

福島第一原子力発電所 1～3号機の炉心状態について

要約

福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心状態の推定に関しては、平成 23 年 5 月 23 日に公表を行っており、1～3 号機全てにおいて炉心は大幅に損傷し、熔融燃料が下部プレナムに移動・落下しているものの、原子炉压力容器外に熔融燃料が落下することを否定するものではないが、大部分は下部プレナム付近で冷却されていると推定していた。この公表においては MAAP 解析により得られる炉心状態とプラントにおける各部温度の実測値の挙動から推定できる炉心状態を総合的に判断することによって炉心状態を推定したものである。

このように推定した 5 月以降、様々なオペレーション、調査、検討、解析を行っており、炉心状態の推定の材料が更に得られてきた。これらから得られる推定を以下に示す。

- ①原子炉への注水経路の変更や注水量を変更した際の各部の温度挙動から 1 号機では原子炉压力容器温度低下が大きく原子炉压力容器内の燃料デブリは少ないこと、2、3 号機は原子炉压力容器内に燃料デブリが存在することが推定できる。
- ②1、2 号機の原子炉水位計の配管・基準面器への水張り、水位計校正の結果から、原子炉内の元々の燃料位置に水位が形成されておらず、燃料が本来の位置にないことが推定できる。
- ③1、2 号機の格納容器内における気体の核種分析を行い、検出されたセシウム濃度から、燃料の熔融した程度は 2 号機よりも 1 号機の方が大きいことが推定できる。
- ④崩壊熱の発生と除熱のヒートバランス評価からは、1 号機では初期の崩壊熱発生分の内、非常用復水器または高圧注水系により除熱しきれなかった量が 2、3 号機の約 3 倍となっており、早期に炉心損傷に至り原子炉压力容器破損に至ることが推定できる。
- ⑤原子炉压力容器内のヒートバランスモデルの評価からは、2、3 号機とも 10 月 10 日時点で露出燃料の割合が 3%以下であり、燃料が概ね冠水していることが推定できる。
- ⑥コア・コンクリート反応に関する解析からは、最も燃料の落下割合が大きいと考えられる 1 号機の場合でも、ペDESTAL床の浸食深さは、格納容器内壁まで到達していないと推定できる。

以上の情報を総合的に分析することにより 5 月の炉心状態の推定をさらに進

めることが可能になった。その結果、1号機については事故後溶融した燃料はほぼ全量が原子炉压力容器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燃料が残存していないと考えられる。下部プレナムに落下した燃料デブリは、大部分が原子炉格納容器ペDESTALに落下したと考えられるが、燃料デブリはコア・コンクリート反応を引き起こすものの、注水による冷却、崩壊熱の低下により停止し、格納容器内に留まって、現状は安定的に冷却されていると推定した。また、2、3号機については、一部は元々の炉心領域、一部は下部プレナムまたは格納容器ペDESTALに落下していることが考えられ、原子炉压力容器内・格納容器内の燃料デブリはともに現状は安定的に冷却されていると推定した。

ただ、原子炉内、格納容器内を直接目視したわけではなく、さまざまな間接的情報、解析から炉心状態を推定したものであり、今後、何等かの方法により直接目視し状態の把握をしていきたい。

目次

1. はじめに	1
2. 解析により得られた知見について	2
2.1 MAAP 解析について	2
2.2 崩壊熱と除熱のヒートバランスについて	2
3. 観測された事実より得られた知見について	3
3.1 測定された温度・圧力からの推定	3
3.2 原子炉圧力容器内のヒートバランスについて	3
3.3 原子炉水位計の指示値	4
3.4 格納容器内気体の核種分析について	5
3.5 その他の観測された知見について	5
4. コア・コンクリート反応による格納容器への影響	6
4.1 コア・コンクリート反応について	6
4.2 1号機の原子炉補機冷却系（RCW）について	7
4.3 コア・コンクリート反応の評価結果	7
4.4 格納容器内のガス分析について	7
5. 各号機の冷却状態について	8
5.1 1号機の冷却状態について	8
5.2 2号機の冷却状態について	9
5.3 3号機の冷却状態について	9
6. 炉心状態の推定について	10
6.1 1号機の炉心状態について	10
6.2 2号機の炉心状態について	10
6.3 3号機の炉心状態について	11

1. はじめに

平成 23 年 3 月 11 日に発生した三陸沖を震源とする東北地方太平洋沖地震により、福島第一原子力発電所 1 号機から 3 号機においては、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、すなわち隣接プラントも含め、非常用炉心冷却系が全て動作しない、もしくは停止する、加えて全交流電源が喪失しかつ継続するといった事故に至った。今後の事故収束・復旧に向けて、地震後のプラントの事象進展や、現在のプラントの状態を把握することは重要である。

平成 23 年 4 月 25 日に経済産業省原子力安全・保安院より「核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 67 条第 1 項の規定に基づく報告の徴収について」（平成 23・04・24 原第 1 号）の指示文書を受領し、その指示文書に基づき、今回地震発生時におけるプラントデータについて可能な限り回収、整理し、平成 23 年 5 月 16 日に報告（「東北地方太平洋沖地震発生当時の福島第一原子力発電所運転記録及び事故記録の分析と影響評価について」）を行った。これを受け、平成 23 年 5 月 23 日に地震発生初期の設備状態や運転操作等に関する情報より、事故解析コード（Modular Accident Analysis Program、以下「MAAP」という）を用いてプラントの状態を評価し、情報の整理を行い、報告書の別紙として「福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心状態について」を提出した。

報告書の提出以降、1 号機から 3 号機においては、復旧に向けた作業が続けられており、その結果として、原子炉圧力容器や原子炉格納容器の圧力・温度は低下し、安定的な冷却が達成できる状況となった。報告書提出から約半年の間に、原子炉への注水方法、及び、注水量の変更、自然現象を含む環境の変化等を経験し、原子炉の挙動に関する様々な知見が蓄積されてきた。これらの知見の中には、従来の原子炉の状態に関する推定と整合しないものも存在する。そのため、今回改めて得られた知見を整理し、現時点における「福島第一原子力発電所 1～3 号機の炉心の状態」の推定を実施する。

なお、ここで得られた解析結果は、あくまで本報告書作成時点で得られている限られた情報と、解析上必要な条件に推定・仮定を置いた解析であり、解析結果の不確定性は極めて大きい。よって、今後原因調査が進むに従い、さらなる検討を継続的に進めていくものであり、その検討次第では、大幅に異なる結果になり得るものである。

2. 解析により得られた知見について

2.1 MAAP 解析について

MAAP コードにより解析を行った結果、1号機では津波による電源喪失後、非常用復水器の停止を仮定すると、比較的早期に炉心損傷に至り、その後原子炉圧力容器が破損に至るといふ解析結果となった。加えて、1号機で原子炉水位計を校正した結果、水位計の指示値と異なり原子炉圧力容器内の水位が炉心部内にはないことが判明している。一方、2,3号機では、津波による電源喪失後も注水が継続されたが、原子炉隔離時冷却系または高圧注水系の停止に伴う原子炉水位の低下により、炉心損傷に至るものの、注水が再開されることで最終的には原子炉圧力容器内において炉心は保持されるとの解析結果となった。しかしながら、計測された水位は、水位計内に保持されている水が蒸発し、正しい値を示していない可能性がある。そのため、実際の水位が計測値より低く、有効燃料棒底部以下との条件で評価した場合、炉心の損傷はさらに進展し、その後原子炉圧力容器の破損に至るとの解析結果となった。

