡大したものを図4.6.2-2に示す。

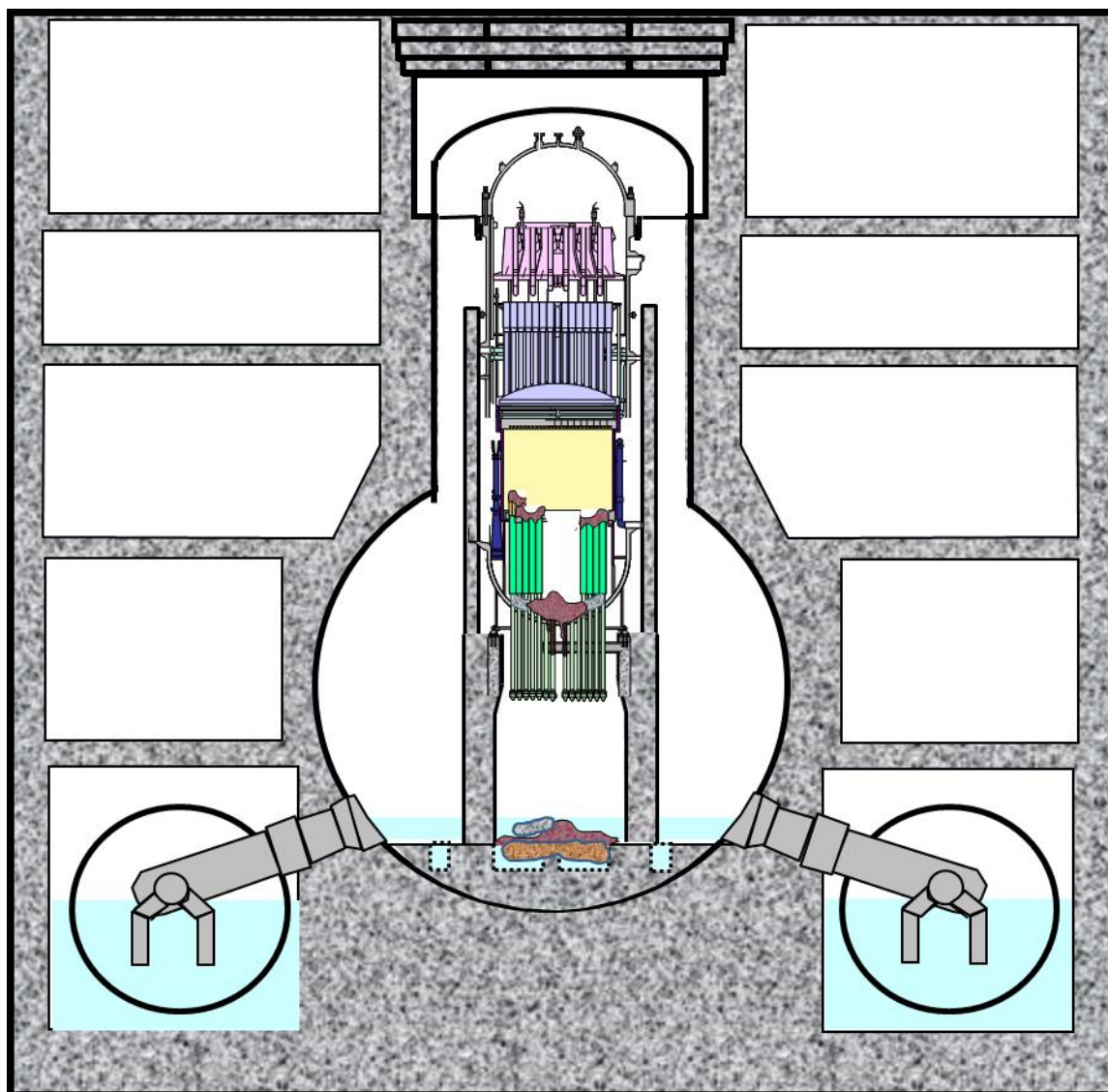


図 4.6.2-1 2号機 2016年7月時点の推定図^[2-10]

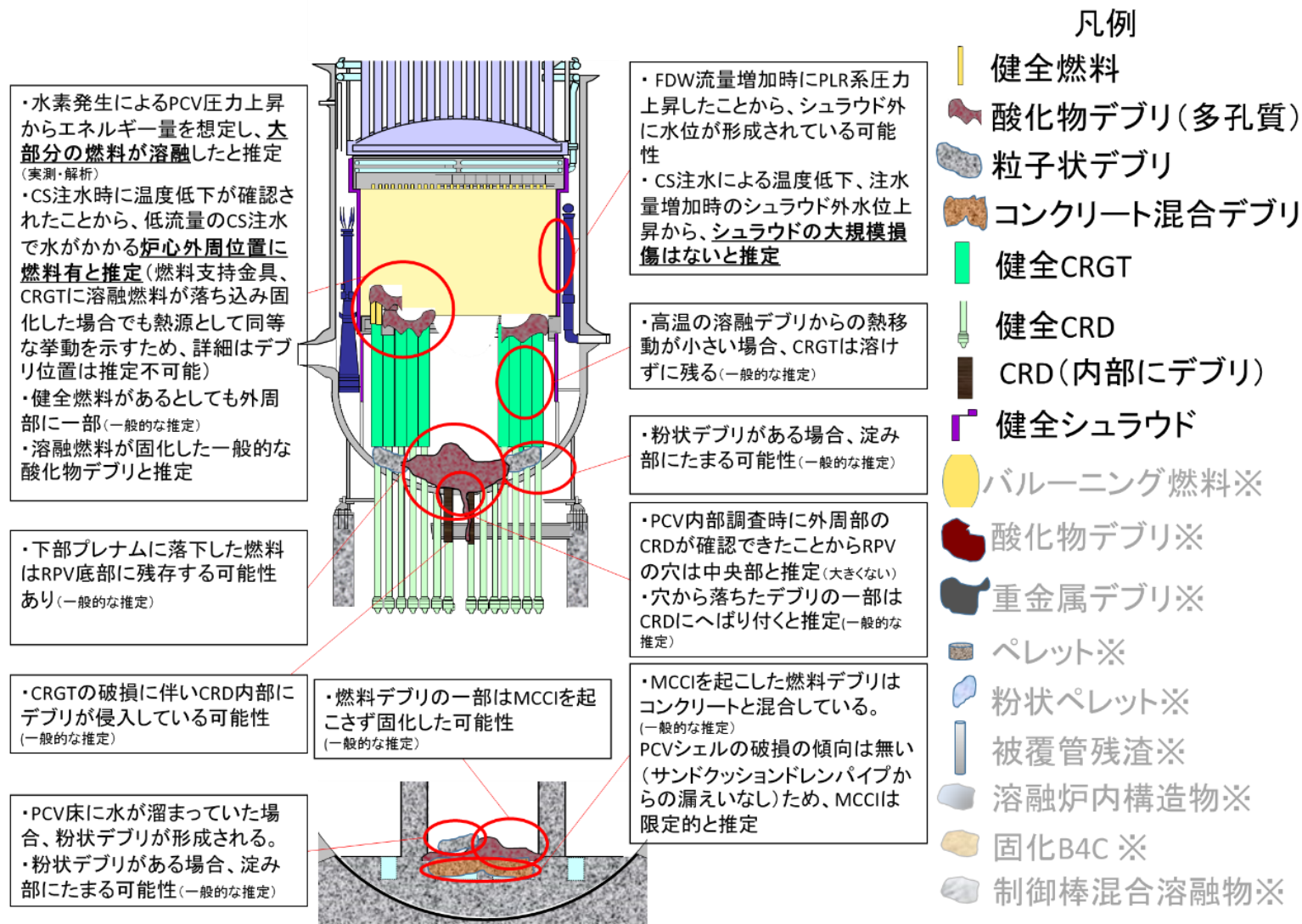


図 4.6.2-2 2号機 2016年7月時点の推定図(拡大) [2-10]

図 4.6.2-1、図 4.6.2-2 の推定図について、推定の特徴、5 回目の推定から更新した内容、5 回目の推定から更新した理由、推定を裏付ける情報は次のとおり。

○推定の特徴

燃料デブリの分布について、事故後、熔融した燃料のうち、一部は RPV 下部プレナムに落下し、さらに一部は PCV 底部へ落下していると推定。RPV 内においては、燃料の一部は炉心部に残存しており、RPV 底部に多くが存在しているものと推定。PCV に落下した燃料デブリは少なく、MCCI は限定的であると推定。

RPV 内・PCV 内の構造物の状態について、RPV の下にある CRD ハウジング内には燃料デブリが侵入している状況と推定。

○5 回目の推定から更新した内容

RPV 内、PCV 底部に着目し、燃料デブリ分布に加え構造物の状態も推定することで、推定を精緻化した。

- ①燃料デブリの状態について、酸化したもの、粒子化したもの、PCV に落下しコンクリートと反応したものなど、様々な状態にあるものと推定。
- ②炉心部の外周部に、溶け残った燃料が残存しているものと推定。
- ③RPV 底部の外周部に CRGT が残存しているものと推定。
- ④RPV の下、CRD ハウジングの状態について、中心部が損傷し、また CRD ハウジング内部に燃料デブリが侵入しているものと推定。

○5 回目の推定から更新した理由

- ①燃料デブリの状態について、酸化したもの、粒子化したもの、PCV に落下しコンクリートと反応したものなど、様々な状態にあるものと推定。

従来の知見から、事故時に熔融した燃料は、同じく熔融した被覆管や構造物と混ざり合っていると考えられる。また、被覆管や構造物の成分であるジルコニウムおよび鉄等は水蒸気-金属反応で酸化している可能性が高い。したがって、デブリの主成分は燃料の酸化ウランや被覆管の酸化ジルコニウム、および構造物の酸化鉄等と考えられる。

また、熔融物が下部に移行し水と接触する過程、あるいは酸化し脆化した構造物等が崩壊する過程等で粒子状のデブリが生成したものと考えられる。生成した粒子状デブリは RPV 内・PCV 内の淀み部（水の流れのない箇所）に存在している可能性が考えられる。

さらに、PCV に落下した燃料デブリは PCV 床面、あるいはペDESTAL

壁面のコンクリートと反応（MCCI）したものと考えられる。

②炉心部の外周部に、溶け残った燃料が残存しているものと推定。

図 4.6.2-3 に示すとおり、2011 年 9 月 14 日に CS 系からの注水を開始して以降、RPV および PCV 内の各部の温度は低下している。ただし、CS 系による注水開始以降で図 4.6.2-3 に示す期間において、最大の注水量は $7.2[\text{m}^3/\text{h}]$ であり、CS 系の設計流量 $1141[\text{m}^3/\text{h}]$ に比べてかなり少ない流量である。低流量であれば、スプレイ水はそれほど広がらないと考えられ、つまりは、低流量の CS 系からの注水でも水がかかる部分、例えば炉心外周位置に燃料がある可能性が考えられる。ただし、この情報では、外周位置に熱源がある可能性を示唆しているものの、炉心部の外周位置に燃料デブリが残存しているか、あるいは燃料支持金具や CRGT に溶融燃料が落ち込み固化した燃料デブリが熱源となっているのかは区別できず、垂直方向の詳細な燃料デブリ分布は判断できない。

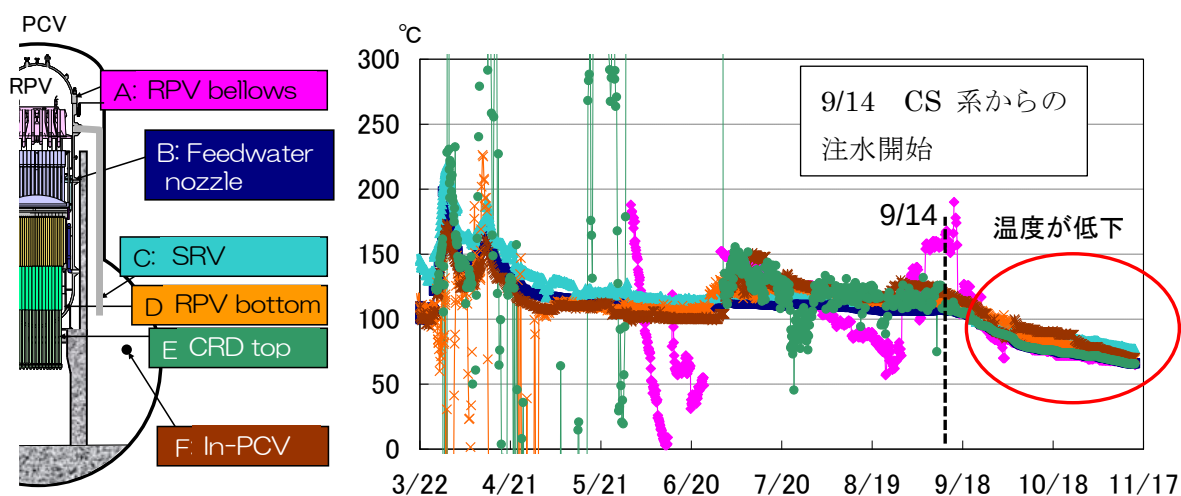


図 4.6.2-3 2 号機 PCV 各部の温度 (2011 年) [2-11]

従来の知見から、炉心部の温度は中央部から上昇し、そこから燃料の溶融が進むと考えられる。RPV 内外周部の垂直方向において燃料デブリの詳細な位置を判断することはできないものの、溶け残った燃料が炉心の外周部に一部残っているものと推定した。

③RPV 底部の外周部に CRGT が残存しているものと推定。

従来の知見から、RPV 下部プレナムに林立している CRGT は高温になり炉心部から下方へ移行してきた燃料の移行経路上にあるが、燃料デブリからの熱移動が小さい場合、ある程度溶けずに残っている可能性があると考えられる。炉心部の温度は中央部から上昇し、そこから燃料の溶融が進み、そのまま下方に移行するものと考えられるため、外周部に CRGT が残っている可能性が考えられる。

④RPV の下、CRD ハウジングの状態について、中心部が損傷し、また CRD ハウジング内部に燃料デブリが侵入しているものと推定。

図 4.6.2-4 に示すように、2013 年 8 月に X-53 ペネから調査装置を投入し、CRD 交換レールおよび RPV ペデスタル開口部近傍の調査が実施されている。図 4.6.2-4 中(3)のポイントからペデスタル内に向けて撮影された写真には、U 字型のケーブルが観察できる。次に、図 4.6.2-5 は 5 号機のペデスタル内部の様子を表しているが、左側の写真は図 4.6.2-4 中の写真と同じアングルで撮影されたものであり、2 号機同様に U 字型のケーブルがあるのが確認できる。したがって、確認された外周部では CRD ハウジングが損傷している様子は確認できないことから、中央部が損傷しているものと推定した。

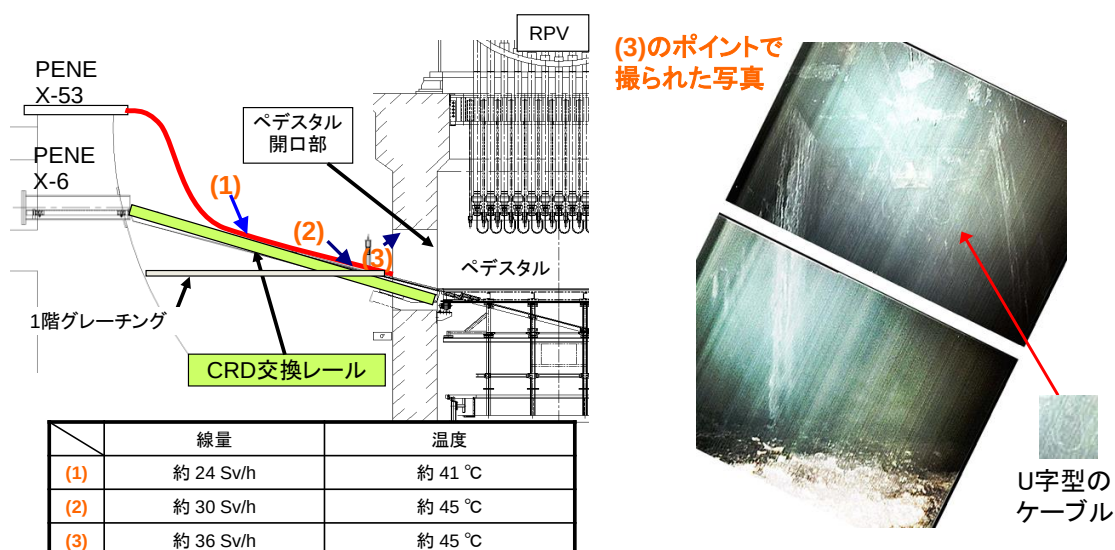


図 4.6.2-4 2 号機ペデスタル内部の画像[2-9][2-12]



ペデスタル開口部から中を覗いた様子



RPV下部を見上げた様子

図 4.6.2-5 5号機ペデスタル内部の画像^[2-12]

また、従来の知見から、RPV 下部において CRGT、および、その下部にある CRD が燃料デブリにより侵食を受けた場合、CRD 配管内部に燃料デブリが侵入している可能性があると考えられる。CRD 配管内部に侵入した燃料デブリは、配管内部で固化し留まっている可能性も考えられる。

○推定を裏付ける情報

推定の内容が確からしいと考えられる情報を以下に示す。

・水素発生に伴う PCV 圧力上昇

2号機では、2011年3月14日18時にSRV強制開に伴う原子炉の減圧に成功しているが、その後夜から翌未明にかけて、3度の原子炉圧力の上昇が発生している（図 4.6.2-6）。この挙動について、記録上はSRVの開操作に伴うもの（圧力上昇=SRV 閉、圧力低下=SRV 開）とされている。ただし、SRVの開閉状態を直接確認できていたわけではない。

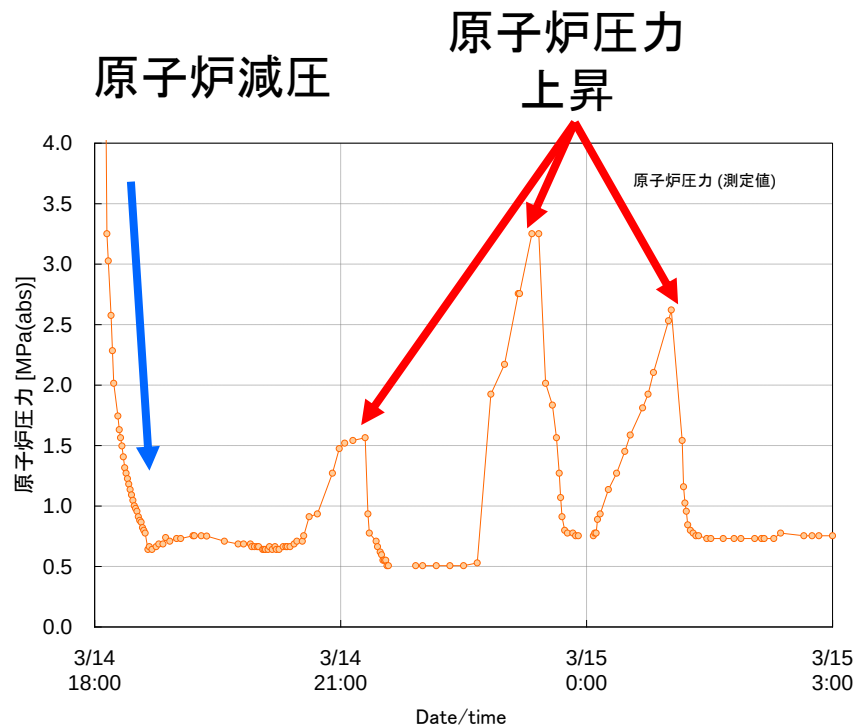


図 4.6.2-6 RPV 減圧後の原子炉圧力の上昇^[2-13]

この圧力上昇にあわせて、大量の水素発生に伴うと考えられる PCV 圧力の上昇が確認されており、この圧力上昇は 2 号機の事故進展と大きく関連していると考えられる。それは、水-ジルコニウム反応に伴う水素の発生は発熱反応であり、水素の発生量が多いということは、エネルギーの発生量が多いということになり、その分燃料の溶融が進んだと考えられるためである。

この原子炉圧力の挙動について、未解明問題に関する検討では、汎用の熱流動解析コードである GOTHIC (Generation of Thermal-Hydraulic Information for Containments) を用いて、蒸気および水素の発生量を調整することで原子炉圧力と D/W 圧力の実測値の再現を試みている (図 4.6.2-7)。

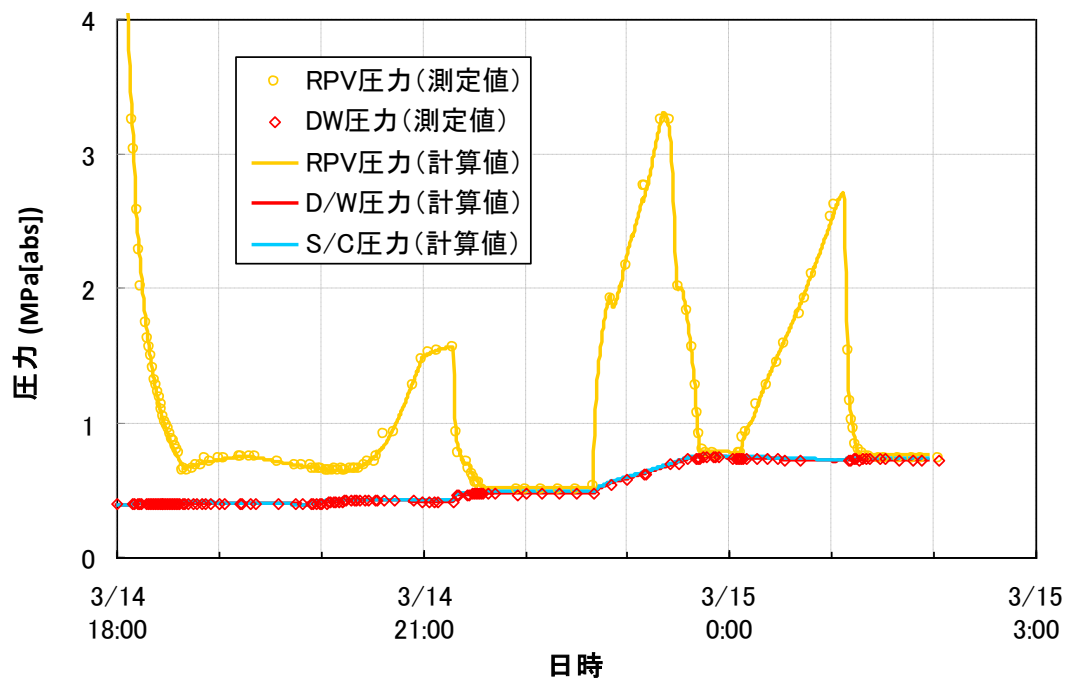


図 4.6.2-7 原子炉圧力および PCV 圧力の実測値と GOTHIC による解析結果の比較^[2-13]

圧力の実測値を再現し、かつ現実的な蒸気および水素の発生量としては、図 4.6.2-8 に示すような発生量を想定する必要がある、2 回目のピークのところまでに炉内のジルコニウムの多くが反応し、2 回目のピークのところで水素の発生量が特に顕著となる結果が得られた。

したがって、水-ジルコニウム反応に伴う水素発生とエネルギー発生の関係から、2 つ目のピークのところで大部分の燃料が溶融したものと考えられる。これは、炉心部の大部分が RPV 下部に移行しているとの従来の推定を裏付けるものである。

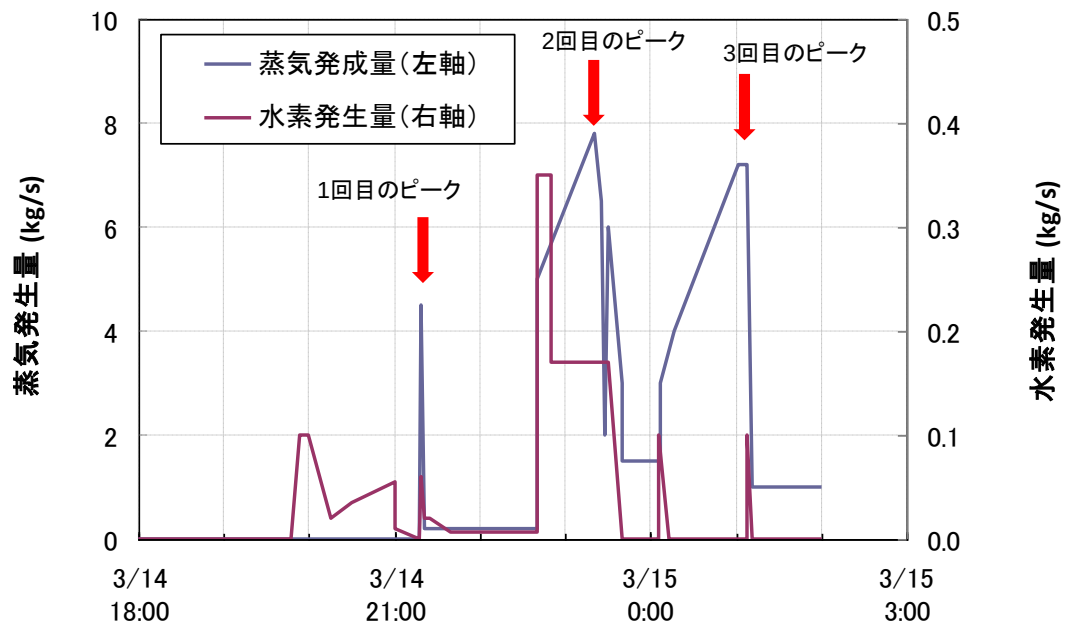


図 4.6.2-8 GOTHIC 解析における蒸気および水素の発生量の設定^[2-13]

・シュラウド部について

図 4.6.2-9 は、2011 年 12 月～2012 年 2 月までの FDW 系からの注水量と PLR 入口圧力から推定したアニュラス部の水位の関係を表している。FDW 系からの注水量が変化するに応じて、PLR 入口圧力から想定されるアニュラス部の水位、すなわちシュラウド外の水位が上昇している様子が確認できる。

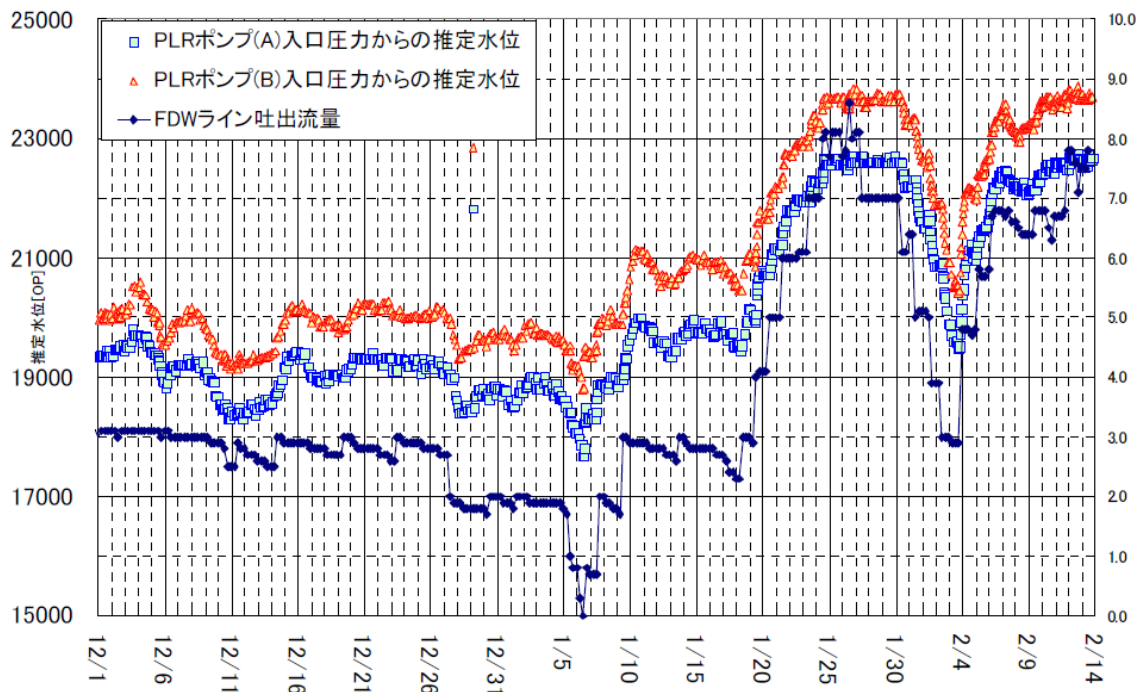
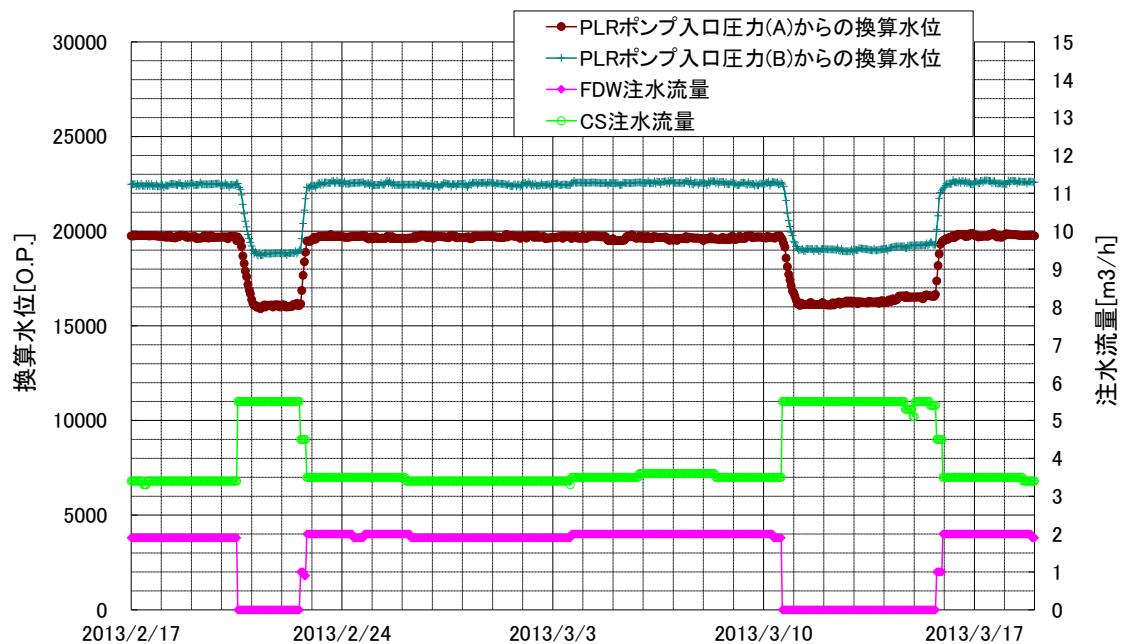


図 4.6.2-9 FDW 系からの注水量と PLR 入口圧力から推定したアニュラス部の水位の関係 (2011 年 12 月～2012 年 2 月) [2-13]

このことから次の 2 つの可能性が考えられる。一つ目はシュラウドの損傷程度は小さく、シュラウド外に水位が形成されている可能性であり、二つ目は FDW 系からの注水量が増加しているため、シュラウドは損傷しているものの RPV 内の水位が上昇している可能性である。

図 4.6.2-10 は、同様に 2013 年 2 月～2013 年 3 月の FDW 系からの注水量と PLR 入口圧力から推定したアニュラス部の水位の関係を表している。グラフで示している期間には、FDW 系からの注水量と CS 系からの注水量の合計は変えずに、FDW 系からの注水量をゼロにしている期間が 2 箇所ある。このタイミングでちょうど、PLR 入口圧力から推定したアニュラス部の水位は低下している。この挙動は、シュラウド外には水位がある程度形成されていることに起因すると考えられ、上述の 2 つの可能性のうち前者の状況である可能性が高い。したがって、シュラウドが大きく損傷している可能性は小さいと考えられる。



4.6.2-10 FDW 系、CS 系からの注水量と PLR 入口圧力から推定した
アニュラス部の水位の関係（2013 年 2 月～2013 年 3 月）[2-10]

また、図 4.6.2-3 に示すように、2011 年 9 月 14 日から開始した CS 系からの注水に伴って、PCV 各部の温度が一様に低下している。なお、この時の FDW 系からの注水量は CS 系開始前後において、同程度の流量である。

このことから、熱源は CS 系からの注水で冷却される箇所にあると考えられ、シュラウドが損傷しシュラウド外に熱源が移行している可能性は小さく、つまり、シュラウドが大きく損傷している可能性は小さいと考えられる。

4.6.3 3号機

2016年7月時点の推定図を図4.6.3-1に、拡大したものを図4.6.3-2に示す。

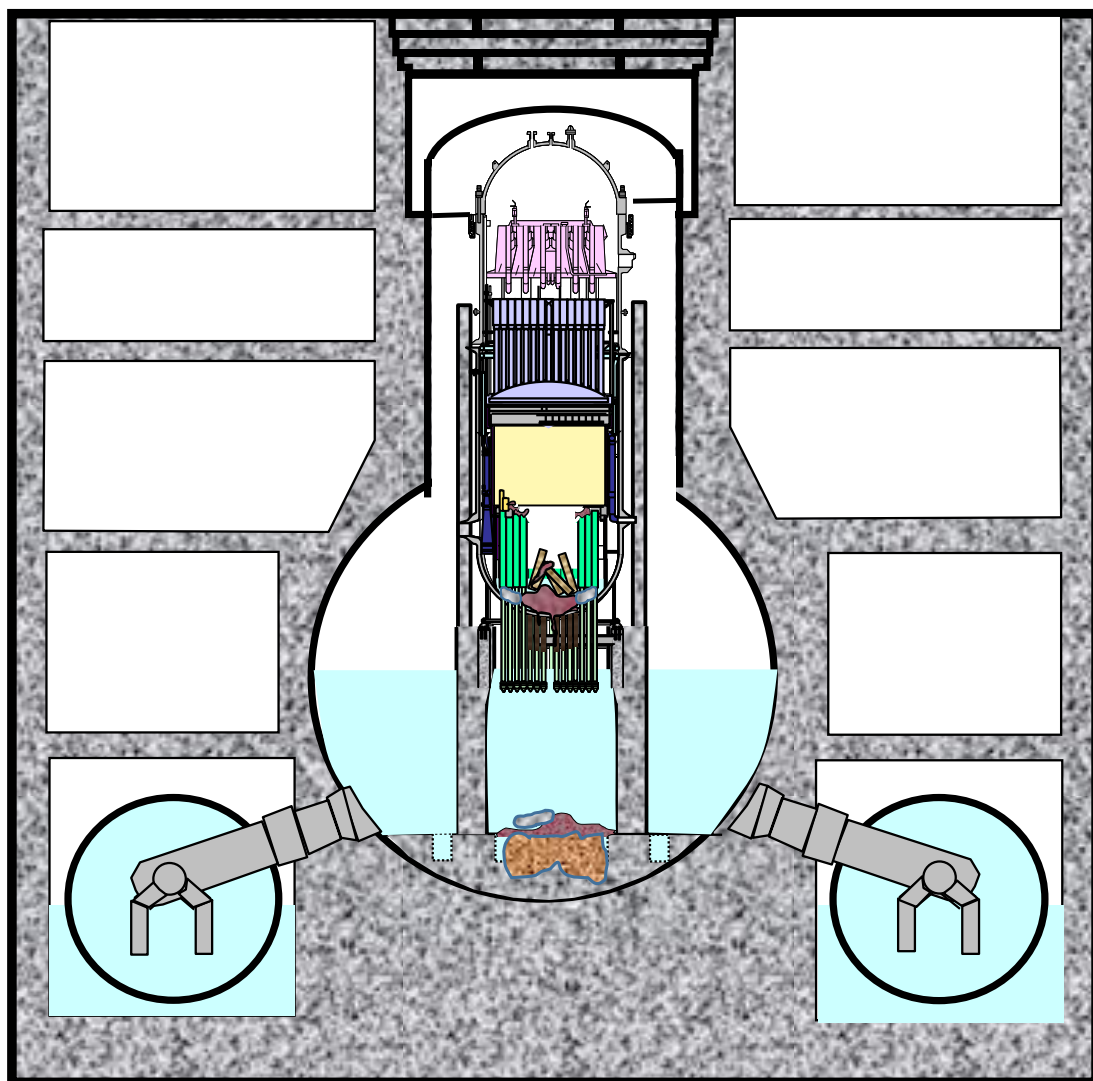


図 4.6.3-1 3号機 2016年7月時点の推定図^[3-10]

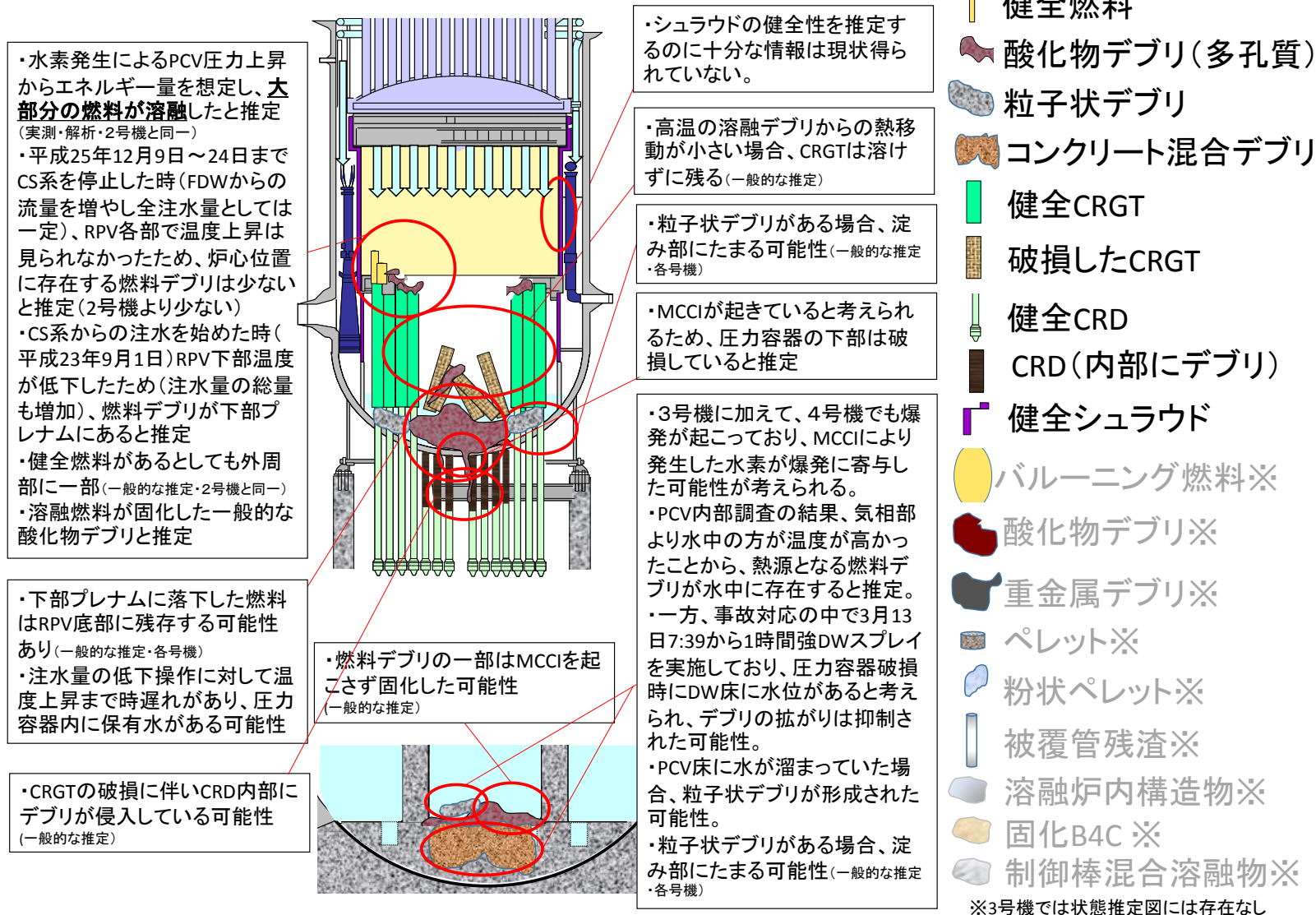


図 4.6.3-2 3号機 2016年7月時点の推定図(拡大) [3-10]

図 4.6.3-1、図 4.6.3-2 の推定図について、推定の特徴、5 回目の推定から更新した内容、5 回目の推定から更新した理由、推定を裏付ける情報は次のとおり。

○推定の特徴

燃料デブリの分布について、事故後、溶融した燃料は RPV 下部プレナムに落下し、その多くがさらに PCV へ落下していると推定。RPV 内においては、炉心部に残る燃料デブリは少なく、RPV 底部に一部存在しているものと推定。PCV に落下した燃料デブリは多いものの、床一面に広がっている状況にはないものと推定。

RPV 内・PCV 内の構造物の状態について、RPV 底部にある CRGT は、燃料が溶融し落下する過程で破損し、RPV の下にある CRDハウジング内には燃料デブリが侵入している状況と推定。

○5 回目の推定から更新した内容

RPV 内、PCV 底部に着目し、燃料デブリ分布に加えて構造物の状態も推定することで、推定を精緻化した。

- ①燃料デブリの状態について、酸化したもの、粒子化したもの、PCV に落下してコンクリートと反応したものなど、様々な状態にあるものと推定。
- ②炉心部の外周部に、溶け残った燃料が残存しているものと推定。
- ③RPV 底部に、破損した CRGT があるものと推定。
- ④RPV 底部の外周部に CRGT が残存しているものと推定。
- ⑤RPV 底部に水が溜まっているものと推定。
- ⑥RPV の下、CRDハウジングの状態について、中心部が損傷し、また CRDハウジング内部に燃料デブリが侵入しているものと推定。

○5 回目の推定から更新した理由

- ①燃料デブリの状態について、酸化したもの、粒子化したもの、PCV に落下してコンクリートと反応したものなど、様々な状態にあるものと推定。

従来の知見から、事故時に溶融した燃料は、同じく溶融した被覆管や構造物と混ざり合っていると考えられる。また、被覆管や構造物の成分であるジルコニウムおよび鉄等は水蒸気-金属反応で酸化している可能性が高い。したがって、デブリの主成分は燃料の酸化ウランや被覆管の酸化ジルコニウム、および構造物の酸化鉄等と考えられる。

また、溶融物が下部に移行し水と接触する過程、あるいは酸化し脆化した構造物等が崩壊する過程等で粒子状のデブリが生成したものと考えられ

る。生成した粒子状デブリは RPV 内・PCV 内の淀み部（水の流れのない箇所）に存在している可能性が考えられる。

さらに、PCV に落下した燃料デブリは PCV 床面、あるいはペデスタル壁面のコンクリートと反応（MCCI）したものと考えられる。

②炉心部の外周部に、溶け残った燃料が残存しているものと推定。

従来の知見から、炉心部の温度は中央部から上昇し、そこから燃料の溶融が進むと考えられ、この当時は、溶け残った燃料が外周部に一部残っているものと推定した。

③RPV 底部に、破損した CRGT があるものと推定。

従来の知見から、RPV 下部プレナムに林立している CRGT は、高温になり炉心部から下方へ移行してきた燃料の移行経路上にあるため、移行する過程で溶融、あるいは損傷したものと考えられる。したがって、損傷した CRGT が RPV 底部に残っている可能性が考えられる。

④RPV 底部の外周部に CRGT が残存しているものと推定。

従来の知見から、RPV 下部プレナムに林立している CRGT は、高温になり炉心部から下方へ移行してきた燃料の移行経路上にあるが、燃料デブリからの熱移動が小さい場合、ある程度溶けずに残っている可能性があると考えられる。また、炉心部の温度は中央部から上昇し、そこから燃料の溶融が進み、そのまま下方に移行するものと考えられるため、外周部に CRGT が残っている可能性が考えられる。

⑤RPV 底部に水が溜まっているものと推定。

2012 年 2 月に CS 系および FDW 系からの注水量を低下させた際、時間遅れをもって緩やかに温度変化している様子が確認された（図 4.6.3-3）。明確な温度上昇が確認できるまでおよそ 12 時間程度を要し、その後およそ 7 日程度で温度が安定した。したがって、この当時は、この時間遅れの要因として、RPV 底部にある程度水がある可能性があるものと推定した。

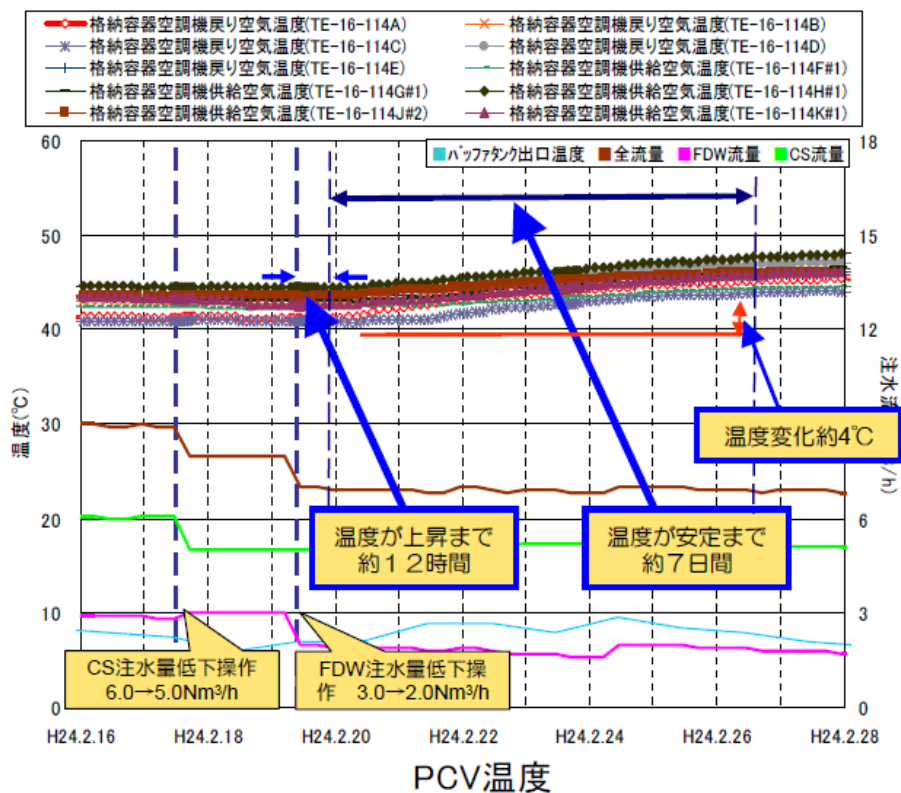
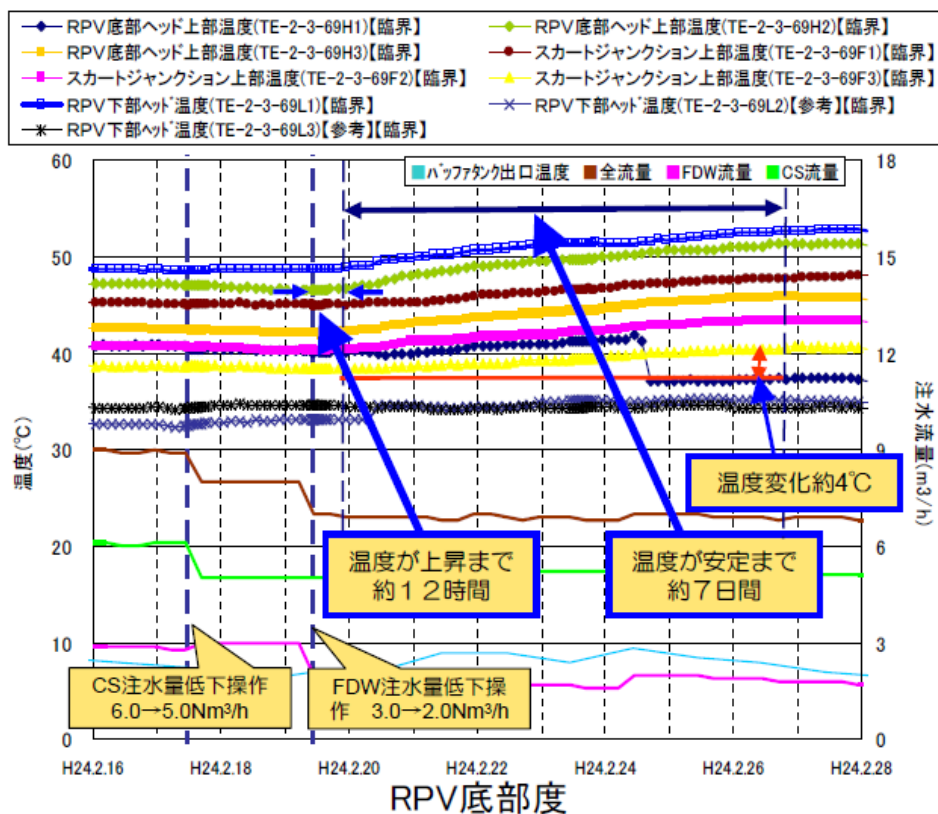


図 4.6.3-3 注水量低下時の各部温度の挙動^[3-11]

⑥RPVの下、CRDハウジングの状態について、中心部が損傷し、またCRDハウジング内部に燃料デブリが侵入しているものと推定。

従来の知見から、RPV下部においてCRGTおよびその下部にあるCRDが燃料デブリにより侵食を受けた場合、CRDハウジング内部に燃料デブリが侵入している可能性があると考えられる。CRDハウジング内部に侵入した燃料デブリは、内部で固化し、留まっている可能性も考えられる。

○推定を裏付ける情報

推定の内容が確からしいと考えられる情報を以下に示す。

・水素発生に伴うPCV圧力の上昇

2011年3月13日9時頃と12時過ぎ、PCV圧力が大きく上昇している(図4.6.3-4)。この圧力上昇は、大量の水素が発生したことが原因と考えられ、大部分の燃料が溶融したものと考えられる。この時まで実施した解析含め、蓄積してきた検討の結果から、炉心部には燃料がほとんど残っていないものと考えられる。

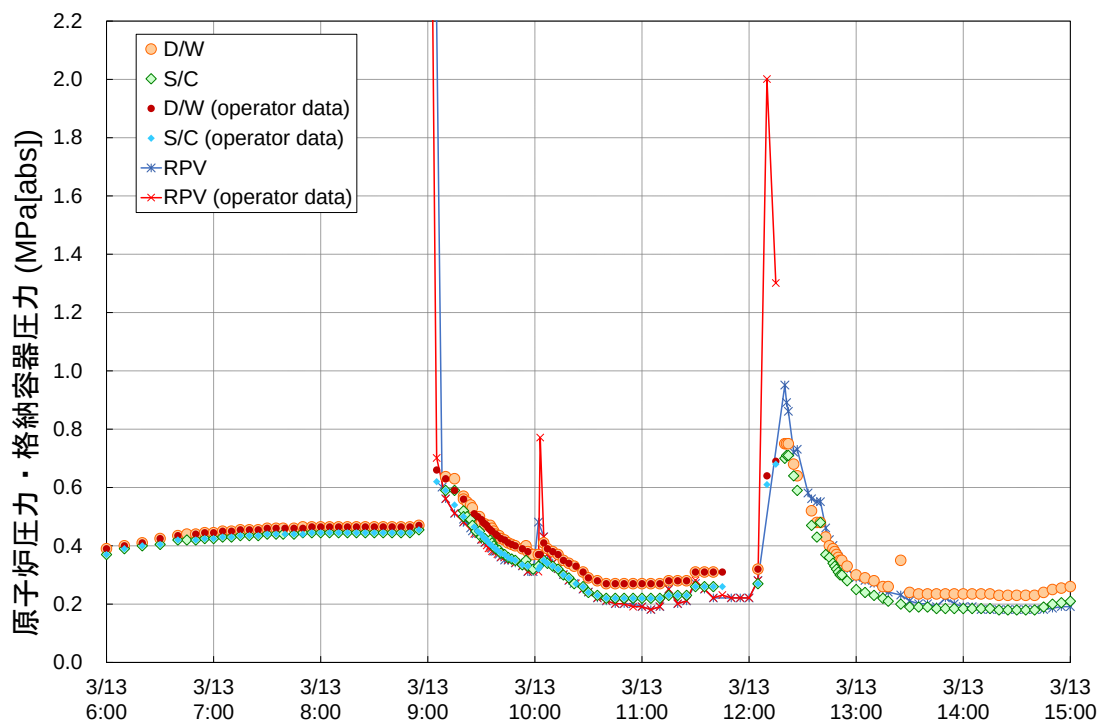
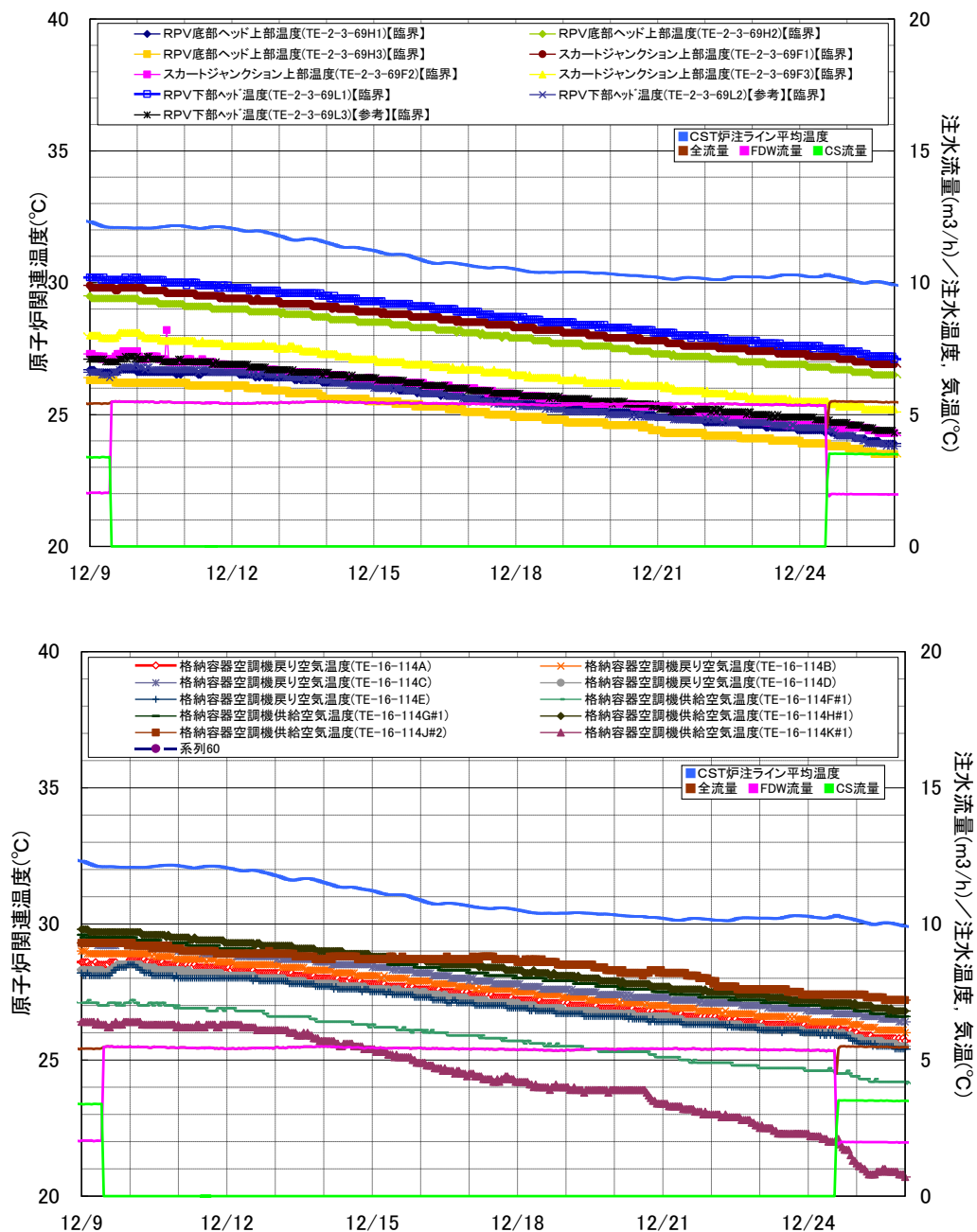


図 4.6.3-4 PCV 圧力の変化 (2011 年) [3-10]

・ CS 系および FDW 系からの注水について

2013 年 12 月 9 日～24 日の 15 日間、CS 系からの注水を停止し、FDW 系からのみ注水（総注水量は変化なし）を実施している。図 4.6.3-5 に示す
とおり、CS 系注水停止に伴う温度上昇等は観測されず、原子炉の冷却状態
に目立った影響はみられなかった。このように、CS 系からの注水を停止し
ても各部の冷却状態が変わらないことから、炉心位置に存在する燃料デブ
リは少ないものと考えられる。



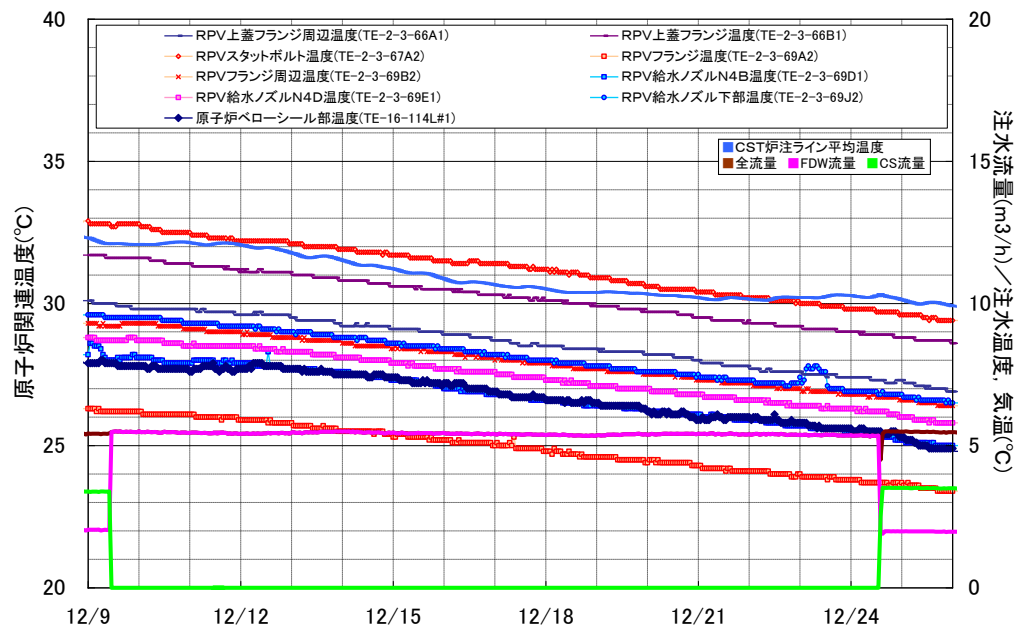


図 4.6.3-5 CS 系注水停止期間の温度変化 (2013 年) [3-10]

なお、CS 系からの注水を始めた時 (2011 年 9 月 1 日)、RPV 下部温度が低下している (図 4.6.3-6)。この時、注水量の総量も増加している。前述のとおり、炉心位置に存在する燃料デブリが少ないということを考えると、この温度低下の主要因は、CS 注水開始に伴って、それまで十分冷やせていなかった炉心部の燃料デブリが冷やせたということ (4.1.3 節参照) ではなく、注水量の総量が増加したことで、RPV 下部に存在する燃料デブリの冷却が進んだことによるものと推定した。したがって、燃料デブリがある程度下部プレナムに存在していると考えられる。

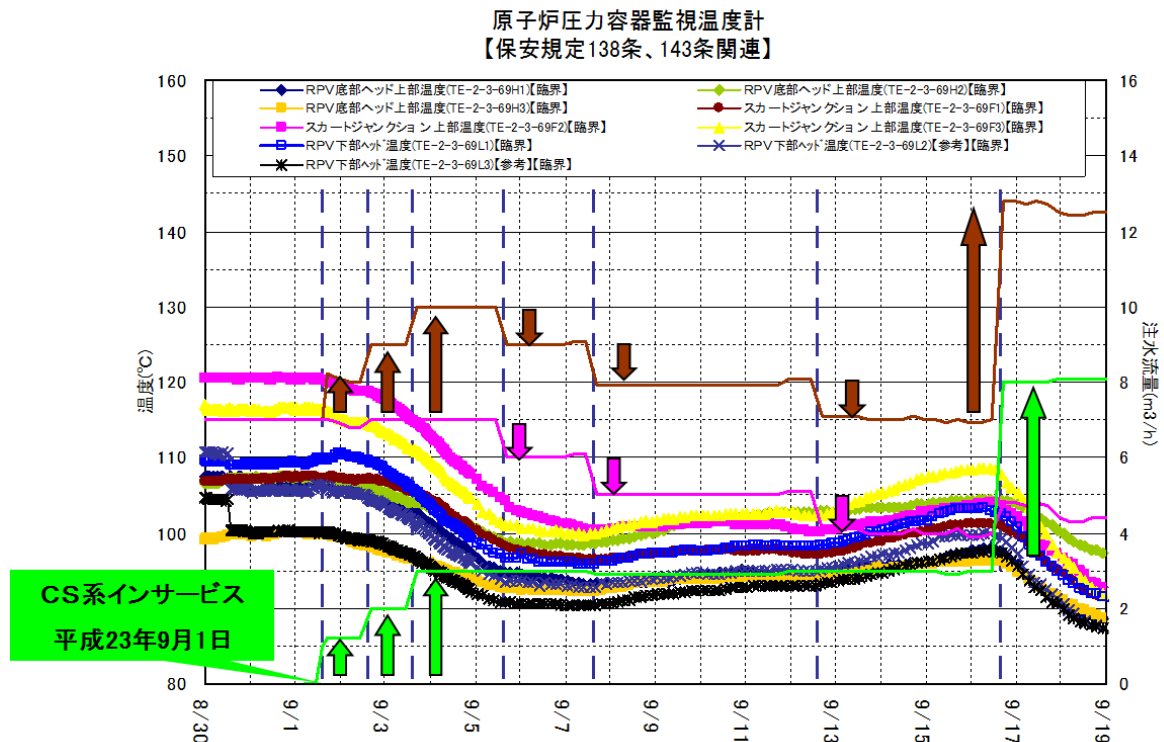


図 4.6.3-6 CS 系注水停止後の温度変化 (2011 年) [3-10]

・ 事故時の PCV の状態について

3 号機では、PCV を除熱するため、2011 年 3 月 13 日 7 時 39 分から 1 時間強 D/W スプレーを実施している。したがって、その後 RPV が損傷した段階では、D/W 床に水が蓄積されていたものと考えられるため、燃料デブリが PCV に落下した際に、広がりが限定された可能性が考えられる。

・ 4 号機の水素爆発の原因について

3 号機では PCV ベントを複数回実施しているが、最初の 2 回 (2011 年 3 月 13 日 9 時過ぎ、13 日 12 時過ぎ) については PCV 圧力および現場で撮影された写真の情報から、成功したものと考えられる。4 号機の原子炉建屋が 3 月 15 日 6 時 14 分頃に爆発した原因については、この 3 号機のベントガスが SGTS 配管を逆流して、4 号機原子炉建屋内部に水素が移行したためと考えられる。

4 号機の SGTS フィルタトレインの線量測定結果では、出口側 (排気筒側) の線量が高くなっており、逆流したことを裏付ける証拠と考えられる (図 4.6.3-7)。また、4 号機の爆発に寄与した水素は、3 号機の事故進展を考えると、3 号機の炉内で発生した水-ジルコニウム反応で発生した水素が

寄与したものと考えられる。したがって、ベントに伴いそれまでに発生した水素の大半が PCV から排気されたものと考え、3 号機の爆発に寄与した水素については、MCCI に伴い発生した水素が寄与した可能性があると推定した。つまり、3 号機では MCCI が発生している可能性があるものと推定した。

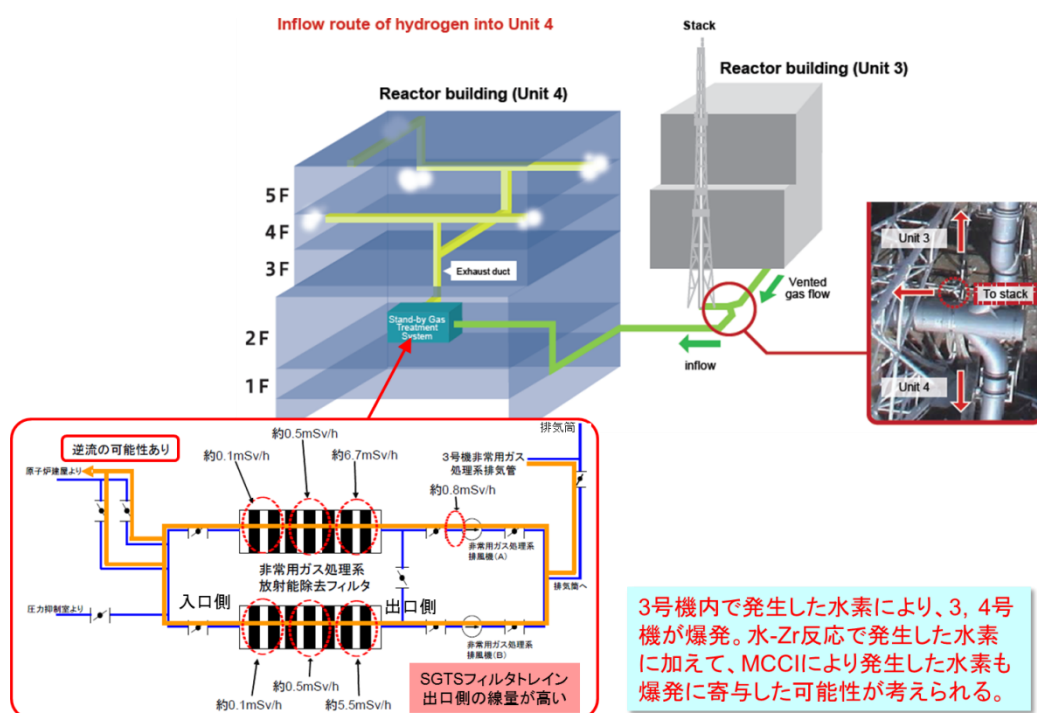


図 4.6.3-7 4 号機 SGTS フィルタトレイン線量測定結果^[3-10]

・ 3 号機 PCV 内部調査（2015 年 10 月実施）の結果

3 号機では、2015 年 10 月に PCV 貫通部（X-53）より調査装置（カメラ、温度計、線量計）を挿入し、PCV 内の冷却状態の確認を主体とした調査を実施した。その際に取得した情報として、気相部温度よりも液相部温度の方が高い結果が得られた（図 4.6.3-8）。したがって、熱源となる燃料デブリが水中に存在するものと推定した。

- PCV内の水位は、OP：約11800であり、推定値※と概ね一致していた。
※推定値：圧力換算値 OP：約11970mm（10月20日 5：00）
- PCV内部の温度は、気相部で約26～27℃、水中で約33～35℃であった。

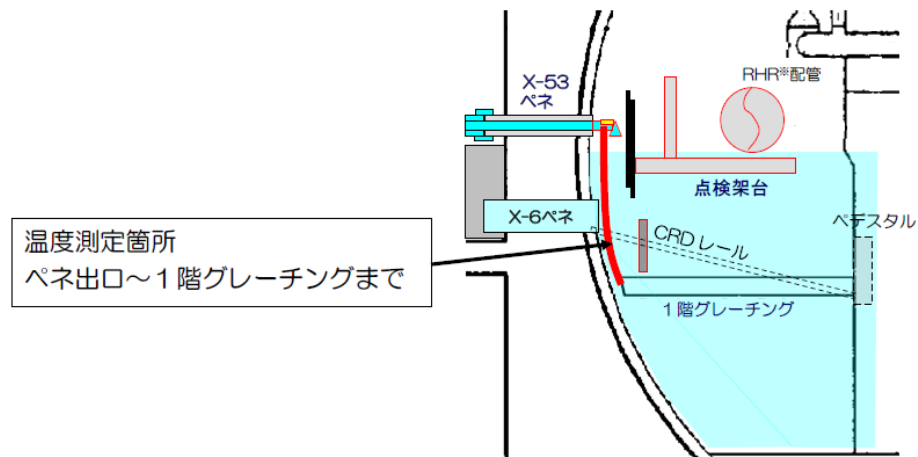


図 4.6.3-8 PCV 内部調査結果（2015 年 10 月実施） [3-12]

4.7 7回目の推定（2017年3月）

4.7.1 1号機

2017年3月時点の推定図を図4.7.1-1に、拡大したものを図4.7.1-2に示す。

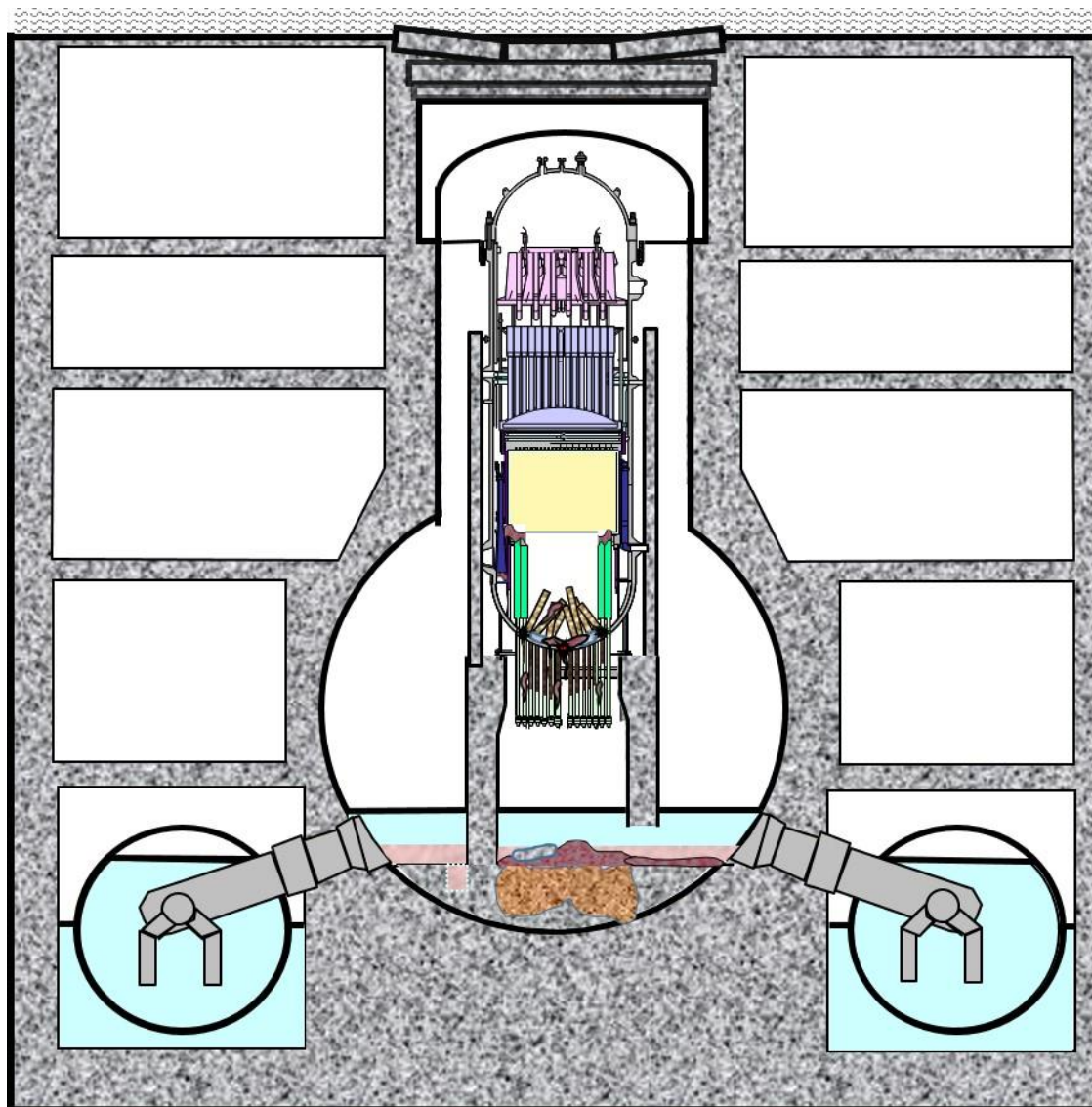


図 4.7.1-1 1号機 2017年3月時点の推定図^[1-13]

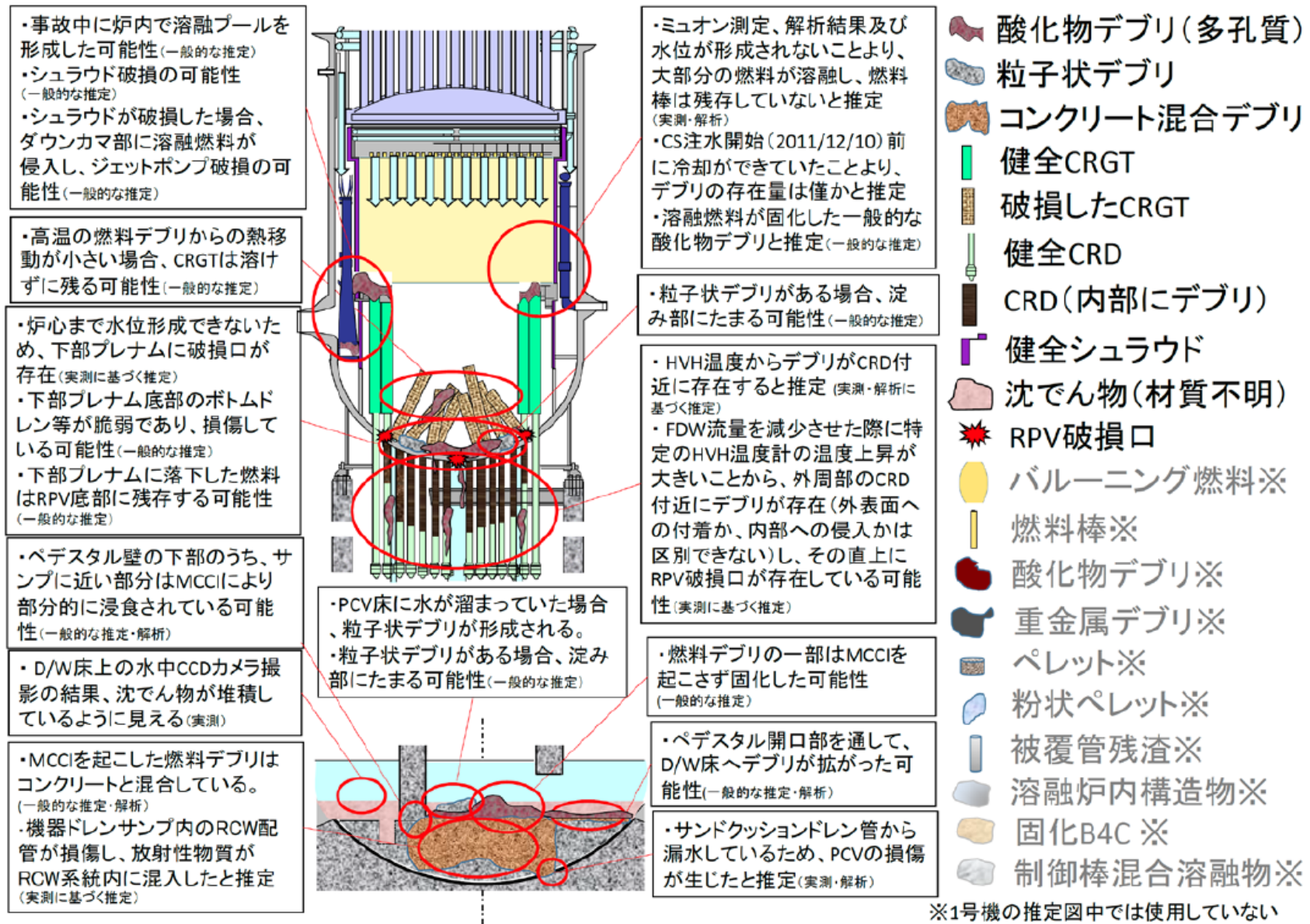


図 4.7.1-2 1号機 2017年3月時点の推定図(拡大) [1-13]

図 4.7.1-1、図 4.7.1-2 の推定図について、推定の特徴、6 回目の推定から更新した内容、推定に役立った知見は次のとおり。

○推定の特徴

燃料デブリの分布について、事故後、溶融した燃料は、ほぼ全量が RPV 下部プレナムへ落下しており、元々の炉心部にはほとんど残存していない。下部プレナムに落下した燃料デブリは、大部分が PCV 底部に落下したと推定。

RPV 内・PCV 内の構造物の状態について、RPV 下部にある CRGT は、燃料が溶融し落下する過程で破損し、RPV の下にある CRDハウジング内には燃料デブリが侵入している状況と推定。

PCV 底部には材質不明の沈殿物が堆積していると推定。

○6 回目の推定から更新した内容

- ①オペレーティングフロア（オペフロ）の瓦礫やウェルプラグのずれ・浮き上がりを明示。
- ②PCV 床面における燃料デブリの広がり表現するため、RPV ペデスタルの開口部を描写。

○6 回目の推定から更新した理由

- ①オペフロの瓦礫やウェルプラグのずれ・浮き上がりを明示。

2014 年にオペフロの建屋カバーを設置する目的で撮影した写真から、崩落した屋根が面上に近い形状のまま落下し、瓦礫化していることを確認した。

（図 4.7.1-3）また、原子炉ウェルプラグのずれや浮き上がりも確認されたため、これらの確認結果を推定図に反映した。（図 4.7.1-4）

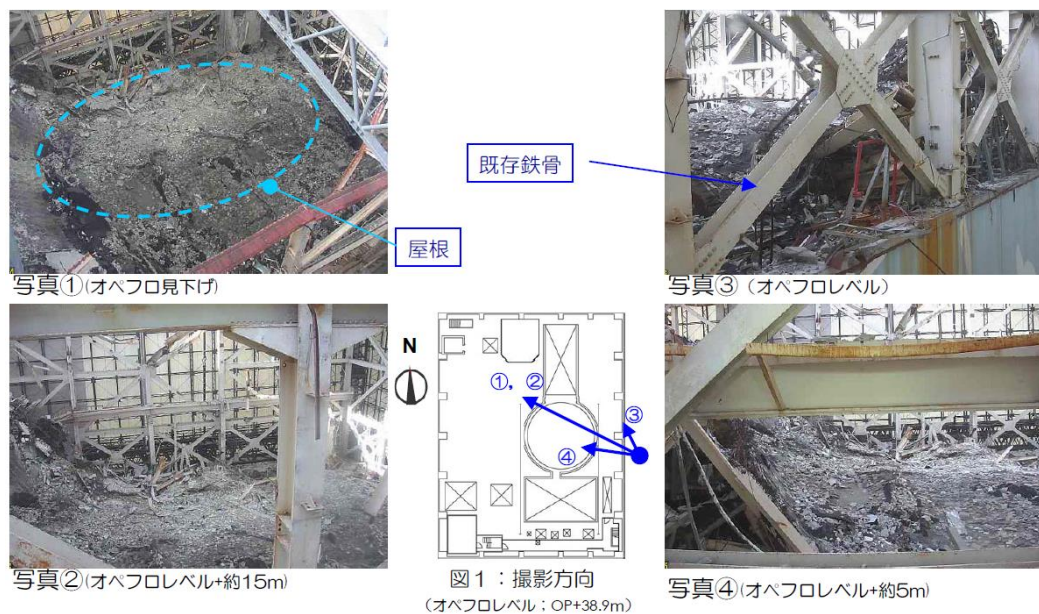


図 4.7.1-3 オペフロ確認画像[1-15]

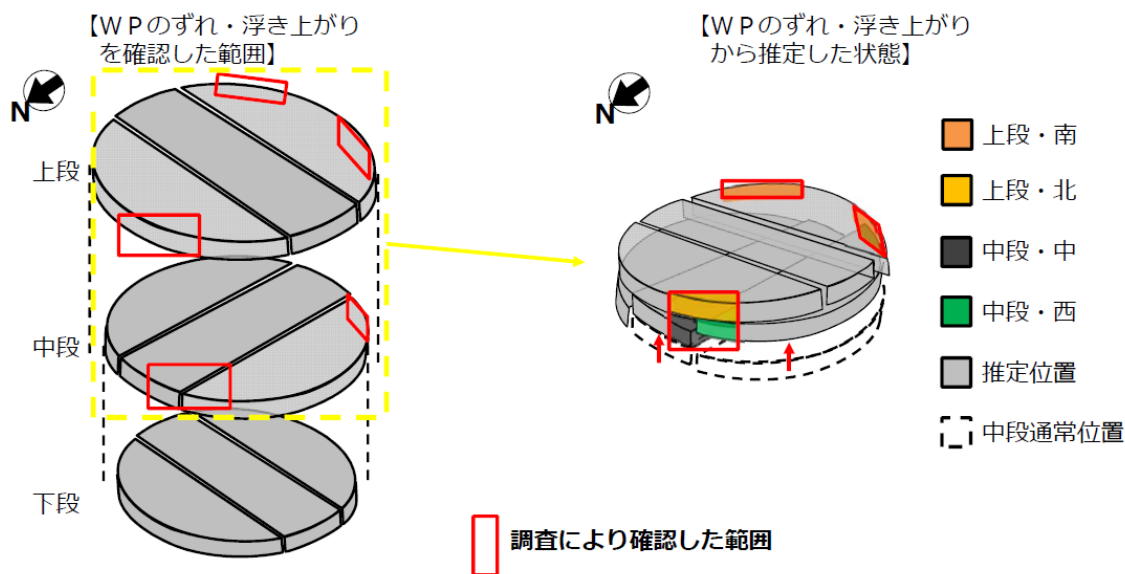


図 4.7.1-4 ウェルプラグのずれ・浮き上がり[1-16]

②PCV 床面における燃料デブリの広がり表現するため、RPV ペデスタルの開口部を描写。

PCV 底部には、RPV を支えるペデスタルが筒状に立っており、作業員がアクセスするための開口部が設けられている。PCV に落下した燃料デブリが、作業員アクセス口から D/W 床に広がっている可能性も考えられるた

め、推定図において開口部を描写し、PCVに落下した燃料デブリの横方向への広がりを推定することとした。

○推定を裏付ける情報
無し。

4.7.2 2号機

2017年3月時点の推定図を図4.7.2-1に、拡大したものを図4.7.2-2に示す。

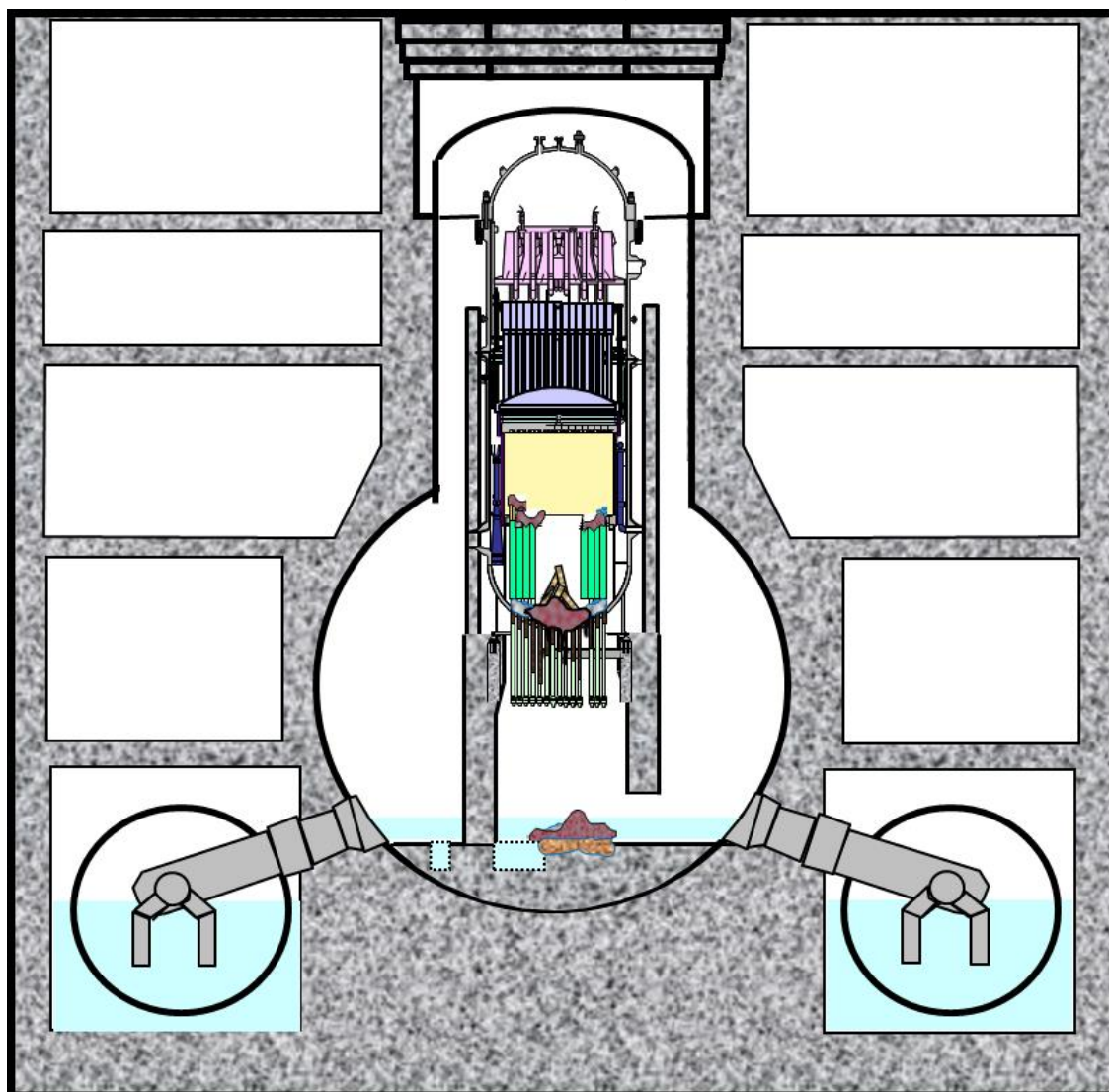


図 4.7.2-1 2号機 2017年3月時点の推定図^[2-10]