解析終了時の炉心の燃料の状態を図 2.1-1 に示す。

なお、この MAAP 解析を報告した時点では、1～3号機とも、原子炉圧力容器が大きく破損している場合には測定できないと考えられる原子炉圧力容器下部の温度が計測できていること、原子炉圧力容器内に熱源があると想定される高い温度が計測されていること、複数の測定点が注水量の変動等と同じように応答していること等の温度データ等の情報から、燃料は炉心部から下方に移行するものの、下部プレナムで冷却されていると推定した。

2.2 崩壊熱と除熱のヒートバランスについて

1～3号機では、非常用復水器、原子炉隔離時冷却系または高圧注水系による除熱が停止した後、注水を開始するまでの期間に、発生した崩壊熱を除去しきれない状態であった。そのため燃料が過熱し、各号機は炉心損傷に至った。崩壊熱は原子炉スクラム後、核分裂が停止した以降急速に低下するため、除去しきれなかった崩壊熱を比較(図 2.2-1 参照)すると、1号機では、非常用復水器が早期に停止し、注水開始までに時間を要したため、2,3号機に比べおよそ 3 倍の値となっている。また、図 2.2-2 に示すとおり、1号機の除熱しきれなかったエネルギーは、燃料の溶融・構造材の溶融に必要なエネルギーより大きく、2,3号機の除熱しきれなかったエネルギーは、燃料の溶融・構造材の溶融に必要なエネルギーより小さい。このことが、1号機で早期に炉心損傷を開始し、その後原子炉圧力容器の破損に至り、2,3号機では注水が開始されることによって燃

料が炉心内に保持されたとする MAAP 解析（その 1）の結果の相違の大きな要因である。なお、2,3 号機の評価では、注水開始後に十分な冷却水が供給されることが前提であるため、注水が不足し崩壊熱を除去しきれない場合は、その後も炉心の溶融が継続し MAAP 解析（その 2）のような結果となる。

3. 観測された事実より得られた知見について

3.1 測定された温度・圧力からの推定

1 号機の代表的な点における温度の推移を図 3.1-1 に示す。炉心部を直接通過しない給水系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、燃料は原子炉压力容器下部プレナムまたは格納容器ペデスタル内で、十分冷却されている状態にあると考えられる。

2 号機および 3 号機の代表的な点における温度の推移を図 3.1-2、図 3.1-3 にそれぞれ示す。2, 3 号機では事故後の温度パラメータの推移から、原子炉压力容器下部と比較し原子炉压力容器上部が高温の状態が続いていた。原子炉压力容器内は水位が炉心部より低い位置にあると考えられることから、気相となっている炉心部に一部の燃料が残っているものと考えられる。すなわち、注水により下部で発生した蒸気が、気相部に露出した燃料により過熱され、その結果上部が高温になっていたものと考えられる。露出燃料は、炉心外周部の出力の小さい燃料が、崩壊熱の小ささから溶融には至らず、炉心部に取り残されたものであると考えられる。仮に注水開始時点では燃料被覆管が溶け残り形状が維持されていたとしても、長期間に亘り露出燃料は過熱状態にあり、蒸気雰囲気さらされていたことから、現時点ではもとの形状を留めていない可能性が高い。また、9 月 1 日には 3 号機で、9 月 14 日には 2 号機で、炉心部の直上部にある炉心スプレイ系（CS）配管からの注水が実施された。これにより、炉心部に残存していた露出燃料の冷却が進んだものと考えられ、その結果各点の温度が大きく低下した。このことは、MAAP 解析で 1 号機の燃料は全て炉心部から落下し、2,3 号機は炉心外周部に一部の燃料が残るとの評価結果と整合している。

3.2 原子炉压力容器内のヒートバランスについて

原子炉へ注水した水は、崩壊熱で温められ、水又は蒸気の形で外部へ流出する。このような状況を仮定して原子炉压力容器内において、崩壊熱により発生するエネルギーが、どのように消費されるか（ヒートバランス）を図 3.2-1 のよ

うにモデル化して、観測された温度上昇を再現できるような炉心の状態を評価する。エネルギー消費の形態は、①水の温度上昇、②水の蒸発、③蒸気の温度上昇、④燃料温度の上昇、⑤構造材温度の上昇の5つを考慮している。原子炉への注水量、崩壊熱の大きさを既知とすれば、採用したヒートバランスモデルを用いることで、測定パラメータを再現するような原子炉の状態を推定することが可能である。評価から得られた、10月10日時点での露出燃料の割合は、2号機及び3号機で3%程度以下となり、燃料は概ね冠水していることが推定される結果となった。なお、この評価は、発生した蒸気によりエネルギーが各構成物に運ばれるモデルであり、蒸気発生が少ない状態での評価は適用範囲外となるため、原子炉圧力容器周辺温度が低い1号機については評価を実施していない。

3.3 原子炉水位計の指示値

原子炉水位計は、図3.3-1に示すとおり、原子炉圧力容器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3.3-2)。

1号機では、5月11日に水位計の校正、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5m以下であることがわかった。2号機では、6月22日に仮設差圧計を設置し、6月22日および10月21日に基準面器および計装配管へ水張りした。2号機については、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5m以下であると推定している。ただし、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、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、1、2号機共に、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との位置に留まっている可能性は低いと推定される。なお、2号機では、10月の注水時に炉側配管の水のみが蒸発している

ことから、炉側配管の近くに燃料（熱源）が存在することが推定される。1号機では、水位計配管の水の蒸発は観測されていない。

なお、3号機は計装機器のある場所の放射線量が極めて高く、原子炉水位計の校正および水張り作業は未実施である。

3.4 格納容器内気体の核種分析について

1, 2号機について原子炉格納容器内の気体のガンマ線核種分析を行ったところ、表 3.3-1 に示すとおり、セシウムの原子炉格納容器内濃度（換算値）について、1号機では2号機の3倍程度であった。原子炉格納容器の蒸気割合や温度の違いによりセシウムの放出量が異なることが考えられるため、単純な比較はできないが、1号機の評価結果が最も厳しい、すなわち、炉心損傷の程度が最も大きいという他の評価結果と整合している。

なお、3号機はサンプリングするための配管のある場所の放射線量が高く、原子炉格納容器内の気体のサンプリングは未実施である。

3.5 その他の観測された知見について

3.1～3.4 での検討に加え、以下のような知見が観測されている。炉心状態の推定に活用するのが現状困難なもの、炉心状態の推定に有効な可能性があるが結論が出ていないもの等が混在するが、今後も継続的に分析・推定作業を重ねていきたい。

①局所出力領域モニタ（LPRM）検出器の状態確認作業（2, 3号機）

炉内に配置されている中性子計測モニタの1つである LPRM 検出器について、TDR（時間領域反射：断線／絶縁劣化の状況を確認できる試験方法）測定を実施した。測定結果から炉底部の状況の推定を試みたが、結果として有力な手がかりを見いだすことは現時点で困難であることが分かった。

②制御棒位置検出器（PIP）の状態確認作業（1, 3号機）

各制御棒駆動機構に配置されている制御棒の炉内位置を監視するモニタである PIP について、通電状況確認作業を実施した。確認結果から炉底部の状況の推定を試みたが、結果として有力な手がかりを見いだすことは現時点で困難であることが分かった。

③D/W 機器サンプ温度計復旧作業（1, 2, 3号機）

PCV 底部の温度を確認する観点から、D/W 機器サンプ温度計のインサービス

を試みた。その結果、1，3号機では、温度を確認することができたものの、2号機では断線と診断された。なお、本温度計はインサースビスから日が浅く、トレンドとして確認できていないことから、継続的な分析が必要である。

④PLR ポンプ入口温度計復旧作業（1，2，3号機）

PCV 下部付近の温度を推定する観点から、PLR ポンプ入口温度計のインサースビスを試みた。その結果、全ての号機で温度を確認することができた。なお、本温度計は指示値の信頼性等の分析も実施中であることから、継続的な分析が必要である。

4.コア・コンクリート反応による格納容器への影響

4.1 コア・コンクリート反応について

溶融燃料が格納容器に落下すると、流動性が保たれれば、ペDESTAL床部に広がり、ペDESTALのスリット部から外側へも漏れだして溶融燃料は表面積の大きな平らな塊（図 4.1-1 参照）となる。また、機器ドレンサンプピットなど、床面に穴が開いている場合には、燃料デブリが密に詰まった状況（図 4.1-2 参照）となりうる。さらに格納容器底部に水が溜まっている場合には、溶融燃料が水に触れると冷却効果によってかたまり、小さな塊の集合体となる。このように燃料デブリが格納容器に落下した後の形状およびその分布については、非常に大きな不確かさが有り、さらに、水との接触の形態も様々なものが考えられるため、燃料デブリから水への熱伝達についても非常に大きな不確かさが残る。格納容器内の燃料デブリの除熱が十分にできない場合は、燃料デブリと接しているコンクリートが融点以上まで熱せられるため熱分解が起こる、いわゆるコア・コンクリートとの反応が起こり、コンクリートが浸食される。ただし、崩壊熱の低下と注水の再開により浸食は止まる。浸食の深さは想定する条件により大きく異なり、除熱しやすい形状（平面状）か除熱しにくい形状（ピットに密に詰まる）かという形状の不確かさや熱伝達の不確かさなどにより大きく結果が異なる。

4.2 1号機の原子炉補機冷却系（RCW）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配管で高い線量が測定された（図4.2-1参照）。RCWは補機を冷却するための閉ループシステムであり、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、格納容器内の機器の冷却の役割も担っている。そのため、図4.2-2に示すとおりペDESTAL下部の機器ドレンピット内には、ドレン冷却のためにRCW配管が敷設されている。したがって、1号機におけるRCW配管の高汚染は、燃料が機器ドレンピットに落下して、RCW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二次系に移行し、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配管が格納容器に落下した燃料デブリにより破損した状況であれば、RCW二次系の水が格納容器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。

なお、2、3号機ではRCWの高線量は観測されていない。

4.3 コア・コンクリート反応の評価結果

MAAPコードには原子炉压力容器内での燃料挙動を計算するモジュールの他に、コア・コンクリート反応を評価することが可能なモジュールが搭載されている。このモジュールを用いて、格納容器への燃料デブリの落下割合が最も大きいと推定される1号機に対するコア・コンクリート反応の解析結果を示す。初期条件や入力値として使用される解析条件には不確かさが大きいため、解析結果の持つ不確かさも大きいと考えられるが、表4.3-1に示す現実的に考えられる条件を用いて評価したところ、図4.3-1に示すとおり、コンクリートは浸食されるものの、格納容器内に留まる結果となった。

また、ペDESTAL床面にコア・コンクリート反応による浸食がある場合について、耐震性に関する評価を実施したが、耐震上問題は発生しないとの評価結果となった。

4.4 格納容器内のガス分析について

3.3にて核種分析を実施したサンプルについて、ガス分析もあわせて実施して

いる。格納容器内のガスを採取できるようになったのは、仮にコア・コンクリート反応が発生していたとしても、それが停止したと推定される時期よりかなり後になってからであるため、コア・コンクリート反応による水素、一酸化炭素、二酸化炭素の発生があっても、蒸気、窒素等による希釈効果により、ガスサンプルの採取日時点で残存している可能性は低い。表 4.4-1 にガス分析の結果を示すが、いずれのサンプルにおいても、炉水中に含まれる二酸化炭素の気相中への遊離により発生する程度の量しか存在していない。したがって、少なくとも現時点でコア・コンクリート反応が発生していることはない。

5. 各号機の冷却状態について

5.1 1号機の冷却状態について

1号機は、図 5.1-1 に示すとおり、11月21日時点での原子炉圧力容器の温度は、40°C程度まで減少しており、注水の届かない炉心位置での過熱蒸気の発生の徴候は見られない。

図 5.1-2,3 に示すとおり、6月3日に確認された1階床貫通部からの蒸気の噴出は、10月13日では確認されておらず、崩壊熱の低下とともに冷却が進んでいることが確認できている。さらに、10月28日以降に注水流量の増加が実施されたが、この際に、原子炉圧力容器及びドライウェル温度の低下が確認されるとともに、わずかではあるが、圧力抑制室のプール水温の上昇が確認(図 5.1-4 参照)されている。これは、注水流量増加以前は蒸気発生があり、原子炉建屋内に漏れ出す前に凝縮していた状態であったものが、注水流量増加により水の温度上昇に消費される崩壊熱の割合が増え、蒸気発生が減少し、圧力抑制室へより多くの熱水が流れ込むことにより温度が上昇したものと考えられる。注水量増加は、蒸気発生がなく水の温度上昇のみで除熱が可能となる流量を目標としており、そこから予想される温度挙動が実際に観測されていることから、十分に管理された冷却がなされていると考える。

図 5.1-5 に、D/W 圧力と窒素の注入状況監視のために測定されている窒素注入圧力のグラフを示す。窒素注入圧力は注入口が気相にあれば、圧力は D/W 内でほぼ一定であるため D/W 圧力と同一の挙動を示すが、注入口が水没すると、D/W の気相の圧力に加え、水頭圧をも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 5.1-5 での D/W 圧力と窒素注入圧力の推移を見ると、10月28日に1号機の注水量を増加して以降、11月1日頃から両圧力の乖離が始まっている。しかしながら、注水量には変化がないにもかかわらず、再び両圧力は

同等の圧力となった。窒素注入口の位置は OP6700mm、構造的に水が最低限溜まる高さであるベント管下端は OP6600mm であるため、現在の水位はこの中間にあるものと考えられるが、現時点では正確な水位を測る手段はない。

5.2 2号機の冷却状態について

2号機は、図 5.2-1 に示すとおり、11月21日時点での原子炉圧力容器の温度は 80°C程度まで減少しているが、これは、9月14日より実施された CS 系からの注水により実現されたものであり、CS 系からの注水経路、すなわち炉心部に残存していた燃料デブリを冷却できたことによると考えられる。

図 5.2-2,3 に示すとおり、9月17日に確認された5階原子炉直上部からの蒸気の噴出は、10月20日では確認されておらず、10月4日から実施された注水量の増加による効果により冷却が進んでいることが確認できている。また、10月20日の写真では、天井クレーンの塗装の急激な劣化が観測されている。これは、吸湿により粘着力の低下した塗装が、乾燥による内部応力の増加により剥がれたものと考えられる。この観測結果からも原子炉直上部からの蒸気の放出がなくなっていることが推定される。

なお、1号機と同様に2号機でも、水頭圧がかかっていると考えられる取り出し口圧力と D/W 圧力を比較することで、格納容器内の水位の推定の可能性について検討を行ったが、適切な圧力取り出し口が見つからなかったことから実現できていない。2号機では燃料の落下量も小さいと推定され、また現在では顕熱での冷却に十分な量の注水を行っており、格納容器雰囲気計測温度も際だって高い箇所がないことから、格納容器内にある燃料は概ね水没状態にあると考えられる。

5.3 3号機の冷却状態について

3号機は、図 5.3-1 に示すとおり、11月21日時点での原子炉圧力容器の温度は 70°C程度まで減少しているが、これは、9月1日より実施された CS 系からの注水により実現されたものであり、CS 系からの注水経路、すなわち炉心部に残存していた燃料デブリを冷却できたことによると考えられる。

また、図 5.3-2,3 に示すとおり、3月20日に確認された蒸気の噴出によるものと思われるシールドプラグ位置周辺の温度上昇は、10月14日では観測された点の数およびその規模が小さくなっており、崩壊熱の低下に伴い冷却が進んでいることが確認できている。