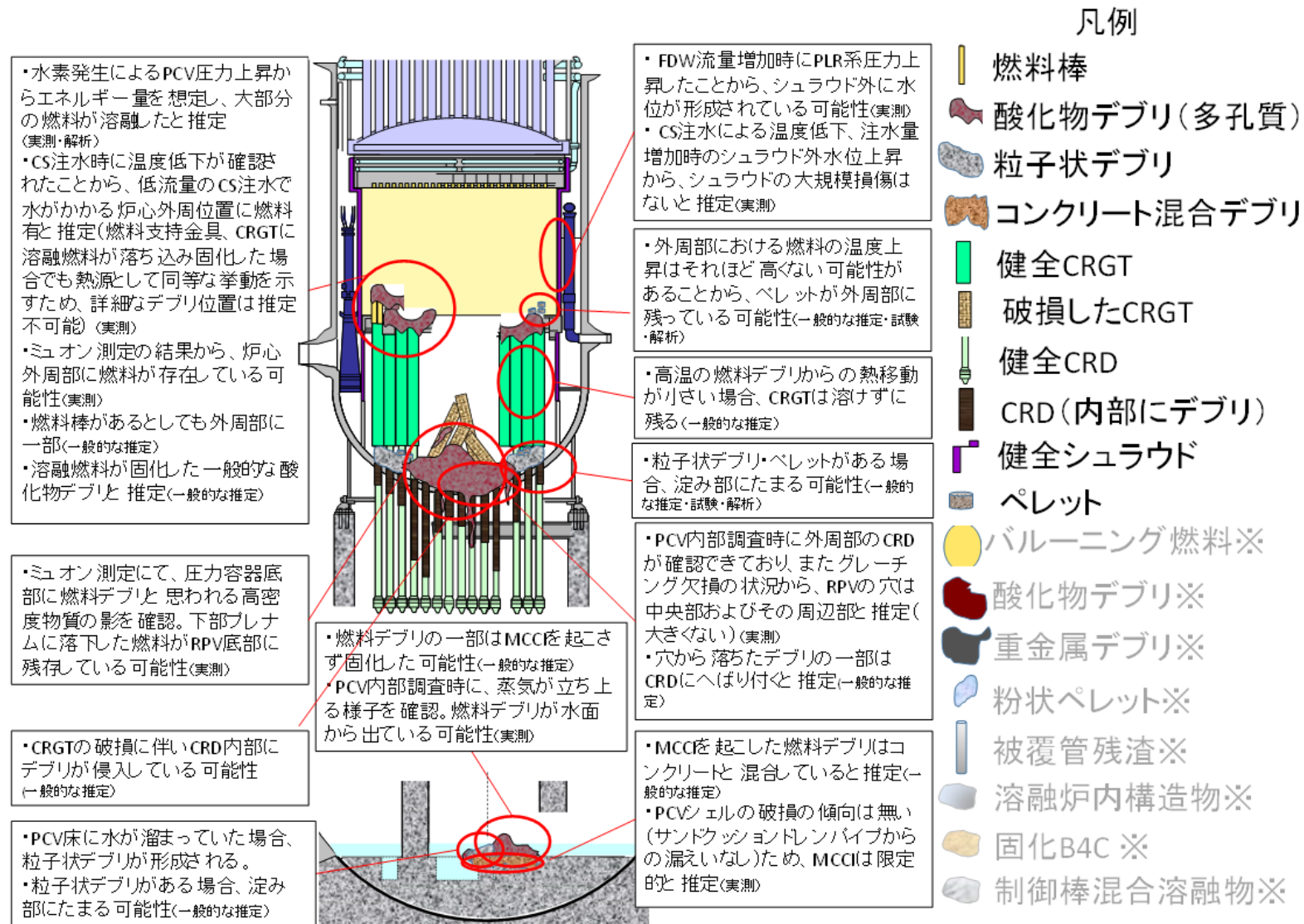


図 4.7.2-2 2号機 2017年3月時点の推定図(拡大) [2-10]

図 4.7.2-1、図 4.7.2-2 の推定図について、推定の特徴、6 回目の推定から更新した内容、6 回目の推定から更新した理由は次のとおり。

○推定の特徴

燃料デブリの分布について、事故後、溶融した燃料のうち、一部は RPV 下部プレナムに落下し、さらに一部は PCV へ落下していると推定。RPV 内においては、燃料の一部は炉心部に残存しており、RPV 底部に多くが存在しているものと推定。PCV に落下した燃料デブリは少なく、MCCI は限定的であると推定。

RPV 内・PCV 内の構造物の状態について、RPV 底部にある CRGT は、溶融した燃料が落下する過程で破損し、RPV の下にある CRDハウジング内には燃料デブリが侵入している状況と推定。

○6 回目の推定から更新した内容

- ①RPV 内にペレット形状の燃料が外周部に残存しているものと推定。
- ②RPV 底部に破損した CRGT があるものと推定。
- ③CRDハウジング内部に侵入している燃料デブリの量がより多いものと推定。
- ④CRD の損傷箇所は中心部およびその周辺部と推定。
- ⑤PCV 底部の燃料デブリの量を減少させ、一部水面から露出していると推定。
- ⑥PCV 床面における燃料デブリの広がり表現するため、RPV ペデスタルの開口部を描写。

○6 回目の推定から更新した理由

- ①RPV 内にペレット形状の燃料が外周部に残存しているものと推定。

「総合的な炉内状況把握の高度化」事業では、燃料が溶融し下部に移行する挙動に関する知見を得るため、制御棒ブレードの両側にチャンネルボックスと模擬燃料 (ZrO_2) を配した試験体をプラズマトーチによって加熱する試験を実施した (図 4.7.2-3)。試験では試験体系の外部に熱が逃げやすい影響もあり、図 4.7.2-3 に示すように、加熱後も燃料棒がある程度形状を維持する結果が得られた。炉心外周部のように輻射伝熱が大きい領域においては、高温が維持されないことから十分に燃料が溶けきらず、燃料ペレット等が形状を保った形で落下もしくは残っている可能性が考えられる。



図 4.7.2-3 模擬燃料集合体破損試験^[2-14]

また、2016年3月～7月にミュオン透過法による測定を実施し、RPV内における燃料デブリの位置を分析・評価している（図 4.7.2-4、図 4.7.2-5）。図 4.7.2-6 は、①炉心上部、②炉心下部、③RPV 下部、④RPV 底部におけるシミュレーションの結果と測定されたミュオン計測数を比較し、RPV 内の物質の量の分布を評価した結果である。②炉心下部に着目し、実測の結果と「燃料無し」を想定したシミュレーションの結果とを比較すると、炉心外周部において「燃料有り」を想定したシミュレーションの結果に近いことがわかる。したがって、炉心外周部に燃料が残存している可能性が考えられる。



図 4.7.2-4 ミュオン測定装置^[2-15]

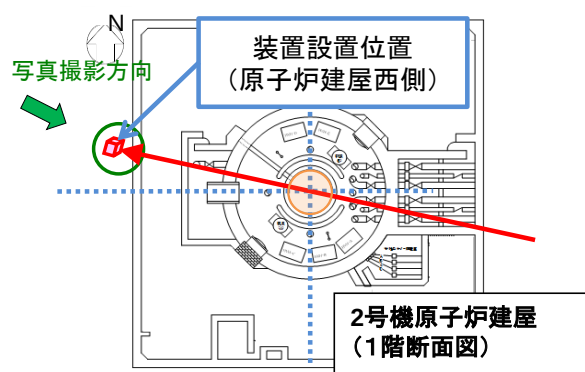


図 4.7.2-5 測定装置設置位置^[2-15]

- シミュレーションと測定されたミュオン計測数の比較により、圧力容器内の物質量の分布を評価。

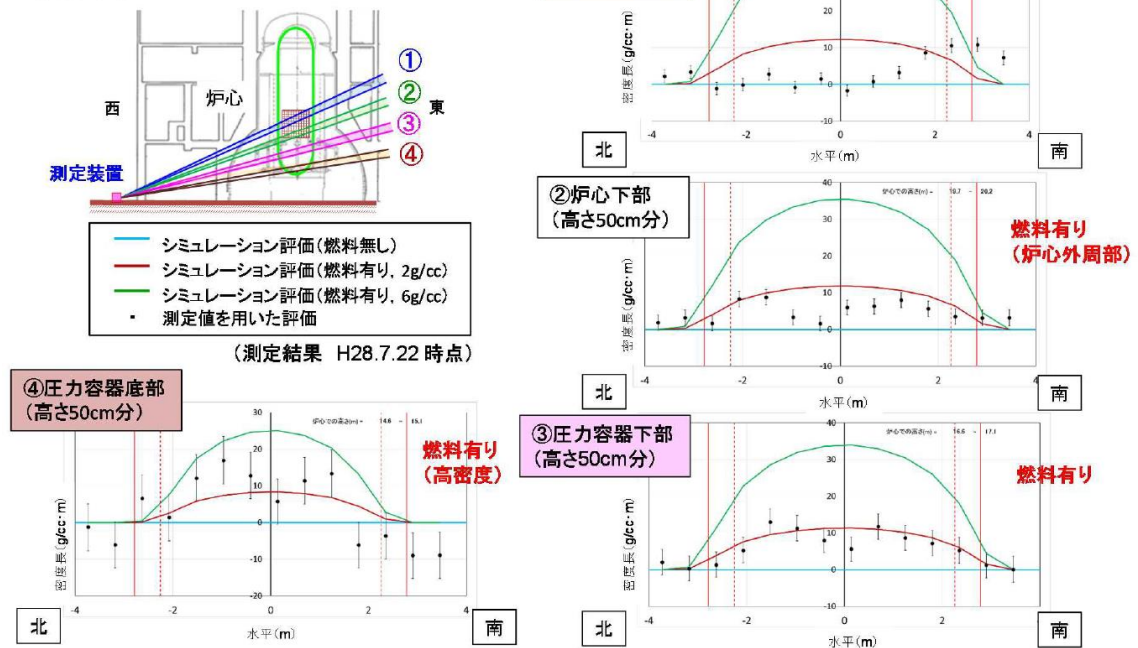


図 4.7.2-6 ミュオン測定の結果とシミュレーション結果の比較^[2-15]

- ②RPV 底部に破損した CRGT があるものと推定。

従来の知見から、RPV 下部プレナムに林立している CRGT は、高温になり炉心部から下方へ移行してきた燃料の移行経路上にあるため、移行する過程で溶融、あるいは損傷したものと考えられる。したがって、損傷した CRGT が RPV 底部に残っている可能性が考えられる。

- ③CRD ハウジング内部に侵入している燃料デブリの量がより多いものと推定。

「総合的な炉内状況把握の高度化」事業では、燃料デブリが CRD 内部への侵入に関する知見を得るため、KAERI (韓国原子力研究所) での「貫通管溶融試験」の知見をふまえた検討を行った。

KAERI の「貫通管溶融試験」では、IRM/SRM および CRD の実機模擬貫通管を用いて、RPV 内で発生したコリウムによる貫通管の溶融、貫通管からのコリウムの落下挙動を実験によって調べている。この試験体は実機に比べ短尺であるが、IRM/SRM 試験では、粒子状のコリウムが配管下端から放出されており、CRD 試験では、コリウムが試験体下端まで到達していた。

実機の配管長さを考慮すると RPV 外に突出している配管部までコリウムが侵入することになる。また、コリウムが配管を満たしながら落下することを仮定している SAMPSON のモデルによる感度解析では、貫通管破損時のコリウム温度が高い程、配管内部のコリウムの侵入長が増大する傾向がみられた。そして、コリウムが完全に融解するほど温度が高ければ、RPV 外に突出している配管部まで侵入する評価となった。

2 号機では、RPV 下部ヘッドが破損し、PCV にデブリが移行していると推定される。RPV の破損口の位置はまだ特定できていないが、破損口付近ではコリウムの温度が完全に融解するほど上昇していたと考えられ、その付近の CRDハウジング内部にも燃料デブリが存在すると推定した。

2 号機は事故進展が遅く、代替注水も少なくとも一部は炉内に届いていたと考えられるため、CRDハウジング内部への燃料デブリの侵入は比較的抑制された可能性がある。しかし、2017 年 1 月に実施されたガイドパイプによる PCV 内部調査において、開口部から一番近い位置の LPRM 等が見当たらないことから（図 4.7.2-8、図 4.7.2-9）、周辺部で計装管および溶接部が破損していると推定される。KAERI での「貫通管溶融試験」では溶接部が健全であり、配管の脱落が起こっていないにも関わらず、配管内部にコリウムが侵入したことを考慮し、2 号機で LPRM 等が確認できない位置周辺の CRDハウジング内部には、燃料デブリが存在していると推定した。

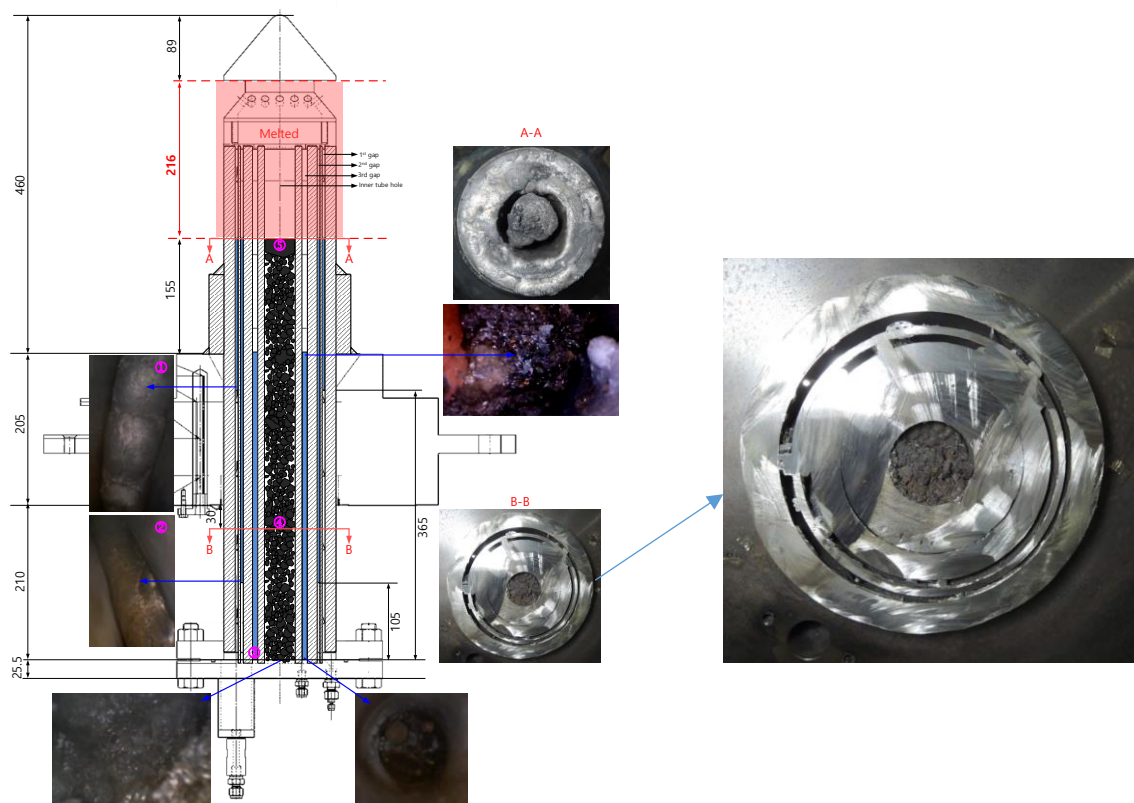


図 4.7.2-7 KAERI 試験「貫通部溶融試験」体の切断検査の結果[2-10]

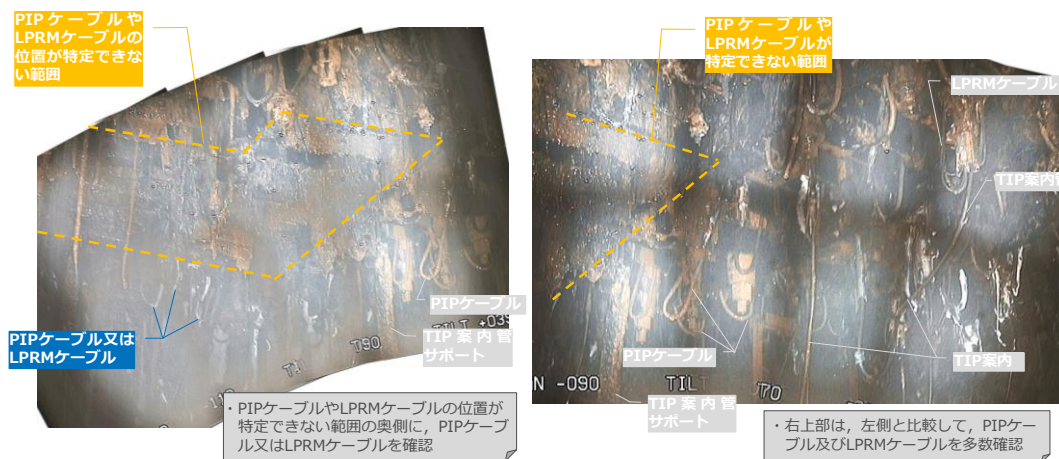


図 4.7.2-8 ペデスタル内確認結果（上部）[2-16]

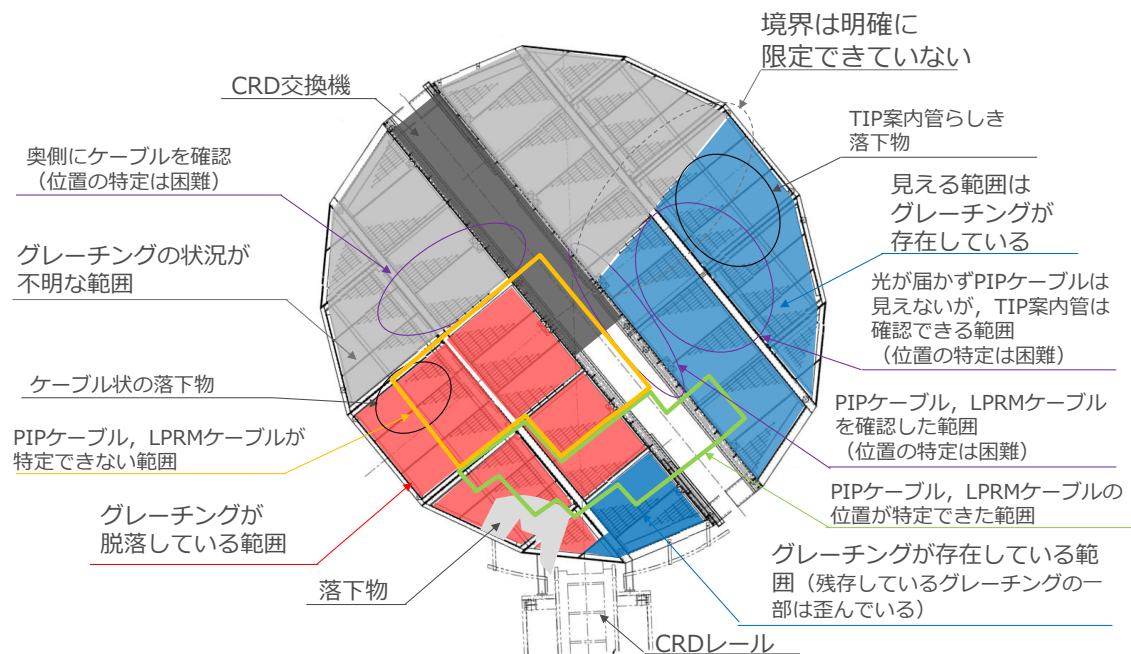


図 4.7.2-9 ペデスタル内確認結果（集約） [2-16]

以上より、CRDハウジングに侵入している燃料デブリの量が6回目推定時より多いものと推定した。

④CRDの損傷箇所は中心部およびその周辺部と推定。

2017年1月に実施されたガイドパイプによるPCV内部調査において取得された画像（図 4.7.2-8、図 4.7.2-10、図 4.7.2-11）および調査結果の集約（図 4.7.2-9）から、ペデスタル内周辺部よりやや内側に（中央ではない位置）堆積物とともに脱落しかかっているグレーチングが確認できる。また、上方に視点を移した際に、ケーブルの被覆が形状を保っていることから、当該位置に比較的温度の低い燃料デブリが落下した可能性が考えられる。これらの情報から、RPVの穴は中心部およびその周辺部に存在する可能性が考えられ、内部調査時の画像から大きくないものと推定した。

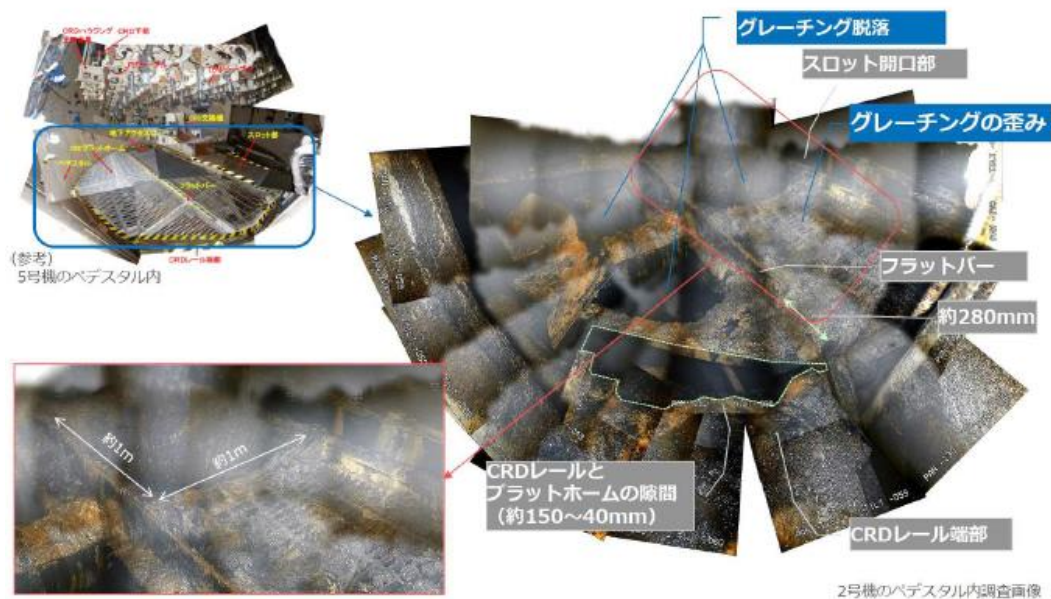


図 4.7.2-10 2号機ペデスタル内部の画像 (1/2) [2-17]

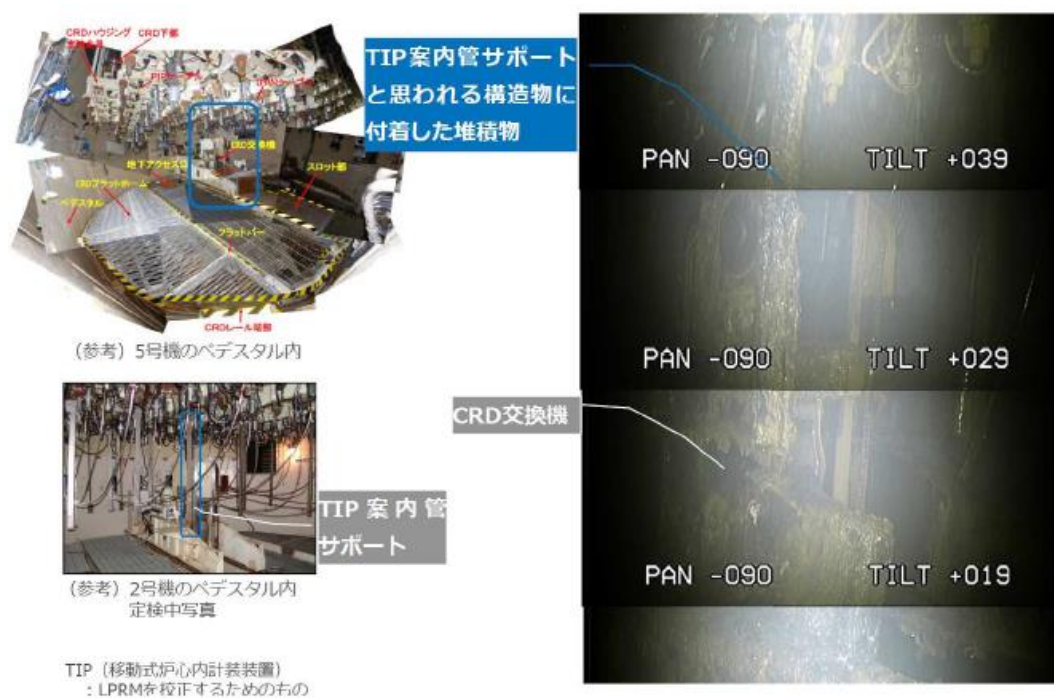


図 4.7.2-11 2号機ペデスタル内部の画像 (2/2) [2-17]

⑤PCV 底部の燃料デブリの量を減少させ、一部水面から露出していると推定。

2017 年 1 月 PCV 内部調査時の画像において、蒸気の立ち上り方は場所による偏りが認められた。4.1.2 節では、PCV 内の燃料は概ね水没状態にあ

ると推定していたが、ペデスタル内において燃料デブリが冠水していれば、蒸気はペデスタル内で一様に立ち上るものと考えられるため、燃料デブリは冠水しているのではなく、一部は水面から出ている可能性が考えられる。

また、図 4.7.2-12、図 4.7.2-13 に示すように、2016 年 3 月～7 月に実施されたミュオン測定の結果、RPV 底部に燃料デブリと思われる高密度物質の影が確認されている。

したがって、下部プレナムに落下した燃料デブリが RPV 底部に残存していると考えられ、PCV 底部のデブリは従来の想定よりも少ないと推定した。

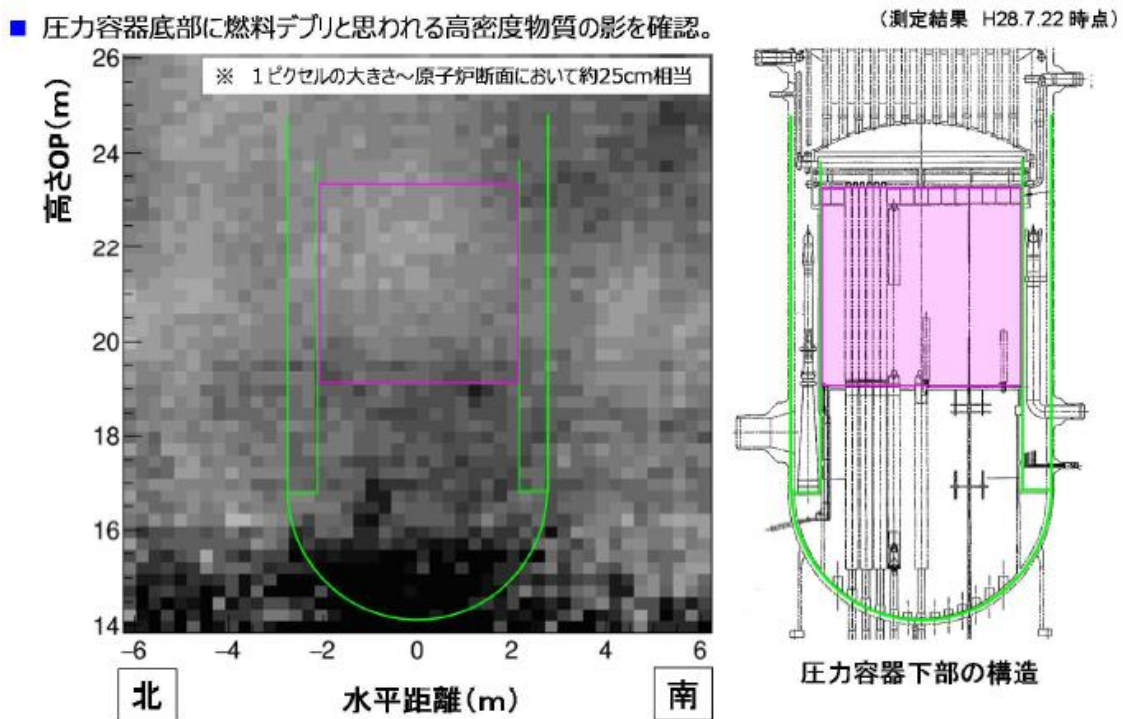


図 4.7.2-12 2号機ミュオン測定結果^[2-15]

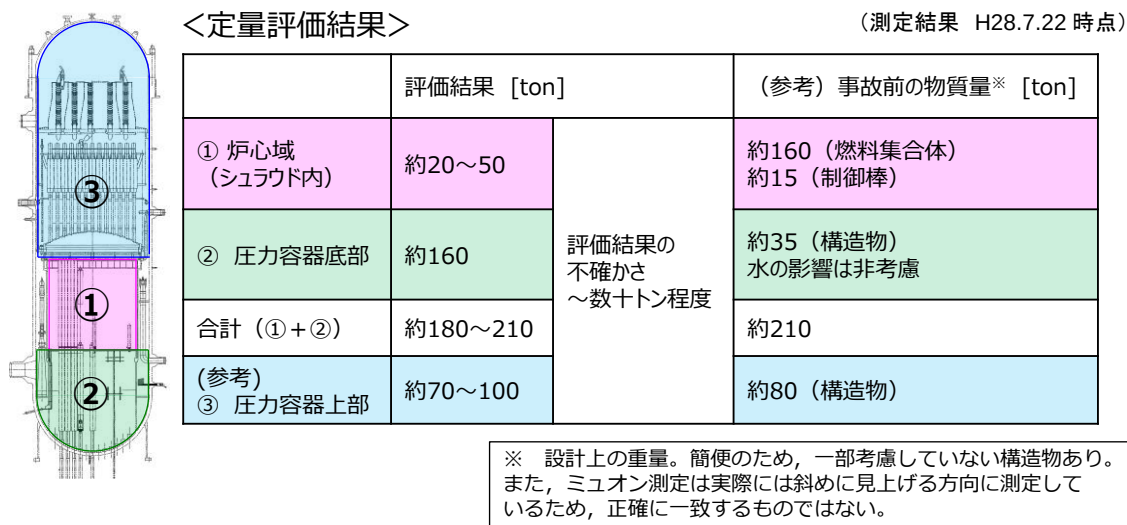


図 4.7.2-13 RPV 内における物質の量の定量評価結果^[2-15]

⑥PCV 床面における燃料デブリの広がり表現するため、RPV ペデスタルの開口部を描写。

PCV 底部には、RPV を支えるペデスタルが筒状に立っており、作業員がアクセスするための開口部が設けられている。PCV に落下した燃料デブリが、作業員アクセス口から D/W 床に広がっている可能性も考えられるため、推定図において開口部を描写し、PCV に落下した燃料デブリの横方向への広がりを推定することとした。

○推定を裏付ける情報
無し。

4.7.3 3号機

2017年3月時点の推定図を図4.7.3-1に、拡大したものを図4.7.3-2に示す。

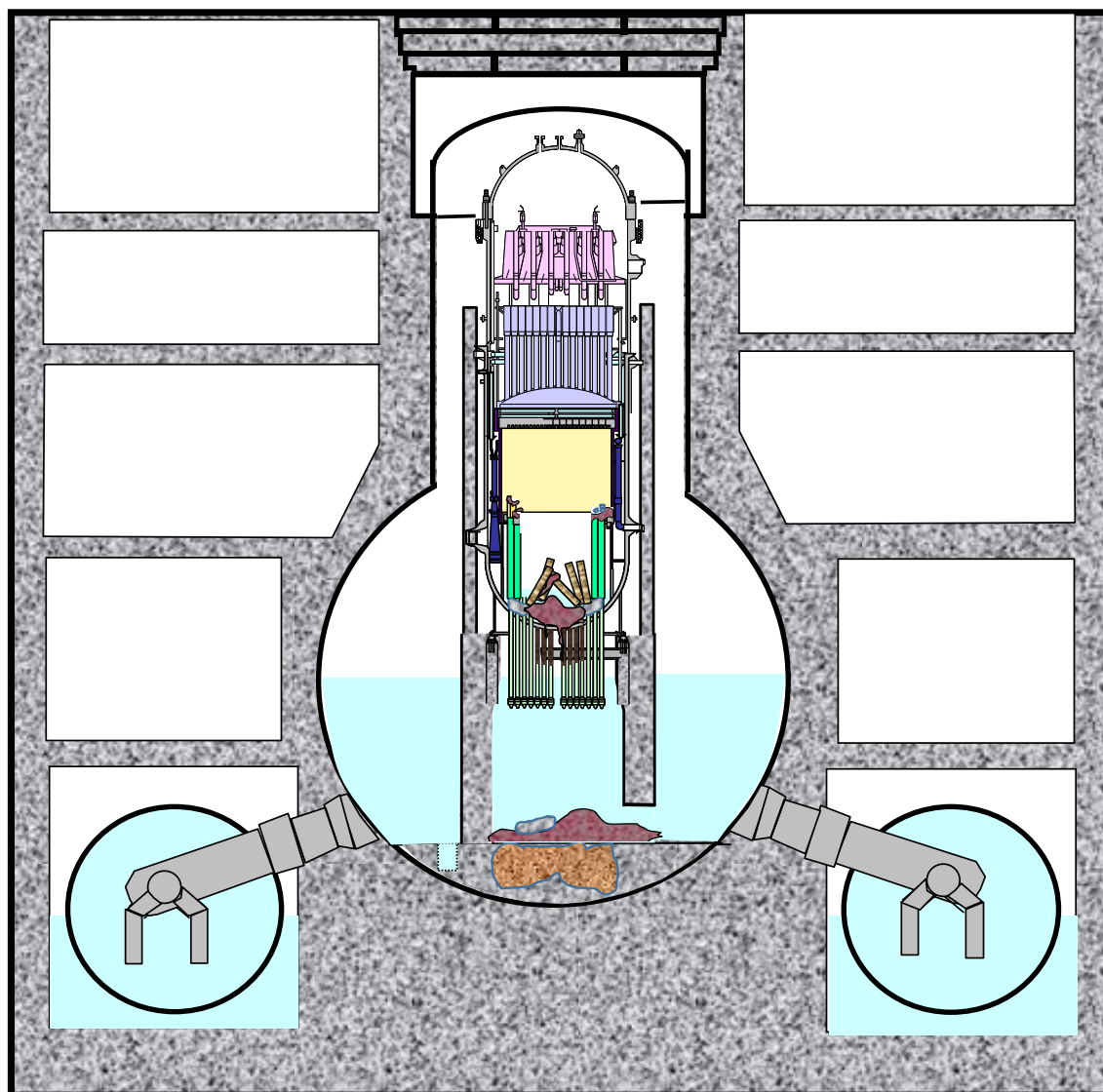


図 4.7.3-1 3号機 2017年3月時点の推定図^[3-10]

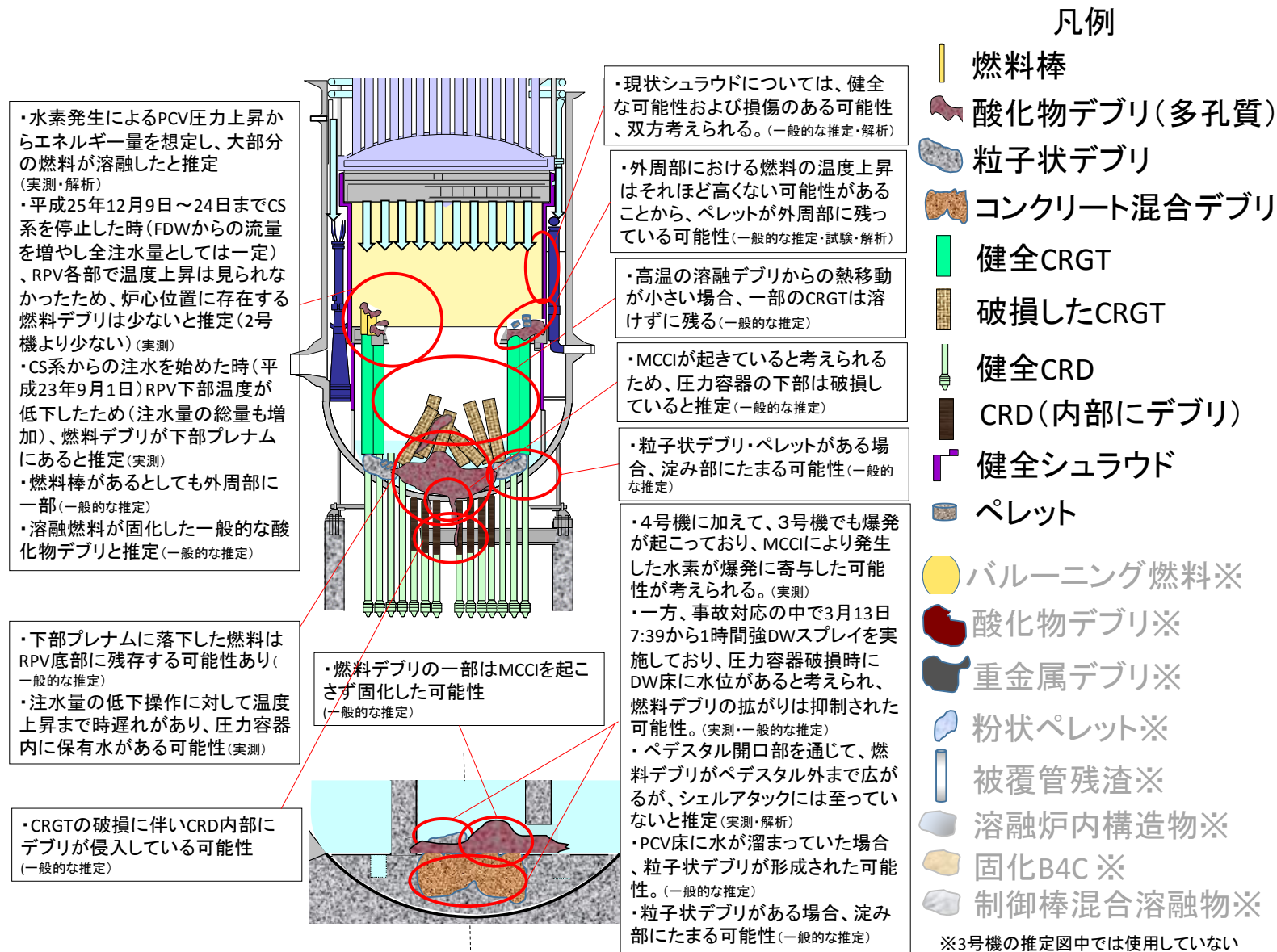


図 4.7.3-2 3号機 2017年3月時点の推定図(拡大) [3-10]

図 4.7.3-1、図 4.7.3-2 の推定図について、推定の特徴、6 回目の推定から更新した内容、6 回目の推定から更新した理由は次のとおり。

○推定の特徴

燃料デブリの分布について、事故後、溶融した燃料は RPV 下部プレナムに落下し、その多くがさらに PCV へ落下していると推定。RPV 内においては、炉心部に残る燃料デブリは少なく、RPV 底部に一部存在しているものと推定。PCV に落下した燃料デブリは多いものの、床一面に広がっている状況にはないものと推定。

RPV 内・PCV 内の構造物の状態について、RPV 底部にある CRGT は、燃料が溶融し落下する過程で破損し、RPV の下にある CRDハウジング内には燃料デブリが侵入している状況と推定。

○6 回目の推定から更新した内容

- ①炉心の外周部や、RPV 底部の淀み部に燃料ペレットが残存している可能性があるものと推定。
- ②RPV 底部の外周部に残る CRGT の数を減少。
- ③PCV 床面における燃料デブリの広がり表現するため、RPV ペDESTALの開口部を描写。
- ④ペDESTAL開口部を通じて、燃料デブリがペDESTAL外まで広がるが、シェルアタックには至っていないと推定。

○6 回目の推定から更新した理由

- ①炉心の外周部や、RPV 底部の淀み部に燃料ペレットが残存している可能性があるものと推定。

廃炉・汚染水対策事業費補助金「総合的な炉内状況把握の高度化」事業では、燃料が溶融し下部に移行する挙動に関する知見を得るため、制御棒ブレードの両側にチャンネルボックスと模擬燃料 (ZrO_2) を配した試験体をプラズマトーチによって加熱する試験を実施した (図 4.7.3-3)。試験では試験体系の外部に熱が逃げやすい影響もあり、図 4.7.3-3 に示すように、加熱後も燃料棒がある程度形状を維持する結果が得られた。3 号機において、2 号機のようなシュラウドの形状維持に関する情報 (4.6.2 参照) は無いが、炉心外周部のように輻射伝熱が大きい領域においては、高温が維持されないことから十分に燃料が溶けきらず、燃料がペレットの形状を保った形で落下もしくは残っている可能性が考えられる。



図 4.7.3-3 模擬燃料集合体破損試験^[3-3]

②RPV 底部の外周部に残る CRGT の数を減少。

1～3 号機について、燃料が溶融しシビアアクシデントに至った点は共通であるものの、観測データや現場調査等により、RPV 内・PCV 内の状態が異なっていることが分かっている。状態の相違は、事故進展の違いによるものと考えられる。事故進展の違いは、およそ、発災以降の燃料の冷却状態の違いに表れている。各号機、既設の冷却設備で燃料を冷却することができなくなったタイミングは以下のとおりである（図 4.7.3-4）。なお、各号機とも原子炉を減圧して以降、消防車による低圧注水に移行しているが、原子炉以外への経路へバイパスした影響もあり、原子炉へ実際に届いた量は消防車の吐出流量よりも少ないものと考えられる。

- ・ 1 号機：11 日 15 時 36 分頃に襲来した津波の影響により、IC による冷却が停止
- ・ 2 号機：14 日 9 時頃に、RCIC の注水機能が喪失
- ・ 3 号機：12 日 20 時 36 分頃に原子炉水位の計測が途絶えて以降、13 日 2 時 42 分に HPCI を手動停止する前のいずれかのタイミングで、HPCI の注水機能が喪失

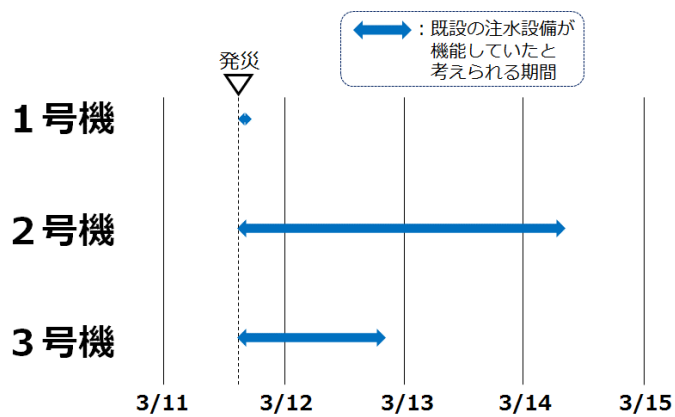


図 4.7.3-4 既設の冷却設備による燃料の冷却期間^[3-3]

上述のとおり、事故初期の冷却期間は1号機が一番短く、次いで3号機、2号機という順番であり、したがって、1号機が一番損傷の程度が大きく、次いで3号機、2号機という順番と考えられる。

以上のことから、3号機のRPV内に残る構造物は2号機よりも少ないと考えられ、RPV底部の外周部に残るCRGTの数は2号機よりも少ないものとした(図4.7.3-5)。

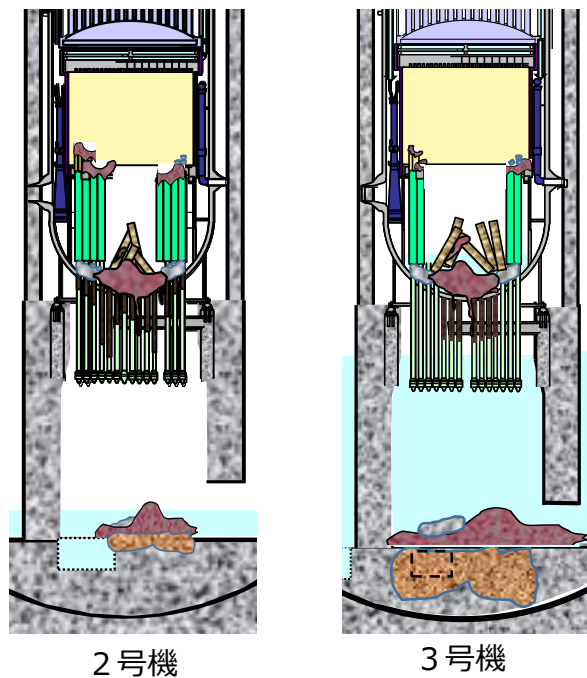


図 4.7.3-5 RPV内に残る構造物の状態の比較(2号機と3号機)

- ③PCV 床面における燃料デブリの広がり表現するため、RPV ペデスタルの開口部を描写。

PCV 底部には、RPV を支えるペデスタルが筒状に立っており、作業員がアクセスするための開口部が設けられている。PCV に落下した燃料デブリが、作業員アクセス口から D/W 床に広がっている可能性も考えられるため、推定図において開口部を描写し、PCV に落下した燃料デブリの横方向への広がりを推定することとした。

- ④ペデスタル開口部を通じて、燃料デブリがペデスタル外まで広がるが、シェルアタックには至っていないと推定。

4.6.3 節に記載したとおり、D/W スプレイによる蓄水の影響で、3 号機における PCV 内での燃料デブリの広がり抑制されたものと考えられる。一方で、同じく 4.6.3 節に記載したとおり、蓄水による燃料デブリの冷却は十分ではなく、ある程度コンクリートとの反応は進行したものと考えられ、一部の燃料は溶融状態にあり、作業員アクセス口を通じてペデスタル外まで広がった可能性が考えられる。ただし、3 号機では PCV 水位が高く、4.3.3 節に記載したとおり MSIV 室から漏水が確認されている状況であることから、PCV 下部に大規模な液相の漏えい箇所はないものと考えられる。すなわち、燃料デブリによるシェルアタックは起こっていないものと考えられる。

- 推定を裏付ける情報
無し。

4.8 8回目の推定（2017 年 12 月 25 日）

4.8.1 1号機

2017 年 12 月 25 日時点の推定図を図 4.8.1-1 に、拡大したものを図 4.8.1-2 に示す。

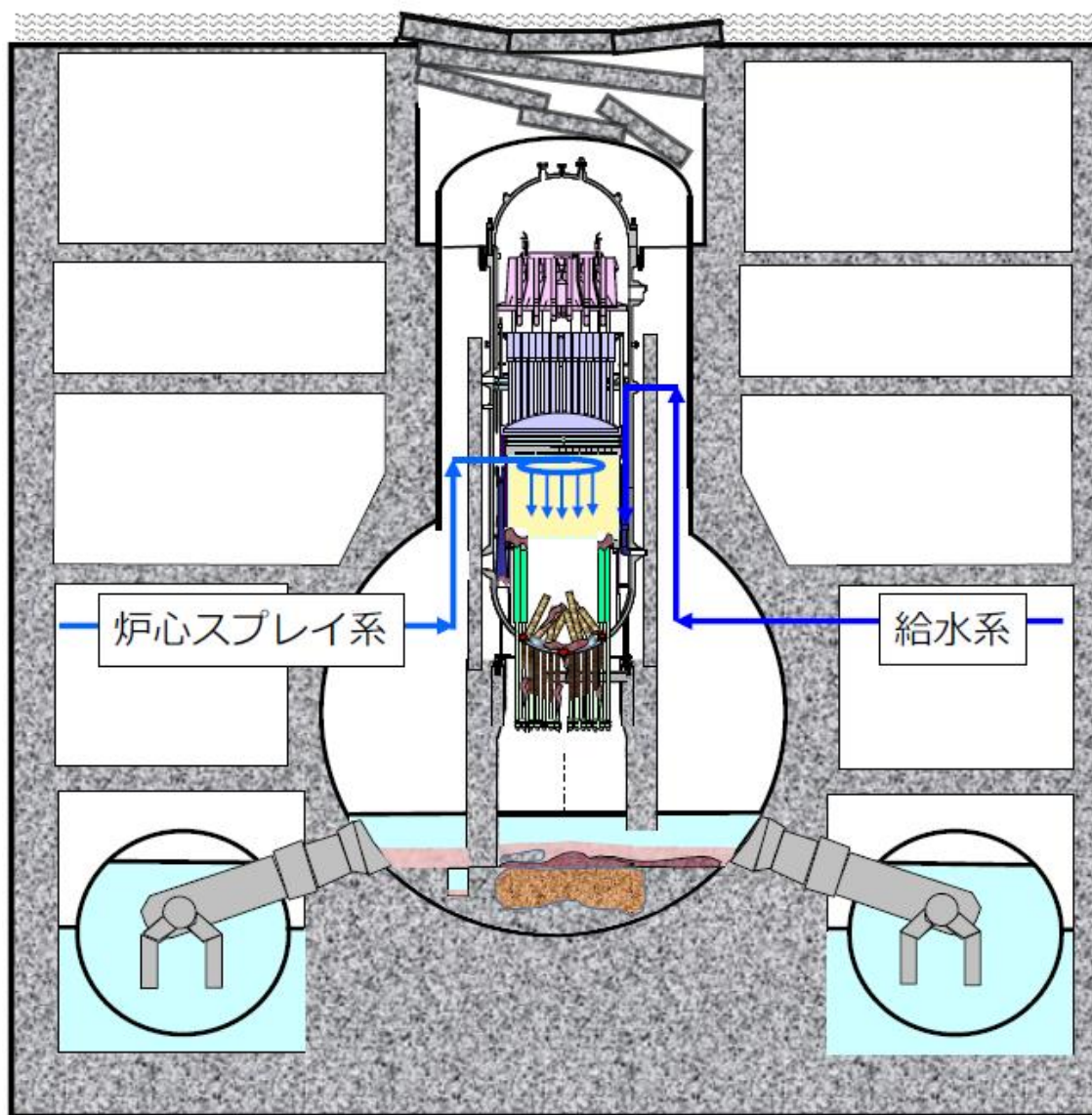


図 4.8.1-1 1号機 2017 年 12 月 25 日時点の推定図^[1-17]

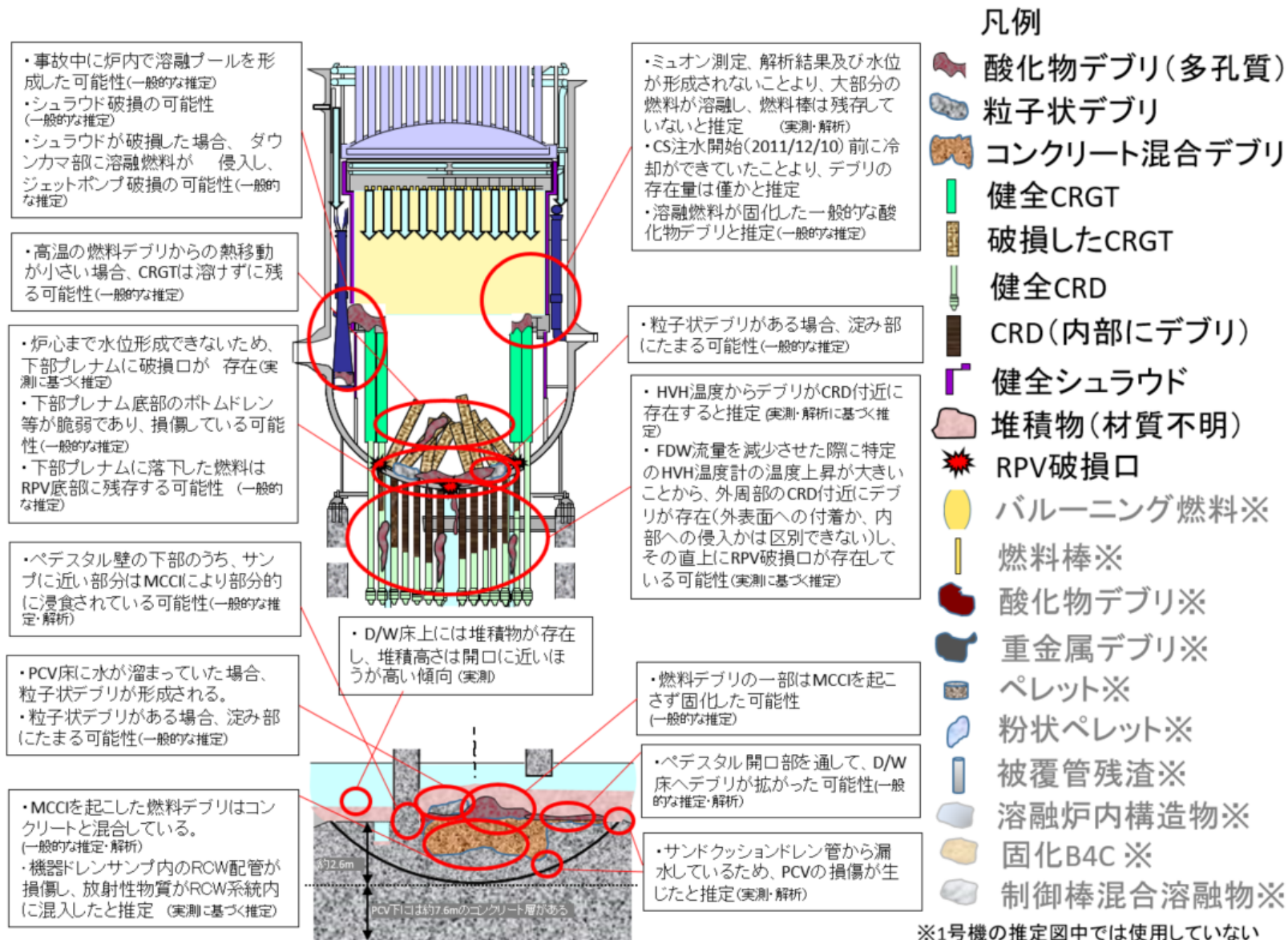


図 4.8.1-2 1号機 2017年12月25日時点の推定図(拡大) [1-18]

図 4.8.1-1、図 4.8.1-2 の推定図について、推定の特徴、7 回目の推定から更新した内容、推定に役立った知見は次のとおり。

○推定の特徴

燃料デブリの分布について、事故後、溶融した燃料は、ほぼ全量が RPV 下部プレナムへ落下しており、元々の炉心部にはほとんど残存していない。下部プレナムに落下した燃料デブリは、大部分が PCV 底部に落下したと推定。

RPV 内・PCV 内の構造物の状態について、RPV 底部にある CRGT は、燃料が溶融し落下する過程で破損し、RPV の下にある CRDハウジング内には燃料デブリが侵入している状況と推定。

PCV 底部には材質不明の沈殿物が堆積していると推定。

○7 回目の推定から更新した内容

①中段、下段のウェルプラグの落下を明示。

○7 回目の推定から更新した理由

①中段、下段のウェルプラグの落下を明示。

2016 年 11 月よりオペレーティングフロア北側の調査において原子炉ウェルプラグの調査を実施した。ウェルプラグは上段、中段、下段の 3 層構造であり、各層は 3 枚のコンクリート製の板で構成されている。

オペレーティングフロア上でのウェルプラグ損傷状況の確認結果を図 4.8.1-3 に示す。調査で取得した画像を分析した結果、各ウェルプラグは、図 4.8.1-4 のように移動していると推定した。図 4.8.1-5 のとおり、ウェルプラグ上段北が西よりに 720[mm]移動していることが確認された。また上段中央のウェルプラグが最大 155[mm]、上段北側のウェルプラグが最大 84[mm] 下側へたわんでいることが確認された。

推定図において、確認したウェルプラグの状態を表現した。

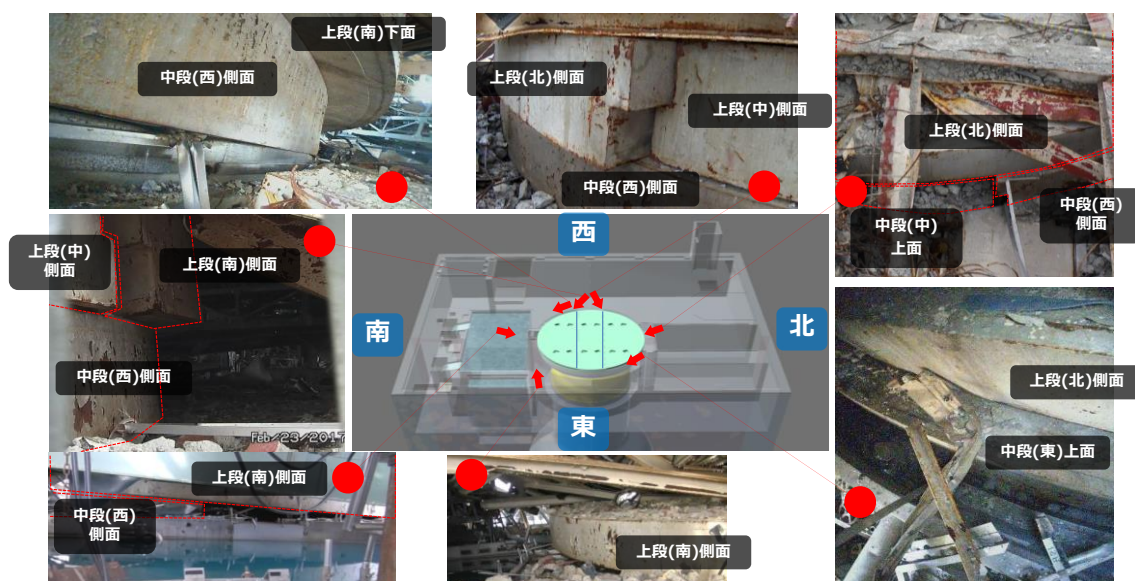


図 4.8.1-3 オペレーティングフロア上でのウェルプラグ状況確認結果^[1-19]



図 4.8.1-4 調査結果を元に作成したイメージ図^[1-20]

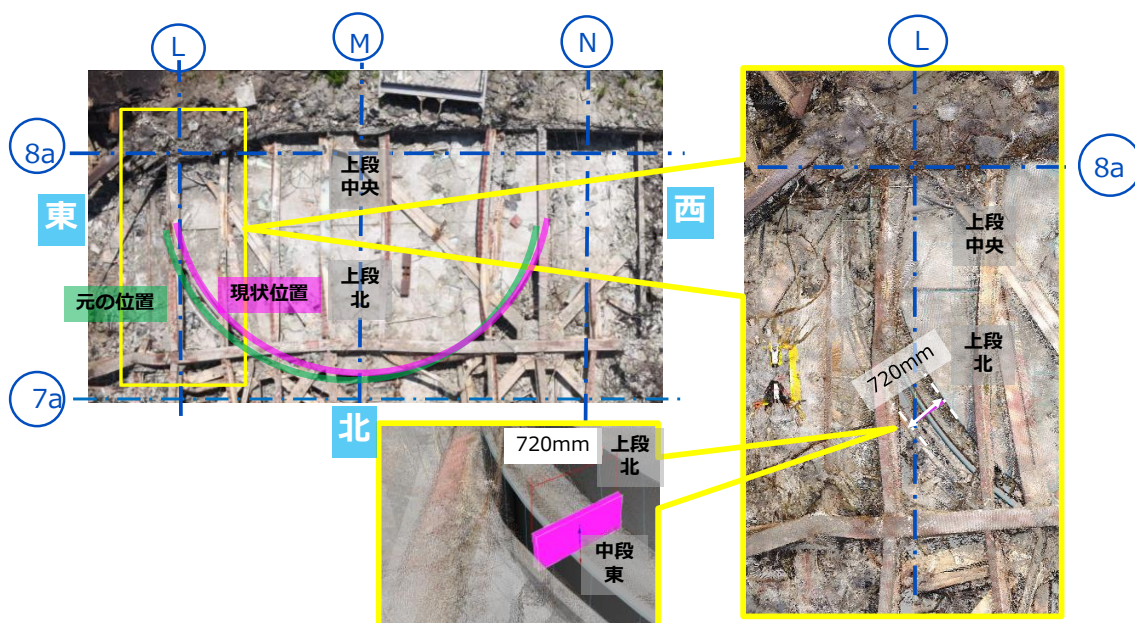


図 4.8.1-5 ウェルプラグのずれの確認状況^[1-20]

○推定を裏付ける情報
無し。

4.8.2 2号機

2017年12月25日時点の推定図を図4.8.2-1に、拡大したものを図4.8.2-2に示す。

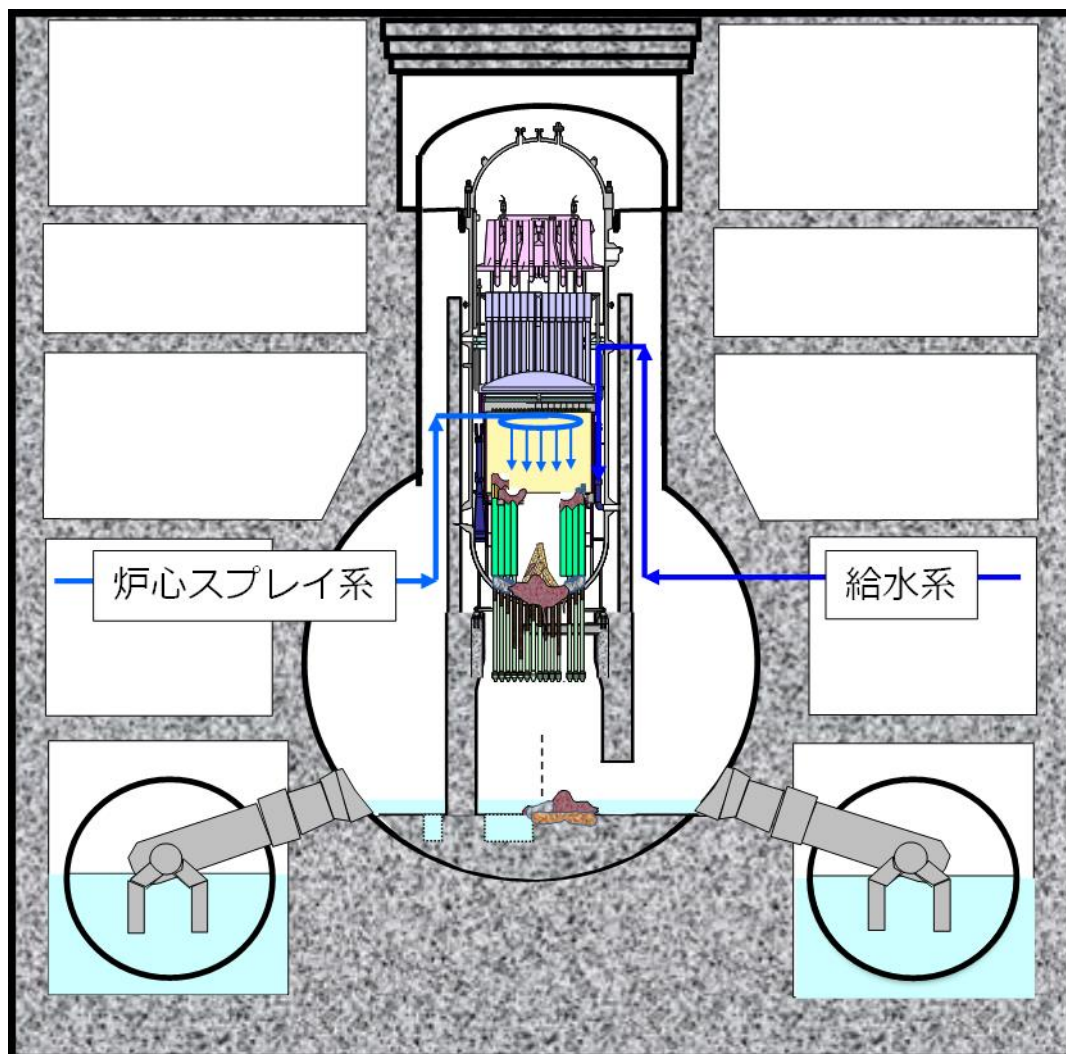


図 4.8.2-1 2号機 2017年12月25日時点の推定図^[2-18]

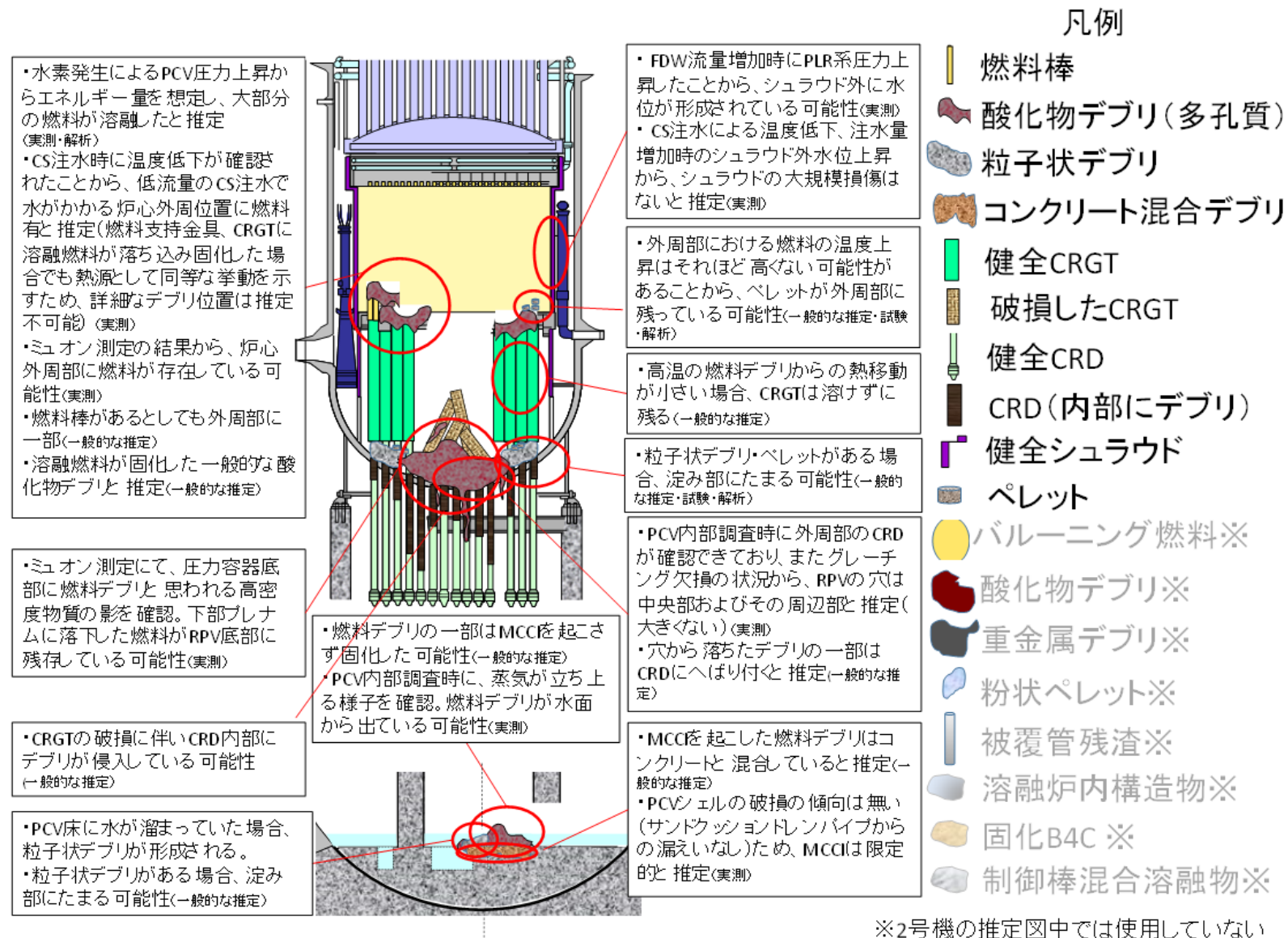


図 4.8.2-2 2号機 2017年12月25日時点の推定図(拡大) [2-19]

図 4.8.2-1、図 4.8.2-2 の推定図について、推定の特徴、7 回目の推定から更新した内容、7 回目の推定から更新した理由は次のとおり。

○推定の特徴

燃料デブリの分布について、事故後、熔融した燃料のうち、一部は RPV 下部プレナムに落下し、さらに一部は PCV へ落下していると推定。RPV 内においては、燃料の一部は炉心部に残存しており、RPV 底部に多くが存在しているものと推定。PCV に落下した燃料デブリは少なく、MCCI は限定的であると推定。

RPV 内・PCV 内の構造物の状態について、RPV 底部にある CRGT は、熔融した燃料が落下する過程で破損し、RPV の下にある CRD ハウジング内には燃料デブリが侵入している状況と推定。

D/W の水位について、D/W 床面から約 300[mm]であることが確認された。

○7 回目の推定から更新した内容

①PCV 水位を低下。

○7 回目の推定から更新した理由

①PCV 水位を低下。

2012 年 3 月に実施した PCV 内部調査におけるビデオスコープでの水位確認では、D/W 床上約 600[mm]であった。これは、大まかな水面の位置の把握が主目的であったことから、2014 年 6 月に実施した PCV 内部の監視計器設置作業にて、滞留水の水位を再度確認した。計器先端の着水・着底をカメラで確認、ケーブル挿入量の差から水位を測定した結果、D/W 床上約 300[mm]であることが確認された（図 4.8.2-3、図 4.8.2-4）。

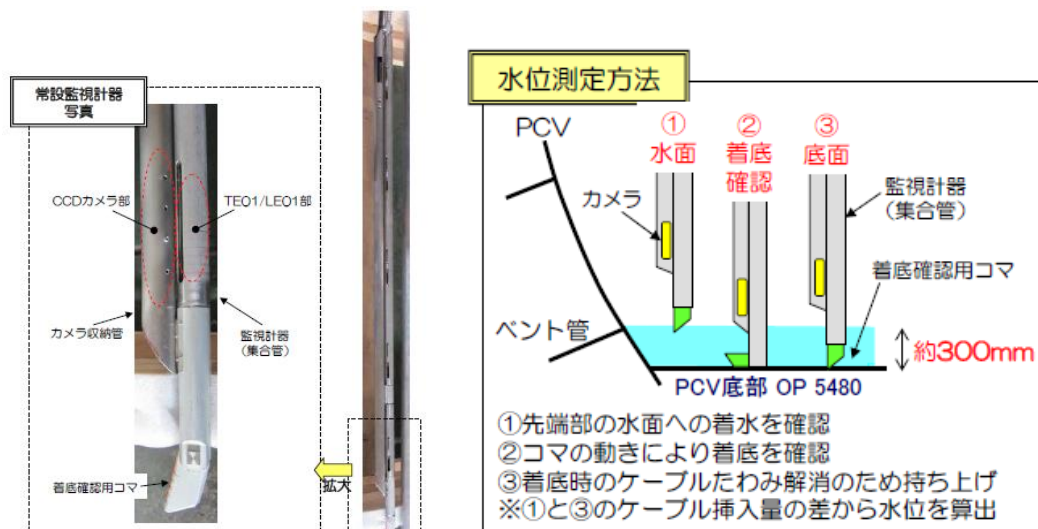


図 4.8.2-3 2号機 PCV 内監視計器再設置作業での PCV 水位測定結果^[2-20]

実施日	H26年6月6日（今回）	H24年3月26日（前回）
概要		
方法	- 監視計器（カメラ付き）を垂直に挿入。 - 計器先端の着水位置及び着底位置をカメラにて確認し、挿入量の差から水位を算出。 ⇒水面-底部の約300mmの範囲を測定 - 挿入量はPCV貫通部外側でメジャーにて測定。	- 内視鏡をPCV壁に沿わせて挿入。 - 内視鏡のグレーチング通過位置及び先端着水位置を内視鏡にて確認し、挿入量の差から水位を算出。 ⇒グレーチング-水面の約3700mmの範囲を測定 - 挿入量は500mmピッチのケーブルマーキングを目安に推定。
ケーブルたわみ	底面着座後にたわみ解消のため再度引上げを実施	ケーブルたわみへの考慮なし
備考		- 着水時よりグレーチング通過時のケーブルたわみが大きい場合、水位が大きめに算出される可能性あり - 水面算出時にはPCV壁の局率を補正

図 4.8.2-4 2012 年 3 月と 2014 年 6 月の PCV 水位測定の比較^[2-20]

○推定を裏付ける情報
無し。

4.8.3 3号機

2017年12月15日時点の推定図を図4.8.3-1に、拡大したものを図4.8.3-2に示す。

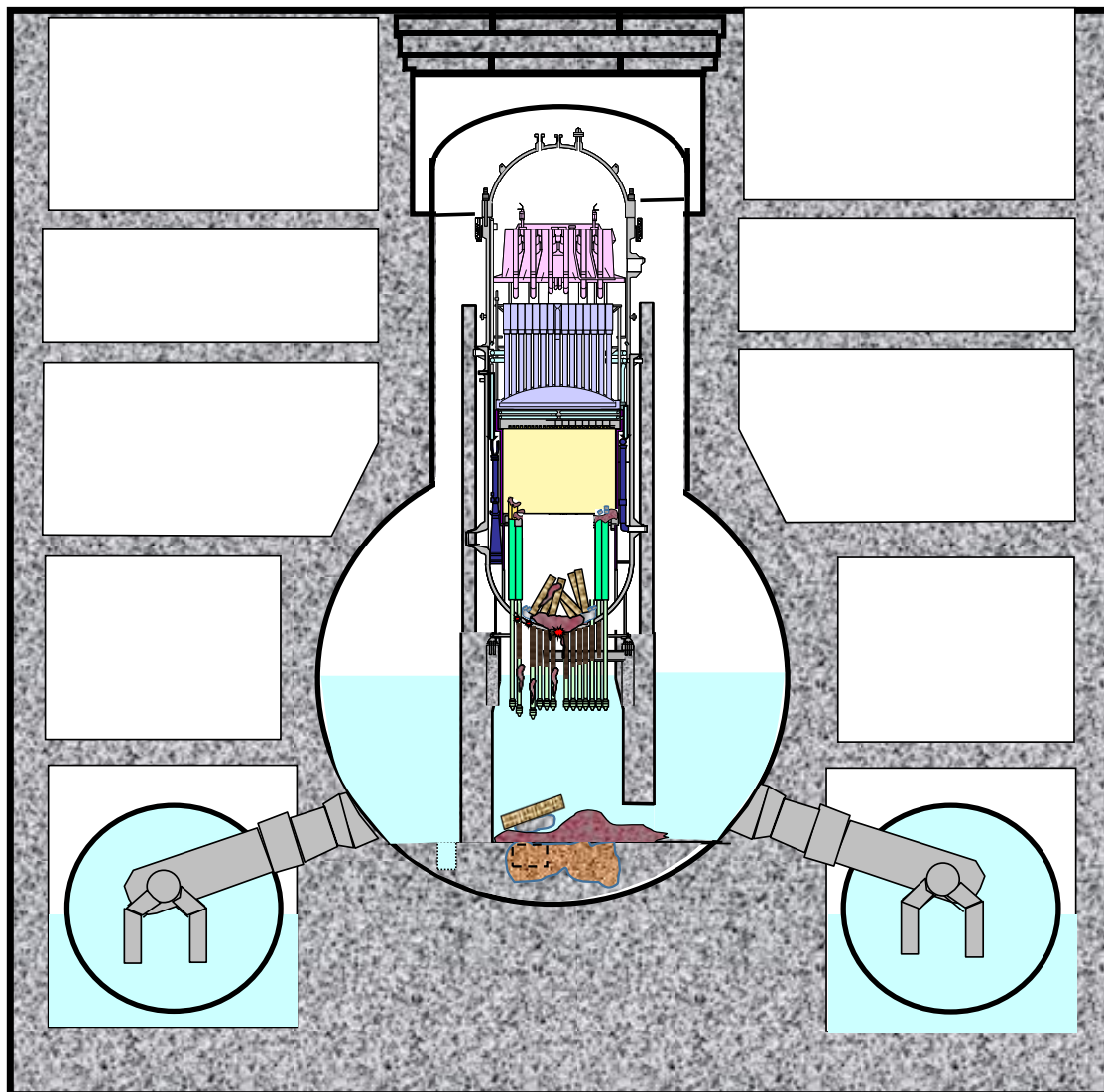


図 4.8.3-1 3号機 2017年12月25日時点の推定図^[3-13]

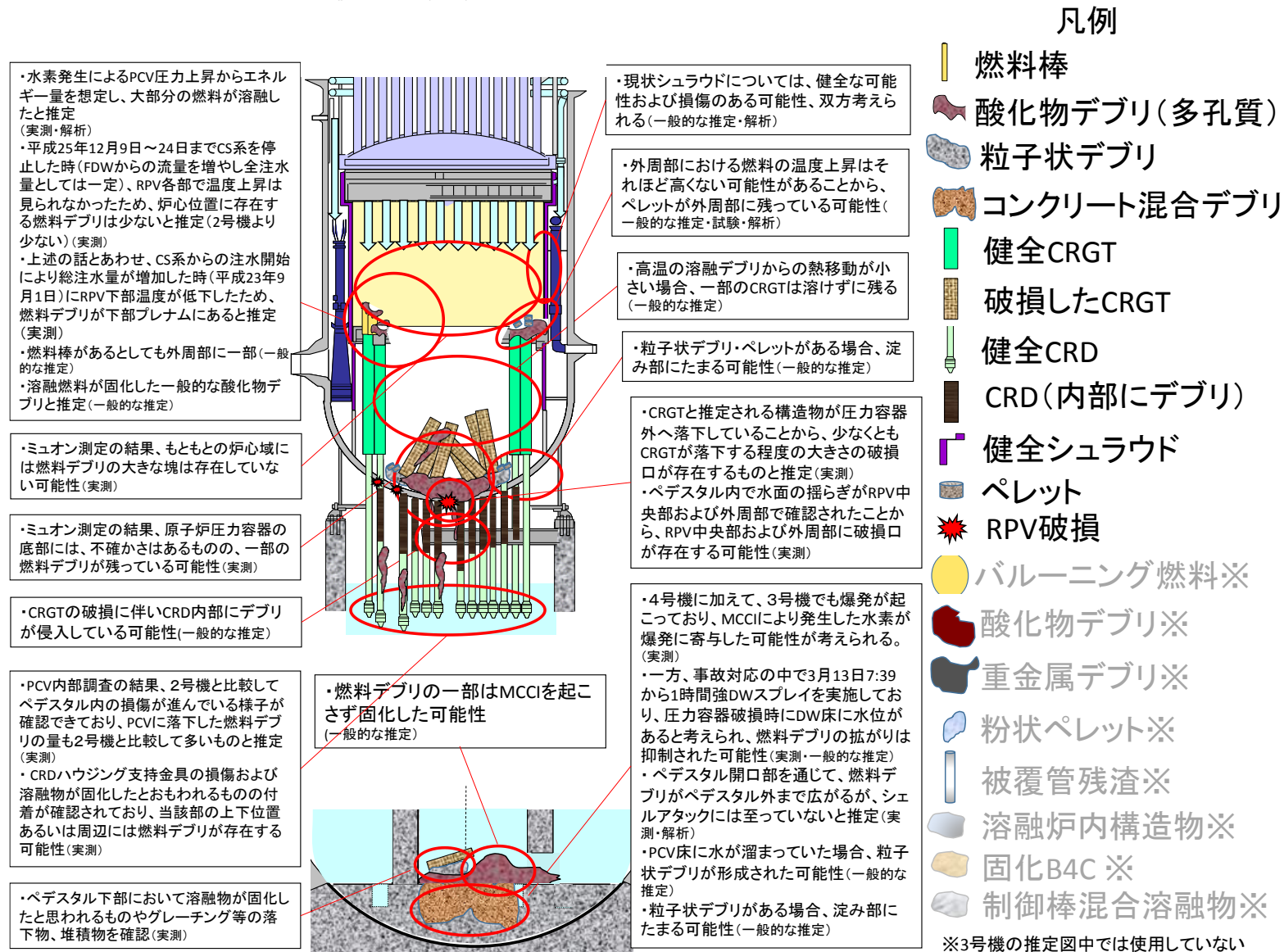


図 4.8.3-2 3号機 2017年12月25日時点の推定図(拡大) [3-14]

図 4.8.3-1、図 4.8.3-2 の推定図について、推定の特徴、7 回目の推定から更新した内容、7 回目の推定から更新した理由、推定を裏付ける情報は次のとおり。

○推定の特徴

燃料デブリの分布について、事故後、溶融した燃料は RPV 下部プレナムに落下し、その多くがさらに PCV へ落下していると推定。RPV 内においては、炉心部に残る燃料デブリは少なく、RPV 底部に一部存在しているものと推定。PCV に落下した燃料デブリは多いものの、床一面に広がっている状況にはないものと推定。

RPV 内・PCV 内の構造物の状態について、RPV 底部にある CRGT は、燃料が溶融し落下する過程で破損し、RPV の下にある CRDハウジング内には燃料デブリが侵入している状況と推定。また、PCV に、損傷した CRGT と考えられる構造物が落下してきていることを確認。

○7 回目の推定から更新した内容

- ①推定図に RPV の破損口を明示。
- ②RPV 内にあった保有水を削除。
- ③CRDハウジングの損傷程度を更新し、CRDハウジングに燃料デブリが付着している様子を描写。
- ④PCV 底部に、破損した CRGT を描写。

○7 回目の推定から更新した理由

- ①推定図に RPV の破損口を明示。

従来、事故の過程で RPV 底部に穴があき、PCV 底部に燃料デブリが落下したものと推定していたが、2017 年 7 月に実施した PCV 内部調査により得られた情報から、穴の位置や大きさの推定に繋がる情報が得られたため、RPV 底部に破損口を描写した。

PCV 内部調査により得られた具体的な知見について、以下に示す。

3 号機では、PCV の水位が高いため、水中遊泳型ロボットを用いて、PCV 内の調査を実施した。水中から RPV 底部に向かって見上げると、本来であれば、図 4.8.3-3 の右下の写真に示すように CRDハウジングおよびその支持金具が均一に並んでいる状況にあるが、調査時の状況として左側の写真 2 枚に示すように、CRD フランジには溶融物の凝固したものが付着し、また本来は同一であるはずのフランジ面の高さレベルや間隔が異な

っている状況が確認できた。この時 CRD ハウジングの隙間から見えた水面には揺らぎが確認できており、これは RPV 内に注水している水が水面に滴下している様子をとらえた可能性がある。つまり、水面が滴下している上部に RPV の破損口が存在する可能性が考えられる。この水面が揺らいでいる箇所について、水中ロボットがペDESTAL内全域の水面を調査したものではないものの、図 4.8.3-4 に示すように、中央付近以外にもペDESTAL内の端の方でも確認されている。このことから、RPV 底部には、複数の破損口が存在する可能性が考えられる。

また、図 4.8.3-5 に示すように、中央付近で RPV 底部を見上げた画像において、円筒状の構造物が確認されており、その内部には棒状の構造物が存在している。棒状構造物には一定間隔に見えるノッチ加工が確認できる。事故時は CR 全挿入であり、CRGT 内に CRD インデックスチューブが格納されている状況にあった。これらのことから、円筒状の構造物は CRGT、棒状の構造物は CRD インデックスチューブと考えられる。また、大きさについて、CRD インデックスチューブのノッチ間隔は約 15[cm]であることを基準に、円筒状構造物の外径を画像から推定した結果、CRGT 外径の設計値約 28[cm]に対して推定値は約 28[cm]と概ね一致した。図 4.8.3-6 に円筒状の構造物と、CRGT の構造を比較した様子を示す。

CRGT は本来であれば RPV 底部に存在するものであり、PCV に落下してきているということは、直径約 28[cm]ある CRGT が落下できるほどの大きさの穴が事故進展の過程で RPV 底部に開いたものと考えられる。

以上の情報等に基づき、推定図の RPV 底部に破損口を明示した。



図 4.8.3-3 RPV 底部の様子^[3-15]

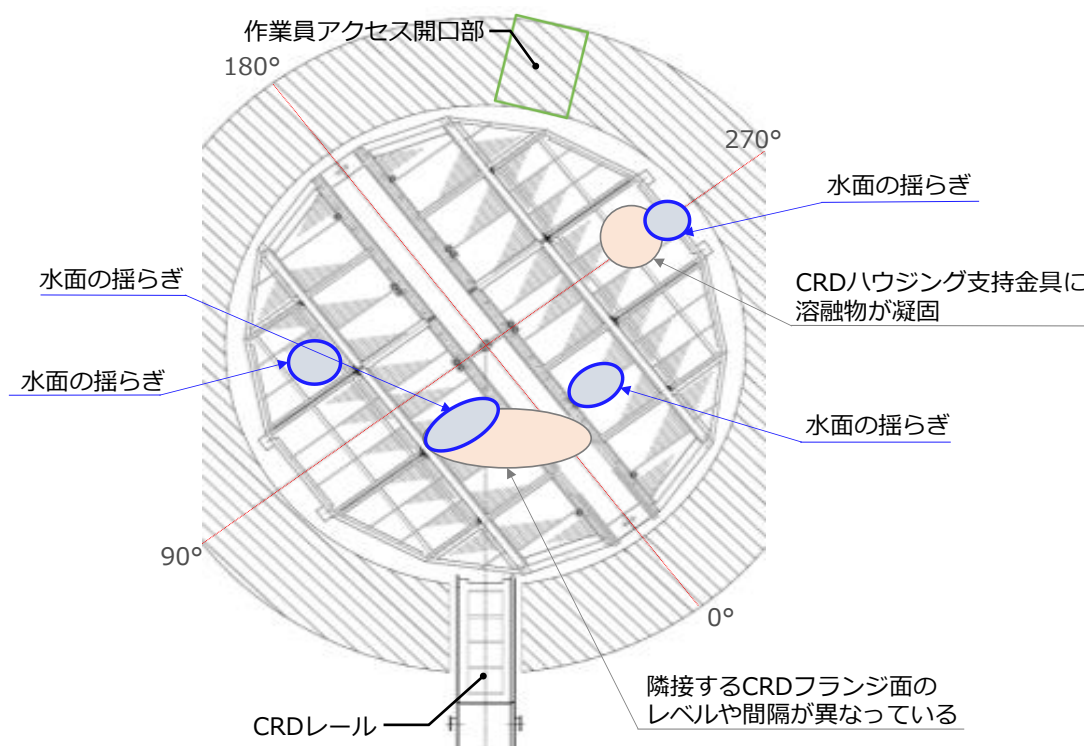


図 4.8.3-4 水面の揺らぎが確認された箇所^[3-15]

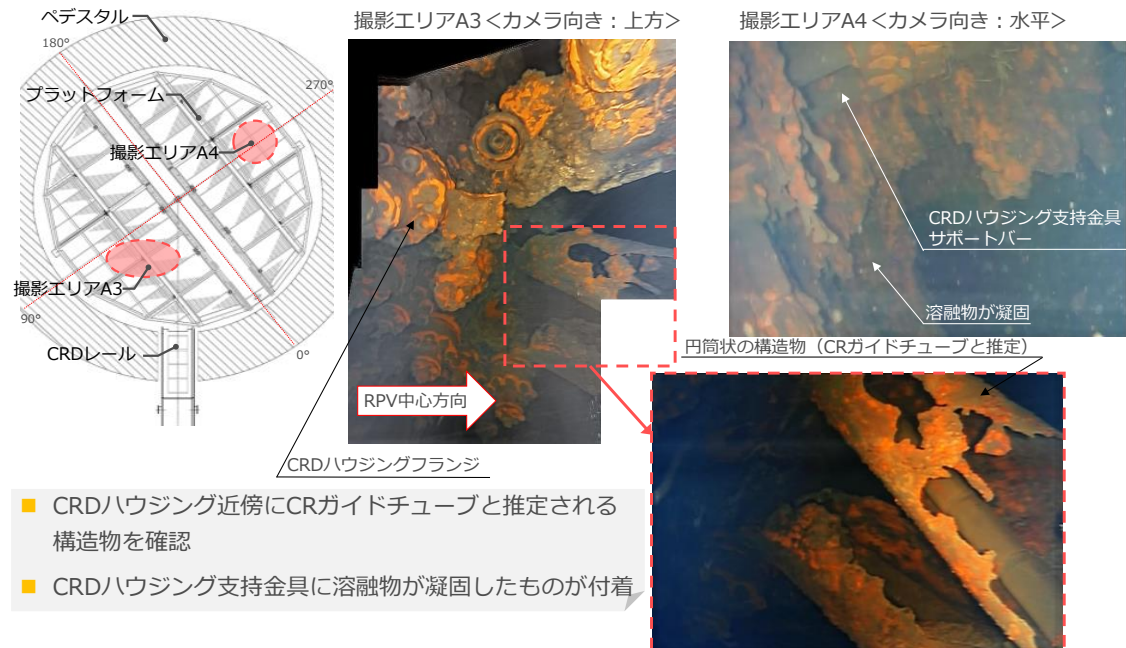


図 4.8.3-5 中心近傍で確認された CRGT と考えられる構造物[3-15]