図 5.3-4 に、D/W 圧力と S/C 圧力のグラフを示す。1 号機の窒素注入口と同様、S/C 圧力の取り出し口が水没していなければ、S/C 圧力は D/W 内でほぼ一定であるため D/W 圧力と同一の挙動を示すが、圧力取り出し口が水没すると、D/W の気相の圧力に加え、水頭圧をも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 5.3-4 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。この差圧から換算すると、現在の格納容器内の水位は OP12000～13000 付近にあると推定される。3 号機では燃料の落下量も小さいと推定され、また現在では顕熱での冷却に十分な量の注水を行っており、格納容器雰囲気計測温度も際だって高い箇所がないことから、格納容器内にある燃料は水没状態にあると考えられる。

6. 炉心状態の推定について

6.1 1 号機の炉心状態について

1 号機は、図 6.1-1 に示すとおり、給水系からの注水を実施しており、原子炉圧力容器に注水された水は、シュラウドの外側を通り、下部プレナムへと到達する。水位計の校正結果 (3.3 参照) から、原子炉圧力容器内の水位は、TAF-5m 以下であることが明らかとなっており、炉心部に水位は形成されていない。

これらの事実及び前述の評価結果から推定される 1 号機の炉心状態は、図 6.1-1 に示すとおり、事故後溶融した燃料はほぼ全量が原子炉圧力容器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燃料が残存していない。下部プレナムに落下した燃料デブリは、大部分が原子炉格納容器ペDESTAL に落下したと考えられるが、燃料デブリはコア・コンクリート反応を引き起こすものの、注水による冷却、崩壊熱の低下により停止し、格納容器内に留まっているものと考えられる。

6.2 2 号機の炉心状態について

2 号機は、図 6.2-1 に示すとおり、CS 系及び給水系からの注水を実施しており、原子炉圧力容器に注水された水は、CS 系についてはシュラウドの内側、給水系についてはシュラウドの外側を通り、下部プレナムへと到達する。水位計への水張り結果 (3.3 参照) から、原子炉圧力容器内の水位は、TAF-5m 以下であると推定しており、炉心部に水位は形成されていないと考えられる。

これらの事実及び前述の評価結果から推定される 2 号機の炉心状態は、図 6.2-1 に示すとおり、事故後、溶融した燃料のうち、一部は原子炉圧力容器下部プレナムまたは原子炉格納容器ペDESTAL 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考えられる。

6.3 3号機の炉心状態について

3号機は、図 6.3-1 に示すとおり、CS 系及び給水系からの注水を実施しており、原子炉圧力容器に注水された水は、CS 系についてはシュラウドの内側、給水系についてはシュラウドの外側を通り、下部プレナムへと到達する。11月11日時点での原子炉圧力容器の温度は 70℃程度まで減少しているが、これは、9月1日より実施された CS 系からの注水により実現されたものであり、CS 系からの注水経路、すなわち炉心部に残存していた燃料デブリを冷却できたことによると考えられる。

これらの事実及び前述の評価結果から推定される 3号機の炉心状態は、図 6.3-1 に示すとおり、事故後、溶融した燃料のうち、一部は原子炉圧力容器下部プレナムまたは原子炉格納容器ペDESTAL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考えられる。

以上

表3.3-1 格納容器内濃度試算結果

核種	放射性物質濃度 (Ba/cm ³)	
	1号機 (9/14採取)	2号機 (8/9採取)
Cs-134	1.6×10 ⁰	4.4×10 ⁻¹
Cs-137	2.0×10 ⁰	4.6×10 ⁻¹
蒸気割合	約46%	約100%

表 4.3-1 コンクリート反応の解析条件

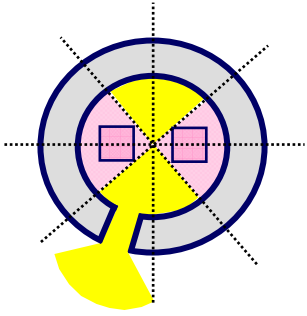
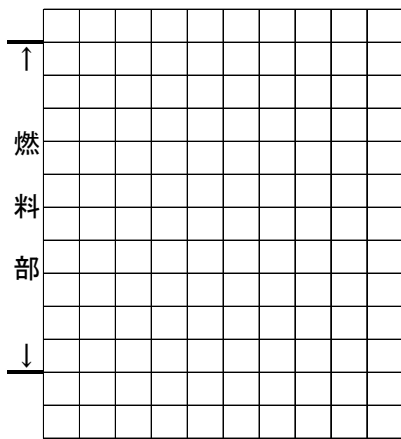
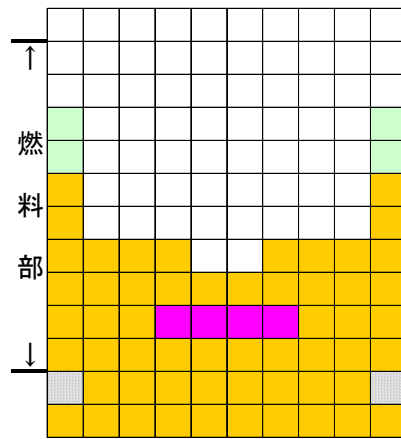
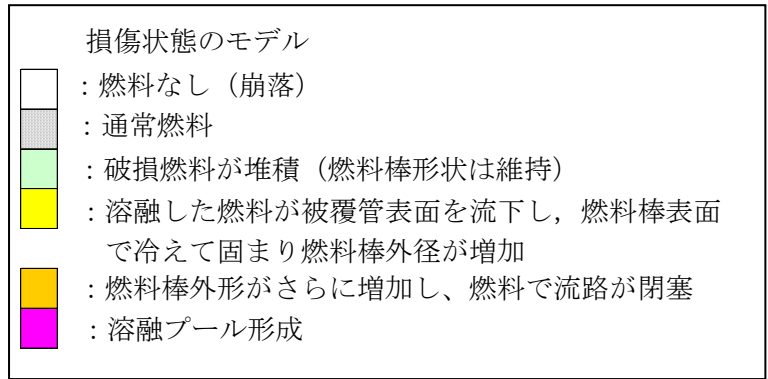
	解析条件
初期燃料デブリ量	1号機： 100 % 炉心
崩壊熱ソース	燃料装荷履歴を考慮した ORIGEN2 評価値
揮発性 FP 分崩壊熱の減損	20%減損を仮定
初期ペDESTAL内の蓄水による 燃料デブリの細粒化	考慮せず
燃料デブリ堆積状況	<p>サンプル流入条件： P/D 床一様堆積 D/W 床一部流出</p>  <p>■ サンプルへ流入するデブリ ■ P/D, D/W床に拡がるデブリ</p>
燃料デブリ堆積厚さ	<p>サンプル：0.81m (P/D, D/W 床：0.35m)</p>

表 4.4-1 格納容器内の水素、一酸化炭素、二酸化炭素濃度

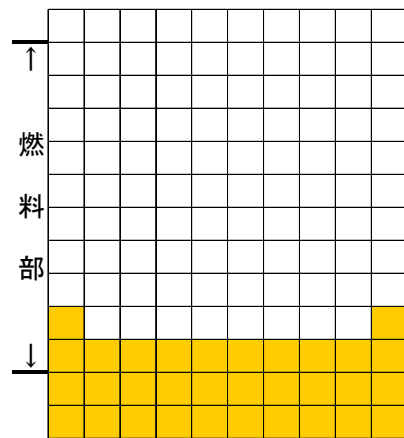
(単位：%)	H	CO	CO2
2号（8月分）①	0.558	0.016	0.152
2号（8月分）②	1.062	0.017	0.150
2号（8月分）③	<0.001	<0.01	0.152
1号（9月分）①	0.154	<0.01	0.118
1号（9月分）②	0.101	<0.01	0.201
1号（9月分）③	0.079	<0.01	0.129



1号機:スクラム後 約15時間

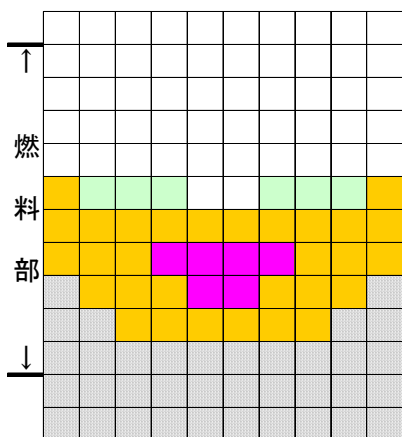


2号機 スクラム後 約1週間

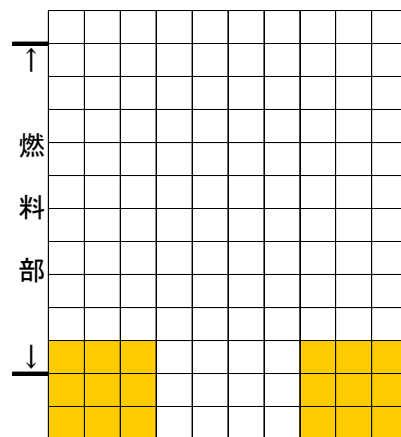


2号機 スクラム後 約109時間

水位計の不確かさを
考慮した解析



3号機 スクラム後 約1週間



3号機 スクラム後 約96時間

水位計の不確かさを
考慮した解析

図 2.1-1 MAAP コードによる解析結果 (炉心の状態)

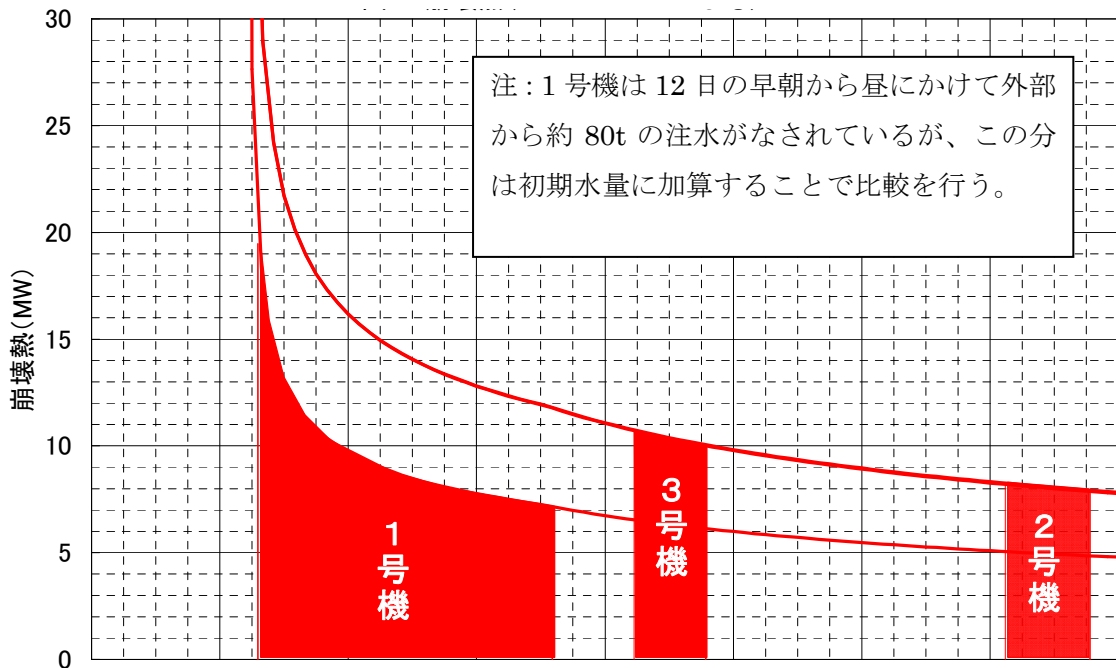


図 2.2-1 崩壊熱の推移と注水停止期間

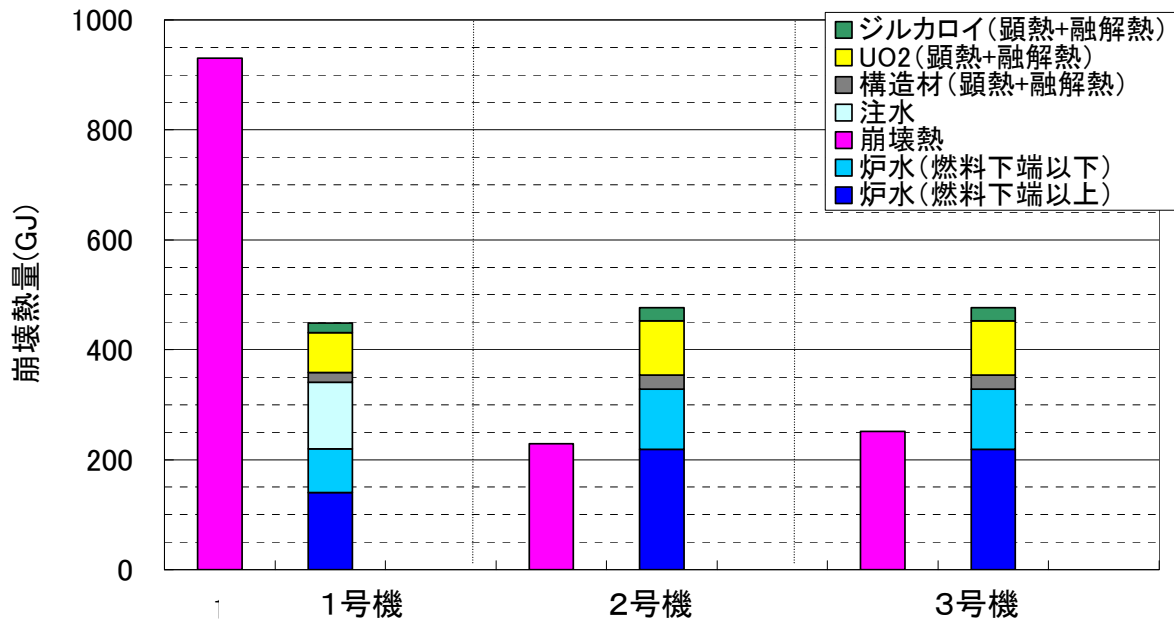


図 2.2-2 崩壊熱量と除熱量の比較

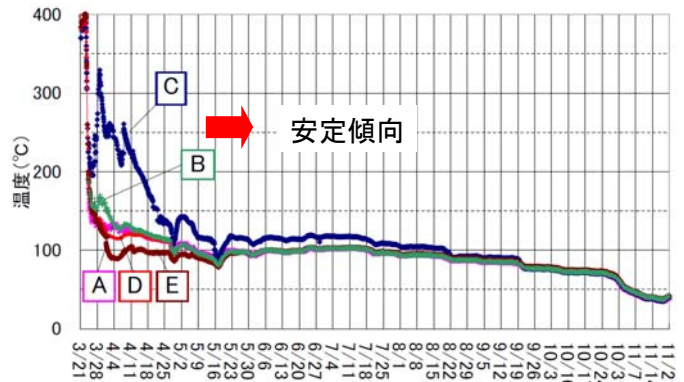
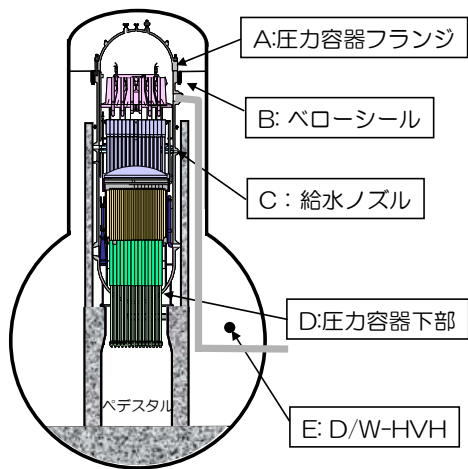