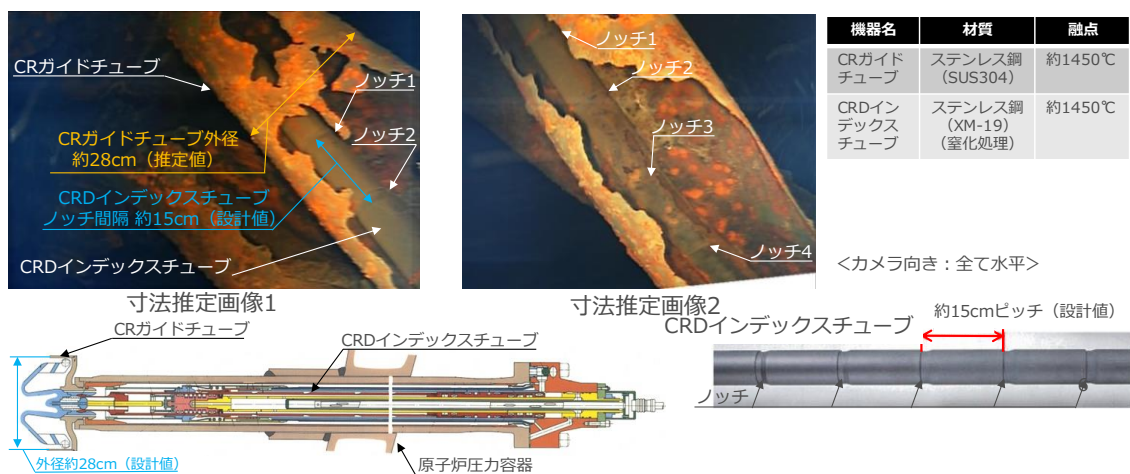


図 4.8.3-6 CRD ハウジング近傍の構造物と CRGT の比較[3-15]

②RPV 内にあった保有水を削除。

①で記載したように、直径約 28[cm]ある CRGT と考えられる構造物が落下できるほどの大きさの穴が RPV 底部に開いたものと考えられ、また、破損口は複数あると考えられる。原子炉への注水量は 2017 年 7 月時点で FDW 系から約 1.5[m³/h]、CS 系から約 1.5[m³/h]の合計約 3[m³/h]であり、中央付近にあると考えられる穴の大きさや、複数破損口がある可能性

をふまえると、RPV 底部に蓄水されている状況にないものと考えられるため、4.6.3 節で記載した RPV 底部に水が存在している可能性があるとの推定を更新した。

- ③CRDハウジングの損傷程度を更新し、CRDハウジングに燃料デブリが付着している様子を描写。

①で記載した、図 4.8.3-3 および図 4.8.3-5 に示す RPV 底部を見上げた際に確認できた CRD ハウジングの損傷の様子を、推定図に反映した。

また、図 4.8.3-5 の右上の画像に示すように、CRD ハウジング近傍ではつらら状の凝固物が確認された。画像からこれら凝固物の物質を同定することは困難であるが、燃料デブリで加熱されたことにより RPV 底部の破損が起これ、破損口を通じて燃料デブリが落下したと考えられるため、CRD ハウジング周辺には燃料デブリが存在する可能性が考えられる。

- ④PCV 底部に、破損した CRGT を描写。

図 4.8.3-5 に示すように、PCV に CRGT と考えられる構造物が落下している状況が確認できており、その様子を推定図に反映した。

○推定を裏付ける情報

推定の内容が確からしいと考えられる情報を以下に示す。

・ミュオン測定による RPV 内の燃料デブリ分布調査

3 号機では、2017 年 5 月から 9 月にかけて、ミュオン透過法により RPV 内の燃料デブリの分布について調査を行った。調査の結果について、炉心部の様子を図 4.8.3-7 に、RPV 底部の様子を図 4.8.3-8 に示す。両図において、左側のコンター図は、RPV 内に何も物質が無い状況と比較した場合の、RPV 内部の物質の量の大小を、色で表現したものである。

図 4.8.3-7 において、右側のグラフは炉心部の上部と下部、それぞれの断面において、物質がどの程度存在しているかの分布を示している。燃料が健全な場合、上のグラフの黄色い線上に評価値がプロットされることとなるが、評価値はそれより低く、炉心部の物質量は大きく減少していることがわかる。これは、大部分燃料が溶融し下方に移動したと考える従来の推定を裏付けるものである。

また、図 4.8.3-8 において、右側のグラフは、RPV 底部の上部と下部、

それぞれの断面における物質の分布を示している。通常であれば、RPV 底部には CRGT が林立している状況にあり、その密度はおおよそ $0.3[\text{g}/\text{cm}^3]$ である。下のグラフにおいて、一部で CRGT の密度を表す黄緑色の線を超える密度が測定された。これは、RPV の底部に燃料デブリが残ると考える従来の推定を裏付けるものである。

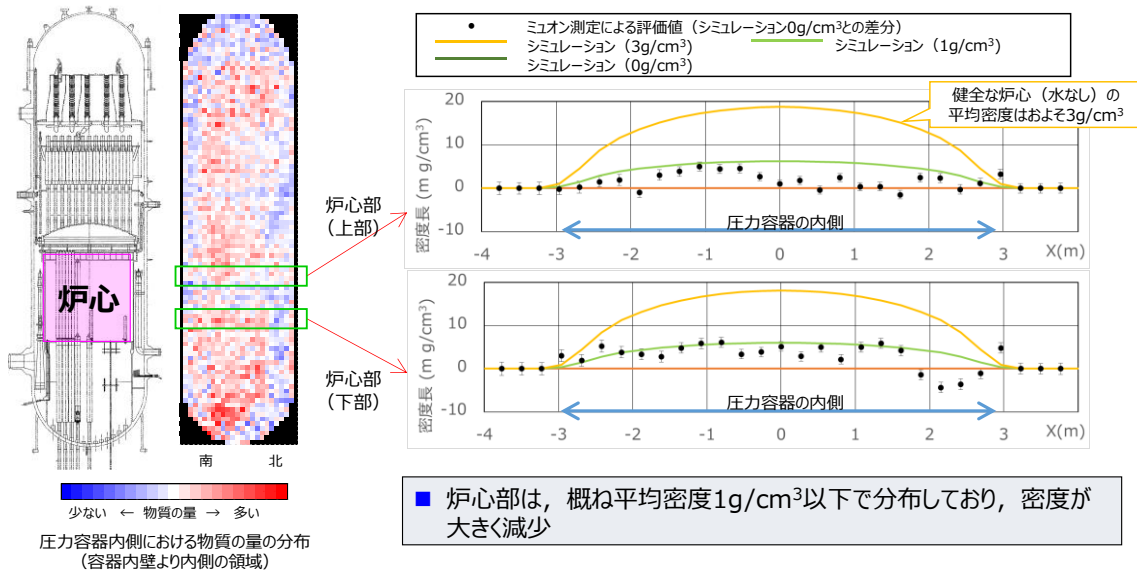


図 4.8.3-7 ミュオン測定結果 (炉心部) [3-16]

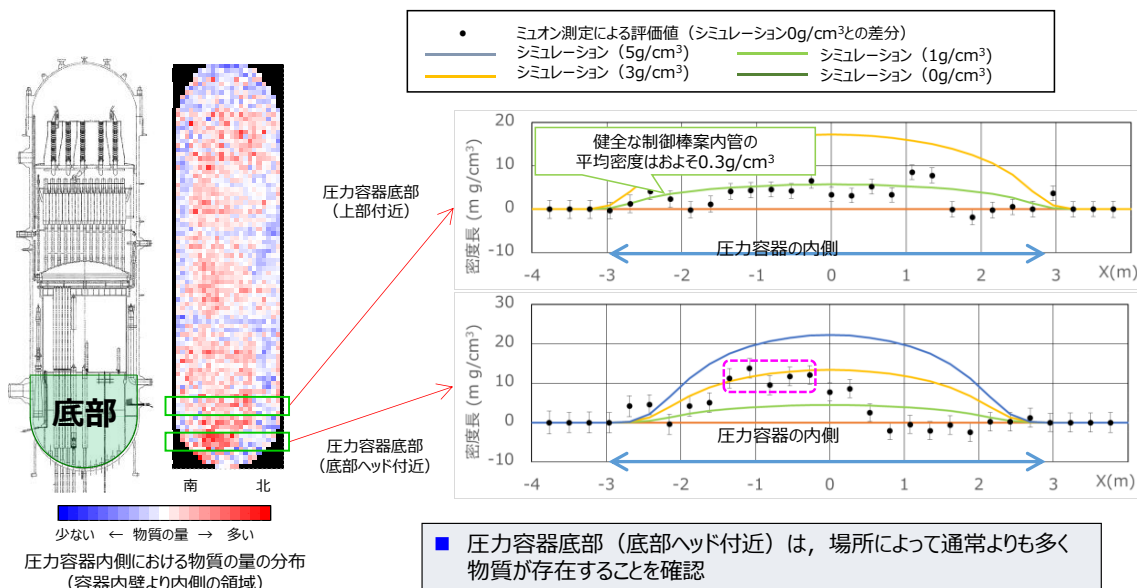


図 4.8.3-8 ミュオン測定結果 (RPV 底部) [3-16]

・ 2号機と3号機のPCV内部調査結果の比較

図4.8.3-9に2017年1、2月に実施した2号機のPCV内部調査により得られた映像を示す。CRD レールから続くペデスタル開口部からペデスタル内部を見込んだ映像になっており、プラットフォームと呼ばれる作業スペースが広がっている場所である。一部グレーチングの変形や脱落が確認できたものの、CRD レール近傍のグレーチングの一部は崩落せずに本来の位置に存在していた。図4.8.3-10に3号機におけるプラットフォーム近傍の写真を示す。3号機では、同様の位置のグレーチングは崩落し、プラットフォームの崩落も一部確認できている。その他、3号機のCRD フランジ周辺の状態は2号機に比べて損傷が進んでいた。これらの損傷状況から、2号機よりも多くの燃料デブリがPCVへ落下したと考えられ、従来の推定を裏付ける情報が得られた。

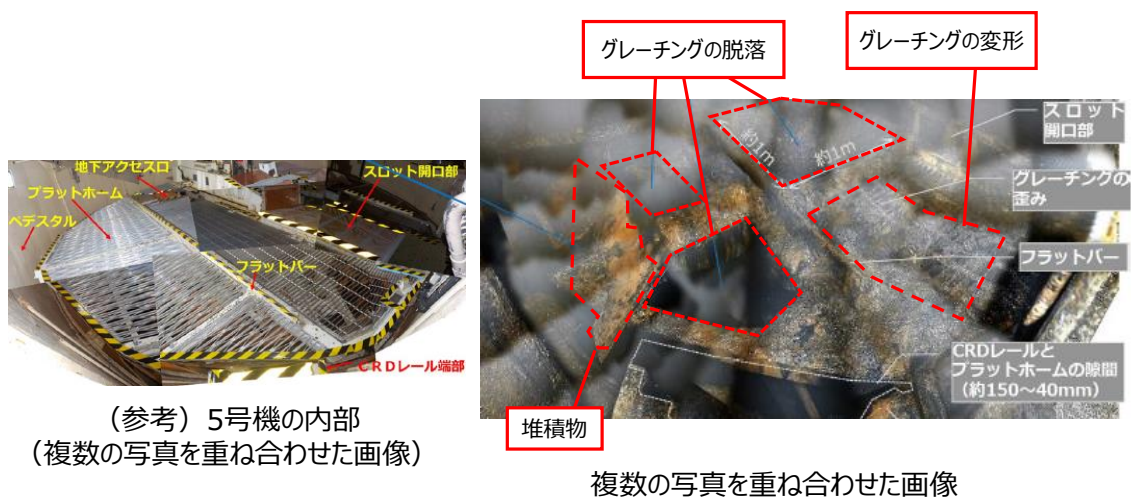


図 4.8.3-9 2号機 PCV 内部調査で撮影したプラットフォーム近傍^[3-17]

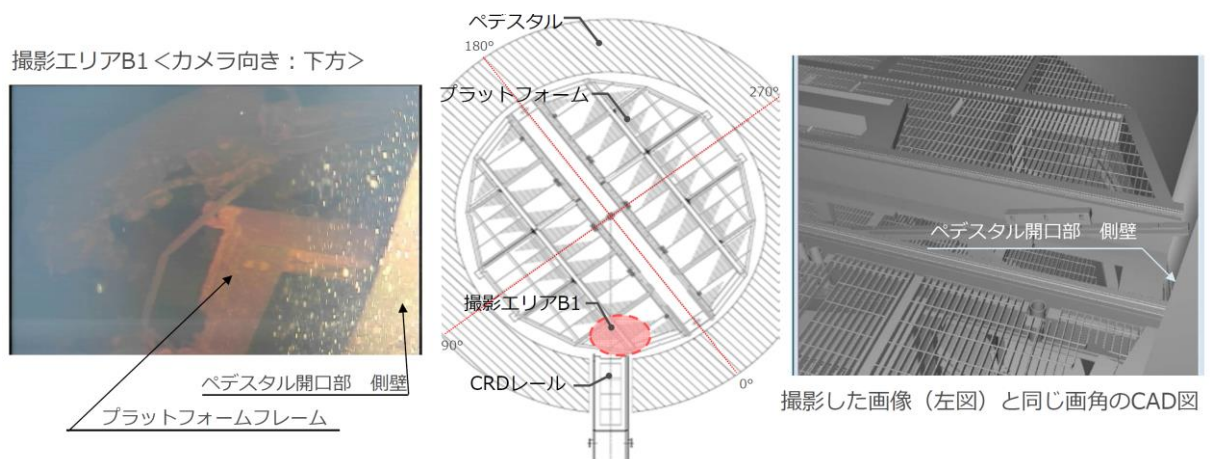


図 4.8.3-10 3 号機 PCV 内部調査で撮影したプラットフォーム近傍^[3-15]

・ PCV 内部調査で確認した PCV 底部の状態

図 4.8.3-11 に PCV 内部調査に際し、撮影した PCV 底部の写真を示す。底部には砂状、小石状や塊状の堆積物が確認された。作業員アクセス開口部は視認できなかったが、近傍に堆積物を確認した。加えて、左下の画像に示すようにプラットフォームから落下したと考えられるグレーチング等の構造物や、制御棒速度リミッタの可能性がある構造物を確認した。こうした状況からも、3 号機では燃料デブリが PCV に落下してきているものと考えられる。

なお、撮影エリア C4 は PCV 底部の中央付近の様子をとらえたものであるが、中央付近は CRGT と考えられる構造物が落下してきている場所であり、写真に映る塊状の凝固物は燃料成分を多く含むものである可能性が考えられる。



図 4.8.3-11 PCV 内部調査で撮影したペデスタル底部^[3・15]

4.9 9回目の推定（2018年3月）

4.9.1 1号機

2018年3月時点の推定図を図4.9.1-1に、拡大したものを図4.9.1-2に示す。

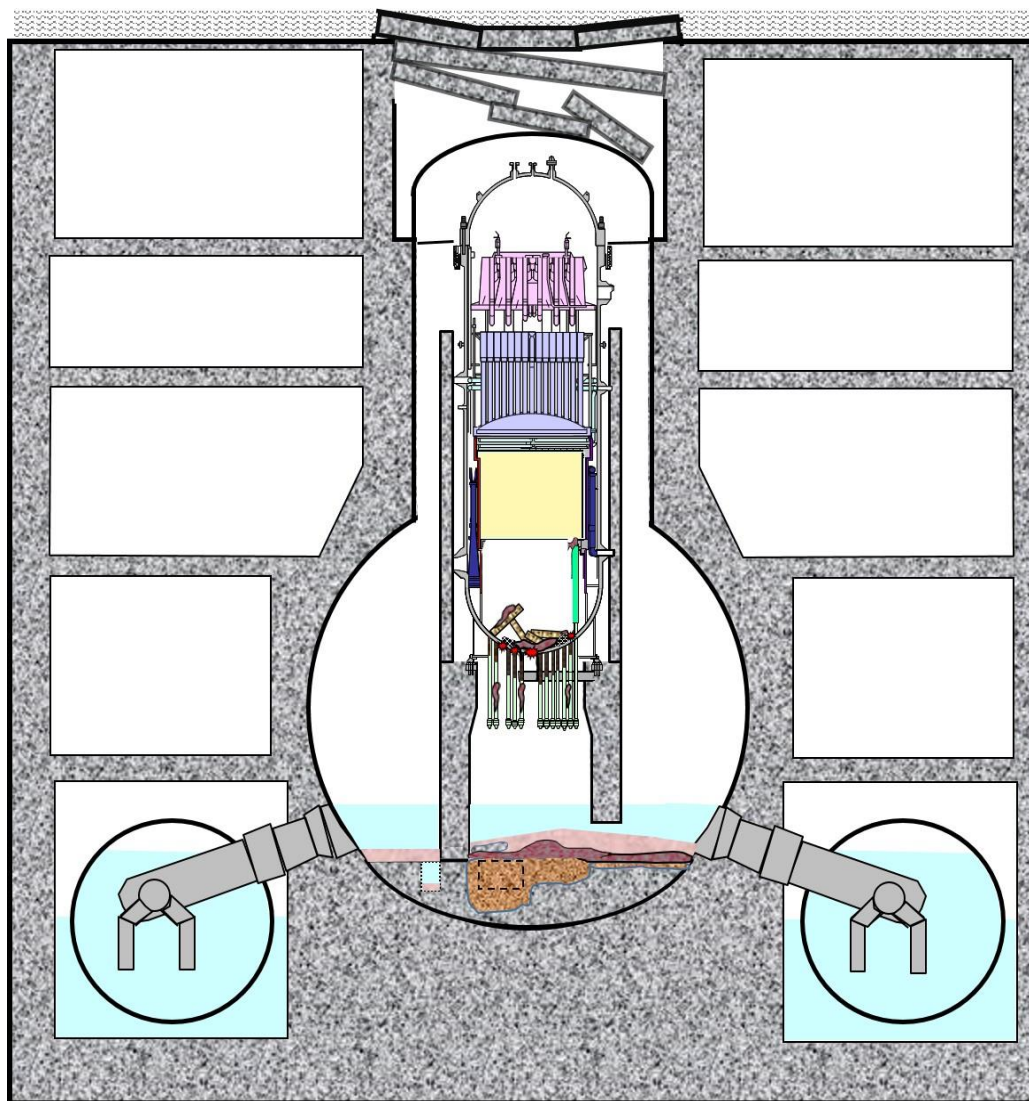


図 4.9.1-1 1号機 2018年3月時点の推定図^[1-18]

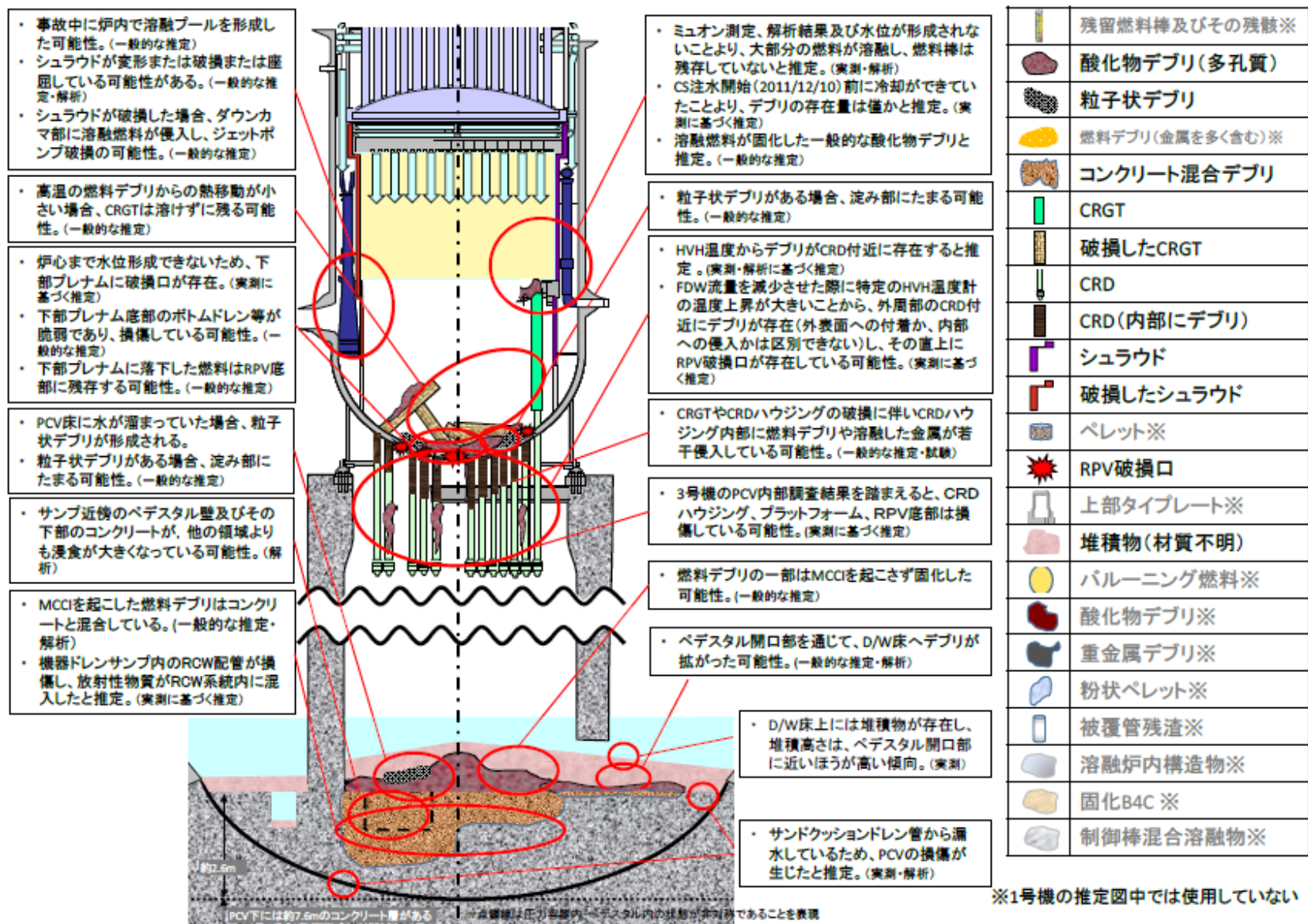


図 4.9.1-2 1号機 2018年3月時点の推定図(拡大) [1-18]

図 4.9.1-1、図 4.9.1-2 の推定図について、推定の特徴、8 回目の推定から更新した内容、推定に役立った知見は次のとおり。

○推定の特徴

燃料デブリの分布について、事故後、溶融した燃料は、ほぼ全量が RPV 下部プレナムへ落下しており、元々の炉心部にはほとんど残存していない。下部プレナムに落下した燃料デブリは、大部分が PCV 底部に落下したと推定。

RPV 内・PCV 内の構造物の状態について、RPV 底部にある CRGT は、燃料が溶融し落下する過程で破損し、RPV の下にある CRD ハウジング内には燃料デブリが侵入している状況と推定。

PCV 底部には材質不明の沈殿物が堆積していると推定。

○8 回目の推定から更新した内容

- ①RPV 内・PCV 内の状態が非対称であることをふまえた描写に更新 (RPV 内に残る CRGT を減少、コンクリート混合デブリの描写を更新)。
- ②シュラウドの破損の可能性を明示。
- ③CRD ハウジング内への燃料デブリの侵入量を減少。
- ④堆積物の高さを変更。

○8 回目の推定から更新した理由

- ①RPV 内・PCV 内の状態が非対称であることをふまえた描写に更新 (RPV 内に残る CRGT を減少、コンクリート混合デブリの描写を更新)。

1 号機を含め他号機の PCV 内部調査の結果やミュオン測定の結果からもわかるとおり、RPV 内および PCV 内の状態は非対称の状況となっている。推定図においても、その状況を反映するため、RPV 内部において、外周部に CRGT が残る場所、残らない場所があるものと考え、推定図を更新した。また、PCV 底部における燃料デブリのコンクリートの侵食状況についても、底部にあるサンプ周辺の侵食が特に進むものと推定していることをふまえ、描写を更新した。

- ②シュラウドの破損の可能性を明示。

図 4.9.1-3 に SAMPSON コードで評価したシュラウドの温度変化を示す。シュラウド外の水位は、崩壊熱および水-ジルコニウム反応による反応熱によってすぐに低下する結果が得られた。このため、シュラウドは燃料デブリ

からの輻射熱により、溶融する温度まで達する結果となっている。

1号機においては、燃料の損傷、溶融のタイミングにおいて消防車による注水が実施できなかったため、実機においてもシュラウドは、シュラウド外の水により冷却されず、温度上昇した燃料、または、溶融した燃料からの伝熱の影響により高温になったと考えられる。鋼材は温度の上昇とともに強度が低下するため、温度上昇によりシュラウドが変形または破損または座屈している可能性があると推定した。

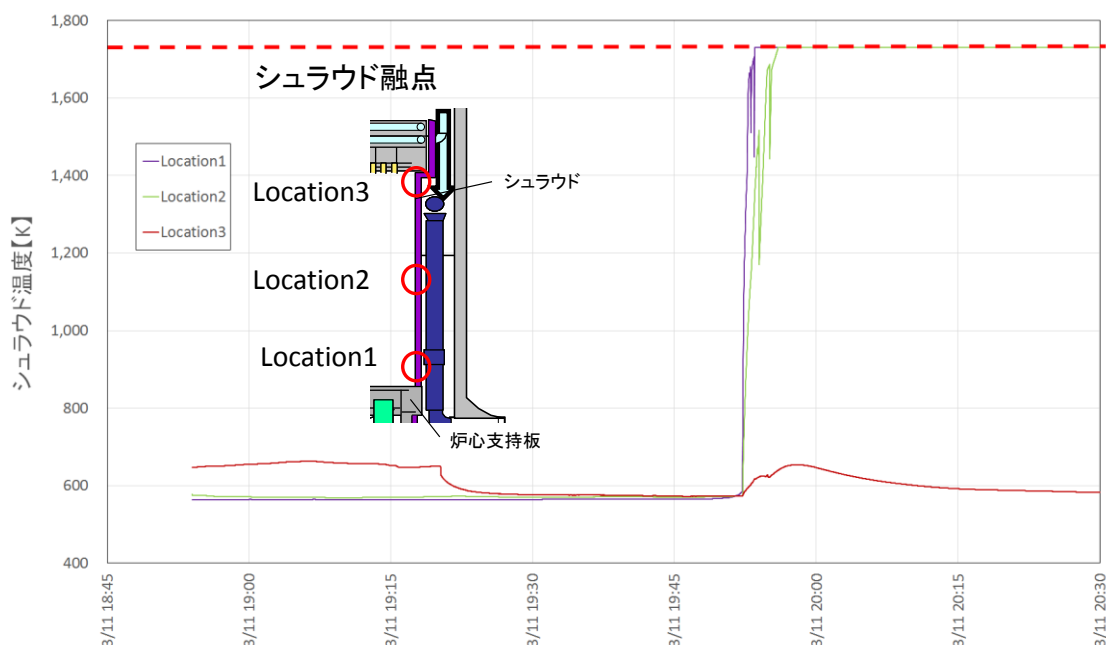


図 4.9.1-3 SAMPSON コードによるシュラウドの温度変化^[1-18]

③CRDハウジング内への燃料デブリの侵入量を減少。

RPV 下部において CRGT や CRD ハウジングが燃料デブリにより侵食を受けた場合、CRD 配管内部に燃料デブリが侵入している可能性が考えられる。4.7.2 節で記載した KAERI 試験の結果では、燃料デブリが CRD 配管内部に、侵入する前に溶融した CRD ハウジング自体が配管内部に侵入した。加えて、CRD ハウジングは垂直方向の熱伝導が小さく放熱し難い形状であるため、高温の溶融燃料が接触した場合、容易に侵食されることが考えられる。

溶融した燃料デブリは温度が高いほど流動性を保ち易く、CRD 配管内部へより長く侵入すると考えられる。また 内部へ侵入した燃料デブリの崩壊

熱が高い場合は、CRD 配管を溶融しながらより深く侵入する可能性がある。一方、CRD 配管内部に水が残存していた場合、その水と燃料デブリが接触すると、燃料が冷却されて流動性が低下し、内部への侵入は進行しにくくなると考えられる。

また、金属成分を含んでいる、もしくは、揮発性 FP を放出しているなどの要因で燃料デブリの体積あたりの崩壊熱が小さくなると、CRD 配管内部の容積は小さいため発熱量も限定的になり、CRDハウジングからの放熱量とのバランスによって燃料デブリが配管内部で固化し留まっている可能性もある。

上述の内容をふまえ、4.9.2 節で記載する 2 号機で燃料デブリの CRD ハウジング内への侵入量を減らしたことにあわせて、1 号機でも燃料デブリの侵入量を減らした。

なお、1 号機では、他号機よりも事故進展が早く崩壊熱が高い状態で下部プレナムへ燃料デブリが移行したこと、および、炉心溶融から RPV 破損までの間に消防車からの注水などによる冷却が実施できなかったことから、下部プレナム内の燃料デブリが蓄えたエネルギーが大きかったと推定されるため、他号機よりも燃料デブリが CRD 配管内部へ侵入し易いと考えられる。

したがって、1～3 号機の中で 1 番侵入量を多くなるよう描写した。

④堆積物の高さを変更。

2017 年 3 月 18 日から 3 月 22 日にかけて、X-100B ペネから調査用ロボットを投入し、D/W 床面の調査が実施された。図 4.9.1-4 に測定点、図 4.9.1-5 に各調査点における最下点撮影画像を示す。2015 年 10 月 11 日の調査の際に、X-100B ペネから CCD カメラを挿入した際に確認された堆積物が再度、ペデスタル開口部と反対側に位置する床ドレンサンプ近傍でも確認された。また、同様の堆積物が、ペデスタル開口部近くでも確認された。図 4.9.1-6 に各調査点における堆積物表面高さの推定結果を示す。表面高さは、ペデスタル開口部の反対側では約 0.3[m]程度であったが、ペデスタル開口部に近い PLR 配管近傍で最大約 1.0[m]の堆積物が確認された。

- 2017年3月PCV内部調査で取得した映像の鮮明化を行い，新たな知見が得られないかを確認するとともに，取得した線量のデータより，ペDESTAL開口部からのデブリの拡がり有無について推定を行った。
- 映像及び線量のデータ取得位置は，以下の通り。

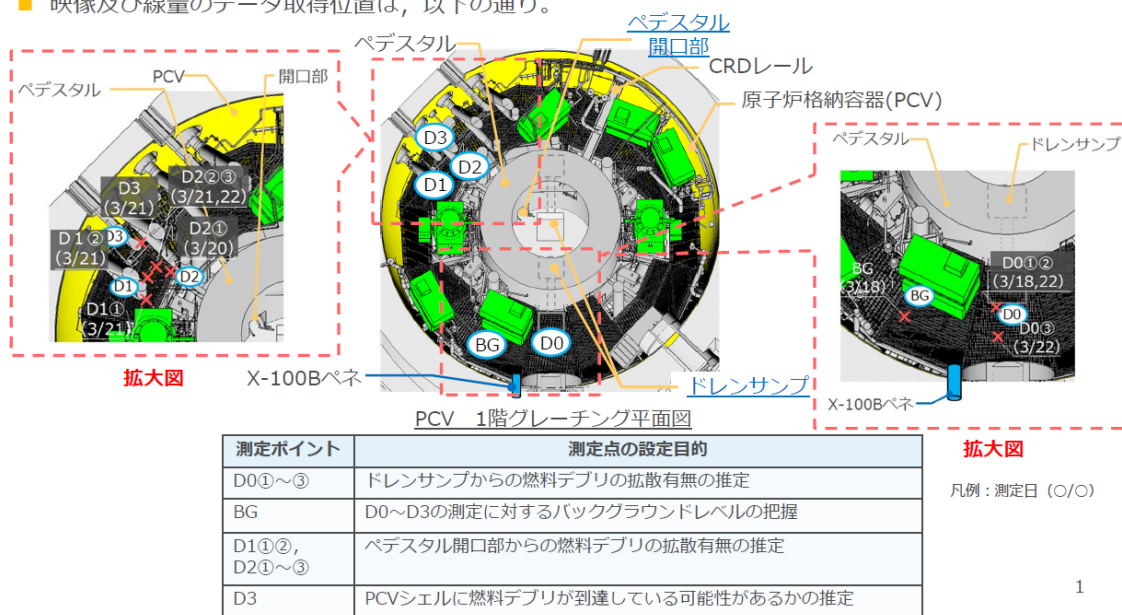


図 4.9.1-4 PCV 内部調査点^[1-21]

- D0②ポイント以外の映像データに対しても鮮明化を実施。
- D2③ポイントにて新たに落下物を確認したが，D0，D1ポイントでは新たな情報は得られなかった。

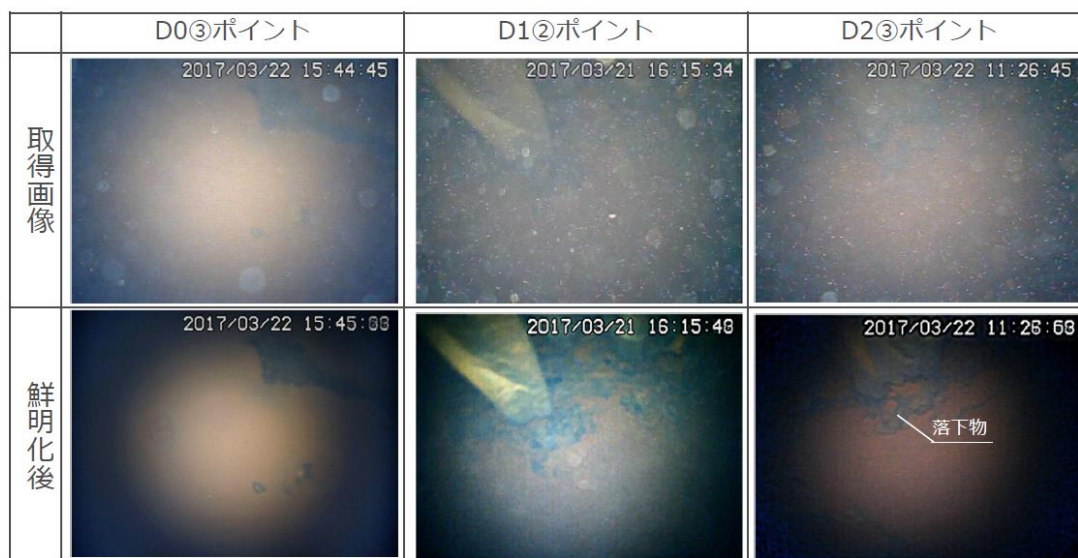
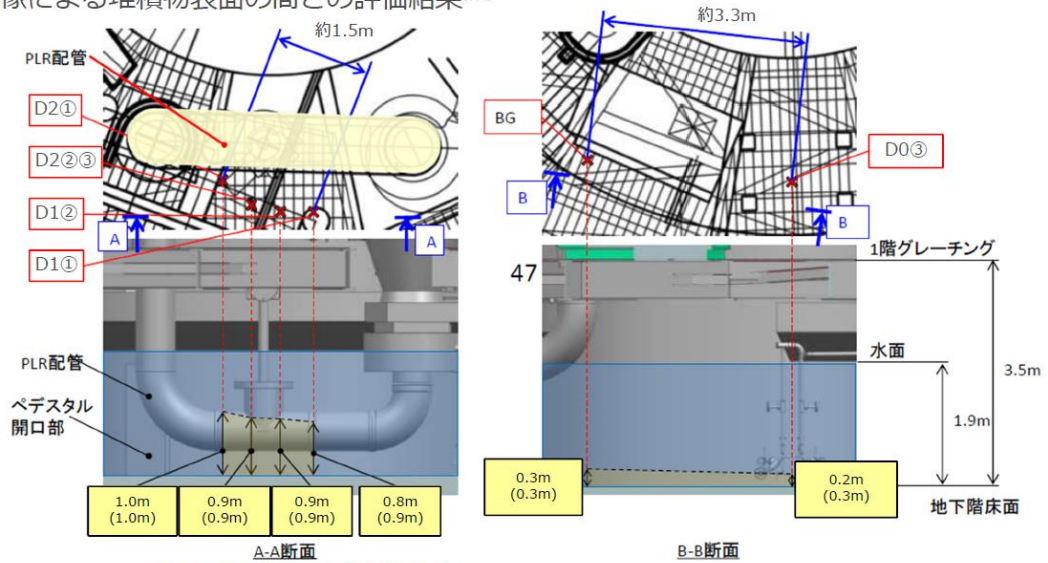


図 4.9.1-5 各調査点における最下点撮影画像^[1-21]

■ 映像による堆積物表面の高さの評価結果※1



※センサの接近により計測した高さ

※1: SFM(Structure from Motion)により、センサと堆積物表面間の距離を算出し、センサ降下量を合わせて堆積物表面の高さを評価。

- ・黄色枠内の数値は画像解析により算出した堆積物表面の推定高さ
- ・()内の数値はセンサの吊下げ最下点高さ
- ・なお、堆積物表面より下の堆積物厚さについては確認できていない

10

図 4.9.1-6 各調査点における堆積物表面高さの推定結果^[1-21]

○推定を裏付ける情報

無し。

4.9.2 2号機

2018年3月時点の推定図を図4.9.2-1に、拡大したものを図4.9.2-2に示す。

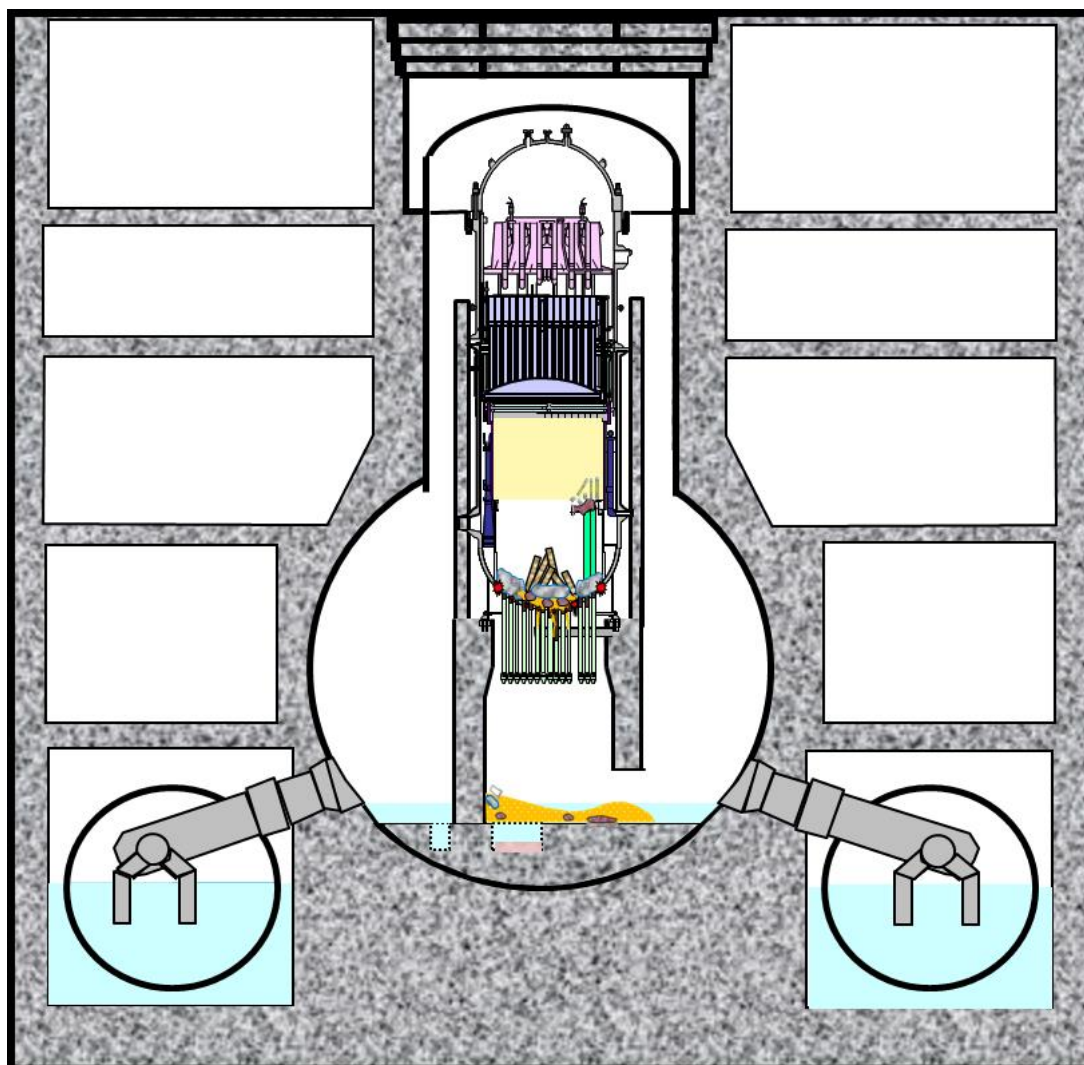
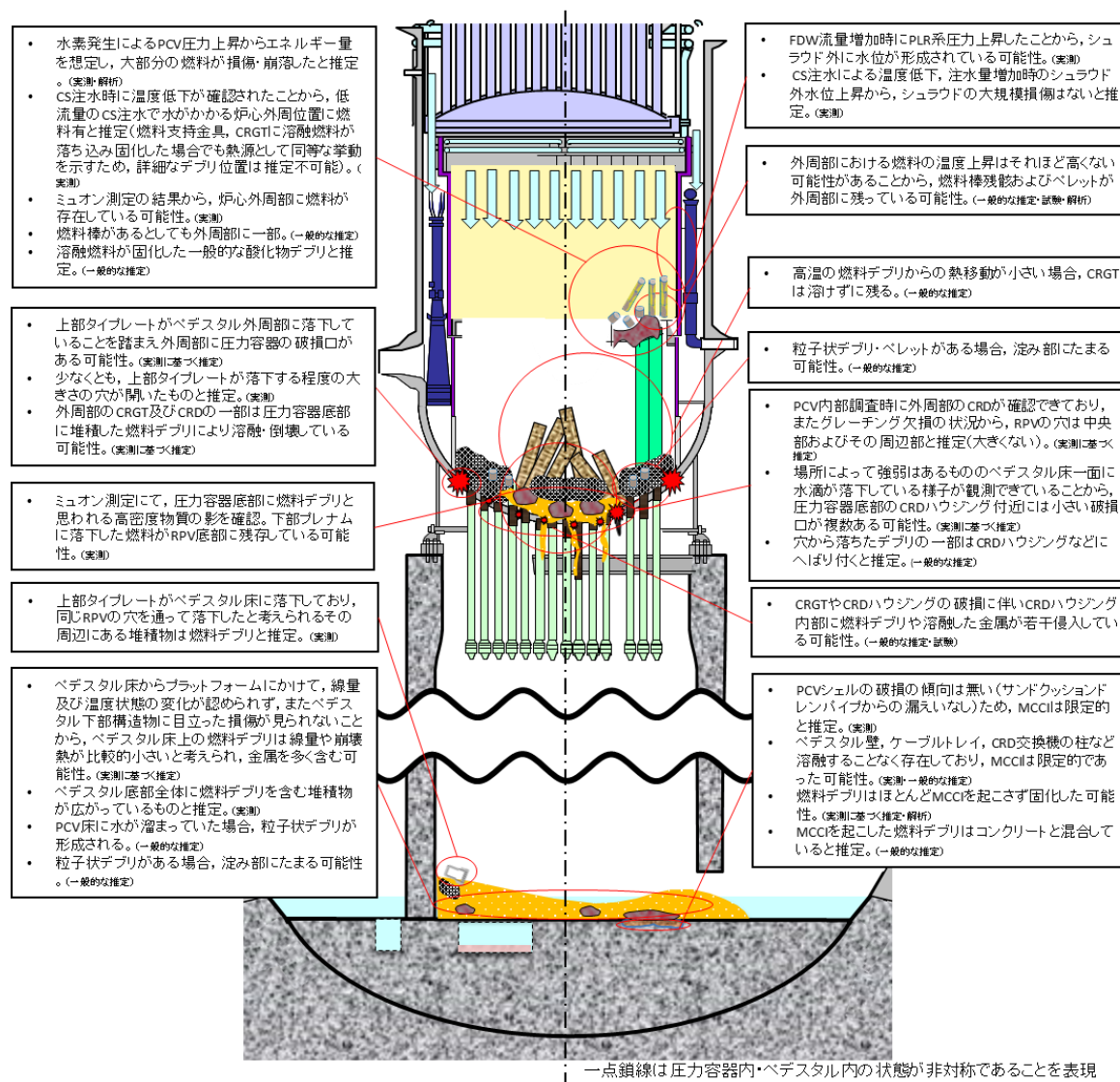