図 3.1-1 1号機の温度推移

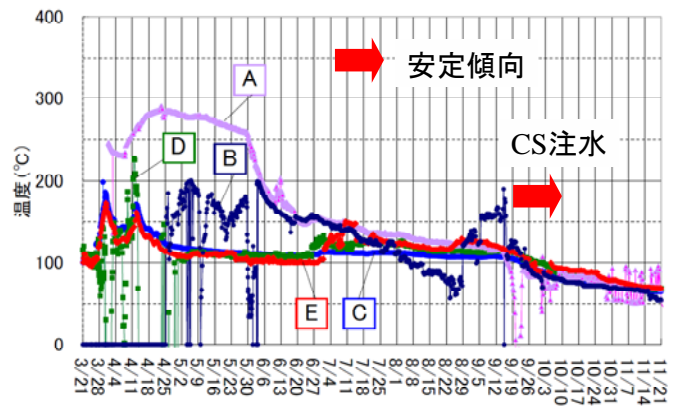
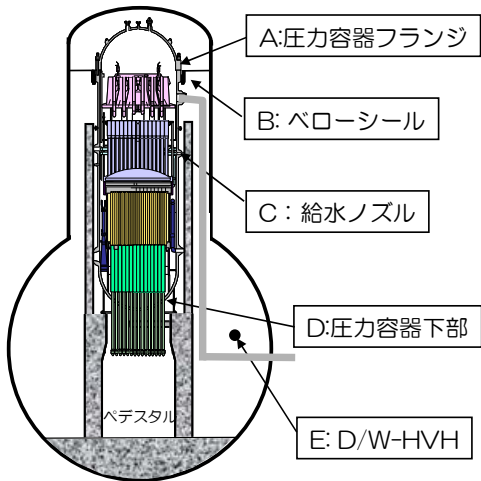


図 3.1-2 2号機の温度推移

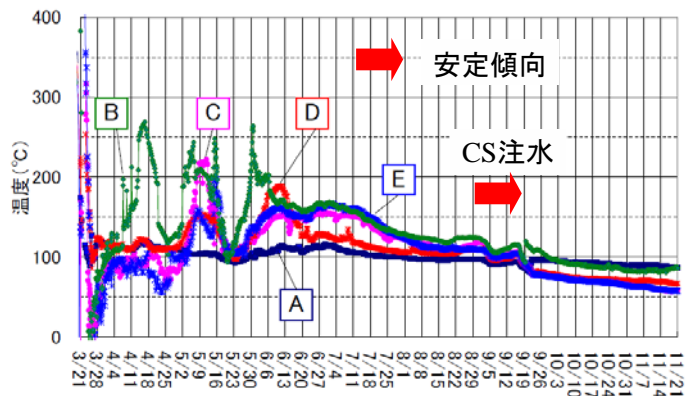
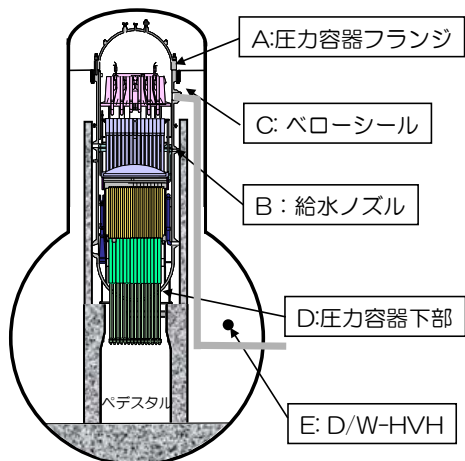
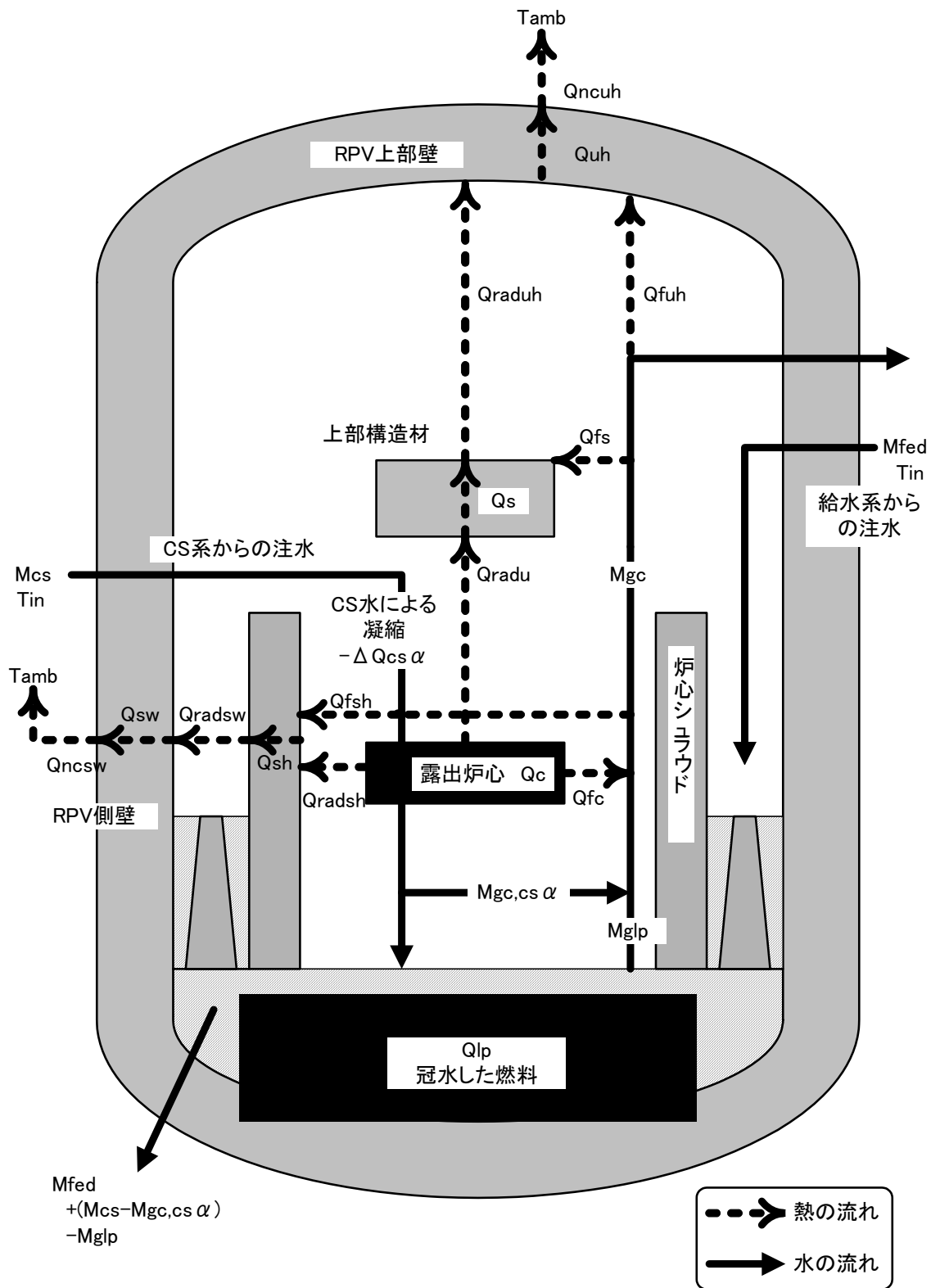


図 3.1-3 3号機の温度推移



図中の変数名は本文参照

図 3.2-1 ヒートバランスのモデル図

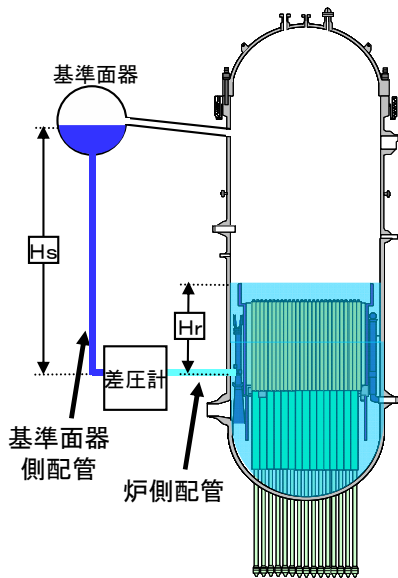


図 3.3-1 原子炉水位計の概略図

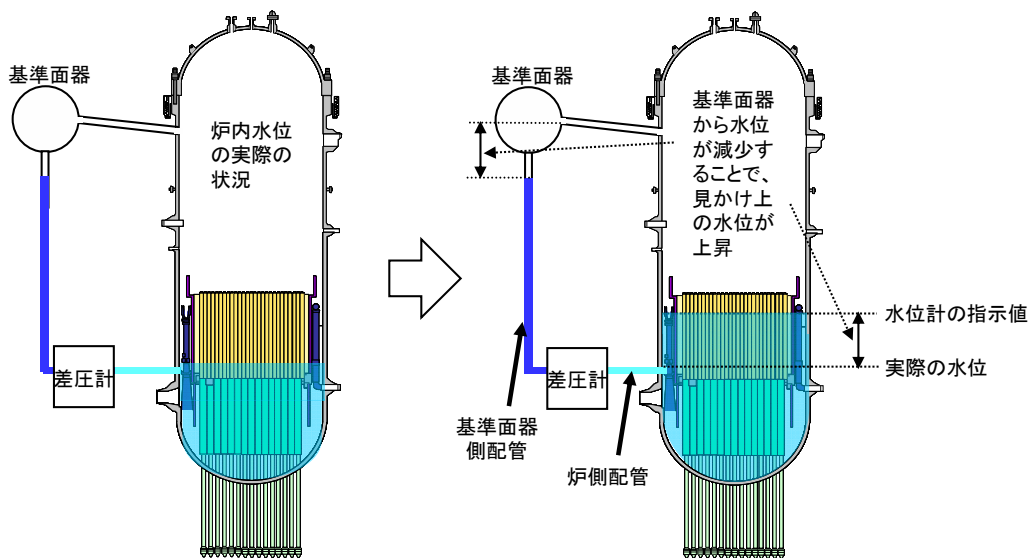


図 3.3-2 計装配管内の水位低下に伴う原子炉水位計の指示値について

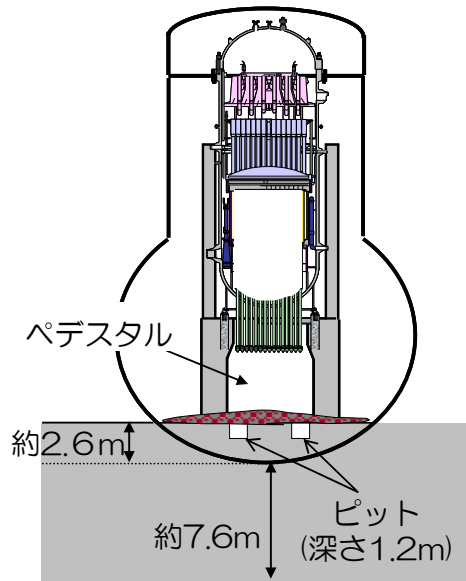


図 4.1-1 格納容器に落下した燃料デブリの想定図
(溶融燃料の流動性が保たれて大きく広がる場合)

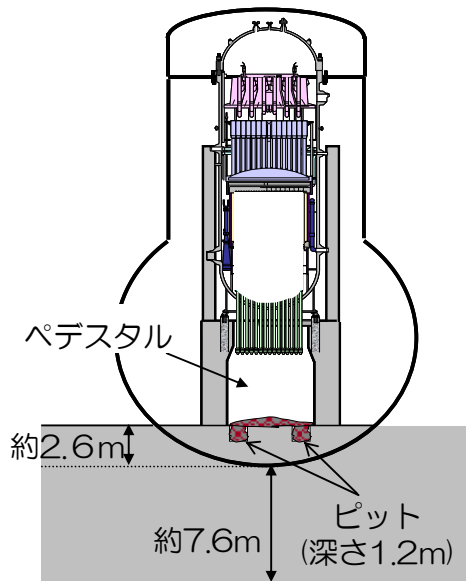


図 4.1-2 格納容器に落下した燃料デブリの想定図
(溶融燃料がピットに密に詰まった場合)

1号機 原子炉建屋内調査結果

平成23年5月14日
東京電力株式会社

調査日時:平成23年5月13日 16時01分～17時39分(緑字)
平成23年5月5日 11時32分～11時58分(青字)
平成23年5月9日 4時18分～4時47分(赤字)