図 4.9.2-1 2号機 2018年3月時点の推定図^[2-19]



凡例

	残留燃料棒及びその残骸
	酸化物デブリ(多孔質)
	粒子状デブリ
	燃料デブリ(金属を多く含む)
	コンクリート混合デブリ
	CRGT
	破損したCRGT
	CRD
	CRD(内部にデブリ)
	シュラウド
	破損したシュラウド※
	ペレット
	RPV破損口
	上部タイプレート
	堆積物(材質不明)
	バルーニング燃料※
	酸化物デブリ※
	重金属デブリ※
	粉状ペレット※
	被覆管残渣※
	溶融炉内構造物※
	固化B4C※
	制御棒混合溶融物※

※2号機の推定図中では使用していない

図 4.9.2-2 2号機 2018年3月時点の推定図(拡大) [2-19]

図 4.9.2-1、図 4.9.2-2 の推定図について、推定の特徴、8 回目の推定から更新した内容、8 回目の推定から更新した理由は次のとおり。

○推定の特徴

燃料デブリの分布について、事故後、熔融した燃料のうち、一部は RPV 下部プレナムに落下し、さらに一部は PCV へ落下していると推定。RPV 内においては、燃料の一部は炉心部に残存しており、RPV 底部に多くが存在しているものと推定。PCV に落下した燃料デブリは少なく、MCCI は限定的であると推定。

PCV 底部に落下した燃料デブリについては、RPV 内および PCV 内の金属製の構造物が融け固まったものを含むものと推定。

RPV 内・PCV 内の構造物の状態について、RPV 底部にある CRGT は、熔融した燃料が落下する過程で破損し、RPV の下にある CRDハウジング内には燃料デブリが侵入している状況と推定。

○8 回目の推定から更新した内容

- ①RPV 内・PCV 内の状態が非対称であることをふまえた描写に更新（RPV 内に残る CRGT を減少）。
- ②炉心部に残る燃料の描写を変更。
- ③RPV 底部の CRDハウジング付近および外周部に破損口を追記。
- ④外周部の CRGT および CRDの一部は RPV 底部に蓄積したデブリにより熔融・倒壊している可能性。
- ⑤RPV 内および PCV 底部に金属を多く含む燃料デブリを追記。
- ⑥CRDハウジング内への燃料デブリの侵入量を減少。
- ⑦PCV 底部の燃料デブリ分布を更新し、炉内構造物を追加。
- ⑧燃料デブリは MCCI をほとんど起こさず固化した可能性が考えられ、MCCI によるコンクリートの侵食程度を縮小。

○8 回目の推定から更新した理由

- ①RPV 内・PCV 内の状態が非対称であることをふまえた描写に更新（RPV 内に残る CRGT を減少）。

4.7.2 節で記載した PCV 内部調査の結果やミュオン測定の結果からもわかるとおり、RPV 内および PCV 内の状態は非対称の状況となっている。推定図においても、その状況を反映するため、RPV 内部において、外周部に CRGT が残る場所、残らない場所があるものと考え、推定図を更新し

た。

②炉心部に残る燃料の描写を変更。

図 4.6.2-2 に記載のように、炉心の外周部には、完全に健全な状態ではないものの、損傷を全く受けていない状態の燃料が残っている可能性がある描写としていたが、炉心の外周部に残る燃料については、4.7.2 節で記載した模擬燃料集合体破損試験の結果のように熱的な影響等により原型を留めている可能性は低いものと考え、使用する凡例の表現も「残留燃料棒及びその残骸」と変更し、描写することとした。

③RPV 底部の CRD ハウジング付近および外周部に破損口を追記。

2018 年 1 月の PCV 内部調査において取得された画像（図 4.9.2-3）から、ペDESTAL 内床一面に水滴が落下している様子が確認されている。また、4.7.2 節のミュオン測定の結果から、燃料デブリの多くは下部プレナムに落下し留まっていると考えられることから、RPV 底部が燃料デブリからの熱の影響によって損傷している可能性は十分に考えられる。

これらの情報から、RPV 底部の CRD が林立している範囲では、小さな破損口が複数ある可能性が考えられる。

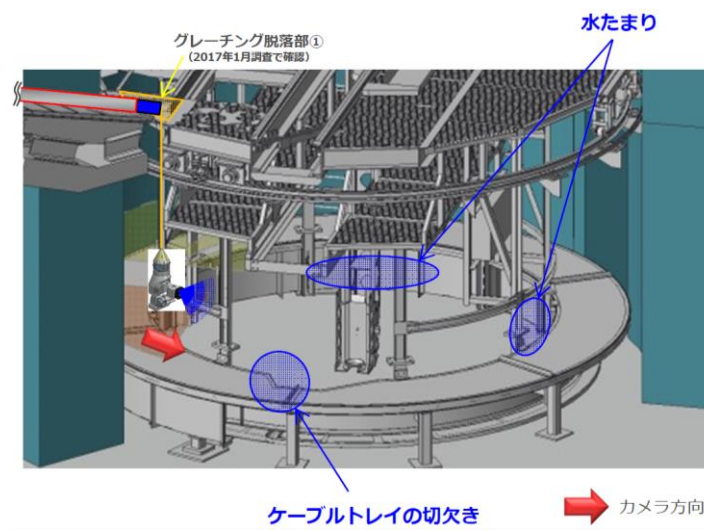


図 4.9.2-3 2号機ペデスタル内部の画像 (1/3) [2-21][2-22]

また、2018年1月に実施されたガイドパイプおよびテレスコピック式調査装置を用いたPCV内部調査において取得された画像（図4.9.2-4、図4.9.2-5）から、燃料集合体の上部タイプレートがペデスタル内床面に落下しているのが確認できる。したがって、少なくとも上部タイプレートが落下する程度の大きさの穴がRPVに開いたものと考えられる。また、落下場所がペデスタル内壁近傍であること、および、4.7.2節に示すペデスタル内上部の確認結果では外周部のCRDが残存していることから、上部タイプレートは、RPV底部のCRDが林立する範囲の外側に形成された破損口から落下した可能性が考えられる。

以上をふまえ、RPV底部のCRDハウジング付近および外周部に破損口を追加した。

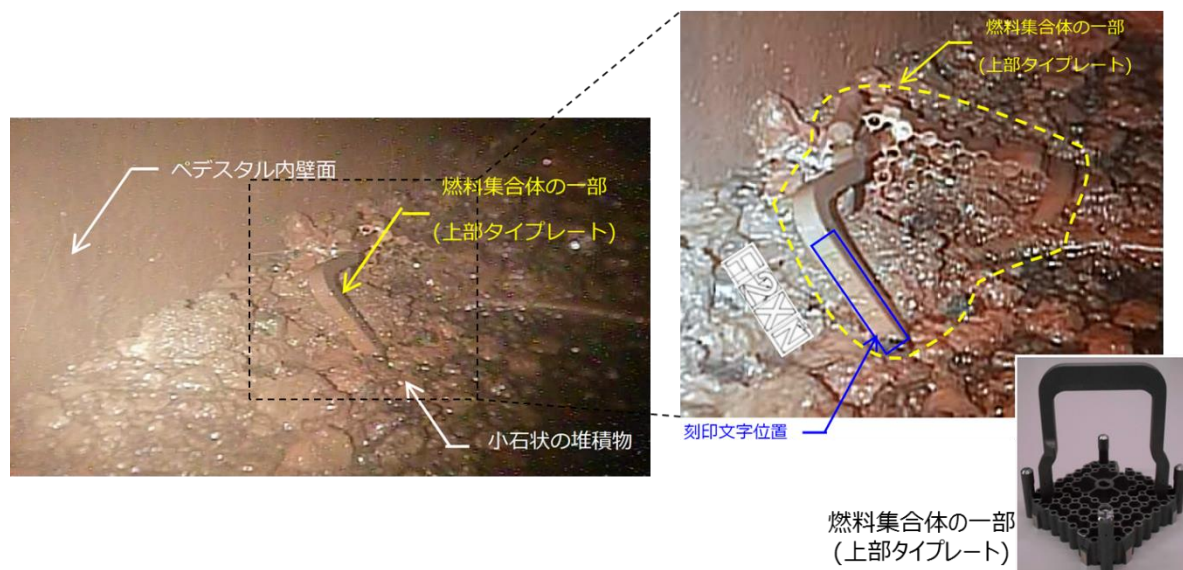


図 4.9.2-4 2号機ペデスタル内部の画像 (2/3) [2-21]

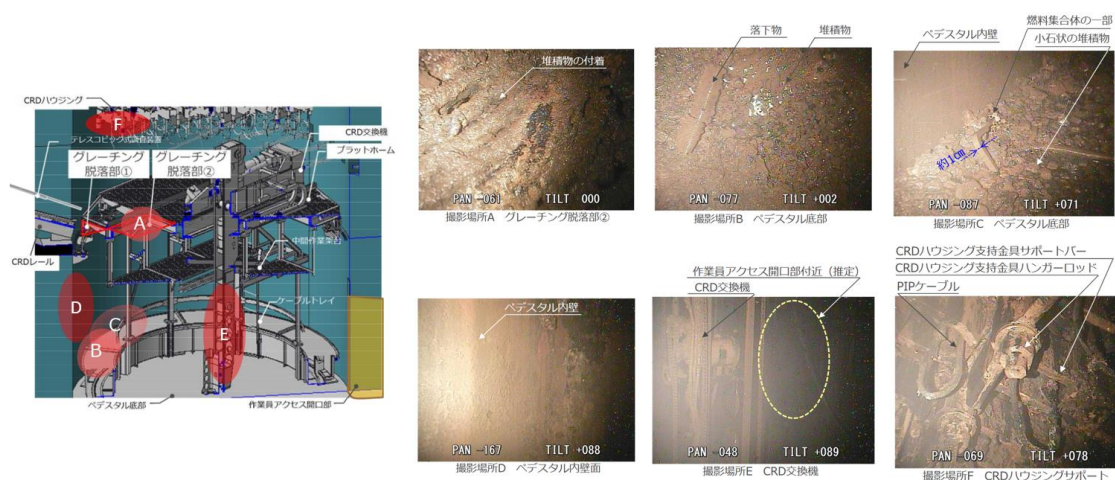


図 4.9.2-5 2号機ペデスタル内部の画像 (3/3) [2-23]

- ④外周部の CRGT および CRD の一部は RPV 底部に蓄積したデブリにより溶融・倒壊している可能性。

2018 年 1 月に実施された PCV 内部調査において取得された知見から、ペデスタル内床一面にデブリが広がっており、デブリ堆積高さには分布があることが確認された。特に、堆積高さの高い位置には相対的に多量のデブリが落下し、その後、ペデスタル内床面に広がった可能性がある。デブリ堆積高さの分布をみると、ペデスタル内周辺部に堆積が偏っていること、また、ペデスタル内に燃料集合体上部タイプレートが確認されたことから、その上方となる RPV 底部の外周部に、少なくとも上部タイプレートが通過可能な開口が形成されたと推定される。

また、上部タイプレートが破損口に到達する経路は、外周部の CRGT および CRD の溶融・倒壊によって形成された可能性が考えられる。

以上をふまえ、外周部（図の左側）の CRGT および CRD を削除した。

- ⑤RPV 内および PCV 底部に金属を多く含む燃料デブリを追記。

2018 年 1 月に実施されたガイドパイプおよびテレスコピック式調査装置を用いた PCV 内部調査において取得された画像（図 4.9.2-4、図 4.9.2-5）から、燃料集合体の上部タイプレートがペデスタル内床面に落下しているのが確認できた。上部タイプレートが落下してきた穴を通して燃料デブリも落下したとすると、ペデスタル内床面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と考えられる。2018 年 1 月の同調査では、線量率および温度の計測も実施された。測定結果を図 4.9.2-6 に示す。測定の結果、ペデスタル内床面からプラットフォームにかけて、線量および温度状態にほとんど変化がなく、比較的小さい値（線量：7~8 [Gy/h]、温度：21.0[℃]）であることを確認した。すなわち、ペデスタル内床面に落下した燃料デブリからの線量の寄与、あるいは熱源としての寄与は小さいものと考えられる。また、ケーブルトレイをはじめとするペデスタル内構造物に目立った損傷が見られず、堆積高さの一部局所性は見られるものの、堆積物はペデスタル内床一面に広がっている。このことから、燃料デブリは温度が低くある程度流動性を持った状態で落下したのと考えられる。また、ペデスタル内においてほとんどの燃料デブリは露出しているにもかかわらず冷却されていることから、崩壊熱は比較的低い可能性がある。以上より、ペデスタル内床面に堆積している燃料デブリは、金属を多く含み、融点が低い物質である可能性が考えられる。

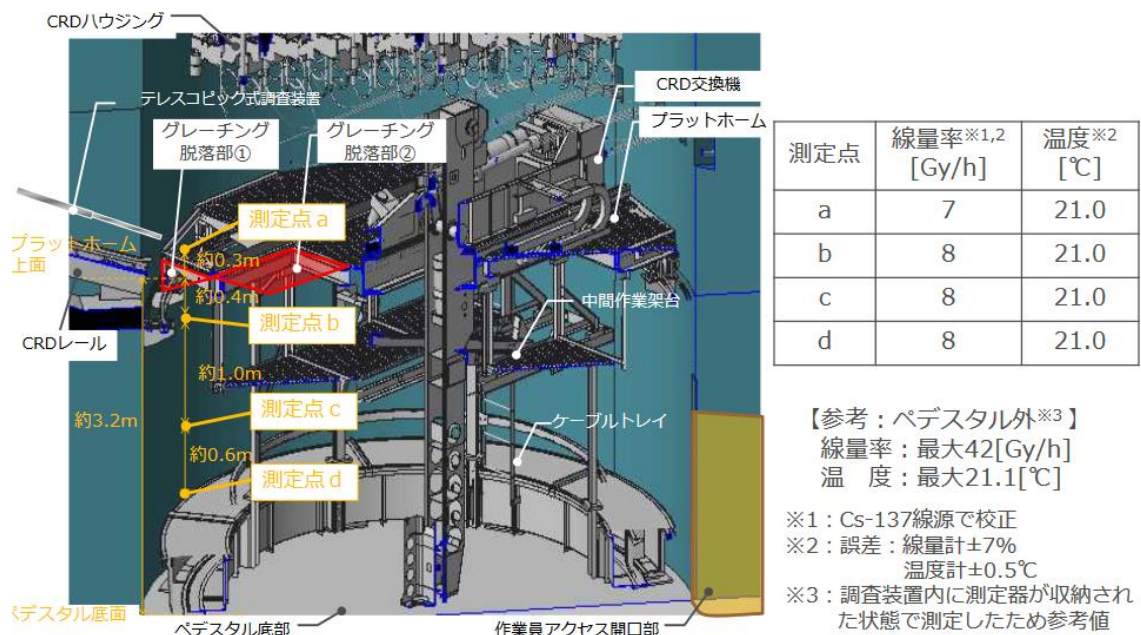


図 4.9.2-6 2号機ペDESTAL内部の線量率および温度計測結果[2-21]

⑥CRD ハウジング内への燃料デブリの侵入量を減少。

4.7.2 節で記載した KAERI 試験では、燃料デブリが内部に侵入する前に、溶融した CRD ハウジング自体が配管内部に侵入した。加えて、CRD ハウジングは垂直方向の熱伝導が小さく放熱し難い形状であるため、高温の溶融燃料が接触した場合、容易に侵食されると考えられる。

溶融した燃料デブリは温度が高いほど流動性を保ち易く、CRD 配管内部へより長く侵入すると考えられる。また、内部へ侵入した燃料デブリの崩壊熱が高い場合は、CRD 配管を溶融しながらより深く侵入する可能性がある。

一方、CRD 配管内部に水が残存していた場合、その水と燃料デブリが接触すると、燃料が冷却されて流動性が低下し、内部への侵入は進行しにくくなると考えられる。

また、金属成分を含んでいる、もしくは、揮発性 FP を放出しているなどの要因で燃料デブリの体積あたりの崩壊熱が小さくなると、CRD 配管内部の容積は小さいため発熱量も限定的になり、CRD ハウジングからの放熱量とのバランスによって燃料デブリが配管内部で固化し留まっている可能性もある。

2号機では、RCIC の作動により約 3 日間にわたり燃料を冷却できていた。したがって、下部プレナムへ燃料デブリが移行したときには、他号機と比べて崩壊熱は減少しており、かつ、代替注水も実施されていたため、他号機よ

りも燃料デブリが CRD 配管内部へ侵入し難いと考えられることから、CRDハウジング内への燃料デブリの侵入量を減らした。

⑦PCV 底部の燃料デブリ分布を更新し、炉内構造物を追加。

2018 年 1 月に実施されたガイドパイプおよびテレスコピック式調査装置を用いた PCV 内部調査において取得された画像（図 4.9.2-3）から、ペデスタル内床面全体に堆積物が広がっている様子が確認できる。この堆積物は燃料デブリを含んでいると考えられる。また、図 4.9.2.4、図 4.9.2-5 から、燃料集合体の上部タイプレートがペデスタル内床面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穴を通して燃料デブリも落下したとすると、ペデスタル内床面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と考えられる。これらをふまえ、PCV 底部の燃料デブリ分布を更新し、炉内構造物を追加した。

⑧燃料デブリは MCCI をほとんど起こさず固化した可能性が考えられ、MCCI によるコンクリートの侵食程度を縮小。

2018 年 1 月に実施したガイドパイプおよびテレスコピック式調査装置を用いた PCV 内部調査において取得された画像（図 4.9.2-3）から、ペデスタル壁、壁際にあるケーブルトレイ、CRD 交換機の柱など溶融することなく存在していることが確認できる。

特に、ステンレス鋼製で厚さ 4[mm]と薄いケーブルトレイが溶融せずに残存している様子から、燃料デブリは落下した時点での温度が低く、また発熱密度は低いものと考えられる。この原因として、2 号機は 1、3 号機と比べて事故進展が遅く、PCV 床面に落下した時点で燃料デブリの崩壊熱が低下していたことや、⑤にて記載したように、落下した燃料デブリは金属成分が主体であった可能性が考えられる。PCV 床面に落下した燃料デブリが MCCI を起こすためには、コンクリートを融点以上に昇温させる必要があるが、上述のような状況から、燃料デブリは MCCI をほとんど起こさず固化した可能性がある。

したがって、MCCI によるコンクリートの侵食程度を縮小した。

○推定を裏付ける情報

無し。

4.9.3 3号機

2018年3月時点の推定図を図4.9.3-1に、拡大したものを図4.9.3-2に示す。

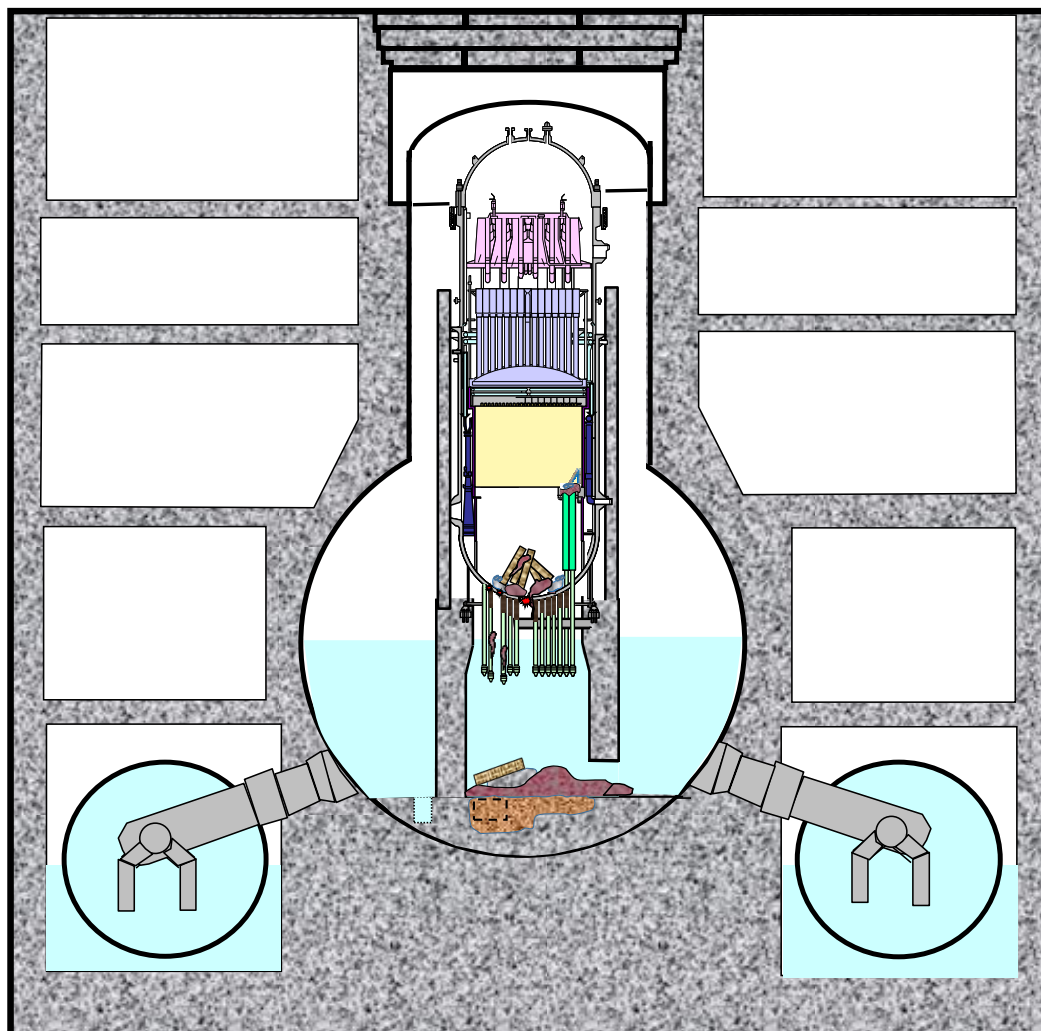


図 4.9.3-1 3号機 2018年3月時点の推定図^[3-14]

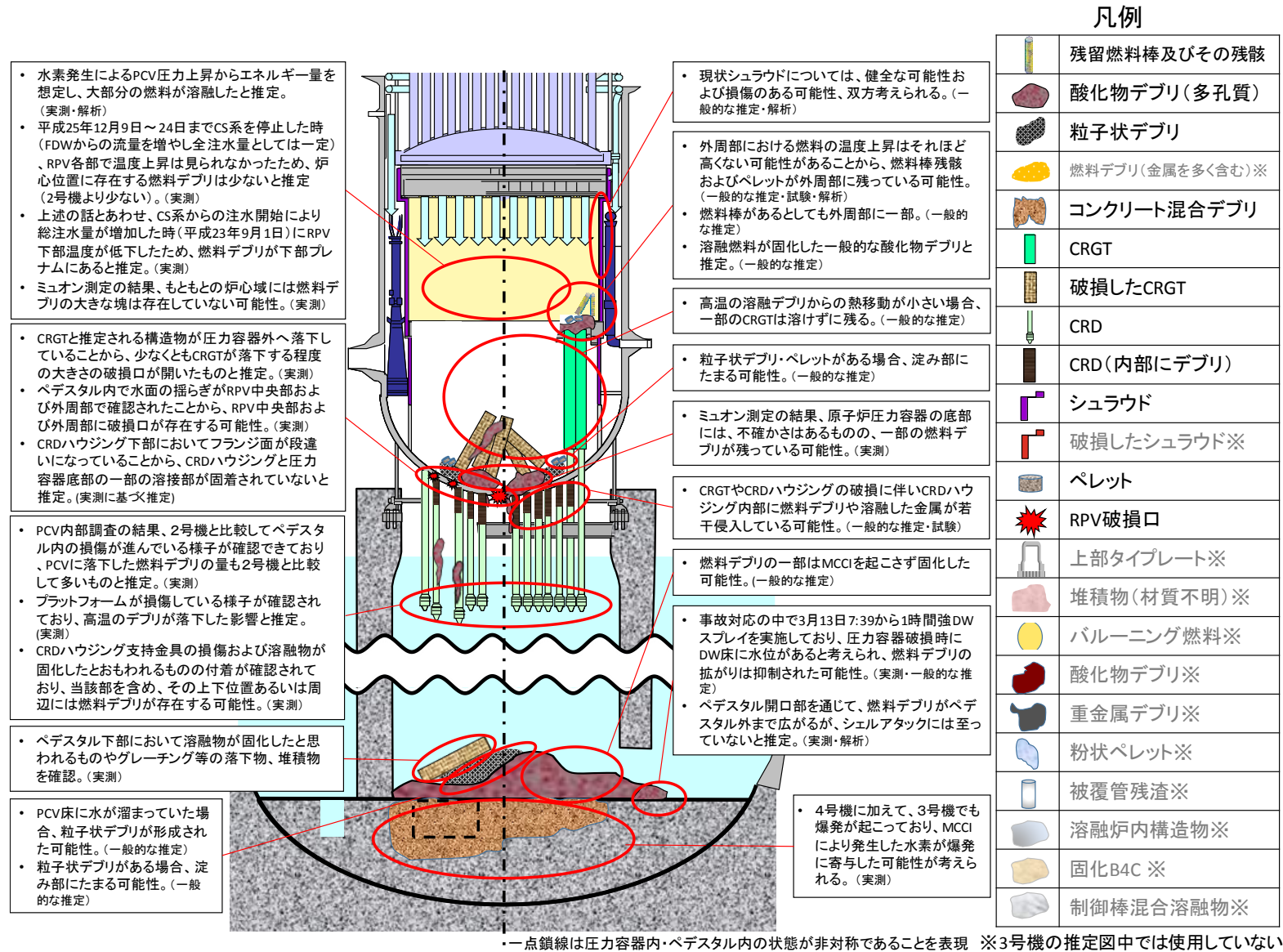


図 4.9.3-2 3号機 2018年3月時点の推定図(拡大) [3-14]

図 4.9.3-1、図 4.9.3-2 の推定図について、推定の特徴、8 回目の推定から更新した内容、8 回目の推定から更新した理由は次のとおり。

○推定の特徴

燃料デブリの分布について、事故後、溶融した燃料は RPV 下部プレナムに落下し、その多くがさらに PCV へ落下していると推定。RPV 内においては、炉心部に残る燃料デブリは少なく、RPV 底部に一部存在しているものと推定。PCV に落下した燃料デブリは多いものの、床一面に広がっている状況にはないものと推定。

RPV 内・PCV 内の構造物の状態について、RPV 底部にある CRGT は、燃料が溶融し落下する過程で破損し、RPV の下にある CRD ハウジング内には燃料デブリが侵入している状況と推定。

○8 回目の推定から更新した内容

- ①RPV 内・PCV 内の状態が非対称であることをふまえた描写に更新（RPV 内に残る CRGT を減少、コンクリート混合デブリの描写を更新）。
- ②炉心部に残る燃料の描写を変更。
- ③CRD ハウジング内への燃料デブリの侵入量を減少。

○8 回目の推定から更新した理由

- ①RPV 内・PCV 内の状態が非対称であることをふまえた描写に更新（RPV 内に残る CRGT を減少、コンクリート混合デブリの描写を更新）。

4.8.3 節で記載した PCV 内部調査の結果やミュオン測定の結果からもわかるとおり、RPV および PCV の状態は非対称の状況となっている。推定図においても、その状況を反映するため、RPV 内部において、外周部に CRGT が残る場所、残らない場所があるものと考え、推定図を更新した。また、PCV 底部における燃料デブリのコンクリートの侵食状況についても、底部にあるサンプ周辺の侵食が特に進むものと推定していることをふまえ、描写を更新した。

- ②炉心部に残る燃料の描写を変更。

図 4.6.3-2 に記載のように、炉心の外周部には、完全に健全な状態ではないものの、損傷を全く受けていない状態の燃料が残っている可能性がある描写としていたが、炉心の外周部に残る燃料については、4.7.3 節で記載し

た模擬燃料集合体破損試験の結果のように熱的な影響等により原型を留めている可能性は低いものと考え、使用する凡例の表現も「残留燃料棒及びその残骸」と変更し、描写することとした。

③CRDハウジング内への燃料デブリの侵入量を減少。

RPV 下部において CRGT や CRD ハウジングが燃料デブリにより侵食を受けた場合、CRD 配管内部に燃料デブリが侵入している可能性が考えられる。4.7.2 節で記載した KAERI 試験の結果では、燃料デブリが CRD 配管内部に、侵入する前に溶融した CRD ハウジング自体が配管内部に侵入した。加えて、CRD ハウジングは垂直方向の熱伝導が小さく放熱し難い形状であるため、高温の溶融燃料が接触した場合、容易に侵食されと考えられる。

溶融した燃料デブリは温度が高いほど流動性を保ち易く、CRD 配管内部へより長く侵入すると考えられる。また 内部へ侵入した燃料デブリの崩壊熱が高い場合は、CRD 配管を溶融しながらより深く侵入する可能性がある。一方、CRD 配管内部に水が残存していた場合、その水と燃料デブリが接触すると、燃料が冷却されて流動性が低下し、内部への侵入は進行しにくくなると考えられる。

また、金属成分を含んでいる、もしくは、揮発性 FP を放出しているなどの要因で燃料デブリの体積あたりの崩壊熱が小さくなると、CRD 配管内部の容積は小さいため発熱量も限定的になり、CRD ハウジングからの放熱量とのバランスによって燃料デブリが配管内部で固化し留まっている可能性もある。

上述の内容をふまえ、4.9.2 節で記載した 2 号機で燃料デブリの CRD ハウジング内への侵入量を減らしたことにあわせて、3 号機でも燃料デブリの侵入量を減らした。

3 号機では RCIC と HPCI の作動により約 1.5 日間にわたり燃料を冷却できていた。下部プレナムへの燃料デブリの移行のタイミングは 1 号機と 2 号機の間であったと考えられる。したがって、下部プレナム内で燃料デブリが蓄えたエネルギーは 2 号機よりも大きく 1 号機よりも小さいと推定され、燃料デブリの CRD 配管内部への侵入し易さも両号機の間だと考えられる。

したがって、侵入量を 1、2 号機の間となるよう描写した。

○推定を裏付ける情報
無し。

4.10 10 回目の推定（2018 年 9 月）

4.10.1 1 号機

2018 年 9 月時点の推定図を図 4.10.1-1 に、拡大したものを図 4.10.1-2 に示す。

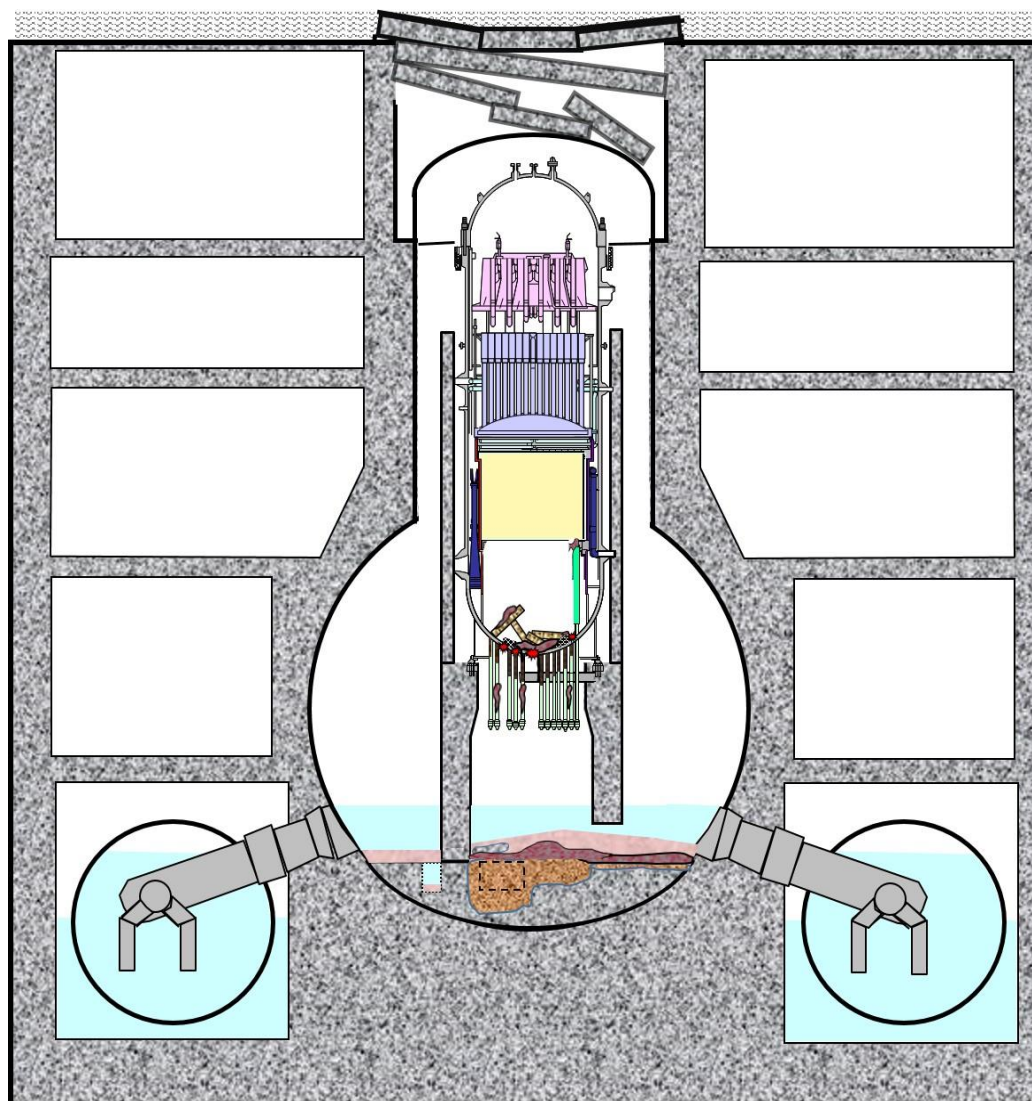


図 4.10.1-1 1 号機 2018 年 9 月時点の推定図^[1-22]

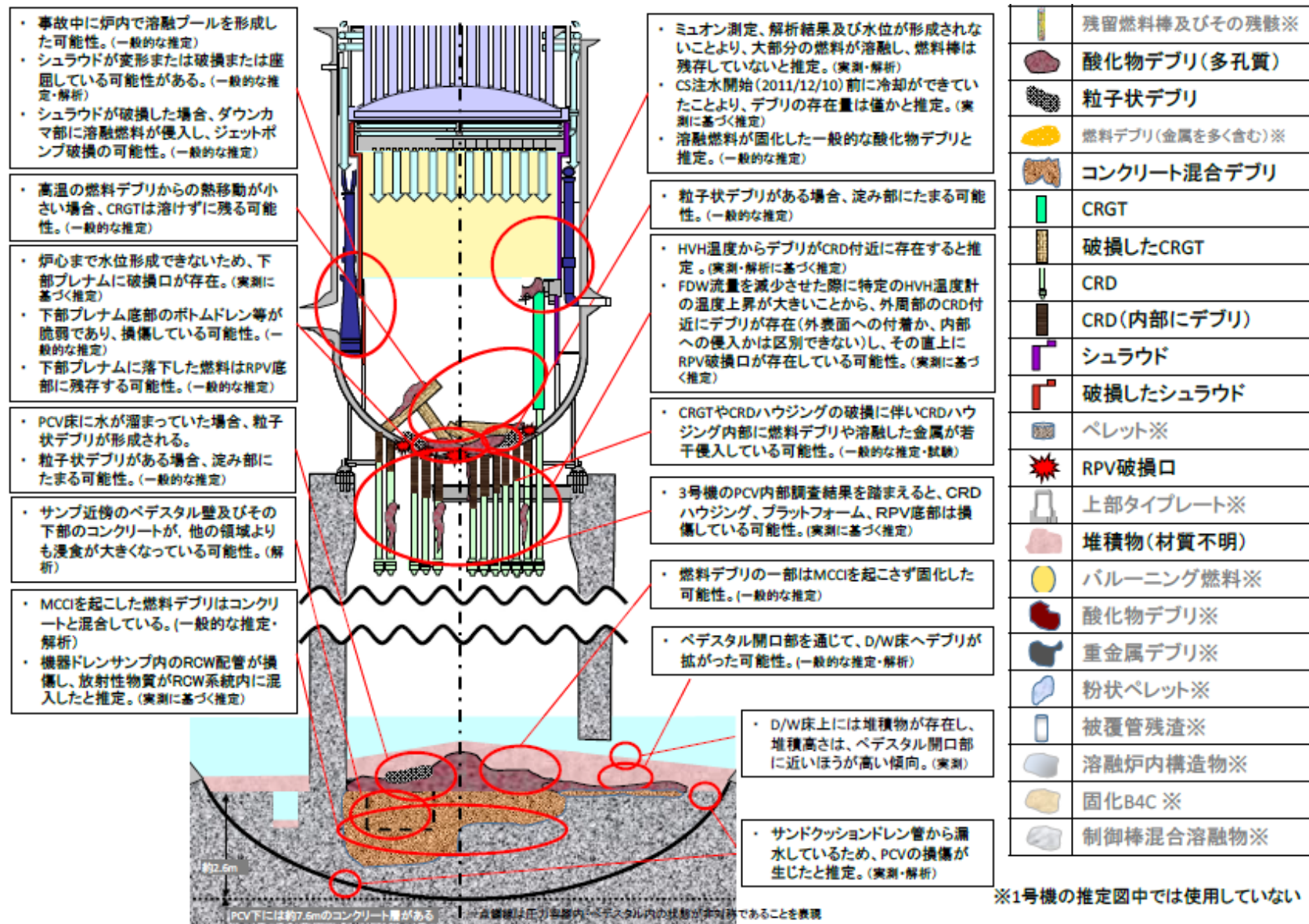


図 4.10.1-2 1号機 2018年9月時点の推定図(拡大) [1-22]

図 4.10.1-1、図 4.10.1-2 の推定図について、推定の特徴、9 回目の推定から更新した内容、推定に役立った知見は次のとおり。

○推定の特徴

燃料デブリの分布について、事故後、溶融した燃料は、ほぼ全量が RPV 下部プレナムへ落下しており、元々の炉心部にはほとんど残存していない。下部プレナムに落下した燃料デブリは、大部分が PCV 底部に落下したと推定。

RPV 内・PCV 内の構造物の状態について、RPV 底部にある CRGT は、燃料が溶融し落下する過程で破損し、RPV の下にある CRDハウジング内には燃料デブリが侵入している状況と推定。

PCV 底部には材質不明の沈殿物が堆積していると推定。

○9 回目の推定から更新した内容

無し。

○推定を裏付ける情報

無し。

4.10.2 2号機

2018年9月時点の推定図を図4.10.2-1に、拡大したものを図4.10.2-2に示す。

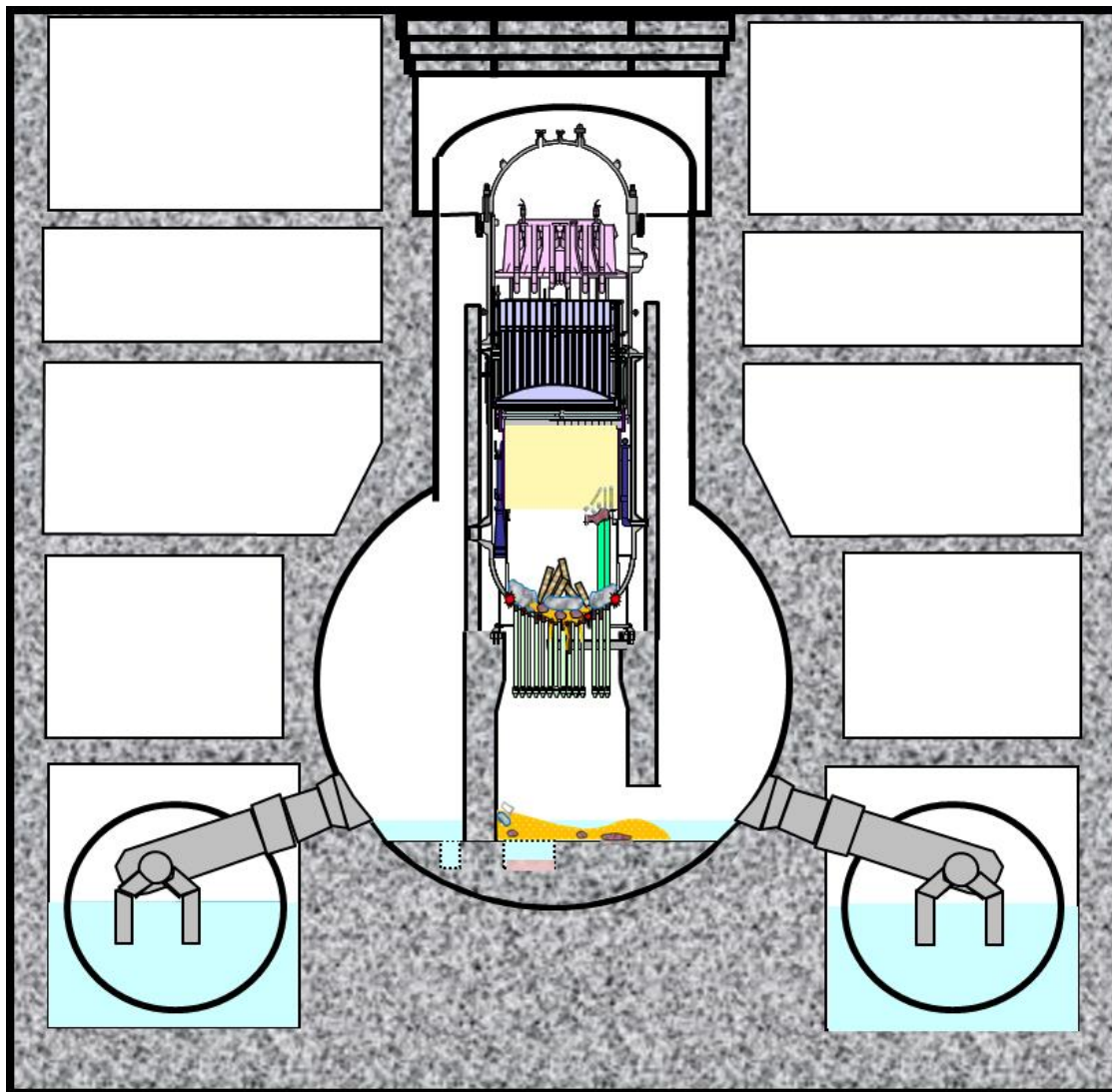
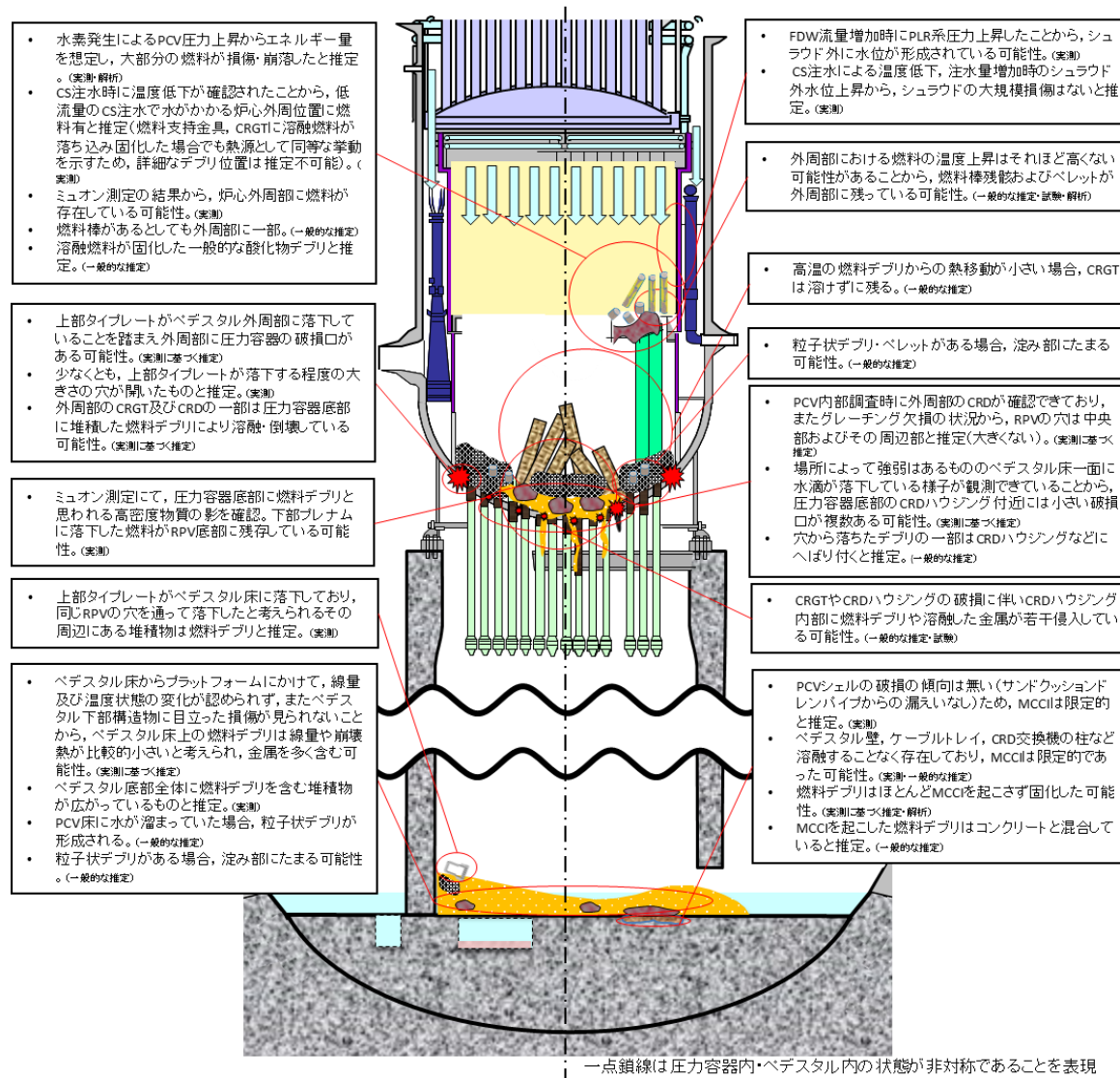


図 4.10.2-1 2号機 2018年9月時点の推定図^[2-24]



凡例

	残留燃料棒及びその残骸
	酸化物デブリ(多孔質)
	粒子状デブリ
	燃料デブリ(金属を多く含む)
	コンクリート混合デブリ
	CRGT
	破損したCRGT
	CRD
	CRD(内部にデブリ)
	シュラウド
	破損したシュラウド※
	ペレット
	RPV破損口
	上部タイプレート
	堆積物(材質不明)
	ブルーニング燃料※
	重金属デブリ※
	粉状ペレット※
	被覆管残渣※
	溶融炉内構造物※
	固化B4C※
	制御棒混合溶融物※

※2号機の推定図中では使用していない

図 4.10.2-2 2号機 2018年9月時点の推定図(拡大) [2-24]

図 4.10.2-1、図 4.10.2-2 の推定図について、推定の特徴は次のとおり。

○推定の特徴

燃料デブリの分布について、事故後、溶融した燃料のうち、一部は RPV 下部プレナムに落下し、さらに一部は PCV へ落下していると推定。RPV 内においては、燃料の一部は炉心部に残存しており、RPV 底部に多くが存在しているものと推定。PCV に落下した燃料デブリは少なく、MCCI は限定的であると推定。

PCV 底部に落下した燃料デブリについては、RPV 内および PCV 内の金属製の構造物が融け固まったものを含むものと推定。

RPV 内・PCV 内の構造物の状態について、RPV 底部にある CRGT は、溶融した燃料が落下する過程で破損し、RPV の下にある CRDハウジング内には燃料デブリが侵入している状況と推定。

○9 回目の推定から更新した内容

無し。

○推定を裏付ける情報

無し。

4.10.3 3号機

2018年9月時点の推定図を図4.10.3-1に、拡大したものを図4.10.3-2に示す。

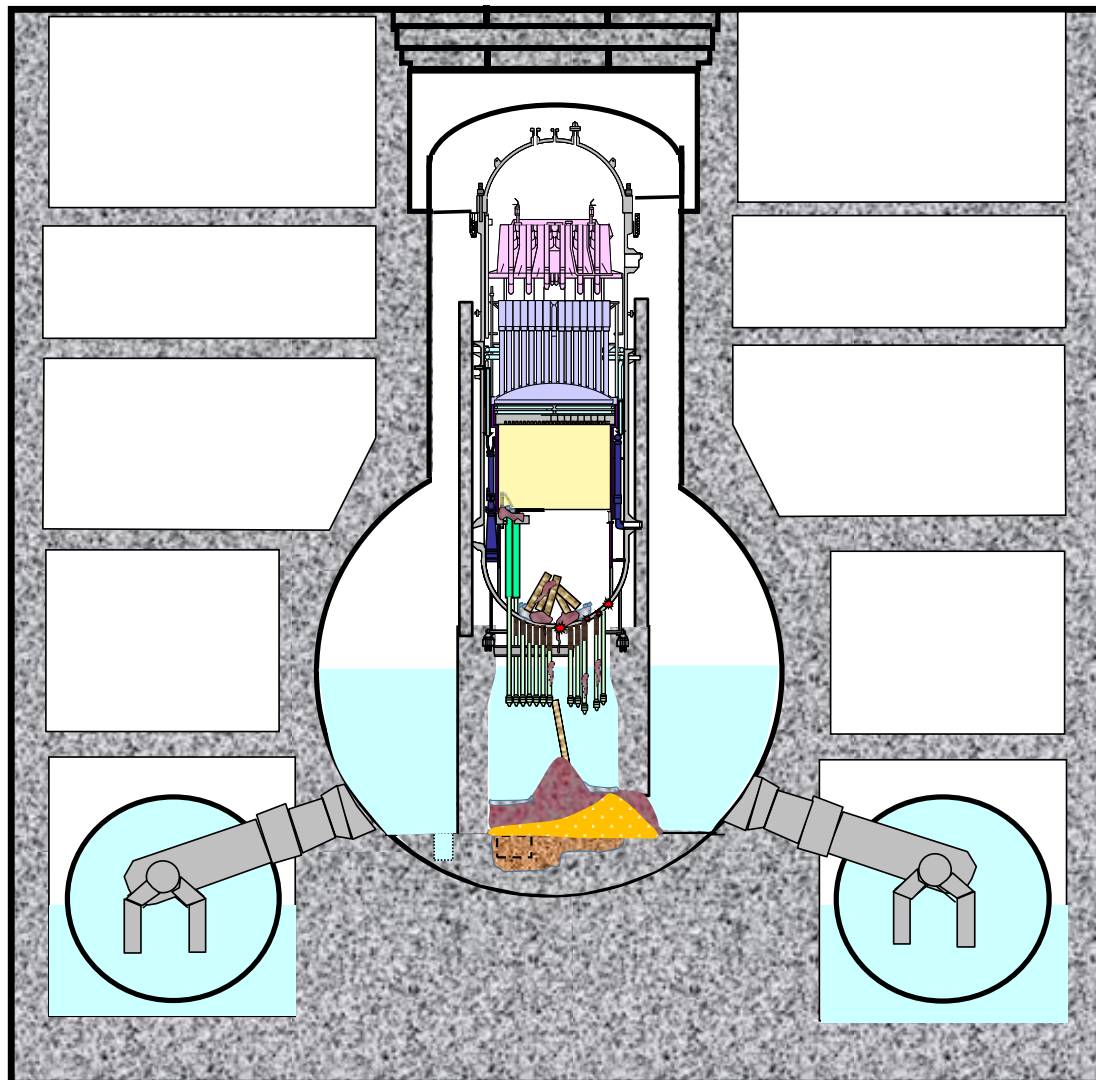


図 4.10.3-1 3号機 2018年9月時点の推定図^[3-18]

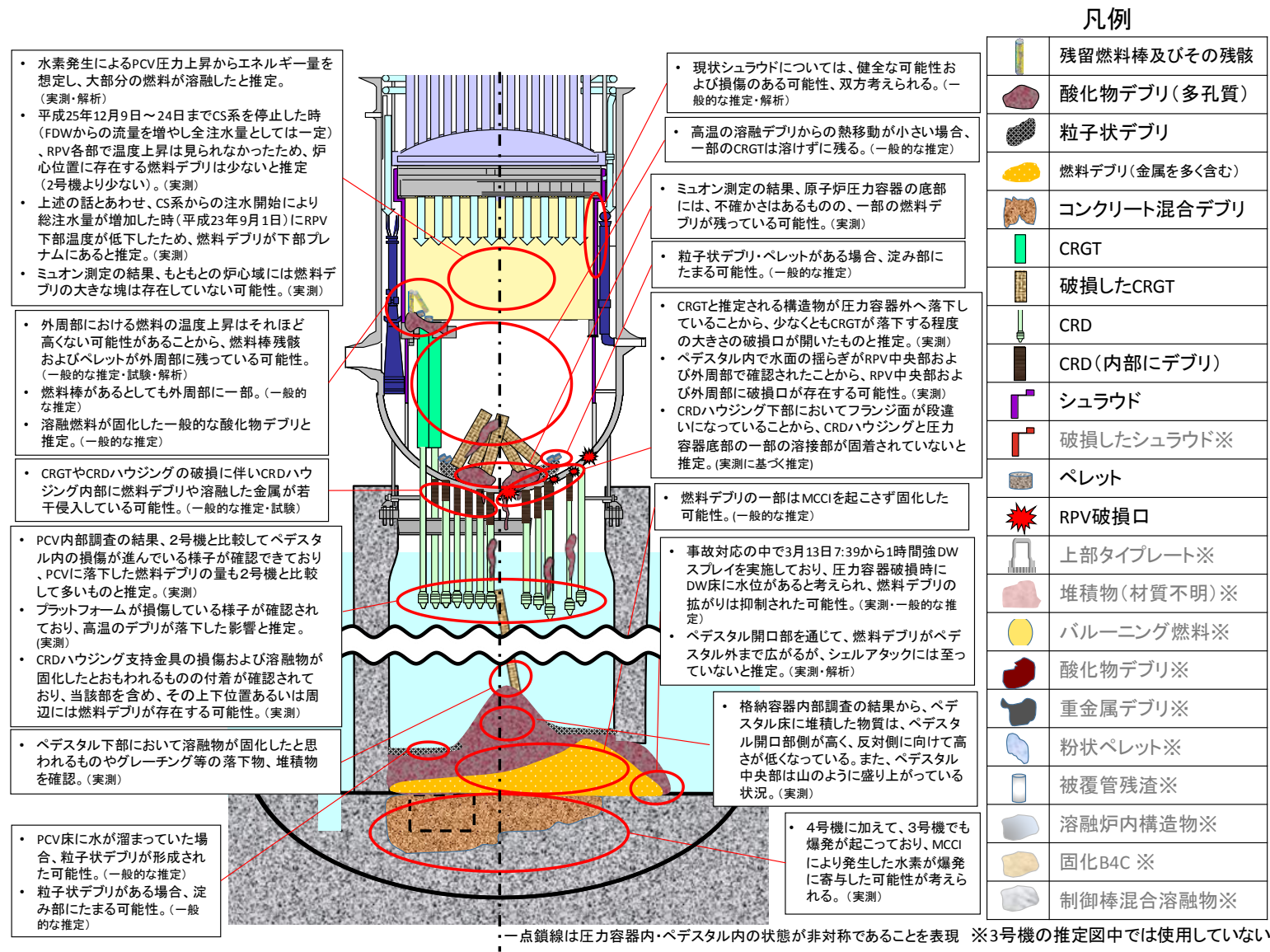


図 4.10.3-2 3号機 2018年9月時点の推定図(拡大) [3-18]

図 4.10.3-1、図 4.10.3-2 の推定図について、推定の特徴、9 回目の推定から更新した内容、9 回目の推定から更新した理由は次のとおり。

○推定の特徴

燃料デブリの分布について、事故後、溶融した燃料は RPV 下部プレナムに落下し、その多くがさらに PCV へ落下していると推定。RPV 内においては、炉心部に残る燃料デブリは少なく、RPV 底部に一部存在しているものと推定。PCV に落下した燃料デブリは多いものの、床一面に広がっている状況にはないものと推定。

PCV 底部に落下した燃料デブリについては、RPV 内・PCV 内の金属製の構造物が融け固まったものを含むものと推定。

RPV 内・PCV 内の構造物の状態について、RPV 底部にある CRGT は、燃料が溶融し落下する過程で破損し、RPV の下にある CRDハウジング内には燃料デブリが侵入している状況と推定。

○9 回目の推定から更新した内容

- ①PCV に落下した、損傷した CRGT の状態を更新。
- ②PCV 底部に堆積する燃料デブリの分布を更新。
- ③RPV 内に残る CRGT の場所、および CRDハウジングの損傷を表現した箇所を更新。

○9 回目の推定から更新した理由

- ①PCV に落下した、損傷した CRGT の状態を更新。

2017 年 7 月に実施した PCV 内部調査で得られた映像に 3D 復元処理を施した画像を図 4.10.3-3 に示す。左図において、水色の箇所が実際に確認した構造物であり、構造物ごとに色で描き分けたのが右図となっている。右図において、中央付近に立った状態にある黄緑色の構造物は、CRGT と考えられる構造物を示しており、RPV の中央付近から落下し、CRDハウジングにもたれかかる形で立った状態にあることがわかる。推定図において、この状態を表現した。

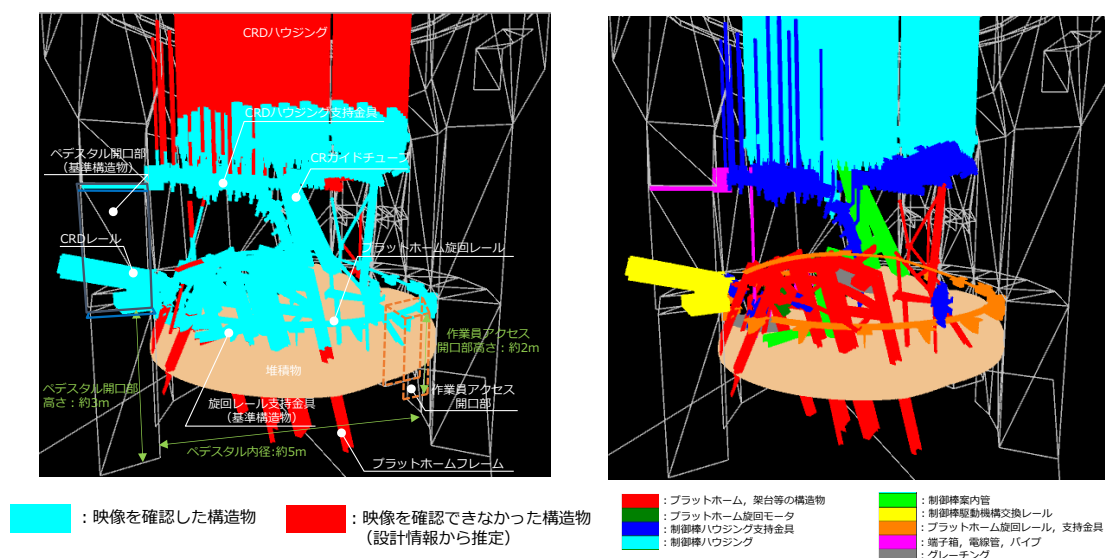


図 4.10.3-3 PCV 内部の 3D 復元処理画像^[3-19]

②PCV 底部に堆積する燃料デブリの分布を更新。

PCV 底部の堆積物の高さ分布について 3D 復元処理した様子を図 4.10.3-4 に示す。中央付近が最も高く、その高さは PCV 底部から約 3[m]であった。ペデスタル内壁側の高さについて、作業員アクセス口がある方向が反対側に比べて堆積物の高さが高い傾向にあることが分かった。堆積物の高さは燃料デブリが RPV から落下してきた場所、つまりは RPV 底部に開いた穴の位置と関連があるものと考えられる。したがって、中央付近および、作業員アクセス口の上部には RPV に破損口があるものと考えられる。

また、図 4.10.3-5 に 2018 年 1、2 月に実施した 2 号機 PCV 内部調査の結果を示す。4.9.2 節で記載したように、PCV 底部では、全体に堆積物が広がっている状況が確認できたものの、PCV 底部にあるケーブルトレイや、柱などの構造物に目立った損傷がないことから、堆積物は、温度の高い燃料成分をあまり含まず、金属を多く含むと考えられる。

3 号機の PCV 底部に溜まる堆積物は、全燃料の体積を超える量であり、燃料成分以外にも、2 号機同様に RPV 内・PCV 内の金属製の構造物が融け固まったものを含む可能性が考えられる。そのため、金属を多く含む燃料デブリを描写した。

なお、作業員アクセス口付近は堆積物の高さが反対側のペデスタル内壁側と比較して高いため、金属を多く含む燃料デブリが反対側と比べて多く存在している可能性があるものとして描写した。

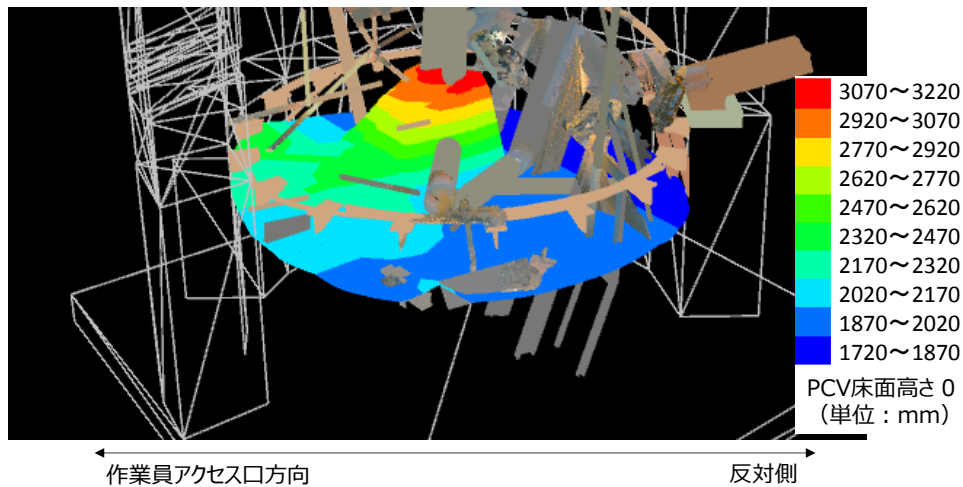


図 4.10.3-4 PCV 底部の堆積物の様子[3-3]

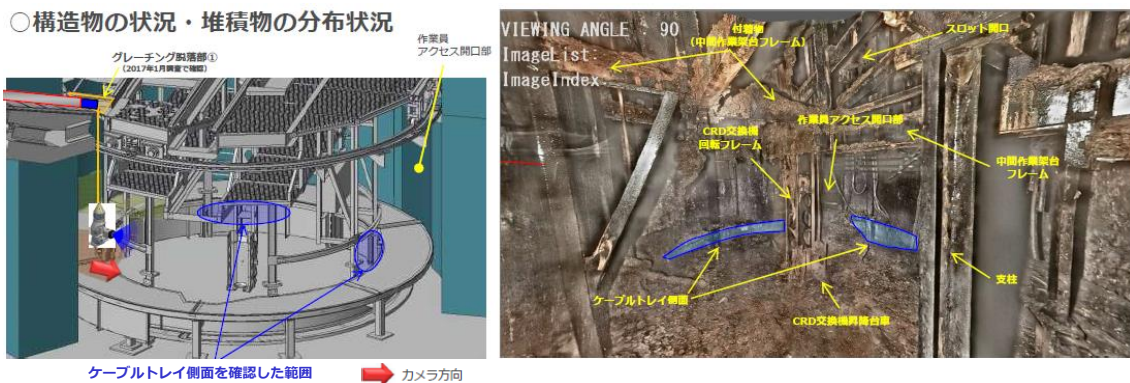


図 4.10.3-5 2号機 PCV 内部調査の結果[3-20]

③RPV 内に残る CRGT の場所、および CRD ハウジングの損傷を表現した箇所を更新。

②で記載したように、作業員アクセス口の上部には RPV の破損口が存在している可能性が考えられる。RPV の破損口付近の CRGT は燃料デブリにより損傷を受けている可能性があるものと考え、外周部に残る CRGT について、反対の外周位置に描写するよう推定図を更新した。CRD ハウジングの破損箇所（脱落箇所）についても同様の考えのもと、作業員アクセス口上部が損傷を受けている可能性があるものとして描写するよう推定図を更新した。

○推定を裏付ける情報
無し。

5. まとめ

当社は、シビアアクシデントに至った1～3号機について、燃料デブリ取り出しをはじめ、廃炉作業を安全かつ効率的に進めることを目的に、RPV内・PCV内の状態推定を継続的に実施してきた。

4章で記載した推定図について、1～3号機の2021年6月現在の推定を図5.1に示す。

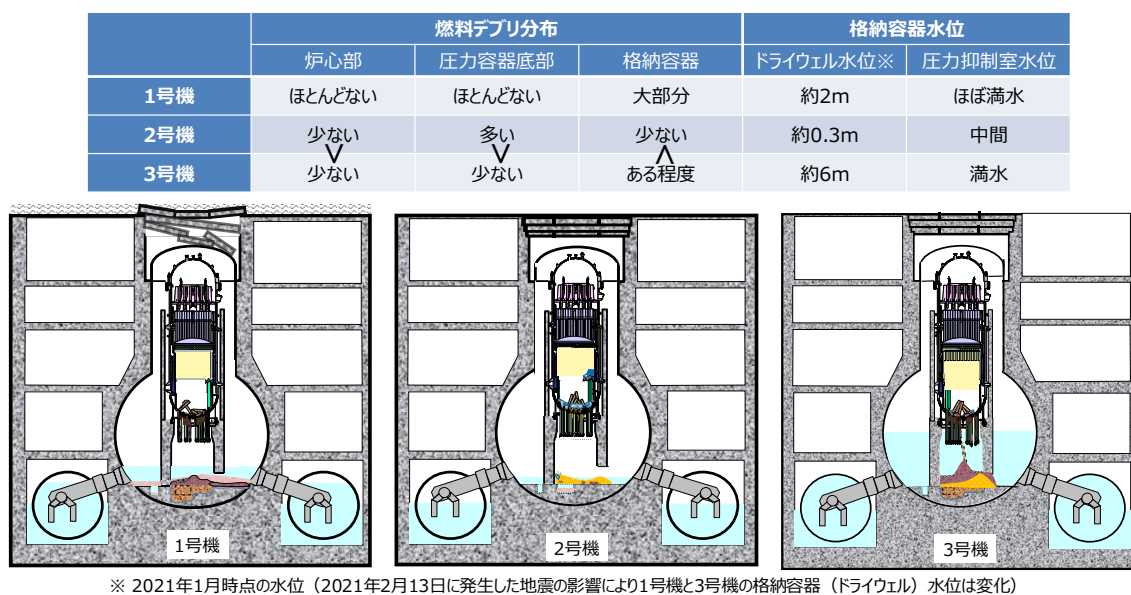


図 5.1 1～3号機の推定のまとめ^[3-3]

RPV内・PCV内の状態推定において、現場から得られる直接的な情報が重要であるが、現時点ではRPV内部はもとよりPCV内部においても現場調査の及んでいない箇所が残されている。燃料デブリ取り出しにかかる廃炉作業の進捗などに伴い取得される情報を積極的に活用していくとともに、事故分析を目的とした現場調査も進めていく。

また、今後も本取り組みを継続するとともに、得られた知見については、柏崎刈羽原子力発電所の安全対策に反映することはもとより、広く発信することで、世界の原子力発電所の安全性向上に貢献していく。

6. 参考文献

6.1 1号機参考文献

- [1-1] 東京電力株式会社, “福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心状態について”, (2011 年 11 月 30 日)
http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/images/handouts_111130_09-j.pdf
- [1-2] 東京電力株式会社, “福島第一原子力発電所 1 号機原子炉格納容器圧力データの誤りについて (概要版)”, (2011 年 11 月 29 日)
https://www.tepco.co.jp/cc/press/betu11_j/images/111129b.pdf
- [1-3] 東京電力株式会社, “福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 1 回進捗報告”, (2013 年 12 月 13 日)
https://www.tepco.co.jp/cc/press/betu13_j/images/131213j0102.pdf
- [1-4] 東京電力株式会社, “1 号機原子炉格納容器 (P C V) 内部調査の結果について”, (2012 年 10 月 22 日)
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/121022/121022_01h.pdf
- [1-5] 東京電力株式会社, “1 号機 S / C への窒素封入について (今後の方針) ”, (2012 年 9 月 24 日)
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/120924/120924_01h.pdf
- [1-6] 東京電力株式会社, “福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 2 回進捗報告”, (2014 年 8 月 6 日)
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/accident_unconfirmed/pdf/2014/140806j0102.pdf
- [1-7] 東京電力株式会社, “福島第一原子力発電所 1 号機ベント管下部周辺の調査結果について”, (2013 年 11 月 28 日)
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/131128/131128_01nn.pdf
- [1-8] 東京電力株式会社, “研究開発「格納容器漏えい箇所特定技術・補修技術の開発」にて開発中の S / C (圧力抑制室) 上部調査装置の実証試験における 1 号機 S / C 上部調査結果について”, (2014 年 5 月 29 日)
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/0529/140529_01_037.pdf
- [1-9] 東京電力株式会社, “福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の

状態の推定と未解明問題に関する検討 第 3 回進捗報告”,(2015 年 5 月 20 日)

https://www.tepco.co.jp/decommission/information/accident_unconfirmed/pdf/2015/150520j0102.pdf

- [1-10] 東京電力株式会社, “福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 4 回進捗報告”, (2015 年 12 月 17 日)

https://www.tepco.co.jp/decommission/information/accident_unconfirmed/pdf/2015/151217j0104.pdf

- [1-11] 東京電力株式会社, “原子炉内燃料デブリ検知技術の開発 測定作業の完了報告 (速報) ”, (2015 年 5 月 28 日)

https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2015/pdf/150528_01_3_6_03.pdf

- [1-12] 東京電力ホールディングス株式会社, “福島第一原子力発電所事故発生後の原子炉圧力容器／格納容器内の状態推定について”, (2021 年 3 月 9 日)

https://www.tepco.co.jp/library/movie/detail-j.html?catid=61709&video_uuid=m88yqmq90

- [1-13] 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構, 一般財団法人エネルギー総合工学研究所, “平成 26 年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金 総合的な炉内状況把握の高度化”

- [1-14] 東京電力株式会社, “1 号機原子炉格納容器 (PCV) 内部調査の結果について”, (2012 年 10 月 22 日)

https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/121022/121022_01h.pdf

- [1-15] 東京電力株式会社, “福島第一原子力発電所 1 号機ガレキ撤去計画策定に向けたオペレーティングフロアの調査について”, (2014 年 11 月 19 日)

<https://www.nsr.go.jp/data/0000555052.pdf>

- [1-16] 東京電力ホールディングス株式会社, “福島第一原子力発電所 1 号機建屋カバー解体工事の進捗状況について”, (2016 年 11 月 24 日)

<https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2016/11/3-02-03.pdf>

- [1-17] 東京電力ホールディングス株式会社, “福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 5 回進捗報告”, (2017 年 12 月 25 日)

https://www.tepco.co.jp/decommission/information/accident_unconfirmed/pdf/2017/171225j0102.pdf

- [1-18] 経済産業省, “平成 27 年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金「総

合的な炉内状況把握の高度化」”

- [1-19] 東京電力ホールディングス株式会社, “福島第一原子力発電所 1 号機 オペレーティングフロア調査結果（中間）について”, (2017 年 3 月 30 日)
<https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2017/03/3-02-03.pdf>
- [1-20] 東京電力ホールディングス株式会社, “1 号機原子炉建屋オペレーティングフロアにおけるガレキ状況調査結果（追加調査）について”, (2017 年 9 月 28 日)
<https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2017/09/3-02-03.pdf>
- [1-21] 東京電力ホールディングス株式会社, “1 号機原子炉格納容器内部調査について ～映像データおよび線量データの分析結果～”, (2017 年 7 月 27 日)
https://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/2017/images2/d170727_08-j.pdf
- [1-22] 一般社団法人 原子力学会 2018 年秋の大会, “東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価（114）総合的な分析・評価のまとめ－1 号機－”, (2018 年 9 月 7 日)

6.2 2 号機参考文献

- [2-1] 東京電力株式会社, “福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心状態について”, (2011 年 11 月 30 日)
http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/images/handouts_111130_09-j.pdf
- [2-2] 東京電力株式会社, “福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 1 回進捗報告”, (2013 年 12 月 13 日)
https://www.tepco.co.jp/cc/press/betu13_j/images/131213j0102.pdf
- [2-3] 東京電力株式会社, “格納容器内部調査結果及び漏洩経路の特定に向けた調査計画”, (2012 年 7 月 24 日)
https://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/images/handouts_120724_05-j.pdf
- [2-4] 東京電力株式会社, “2 号機ベント管下部周辺調査結果について”, (2013 年 3 月 28 日)
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/130328/130328_01hh.pdf
- [2-5] 東京電力株式会社, “福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 2 回進捗報告”, (2014 年 8 月 6 日)
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/accident_unconfirmed/pdf/2014/140806j0102.pdf
- [2-6] 東京電力株式会社, “福島第一・2 号機 S/C 水素ページのための窒素封入試験 (2 回目) の実施状況について (結果) ”, (2013 年 12 月 26 日)
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/131226/131226_01n.pdf
- [2-7] 東京電力株式会社, “2 号機 S/C 内水位測定結果”, (2014 年 1 月 30 日)
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/140130/140130_01kk.pdf
- [2-8] 東京電力株式会社, “福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 3 回進捗報告”, (2015 年 5 月 20 日)
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/accident_unconfirmed/pdf/2015/150520j0102.pdf
- [2-9] 東京電力株式会社, “福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 4 回進捗報告”, (2015 年 12 月

17 日)

https://www.tepco.co.jp/decommission/information/accident_unconfirmed/pdf/2015/151217j0104.pdf

- [2-10] 経済産業省, “平成 26 年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金「総合的な炉内状況把握の高度化」”
- [2-11] 東京電力株式会社, “東京電力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)
https://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/images/handouts_111130_07-j.pdf
- [2-12] 東京電力株式会社, “2 号機 PCV 内部再調査結果について”, (2013 年 8 月 29 日)
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/130828/130828_01hh.pdf
- [2-13] 第 2 回福島第一廃炉国際フォーラム, “福島第一原子力発電所における炉心・格納容器内の状況推定について”, (2017 年 7 月 3 日)
https://ndf-forum.com/2nd/ref/d2_mizokami_jp.pdf
- [2-14] 東京電力ホールディングス株式会社, “福島第一原子力発電所事故発生後の原子炉圧力容器／格納容器内の状態推定について”, (2021 年 3 月 9 日)
https://www.tepco.co.jp/library/movie/detail-j.html?catid=61709&video_uuid=m88yqmq90
- [2-15] 東京電力ホールディングス株式会社, “福島第一原子力発電所 2 号機 ミュオン測定による炉内燃料デブリ位置把握について”, (2016 年 7 月 28 日)
https://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images1/images2/d160728_08-j.pdf
- [2-16] 東京電力ホールディングス株式会社, “2 号機原子炉格納容器内部調査について～画像解析による追加報告～”, (2017 年 3 月 30 日)
<https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2017/03/3-03-03.pdf>
- [2-17] 東京電力ホールディングス株式会社, “2 号機原子炉格納容器内部調査について”, (2017 年 2 月 23 日)
<https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2017/02/3-03-02.pdf>
- [2-18] 東京電力ホールディングス株式会社, “福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 5 回進捗報告”, (2017 年 12 月 25 日)

- https://www.tepco.co.jp/decommission/information/accident_unconfirmed/pdf/2017/171225j0102.pdf
- [2-19] 経済産業省, “平成 27 年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金「総合的な炉内状況把握の高度化」”
- [2-20] 東京電力株式会社, “2 号機 PCV 内監視計器再設置の作業結果について”, (2014 年 6 月 27 日)
- https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/140627/140627_01_008.pdf
- [2-21] 東京電力ホールディングス株式会社, “福島第一原子力発電所 2 号機原子炉格納容器内部調査結果について”, (2018 年 4 月 26 日)
- https://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/2018/images1/d180426_08-j.pdf#page=3
- [2-22] 東京電力ホールディングス株式会社, “福島第一原子力発電所 2 号機原子炉格納容器内部調査 (2018 年 1 月) 取得映像の画像処理について”, (2019 年 2 月 28 日)
- https://www.tepco.co.jp/decommission/information/committee/roadmap_progress/pdf/2019/d190228_08-j.pdf#page=43
- [2-23] 東京電力ホールディングス株式会社, “福島第一原子力発電所 2 号機原子炉格納容器内部調査 実施結果”, (2018 年 2 月 1 日)
- https://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/2018/images1/d180201_08-j.pdf#page=3
- [2-24] 一般社団法人 原子力学会 2018 年秋の大会, “東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価 (115) 総合的な分析・評価のまとめ－2 号機－”, (2018 年 9 月 7 日)

6.3 3号機参考文献

- [3-1] 東京電力株式会社, “福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心状態について”, (2011 年 11 月 30 日)
http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/images/handouts_111130_09-j.pdf
- [3-2] 東京電力株式会社, “福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 1 回進捗報告”, (2013 年 12 月 13 日)
https://www.tepco.co.jp/cc/press/betu13_j/images/131213j0102.pdf
- [3-3] 東京電力ホールディングス株式会社, “福島第一原子力発電所事故発生後の原子炉圧力容器／格納容器内の状態推定について”, (2021 年 3 月 9 日)
https://www.tepco.co.jp/library/movie/detail-j.html?catid=61709&video_uuid=m88yqgm90
- [3-4] 東京電力株式会社, “福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 2 回進捗報告”, (2014 年 8 月 6 日)
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/accident_unconfirmed/pdf/2014/140806j0102.pdf
- [3-5] 東京電力株式会社, “3 号機原子炉建屋 1 階 主蒸気隔離弁室付近から床ドレンファンネルへの水の流れについて”, (2014 年 1 月 30 日)
https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/140130/140130_01mm.pdf
- [3-6] 東京電力株式会社, “3 号機主蒸気隔離弁 (MSIV) 室内調査結果について”, (2014 年 5 月 29 日)
http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/d140529_06-j.pdf
- [3-7] 東京電力株式会社, “福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 3 回進捗報告”, (2015 年 5 月 20 日)
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/accident_unconfirmed/pdf/2015/150520j0102.pdf
- [3-8] 東京電力株式会社, “福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 4 回進捗報告”, (2015 年 12 月 17 日)
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/accident_unconfirmed/pdf/2015/151217j0104.pdf

- [3-9] 東京電力ホールディングス株式会社, “原子炉格納容器内部調査について”, (2017 年 6 月 28 日)
https://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/handouts/2017/images1/handouts_170628_04-j.pdf
- [3-10] 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構, 一般財団法人エネルギー総合工学研究所, “平成 26 年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金 総合的な炉内状況把握の高度化”
- [3-11] 東京電力株式会社, “福島第一・1～3 号機 これまでの注水量変更時の温度挙動について”, (2014 年 2 月 27 日)
http://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/pdf/140227/140227_02j.pdf
- [3-12] 東京電力株式会社, “福島第一原子力発電所 3 号機原子炉格納容器 (PCV) 内部調査の実施結果について”, (2015 年 10 月 30 日)
http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/images/151030_09-j.pdf
- [3-13] 東京電力ホールディングス株式会社, “福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 5 回進捗報告”, (2017 年 12 月 25 日)
https://www.tepco.co.jp/decommission/information/accident_unconfirmed/pdf/2017/171225j0102.pdf
- [3-14] 技術研究組合 国際廃炉研究開発機構, 一般財団法人エネルギー総合工学研究所, “平成 27 年度補正予算 廃炉・汚染水対策事業費補助金 総合的な炉内状況把握の高度化”
- [3-15] 東京電力ホールディングス株式会社, “3 号機原子炉格納容器内部調査について”, (2017 年 11 月 30 日)
http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/2017/images2/d171130_08-j.pdf
- [3-16] 東京電力ホールディングス株式会社, “福島第一原子力発電所 3 号機ミュオン測定による炉内燃料デブリ位置把握について”, (2017 年 9 月 28 日)
http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/2017/images2/d170928_08-j.pdf
- [3-17] 東京電力ホールディングス株式会社, “2 号機原子炉格納容器内部調査について～画像解析による追加報告～”, (2017 年 3 月 30 日)
<https://www.meti.go.jp/earthquake/nuclear/decommissioning/committee/osensuitaisakuteam/2017/03/3-03-03.pdf>
- [3-18] 一般社団法人 日本原子力学会 2018 年秋の大会, “東京電力福島第一原子力発電所炉内状況把握の解析・評価 (113) 総合的な分析・評価のまとめ

ー3号機ー”, (2018年9月7日)

- [3-19] 東京電力ホールディングス株式会社, “福島第一原子力発電所3号機 原子炉格納容器内部調査 映像からの3次元復元結果”, (2018年4月26日)
http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/2018/images1/d180426_08-j.pdf#page=35
- [3-20] 東京電力ホールディングス株式会社, “福島第一原子力発電所2号機原子炉格納容器内部調査結果について”, (2018年4月26日)
http://www.tepco.co.jp/nu/fukushima-np/roadmap/2018/images1/d180426_08-j.pdf#page=3

福島第一原子力発電所 1 号機における

地震発生から 3 月 12 日（土）までの主な時系列

原子炉の冷却や注水，格納容器ベントに関する情報など，事故進展の理解を助ける内容について，事故調査報告書に記載の内容や未解明問題に関する検討で推定した結果を時系列に盛り込むことで記載の充実化を図った（未解明問題に関する検討関連は斜体で記載）。

平成 23 年 3 月 11 日（金）

- 14：46** **東北地方太平洋沖地震発生。原子炉自動停止。**第 3 非常態勢を自動発令。
- 14：47 主タービン自動停止，外部電源喪失により非常用ディーゼル発電機自動起動。
- 14：52 非常用復水器（以下，「IC」）(A)，(B) 自動起動。
- 15：02 原子炉未臨界確認。
- 15：03 原子炉冷却材温度降下率 55℃/h を遵守するために，IC の戻り配管隔離弁（MO-3A,3B）を一旦「全閉」（IC (A)，(B) 停止）。その後，IC (A) による原子炉圧力制御開始。
- 15：05 格納容器冷却系（以下，「CCS」）B 系による圧力抑制室（以下，「S/C」）の冷却開始。
- 15：06 非常災害対策本部を本店に設置（地震による被害状況の把握，停電等の復旧）。
- 15：10 CCS A 系による S/C の冷却開始。
- 15：17 IC (A) 起動。
- 15：19 IC (A) 停止。
- 15：24 IC (A) 起動。
- 15：26 IC (A) 停止。
- 15：27 発電所の沖合約 1.3km に設置されている波高計に津波第一波到達。
- 15：32 IC (A) 起動。
- 15：34 IC (A) 停止。
- 15：35 波高計に津波第二波到達。
- 15：36頃** **発電所敷地に津波到達と推定。**（未解明問題に関する検討^{※1}）
津波により機器の冷却に必要な非常用海水系が喪失したと推定。（未解

明問題に関する検討^{*2)}

- 15:37 建屋浸水によって全交流電源喪失（非常用母線 A 系，B 系電圧喪失），直流電源喪失。
- 15:37 全交流電源喪失により CCS A 系，B 系による S/C の冷却停止。
- 15:42 **原子力災害対策特別措置法（以下，「原災法」）第 10 条第 1 項の規定に基づく特定事象（全交流電源喪失）が発生したと判断，官庁等に通報。**
- 15:42 第 1 次緊急時態勢を発令。緊急時対策本部を設置（非常災害対策本部との合同本部となる）。
- 16:00頃 **構内道路の健全性確認を開始。**
- 16:00頃 **電源設備（外部電源）の健全性確認を開始。**
- 16:10 **本店配電部門から全店に高・低圧電源車の確保と移動経路の確認指示。**
- 16:36 **原子炉水位が確認出来ず，高圧注水系の表示灯が消灯し起動不能な状態であり，注水状況が不明なため，原災法第 15 条第 1 項の規定に基づく特定事象（非常用炉心冷却装置注水不能）が発生したと判断，16:45 官庁等に通報。**
- 16:36 第 2 次緊急時態勢を発令。
- 16:45 原子炉水位が確認出来たことから，原災法第 15 条第 1 項の規定に基づく特定事象（非常用炉心冷却装置注水不能）発生の解除を判断，16:55 官庁等に通報。
- 16:50頃 **全店の高・低圧電源車が福島に向け順次出発。**
- 16:55 **ディーゼル駆動消火ポンプ（以下，「DDFP」）の現場確認を開始。**
- 17:07 再度，原子炉水位が確認出来なくなったため，原災法第 15 条第 1 項の規定に基づく特定事象（非常用炉心冷却装置注水不能）が発生したと判断，17:12 官庁等に通報。
- 17:12 **発電所長は，アクシデントマネジメント対策として設置した消火系ライン，及び消防車を使用した原子炉への注水方法の検討開始を指示。**
- 17:19 運転員は現場確認のため原子炉建屋に出発。原子炉建屋二重扉前に到着し，二重扉の外側扉のハンドルを開けて一歩入ったが，持っていた GM 管（放射線測定器）の指示が振り切れているのを確認し，通常と異なる状況であったことから，現場確認を断念。状況を報告するために，17:50 一旦引き返し。
- 17:30 故障復帰操作により，DDFP が自動起動したが，原子炉代替注水ラインが未構成だったため停止（その後，起動しないよう停止状態で保持）。
- 18:00頃 **電源設備（所内電源）の健全性確認を開始。**
- 18:18 ICの戻り配管隔離弁（MO-3A），供給配管隔離弁（MO-2A）の表示ランプが点灯していることを発見し，点灯状況を確認したところ閉であ

- り、格納容器の内側隔離弁 (MO-1A,4A) が開いていることを期待して、当該弁の開操作実施、蒸気発生を確認。
- 18 : 25 しばらくして蒸気の発生が停止したため、IC の冷却水である胴側の水がなくなっている可能性を懸念し、戻り配管隔離弁 (MO-3A) 閉操作。
- 18 : 35 原子炉代替注水ライン構成を開始。
- 19 : 00頃 **2,3 号機の間にあるゲートを開放、1～4 号機への車両の通行ルートを確保。**
- 19 : 24 **構内道路の健全性確認の結果を発電所対策本部に報告。**
- 20 : 47 中央制御室内の仮設照明が点灯。
- 20 : 50 原子炉代替注水ラインが完成したことから、停止状態の保持を解除し、故障復帰操作により、DDFP 自動起動 (原子炉減圧後に注水可能な状態)。
- 20 : 50 福島県が福島第一原子力発電所から半径 2km の住民に避難指示。
- 20 : 56 **電源設備 (外部電源、所内電源) の健全性確認結果を発電所対策本部に報告。**
- 21 : 19 原子炉水位判明、有効燃料頂部 (以下、「TAF」) +200mm。
水位計の測定値について、この段階では水位計配管内の水の蒸発により、正しい水位を示していないものと推定 (以下同様)。(未解明問題に関する検討※3、※4)
- 21 : 23 内閣総理大臣が福島第一原子力発電所から半径 3km 圏内の避難、半径 3km～10km 圏内の屋内退避を指示。
- 21 : 30 DDFP が起動しており、IC の胴側への給水にも対応できるようになったことなどを踏まえ、戻り配管隔離弁 (MO-3A) 開操作実施、蒸気発生を確認。
- 21 : 51 原子炉建屋に入域していた運転員が、APD (警報付きポケット線量計) の数値がごく短時間に 0.8 mSv となり現場確認を断念したことを中央制御室に報告、原子炉建屋の放射線量が上昇したことから、原子炉建屋への入域を禁止。
- 22 : 00頃 **東北電力第一陣、高圧電源車 1 台の到着を確認。**
- 22 : 10 原子炉水位が TAF+450mm 近辺にあることを官庁等に連絡。
- 23 : 00 サーベイの結果として、タービン建屋内での放射線量の上昇 (タービン建屋 1 階北側二重扉前 1.2mSv/h、タービン建屋 1 階南側二重扉前 0.5mSv/h) を 23:40 官庁等に連絡。

平成 23 年 3 月 12 日 (土)

0 : 06 **ドライウェル (以下、「D/W」) 圧力が 600kPa[abs]を超えている可能**

	性があり、格納容器ベント（以下、「ベント」）を実施する可能性があることから、準備を進めるよう発電所長指示。
0 : 3 0	国による避難住民の避難措置完了確認（双葉町及び大熊町の 3km 以内避難措置完了確認、1:45 に再度確認）。
0 : 4 9	D/W 圧力が 600kPa[abs]を超えている可能性があることから、原災法第 15 条第 1 項の規定に基づく特定事象（格納容器圧力異常上昇）が発生したと判断、0:55 官庁等に通報。
1 : 2 0 頃	当社の高圧電源車 1 台の到着を確認。
1 : 3 0 頃	1 号機及び 2 号機のベントの実施について、内閣総理大臣、経済産業大臣、原子力安全・保安院に申し入れ、了解を得る。
1 : 4 8	燃料切れによる DDFP 停止を確認。
2 : 0 3	消防車から消火系ラインの送水口につなぎこむことを検討開始。
2 : 4 7	2:30 に D/W 圧力が 840kPa[abs]に到達したことを官庁等に連絡。
2 : 5 6	DDFP の燃料補給完了。起動操作を行ったが起動不能。
3 : 0 6	ベント実施に関するプレス会見実施。
4 : 0 0 頃	消防車により消火系ラインから原子炉内に淡水注入開始、1,300 リットルを注入完了。
4 : 0 1	ベントを実施した場合の被ばく評価結果を官庁等に連絡。
4 : 5 5	発電所構内における放射線量が上昇（正門付近 0.069 μ Sv/h(4:00) → 0.59 μ Sv/h(4:23)) したことを確認、官庁等に連絡。
5 : 1 4	発電所構内における放射線量が上昇していること及び、D/W 圧力も低下傾向にあることから「外部への放射性物質の漏えい」が発生していると判断、官庁等に連絡。
5 : 4 4	内閣総理大臣が福島第一原子力発電所から半径 10km 圏内の住民に避難指示。
5 : 4 6	現場の放射線量上昇のため一時中断していた注水作業について、消防車により消火系ラインから原子炉内に淡水注入再開（4:22、注水作業を中断して免震重要棟に退避）。
5 : 5 2	消防車により消火系ラインから原子炉内に淡水 1,000 リットルを注入完了。
6 : 0 0 頃	原子炉圧力容器下部ヘッドが損傷したものと推定。（未解明問題に関する検討 ^{※4, 5)}
6 : 3 0	消防車により消火系ラインから原子炉内に淡水 1,000 リットルを注入完了。
6 : 3 3	地域の避難状況として、大熊町から都路方面へ移動を検討中であることを確認。

6 : 5 0 経済産業大臣より法令に基づくベントの実施命令(手動によるベント)。
7 : 1 1 内閣総理大臣が福島第一原子力発電所に到着。
7 : 5 5 消防車により消火系ラインから原子炉内に淡水 1,000 リットルを注入完了。
8 : 0 3 ベント操作を 9 時目標で行うよう発電所長指示。
8 : 0 4 内閣総理大臣が福島第一原子力発電所を出発。
8 : 1 5 消防車により消火系ラインから原子炉内に淡水 1,000 リットルを注入完了。
8 : 2 7 大熊町の一部が避難できていないとの情報を確認。
8 : 3 0 消防車により消火系ラインから原子炉内に淡水 1,000 リットルを注入完了。
8 : 3 7 福島県へ 9 時頃ベントの開始に向けて準備していることを連絡。避難状況を確認してからベントをすることで調整。
9 : 0 2 大熊町(熊地区の一部)の避難が出来ていることを確認。
9 : 0 4 ベントの操作を行うため運転員が現場へ出発。
9 : 0 5 ベント実施に関するプレス発表。
9 : 1 5 消防車により消火系ラインから原子炉内に淡水 1,000 リットルを注入完了。
9 : 1 5 格納容器ベント弁(MO 弁)を手動開。
9 : 3 2 S/C ベント弁(AO 弁)小弁の現場操作を試みるが、高い放射線量のため断念。
9 : 4 0 消防車により消火系ラインから原子炉内に淡水 15,000 リットルを注入完了。
9 : 5 3 再度、ベントを実施した場合の被ばく評価結果を官庁等に連絡。
10 : 1 5 頃 当社及び東北電力が派遣した電源車 72 台が、福島に到着していることを確認(高压電源車:福島第一 12 台、福島第二 42 台、低压電源車:福島第一 7 台、福島第二 11 台)。
10 : 1 7 10:17,10:23,10:24の3回、中央制御室にてS/Cベント弁(AO弁)小弁を開操作(計装用圧縮空気系の残圧を期待)。
10 : 4 0 正門及びモニタリングポスト No.8 付近の放射線量が上昇していることが確認されたことから、ベントにより放射性物質が放出された可能性が高いと判断。
11 : 1 5 放射線量が下がっていることから、ベントが十分効いていない可能性があることを確認。
11 : 3 9 ベント操作のために、原子炉建屋内に入城した当社社員 1 名の被ばく線量が 100mSv を超過(106.30mSv)したことを官庁等に連絡。

- 1 2 : 5 3 DDFP のバッテリー交換作業を完了。運転員が起動操作を行ったが、セルモータの地絡により使用不能。
- 1 4 : 3 0 S/C ペント弁(AO 弁)大弁を動作させるため、14:00 頃に仮設の空気圧縮機を設置したところ、D/W 圧力が低下していることを確認し、ペントによる「放射性物質の放出」と判断、15:18 官庁等に連絡。
- 1 4 : 5 3 消防車による原子炉への淡水注入、約 80,000 リットル（累計）を注入完了。
- 1 4 : 5 4 原子炉への海水注入を実施するよう発電所長指示。(1 号機側防火水槽内の淡水がなくなってきたことから、他の防火水槽等から淡水の搬送を急ぐとともに、海水注入に切り替える作業を進める)
- 1 5 : 1 8 ほう酸水注入系の復旧作業を進めており、準備が整い次第、ほう酸水注入系ポンプを起動し、原子炉内へ注入する予定。また、今後準備が整い次第、消火系にて海水を原子炉へ注水する予定であることを官庁等に連絡。
- 1 5 : 3 0 頃 高圧電源車から 2 号機低圧電源盤 (P/C) を介して 1 号機小容量低圧電源盤 (MCC) に電源を供給する経路を構成、ほう酸水注入系ポンプ手前まで送電を開始し、高圧電源車の調整が完了。
- 1 5 : 3 6 原子炉建屋で爆発発生。(この爆発により、海水注入のためのホースやほう酸水注入系の電源ケーブルが損傷し、現場からの退避、安否確認が実施され、現場の状況が確認されるまで復旧及び準備作業が中断)
- 1 6 : 2 7 モニタリングポスト No.4 付近で 500 μ Sv/h を超える放射線量 (1,015 μ Sv/h) を計測したことから、原災法第 15 条第 1 項の規定に基づく特定事象（敷地境界放射線量異常上昇）が発生したと判断、官庁等に通報。
- 1 7 : 2 0 頃 消防車、建屋などの状況の調査に出発。
- 1 8 : 0 5 経済産業大臣から法令に基づく命令（注水すること）があったことを本店・発電所間で共有。
- 1 8 : 2 5 内閣総理大臣が、福島第一原子力発電所から半径 20km 圏内の住民に対し避難指示。
- 1 8 : 3 6 消防車、建屋などの状況調査の結果、現場は散乱している状態で**準備していた海水注入のためのホースが損傷、使用不可能**であることを確認。
- 1 9 : 0 4 原子炉内に消火系ラインから消防車による海水注入開始。
- 2 0 : 4 5 ほう酸を海水と混ぜて原子炉内へ注入開始。

- ※ 1 福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 5 回進捗報告 (添付資料地震津波-1) 福島第一原子力発電所に来襲した津波の敷地到達時刻について
- ※ 2 福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 5 回進捗報告 (添付資料地震津波-2) 津波による非常用交流電源喪失についての追加検討
- ※ 3 福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 5 回進捗報告 (添付資料 1-2) 1 号機燃料域水位計の挙動による推定について
- ※ 4 福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 5 回進捗報告 (添付資料 1-6) 1 号機の測定データ, 及び既往の解析結果による事故進展の推定について
- ※ 5 福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 5 回進捗報告 (添付資料 1-11) 空間線量率モニタリングデータに基づく 1 号機事故進展の推定

以 上

福島第一原子力発電所 2 号機における

地震発生から 3 月 15 日（火）までの主な時系列

原子炉の冷却や注水，格納容器ベントに関する情報など，事故進展の理解を助ける内容について，事故調査報告書に記載の内容や未解明問題に関する検討で推定した結果を時系列に盛り込むことで記載の充実化を図った（未解明問題に関する検討関連は斜体で記載）。

平成 23 年 3 月 11 日（金）

- 14：46** **東北地方太平洋沖地震発生。**第 3 非常態勢を自動発令。
- 14：47** **原子炉自動停止，**主タービン自動停止。外部電源喪失により非常用ディーゼル発電機自動起動。
- 14：50 原子炉隔離時冷却系（以下，「RCIC」）手動起動。
- 14：51 RCIC 自動停止（原子炉水位高）。
- 15：01 原子炉未臨界確認。
- 15：02 RCIC 手動起動。
- 15：06 非常災害対策本部を本店に設置（地震による被害状況の把握，停電等の復旧）。
- 15：07 残留熱除去系（以下，「RHR」）A 系による圧力抑制室（以下，「S/C」）の冷却開始。
- 15：25 RHR A 系による S/C の冷却を冷却モードからスプレイモードに切替。
- 15：27 発電所の沖合約 1.3km に設置されている波高計に津波第一波到達。
- 15：28 RCIC 自動停止（原子炉水位高）。
- 15：35 波高計に津波第二波到達。
- 15：36頃** **発電所敷地に津波到達と推定。**（未解明問題に関する検討^{※1}）
津波により機器の冷却に必要な非常用海水系が喪失したと推定。（未解明問題に関する検討^{※2}）
- 15：37 RHR A 系による S/C の冷却停止。
- 15：39** **RCIC 手動起動。**
- 15：41 建屋浸水によって全交流電源喪失（非常用母線 A 系 15:37，B 系 15:40 電圧喪失）。
- 15：42** **原子力災害対策特別措置法（以下，「原災法」）第 10 条第 1 項の規定に基づく特定事象（全交流電源喪失）が発生したと判断，官庁等に通報。**

- 15:42 第1次緊急時態勢を発令。緊急時対策本部を設置（非常災害対策本部との合同本部となる）。
- 15:50 原子炉水位が不明となっていることを確認。全交流電源に加え、建屋浸水によって直流電源も喪失。
- 16:00頃 構内道路の健全性確認を開始。
- 16:00頃 電源設備（外部電源）の健全性確認を開始。
- 16:10 本店配電部門から全店に高・低圧電源車の確保と移動経路の確認指示。
- 16:36 原子炉水位が不明であり、また RCIC の運転状態が確認できず、高圧注水系も制御盤の表示灯がすべて消灯し、起動不能な状態であったため、原災法第15条第1項の規定に基づく特定事象（非常用炉心冷却装置注水不能）が発生したと判断、16:45 官庁等に通報。
- 16:36 第2次緊急時態勢を発令。
- 16:50頃 全店の高・低圧電源車が福島に向け順次出発。
- 17:12 発電所長は、アクシデントマネジメント対策として設置した消火系ライン、及び消防車を使用した原子炉への注水方法の検討開始を指示。
- 18:00頃 電源設備（所内電源）の健全性確認を開始。
- 19:00頃 2,3号機の間にあるゲートを開放、1～4号機への車両の通行ルートを確認。
- 19:24 構内道路の健全性確認の結果を発電所対策本部に報告。
- 20:47 中央制御室内の仮設照明が点灯。
- 20:50 福島県が福島第一原子力発電所から半径2kmの住民に避難指示。
- 20:56 電源設備（外部電源、所内電源）の健全性確認結果を発電所対策本部に報告。
- 21:02 原子炉水位が不明であり、RCICによる原子炉への注水状況が確認できないため、原子炉水位が有効燃料頂部（以下、「TAF」）に到達する可能性があることを官庁等に連絡。
- 21:13 TAF到達時間を21:40と評価、官庁等に連絡。
- 21:23 内閣総理大臣が福島第一原子力発電所から半径3km圏内の避難、半径3km～10km圏内の屋内退避を指示。
- 21:50 原子炉水位が判明し、TAF+3400mmにあることを確認したことから、TAF到達まで時間がかかると評価、22:10 官庁等に通報。
- 22:00頃 東北電力第一陣、高圧電源車1台の到着を確認。

平成23年3月12日（土）

- 0:30 国による避難住民の避難措置完了確認（双葉町及び大熊町の3km以内避難措置完了確認、1:45に再度確認）。

- 1 : 2 0 ディーゼル駆動消火ポンプが停止していることを確認。
- 1 : 2 0 頃 当社の高圧電源車 1 台の到着を確認。
- 1 : 3 0 頃 1 号機及び 2 号機のベントの実施について、内閣総理大臣、経済産業大臣、原子力安全・保安院に申し入れ、了解を得る。
- 2 : 5 5 発電所対策本部は RCIC が運転していることを確認。**
- 3 : 0 6 ベント実施に関するプレス会見実施。
- 3 : 3 3 ベントを実施した場合の被ばく評価結果を官庁等に連絡。
- 4 : 2 0 RCIC の水源を復水貯蔵タンクから S/C に切替を開始。
- 4 : 5 5 発電所構内における放射線量が上昇（正門付近 0.069 μ Sv/h(4:00) → 0.59 μ Sv/h(4:23)) したことを確認，官庁等に連絡。
- 5 : 0 0 RCIC 水源切替完了。
- 5 : 4 4 内閣総理大臣が福島第一原子力発電所から半径 10km 圏内の住民に避難指示。
- 6 : 5 0 経済産業大臣より法令に基づくベントの実施命令(手動によるベント)。
- 7 : 1 1 内閣総理大臣が福島第一原子力発電所に到着。
- 8 : 0 4 内閣総理大臣が福島第一原子力発電所を出発。
- 1 0 : 1 5 頃 当社及び東北電力が派遣した電源車 72 台が、福島に到着していることを確認（高圧電源車：福島第一 12 台，福島第二 42 台，低圧電源車：福島第一 7 台，福島第二 11 台）。
- 1 5 : 3 0 頃 高圧電源車から 2 号機低圧電源盤（以下、「P/C」）を介して 1 号機小容量低圧電源盤（MCC）に電源を供給する経路を構成，1 号機ほう酸水注入系ポンプ手前まで送電を開始し，高圧電源車の調整が完了。
- 1 5 : 3 6 1 号機原子炉建屋で爆発発生。（この爆発により，敷設したケーブルが損傷し P/C の受電が停止）**
- 1 6 : 2 7 モニタリングポスト No.4 付近で 500 μ Sv/h を超える放射線量（1,015 μ Sv/h）を計測したことから，原災法第 15 条第 1 項の規定に基づく特定事象（敷地境界放射線量異常上昇）が発生したと判断，官庁等に通報。
- 1 7 : 3 0 ベントの準備を開始するよう発電所長指示。**
- 1 8 : 2 5 内閣総理大臣が，福島第一原子力発電所から半径 20km 圏内の住民に対し避難指示。
- 平成 23 年 3 月 13 日（日）
- 8 : 1 0 格納容器ベント弁（MO 弁）開。
- 8 : 3 0 高圧電源車を起動し，2 号機 P/C への再送電を試みるも過電流リレーが動作し，送電できず。

- 8 : 5 6 モニタリングポスト No.4 付近で 500 μ Sv/h を超える放射線量 (882 μ Sv/h) を計測したことから、原災法第 15 条第 1 項の規定に基づく特定事象 (敷地境界放射線量異常上昇) が発生したと判断, 9:01 官庁等に通報。
- 1 0 : 1 5 **ベントを実施するよう発電所長指示。**
- 1 1 : 0 0 **ラプチャーディスクを除く, ベントライン構成完了。**
- 1 1 : 2 0 ベント実施に関するプレス発表。
- 1 2 : 0 5 **海水を使用する準備を進めるよう発電所長指示。**
- 1 3 : 1 0 バッテリーを逃がし安全弁 (以下, 「SRV」) 制御盤に繋ぎ込み, 操作スイッチで開操作出来る状態を構成。
- 1 4 : 1 5 モニタリングポスト No.4 付近で 500 μ Sv/h を超える放射線量 (905 μ Sv/h) を計測したことから、原災法第 15 条第 1 項の規定に基づく特定事象 (敷地境界放射線量異常上昇) が発生したと判断, 14:23 官庁等に通報。
- 1 5 : 1 8 ベントを実施した場合の被ばく評価結果を官庁等へ連絡。

平成 2 3 年 3 月 1 4 日 (月)

- 2 : 2 0 正門付近で 500 μ Sv/h を超える放射線量(751 μ Sv/h)を計測したことから、原災法第 15 条第 1 項の規定に基づく特定事象 (敷地境界放射線量異常上昇) が発生したと判断, 4:24 官庁等に通報。
- 2 : 4 0 モニタリングポスト No.2 付近で 500 μ Sv/h を超える放射線量 (650 μ Sv/h) を計測したことから、原災法第 15 条第 1 項の規定に基づく特定事象 (敷地境界放射線量異常上昇) が発生したと判断, 5:37 官庁等に通報。
- 4 : 0 0 モニタリングポスト No.2 付近で 500 μ Sv/h を超える放射線量 (820 μ Sv/h) を計測したことから、原災法第 15 条第 1 項の規定に基づく特定事象 (敷地境界放射線量異常上昇) が発生したと判断, 8:00 官庁等に通報。
- 9 : 0 0 頃 *RCICによる原子炉への注水機能が低下したものと推定。(未解明問題に関する検討^{※3)})*
- 9 : 1 2 モニタリングポスト No.3 付近で 500 μ Sv/h を超える放射線量 (518.7 μ Sv/h) を計測したことから、原災法第 15 条第 1 項の規定に基づく特定事象 (敷地境界放射線量異常上昇) が発生したと判断, 9:34 官庁等に通報。
- 1 1 : 0 1 **3 号機原子炉建屋の爆発。**(この爆発により、準備が完了していた海水注入ラインの消防車及びホースが損傷し, 使用不可能)

- 1 2 : 5 0 3号機爆発の影響により S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁の電磁弁励磁回路が外れ閉を確認。
- 1 3 : 0 5 準備が完了していた注水ラインは、消防車及びホースが破損して使用不可能であったことから、消防車を含む海水注入のライン構成を再開。
- 1 3 : 1 8 原子炉水位が低下傾向であったことから、直ちに原子炉への海水注入操作などの準備作業を進めることを官庁等に連絡。
- 1 3 : 2 5 原子炉の水位が低下していることから RCIC の機能が喪失している可能性があり、原災法第 15 条第 1 項の規定に基づく特定事象 (原子炉冷却機能喪失) が発生したと判断、13:38 官庁等に通報。
- 1 5 : 2 8 TAF 到達時間を 16:30 と評価、官庁等に連絡。
- 1 5 : 3 0 頃 原子炉への海水注入を行うため消防車を起動。
- 1 6 : 3 4 原子炉減圧操作を開始するとともに、消火系ラインから海水注入を開始することを官庁等に連絡。
- 1 6 : 3 4 SRV(A) を開操作したが開かず。SRV(B),(C),(G)についても開操作を試みるも開かず。
*SRV が作動しなかった原因は、SRV 制御回路の開動作用の電磁弁を励磁させるためのバッテリーの供給範囲を、電磁弁のみではなく回路全体としたことによるものと推定。(未説明問題に関する検討^{*4)})*
- 1 7 : 1 7 原子炉水位が TAF に到達。17:25 官庁等に連絡。
- 1 8 : 0 2 SRV 制御回路の開動作用の電磁弁にバッテリーを直接つないで励磁させ、SRV (E)で原子炉圧力の減圧を開始。原子炉圧力が下がりきらないことから、SRV(F),(D)の2 弁を開状態としたところ、原子炉圧力は低下し減圧が再開 (6.998MPa[gage] (16:34)→6.075MPa[gage] (18:03) →0.63MPa[gage] (19:03))。
- 1 8 : 2 2 原子炉水位が TAF-3,700mm に到達し、燃料全体が露出したものと判断、19:32 官庁等に連絡。
- 1 9 : 2 0 原子炉への海水注入のための消防車が燃料切れで停止していることを確認。
- 1 9 : 5 4 原子炉内に消火系ラインから消防車 (19:54,19:57 に各 1 台起動) による海水注入開始。
- 2 1 : 0 0 頃 S/C ベント弁 (AO 弁) 小弁開操作。ラプチャーディスクを除く、ベントライン構成完了。
- 2 1 : 2 0 SRV(A),(B)の 2 弁を開し、原子炉水位が回復してきたことを確認、21:34 官庁等に連絡 (21:30 現在：原子炉水位 TAF-3,000mm)。
水位計の測定値について、この段階では水位計配管内の水の蒸発により、正しい水位を示していないものと推定。(未説明問題に関する検討

※5, ※6)

- 2 1 : 3 5 正門付近で 500 μ Sv/h を超える放射線量 (760 μ Sv/h) を計測したことから、原災法第 15 条第 1 項の規定に基づく特定事象 (敷地境界放射線量異常上昇) が発生したと判断、22:35 官庁等に通報。
- 2 2 : 5 0 ドライウェル (以下、「D/W」) 圧力が最高使用圧力 427kPa[gage]を超えたことから、原災法第 15 条第 1 項の規定に基づく特定事象 (格納容器圧力異常上昇) が発生したと判断、23:39 官庁等に通報。
- 2 3 : 0 0 原子炉圧力が上昇したことを確認。SRV 開操作を継続した末に、原子炉圧力が低下。
- 2 3 : 3 5 S/C 側の圧力がラプチャーディスク作動圧よりも低く、D/W 側の圧力が上昇していることから、D/W ベント弁小弁の開によりベントを実施する方針を決定。

平成 23 年 3 月 15 日 (火)

- 0 : 0 1 **D/W ベント弁 (AO 弁) 小弁開操作、数分後に閉であることを確認。**
- 0 : 1 0 原子炉圧力が再び上昇。SRV(C),(G),(E),(A),(B),(E),(G),(H),(C)の順で、開動作用の電磁弁を励磁し、1:10頃、原子炉圧力が低下。
複数のSRV が作動しなかった原因は、SRV の駆動に必要な窒素ガスの漏えい、あるいは窒素ガス供給圧力、原子炉圧力、格納容器圧力との関係による可能性があるものと推定。(未解明問題に関する検討※4)
- 3 : 0 0 D/W 圧力が設計上の最高使用圧力を超えたことから、減圧操作および原子炉内への注水操作を試みているが、まだ減圧しきれていない状況であることを 4:17 官庁等に連絡。
- 5 : 3 5 福島原子力発電所事故対策統合本部設置。
- 6 : 1 4 頃 **大きな衝撃音と振動が発生。S/C 圧力の指示値がダウンスケールとなり、発電所対策本部に 0kPa[abs]と報告。**(D/W の圧力 (6 時頃から 7 時過ぎまで 700kPa[abs]以上を維持) と S/C の圧力はほぼ同じ値になるものであることなどから、S/C の圧力計の故障の可能性が考えられる。なお、衝撃音については、発電所敷地内に設置されている仮設の地震観測記録計のデータを分析した結果、4 号機の原子炉建屋で爆発が発生したことによるものと推定※7)
- 6 : 5 0 正門付近で 500 μ Sv/h を超える放射線量 (583.7 μ Sv/h) を計測したことから、原災法第 15 条第 1 項の規定に基づく特定事象 (敷地境界放射線量異常上昇) が発生したと判断、7:00 官庁等に通報。
- 7 : 0 0 **監視、作業に必要な要員を除き、福島第二へ一時退避することを官庁等に連絡。**

- 8 : 1 1 正門付近で 500 μ Sv/h を超える放射線量 (807 μ Sv/h) を計測したことから、原災法第 15 条第 1 項の規定に基づく特定事象 (火災爆発等による放射性物質異常放出) が発生したと判断, 8:36 官庁等に通報。
- 8 : 2 5 原子炉建屋 5 階付近壁より白い煙 (湯気らしきもの) があがっていることを確認, 9:18 官庁等に連絡。
- 1 0 : 3 0 経済産業大臣より法令に基づく命令。(極力早期に原子炉への注水を行うこと。必要に応じ, ドライウェルのベントを行うこと)
- 1 1 : 0 0 内閣総理大臣が, 福島第一原子力発電所から半径 20km 以上 30km 圏内の住民に対し屋内退避指示。
- 1 6 : 0 0 正門付近で 500 μ Sv/h を超える放射線量 (531.6 μ Sv/h) を計測したことから、原災法第 15 条第 1 項の規定に基づく特定事象 (敷地境界放射線量異常上昇) が発生したと判断, 16:22 官庁等に通報。
- 2 3 : 0 5 正門付近で 500 μ Sv/h を超える放射線量 (4,548 μ Sv/h) を計測したことから、原災法第 15 条第 1 項の規定に基づく特定事象 (敷地境界放射線量異常上昇) が発生したと判断, 23:20 官庁等に通報。

- ※ 1 福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 5 回進捗報告 (添付資料地震津波-1) 福島第一原子力発電所に来襲した津波の敷地到達時刻について
- ※ 2 福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 5 回進捗報告 (添付資料地震津波-2) 津波による非常用交流電源喪失についての追加検討
- ※ 3 福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 5 回進捗報告 (添付資料 2-1) 2 号機の原子炉圧力変化について
- ※ 4 福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 5 回進捗報告 (添付資料 2-12) 炉心損傷後の SRV の動作について
- ※ 5 福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 5 回進捗報告 (添付資料 1-2) 1 号機燃料域水位計の挙動による推定について

※ 6 福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 5 回進捗報告（添付資料 2-14）2 号機の炉心損傷・炉心溶融が進展した時期における原子炉水位の推定

※ 7 福島原子力事故調査報告書（平成 24 年 6 月 20 日）

以 上

福島第一原子力発電所 3 号機における

地震発生から3月15日（火）までの主な時系列

原子炉の冷却や注水、格納容器ベントに関する情報など、事故進展の理解を助ける内容について、事故調査報告書に記載の内容や未解明問題に関する検討で推定した結果を時系列に盛り込むことで記載の充実化を図った（未解明問題に関する検討関連は斜体で記載）。

平成23年3月11日(金)

- | | |
|--------|---|
| 14:46 | 東北地方太平洋沖地震発生。第3非常態勢を自動発令。 |
| 14:47 | 原子炉自動停止，主タービン手動停止。 |
| 14:48 | 外部電源喪失により非常用ディーゼル発電機自動起動。 |
| 14:54 | 原子炉未臨界確認。 |
| 15:05 | 原子炉隔離時冷却系（以下，「RCIC」）手動起動。 |
| 15:06 | 非常災害対策本部を本店に設置（地震による被害状況の把握，停電等の復旧）。 |
| 15:25 | RCIC 自動停止（原子炉水位高）。 |
| 15:27 | 発電所の沖合約 1.3km に設置されている波高計に津波第一波到達。 |
| 15:35 | 波高計に津波第二波到達。 |
| 15:36頃 | 発電所敷地に津波到達と推定。 （未解明問題に関する検討 ^{*1} ）
津波により機器の冷却に必要な非常用海水系が喪失したと推定。（未解明問題に関する検討 ^{*2} ） |
| 15:38 | 建屋浸水によって全交流電源喪失（非常用母線 A 系 15:38, B 系 15:39 電圧喪失）。 |
| 15:42 | 原子力災害対策特別措置法（以下，「原災法」）第 10 条第 1 項の規定に基づく特定事象（全交流電源喪失）が発生したと判断，官庁等に通報。 |
| 15:42 | 第 1 次緊急時態勢を発令。緊急時対策本部を設置（非常災害対策本部との合同本部となる）。 |
| 16:00頃 | 構内道路の健全性確認を開始。 |
| 16:00頃 | 電源設備（外部電源）の健全性確認を開始。 |
| 16:03 | RCIC 手動起動（原子炉には未注水）。 |
| 16:10 | 本店配電部門から全店に高・低圧電源車の確保と移動経路の確認指示。 |
| 16:16 | RCIC による原子炉注水開始。 |

- 16:36 第2次緊急時態勢を発令。
- 16:50頃 全店の高・低圧電源車が福島に向け順次出発。
- 18:00頃 電源設備（所内電源）の健全性確認を開始。
- 19:00頃 2,3号機の間にあるゲートを開放，1～4号機への車両の通行ルートを確保。
- 19:24 構内道路の健全性確認の結果を発電所対策本部に報告。
- 20:50 福島県が福島第一原子力発電所から半径2kmの住民に避難指示。
- 20:56 電源設備（外部電源，所内電源）の健全性確認結果を発電所対策本部に報告。
- 21:23 内閣総理大臣が福島第一原子力発電所から半径3km圏内の避難，半径3km～10km圏内の屋内退避を指示。
- 21:27 中央制御室内の仮設照明が点灯。
- 22:00頃 東北電力第一陣，高圧電源車1台の到着を確認。

平成23年3月12日（土）

- 0:30 国による避難住民の避難措置完了確認（双葉町及び大熊町の3km以内避難措置完了確認，1:45に再度確認）。
- 1:20頃 当社の高圧電源車1台の到着を確認。
- 3:27 ディーゼル駆動消火ポンプ（以下，「DDFP」）起動せず。
- 4:55 発電所構内における放射線量が上昇（正門付近 0.069 μ Sv/h(4:00) → 0.59 μ Sv/h(4:23))したことを確認，官庁等に連絡。
- 5:44 内閣総理大臣が福島第一原子力発電所から半径10km圏内の住民に避難指示。
- 7:11 内閣総理大臣が福島第一原子力発電所に到着。
- 8:04 内閣総理大臣が福島第一原子力発電所を出発。
- 10:15頃 当社及び東北電力が派遣した電源車72台が，福島に到着していることを確認（高圧電源車：福島第一12台，福島第二42台，低圧電源車：福島第一7台，福島第二11台）。
- 11:13 消火系制御盤で故障復帰ボタンを押し，DDFP自動起動を確認。
- 11:36 起動確認ができたことから，消火系制御盤でDDFPを停止。
- 11:36 **RCIC自動停止。**（現場で停止状態を確認し，中央制御室で起動操作をしたが，起動後すぐに蒸気止め弁が閉まり停止）
「タービン排気圧力高」の自動停止ロジックが作動したものと推定。
（未説明問題に関する検討^{*3}）
- 12:06 DDFP起動，DDFPによる代替S/Cスプレー開始。
- 12:35 高圧注水系（以下，「HPCI」）自動起動（原子炉水位低）。

- 16:27 モニタリングポスト No.4 付近で 500 μ Sv/h を超える放射線量 (1,015 μ Sv/h) を計測したことから、原災法第 15 条第 1 項の規定に基づく特定事象 (敷地境界放射線量異常上昇) が発生したと判断、官庁等に通報。
- 17:30 **ベントの準備を開始するよう発電所長指示。**
- 18:25 内閣総理大臣が、福島第一原子力発電所から半径 20km 圏内の住民に対し避難指示。
- 20:36 原子炉水位計の電源喪失により原子炉水位が不明となる。

平成 23 年 3 月 13 日 (日)

- 2:42 **DDFP による原子炉代替注水への切替のため、HPCI 手動停止。**
*HPCI は手動停止前に注水能力を喪失していた可能性が高いと推定。
(未解明問題に関する検討^{*4})*
- 2:45 逃がし安全弁 (以下、「SRV」) (A)を開操作したが開動作せず。その後、全弁 (8 弁) を順次、開操作するも開動作せず。
*SRV(A)を開動作できなかったのは、直流電源の電圧が不足していたことによるものと推定。(未解明問題に関する検討^{*5})*
- 3:05 原子炉代替注水ラインの構成 (代替 S/C スプレーから代替原子炉注水へ切替) が完了したことを中央制御室に連絡。
- 3:35 HPCIを起動しようとしたが、流量制御器の表示が消灯しており起動不能。
- 3:37 RCIC の起動準備として、RCIC 制御盤にて真空ポンプを起動操作したが、起動せず。
- 3:38 SRV の状態表示灯が点灯していたため、再度 SRV 全弁 (8 弁) の操作スイッチを開操作したが、開動作せず。
*SRVを開動作できなかったのは、直流電源の電圧が不足していたことによるものと推定。(未解明問題に関する検討^{*5})*
- 3:39 直流電源を少しでも長持ちさせるために、HPCI 補助油ポンプを停止。
4:06 には HPCI 復水ポンプも停止。
- 3:51 原子炉水位計復旧。
- 4:52 圧力抑制室 (以下、「S/C」) ベント弁 (AO 弁) 大弁を、小型発電機の電源を用いて開操作するも、空気ボンベの充填圧力が 0 で、閉確認。
- 5:08 DDFP による代替 S/C スプレー開始 (7:43 停止)。
- 5:10 RCIC による原子炉注水ができなかったため、原災法第 15 条第 1 項の規定に基づく特定事象 (原子炉冷却機能喪失) に該当すると判断、5:58 官庁等に通報。

5 : 1 5	ラプチャーディスクを除く、ベントラインの完成に入るよう発電所長指示。
5 : 2 3	S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁を開操作するために、空気ポンペを交換開始。
5 : 5 0	ベント実施に関するプレス発表。
6 : 1 9	4:15 に有効燃料頂部 (以下、「TAF」) に到達したものと判断、官庁等に連絡。
7 : 3 5	ベントを実施した場合の被ばく評価結果を官庁等に連絡。
7 : 3 9	代替ドライウェル (以下、「D/W」) スプレイを開始、 7:56 官庁等に連絡。
8 : 3 5	格納容器ベント弁 (MO 弁) 開。
8 : 4 0	代替 D/W スプレイから代替原子炉注水へ切替操作開始 (9:10 切替)。
8 : 4 1	S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁開により、ラプチャーディスクを除く、ベントライン構成完了。8:46 官庁等に連絡。
8 : 5 6	モニタリングポスト No.4 付近で 500 μ Sv/h を超える放射線量 (882 μ Sv/h) を計測したことから、原災法第 15 条第 1 項の規定に基づく特定事象 (敷地境界放射線量異常上昇) が発生したと判断、9:01 官庁等に通報。
9 : 0 8 頃	SRV の駆動電源としてバッテリーを直列に接続する作業を行っていたところ、運転員が原子炉圧力の低下を確認。SRV により原子炉圧力が急速に減圧。今後、消火系ラインによる原子炉内への注水を開始することを 9:20 官庁等に連絡。 <i>急速減圧は、複数の SRV (SRV (A),(B),(C),(E),(G),(H) の 6 弁程度以上) が開したと考えられ、SRV の自動減圧装置機能が作動したことによる可能性が高いと推定。(未解明問題に関する検討^{※4})</i>
9 : 2 5	原子炉内に消火系ラインから消防車による淡水注入開始(ほう酸入り)。
9 : 3 6	ベント操作により、9 時 20 分頃より D/W 圧力が低下していることを確認、また、消火系ラインによる原子炉内への注水を開始したことを官庁等に連絡。
1 0 : 3 0	海水注入を視野に入れて動くとの発電所長指示。
1 1 : 1 7	S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁の開確認 (作動用空気ポンペ圧低下のため)。
1 2 : 2 0	防火水槽の淡水が残り少なくなったため、 淡水注入終了。
1 2 : 3 0	S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁開 (作動用空気ポンペ交換)。
1 3 : 1 2	原子炉内に消火系ラインから消防車による海水注入開始。
1 4 : 1 5	モニタリングポスト No.4 付近で 500 μ Sv/h を超える放射線量 (905 μ Sv/h) を計測したことから、原災法第 15 条第 1 項の規定に基

づく特定事象（敷地境界放射線量異常上昇）が発生したと判断，14:23 官庁等に通報。

- 1 4 : 2 0 高圧電源車から 4 号機低圧電源盤（P/C）へ送電を開始。
- 1 4 : 3 1 原子炉建屋二重扉北側で 300mSv/h 以上，南側 100mSv/h との測定結果が報告される。
- 1 4 : 4 5 原子炉建屋二重扉付近で放射線量が上昇（300mSv/h 程度）し，1 号機と同様に原子炉建屋内に水素が溜まっている可能性があり，爆発の危険性が高まったことから，現場退避開始（17:00 頃，作業再開）。
- 2 1 : 1 0 D/W 圧力低下により S/C ベント弁（AO 弁）大弁開と判断（仮設空気圧縮機を設置）。
ベント開操作は，3 月 13 日 9 時ごろの 1 回目，12 時ごろの 2 回目のみが明確に成功しており，これ以降の開操作については成功していないものと推定。（未解明問題に関する検討^{※6}）

平成 23 年 3 月 14 日（月）

- 1 : 1 0 原子炉へ供給している海水が残り少なくなったことから，逆洗弁ピット内への海水補給のために消防車を停止。
- 2 : 2 0 正門付近で 500 μ Sv/h を超える放射線量(751 μ Sv/h)を計測したことから，原災法第 15 条第 1 項の規定に基づく特定事象（敷地境界放射線量異常上昇）が発生したと判断，4:24 官庁等に通報。
- 2 : 4 0 モニタリングポスト No.2 付近で 500 μ Sv/h を超える放射線量（650 μ Sv/h）を計測したことから，原災法第 15 条第 1 項の規定に基づく特定事象（敷地境界放射線量異常上昇）が発生したと判断，5:37 官庁等に通報。
- 3 : 2 0 消防車による海水注入再開。
- 4 : 0 0 モニタリングポスト No.2 付近で 500 μ Sv/h を超える放射線量（820 μ Sv/h）を計測したことから，原災法第 15 条第 1 項の規定に基づく特定事象（敷地境界放射線量異常上昇）が発生したと判断，8:00 官庁等に通報。
- 4 : 0 8 4 号機 P/C 経由で電源を供給し，格納容器雰囲気モニタの一部機能が復旧。
- 5 : 2 0 S/C ベント弁（AO 弁）小弁開操作開始。
- 6 : 1 0 S/C ベント弁（AO 弁）小弁の開確認。
- 6 : 3 0 頃 D/W 圧力が上昇し，爆発の可能性が懸念されたことから現場退避開始（7:35 頃，作業再開）。
- 9 : 0 5 物揚場から逆洗弁ピットへの海水の補給を開始。

- 9 : 1 2 モニタリングポスト No.3 付近で 500 μ Sv/h を超える放射線量 (518.7 μ Sv/h) を計測したことから、原災法第 15 条第 1 項の規定に基づく特定事象(敷地境界放射線量異常上昇)が発生したと判断、9:34 官庁等に通報。
- 1 0 : 0 0 頃 復水移送ポンプの復旧作業を開始。4 号機 P/C 経由で当該ポンプの電源を復旧していたところ、原子炉建屋で爆発が発生。
- 1 1 : 0 1 **原子炉建屋で爆発発生。**
- 1 3 : 0 5 注水ラインは、消防車及びホースが破損して使用不可能であったことから、消防車を含む海水注入のライン構成を再開。
- 1 5 : 3 0 頃 **爆発により、消防車やホースが損傷し、海水注入が停止していたため、消防車とホースを入れ替えて物揚場から原子炉へ注入する新しいラインを構築し、海水注入を再開。**
- 1 9 : 2 0 消防車の燃料切れによる海水注入停止。
- 1 9 : 5 4 消防車 (19:54,19:57 に各 1 台起動) による海水注入再開。
- 2 1 : 3 5 正門付近で 500 μ Sv/h を超える放射線量 (760 μ Sv/h) を計測したことから、原災法第 15 条第 1 項の規定に基づく特定事象(敷地境界放射線量異常上昇)が発生したと判断、22:35 官庁等に通報。
- 2 1 : 1 4 2 号機への海水注入量確保のため、3 号機側への消防車による海水注入停止。

平成 2 3 年 3 月 1 5 日 (火)

- 2 : 3 0 消防車による海水注入再開。
- 5 : 3 5 福島原子力発電所事故対策統合本部設置。
- 6 : 1 4 頃 **大きな衝撃音と振動が発生。中央制御室では 4 号側の天井が揺れる。**
(衝撃音については、発電所敷地内に設置されている仮設の地震観測記録計のデータを分析した結果、4号機の原子炉建屋で爆発が発生したことによるものと推定*7)
- 6 : 5 0 正門付近で 500 μ Sv/h を超える放射線量 (583.7 μ Sv/h) を計測したことから、原災法第 15 条第 1 項の規定に基づく特定事象(敷地境界放射線量異常上昇)が発生したと判断、7:00 官庁等に通報。
- 7 : 0 0 監視、作業に必要な要員を除き、福島第二へ一時退避することを官庁等に連絡。
- 7 : 5 5 原子炉建屋上部に蒸気が漂っているのを確認、官庁等に連絡。
- 8 : 1 1 正門付近で 500 μ Sv/h を超える放射線量 (807 μ Sv/h) を計測したことから、原災法第 15 条第 1 項の規定に基づく特定事象(火災爆発等による放射性物質異常放出)が発生したと判断、8:36 官庁等に通報。

- 1 1 : 0 0 内閣総理大臣が、福島第一原子力発電所から半径 20km 以上 30km 圏内の住民に対し屋内退避指示。
- 1 6 : 0 0 正門付近で 500 μ Sv/h を超える放射線量 (531.6 μ Sv/h) を計測したことから、原災法第 15 条第 1 項の規定に基づく特定事象 (敷地境界放射線量異常上昇) が発生したと判断、16:22 官庁等に通報。
- 1 6 : 0 0 S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁, 小弁の閉確認 (小型発電機の故障のため)。
- 1 6 : 0 5 S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁開操作実施 (小型発電機交換)。以降も, S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁, 小弁の開操作を複数回実施。
- 2 3 : 0 5 正門付近で 500 μ Sv/h を超える放射線量 (4,548 μ Sv/h) を計測したことから、原災法第 15 条第 1 項の規定に基づく特定事象 (敷地境界放射線量異常上昇) が発生したと判断、23:20 官庁等に通報。

- ※1 福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 5 回進捗報告 (添付資料地震津波-1) 福島第一原子力発電所に来襲した津波の敷地到達時刻について
- ※2 福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 5 回進捗報告 (添付資料地震津波-2) 津波による非常用交流電源喪失についての追加検討
- ※3 福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 5 回進捗報告 (添付資料 3-5) 3 号機 RCIC の停止原因について
- ※4 福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 5 回進捗報告 (添付資料 3-3) 3 号機 13 日 9 時頃に発生した原子炉圧力の低下挙動について
- ※5 福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 5 回進捗報告 (添付資料 3-4) 3 号機 13 日 2 時頃から 12 時頃の原子炉圧力の挙動について
- ※6 福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心・格納容器の状態の推定と未解明問題に関する検討 第 5 回進捗報告 (添付資料 3-8) 3 号機格納容器からの漏えいと大量の蒸気放出について

※ 7 福島原子力事故調査報告書（平成 24 年 6 月 20 日）

以 上