単位:mSv/h

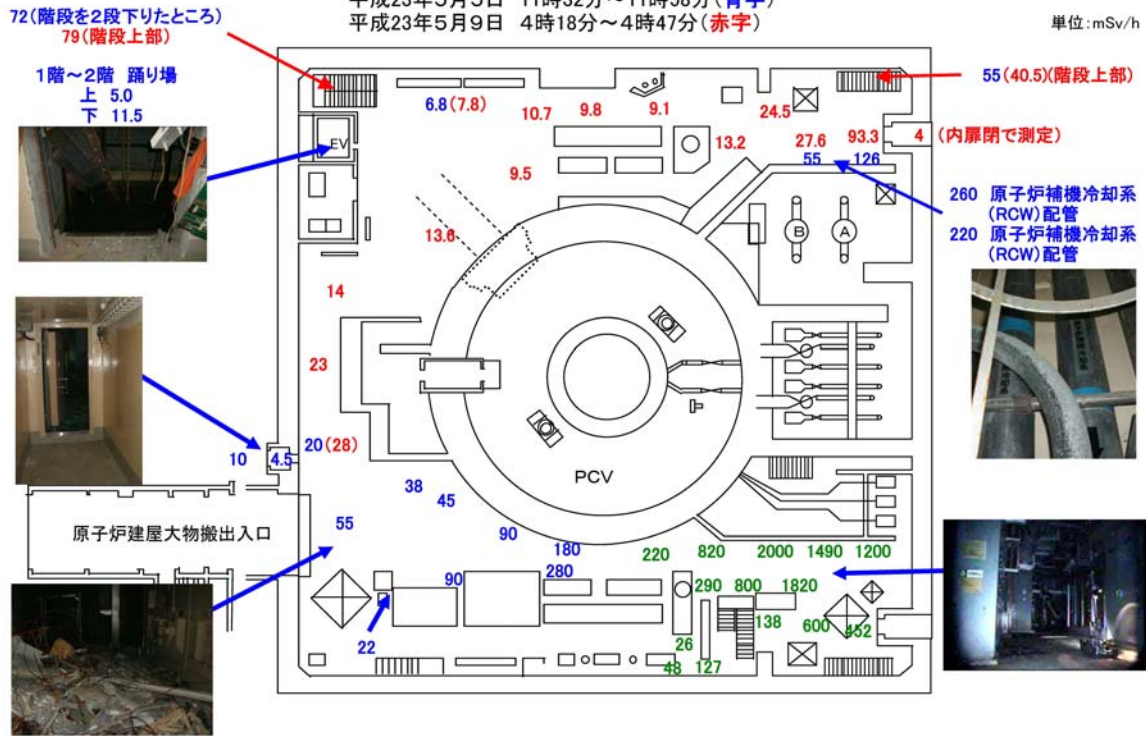


図 4.2-1 1号機原子炉建屋線量調査結果

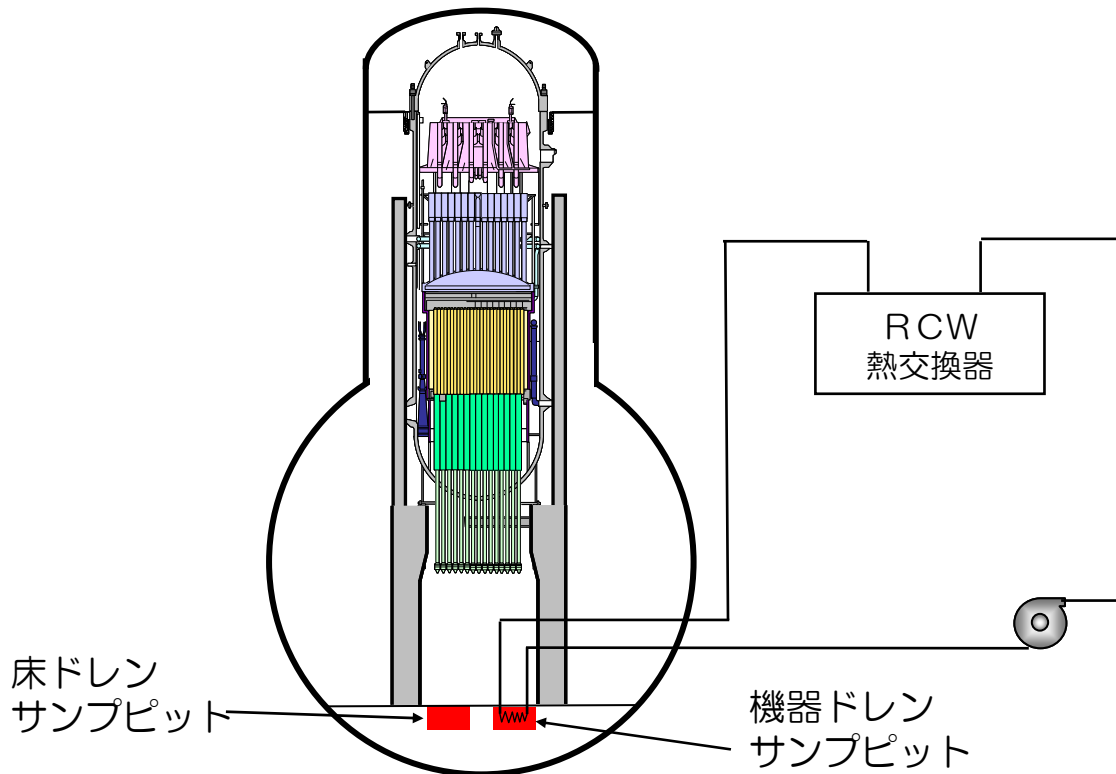


図 4.2-2 RCW と機器ドレンピットの取り合いの概略図

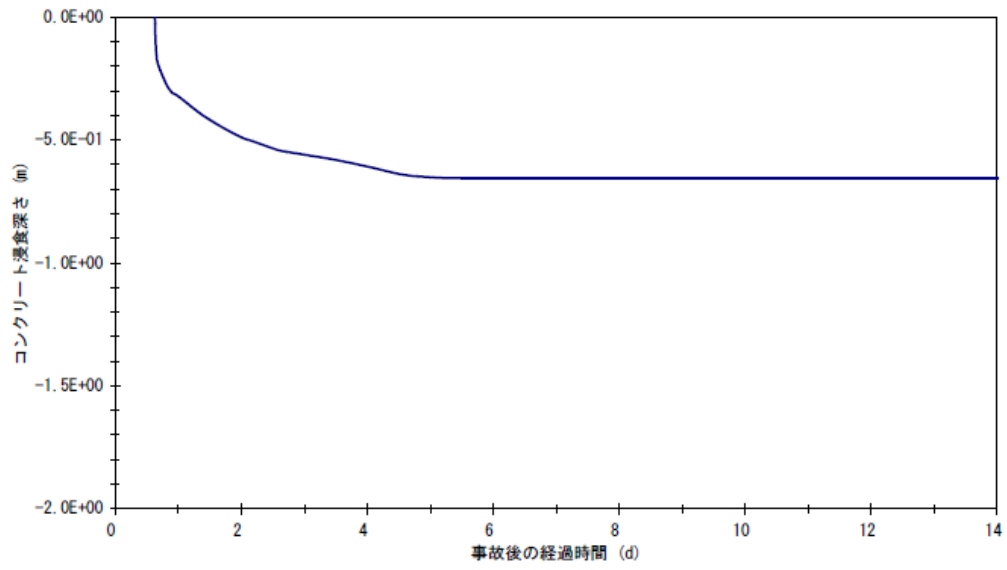


図 4.3-1 格納容器に落下した燃料デブリによるコンクリート浸食深さの評価

1u

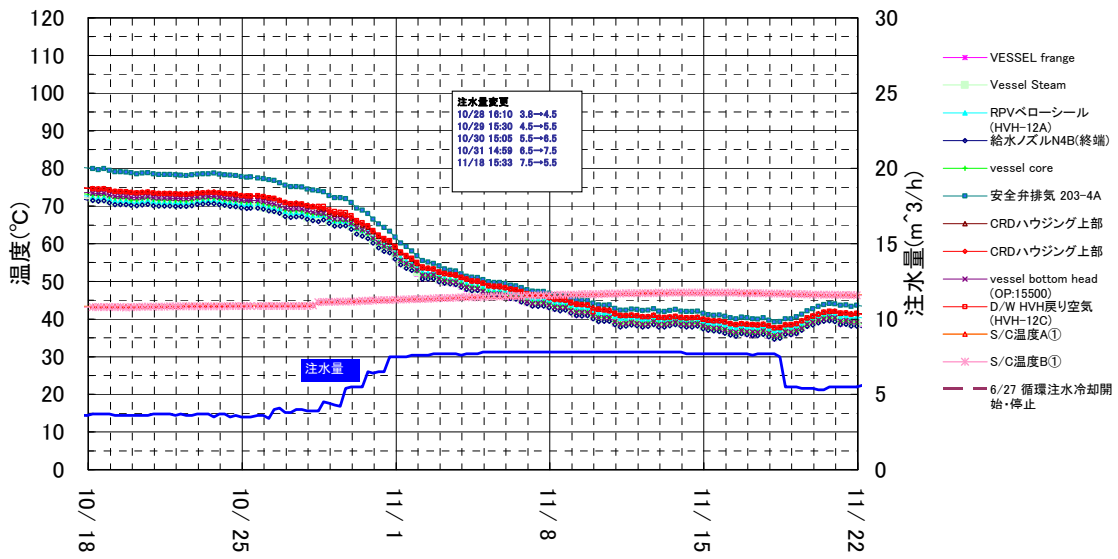


図 5.1-1 1号機の至近の温度推移



図5.1-2 6月3日撮影の1階床貫通部からの蒸気放出



図5.1-3 10月13日撮影の1階床貫通部の状況(蒸気放出無し)

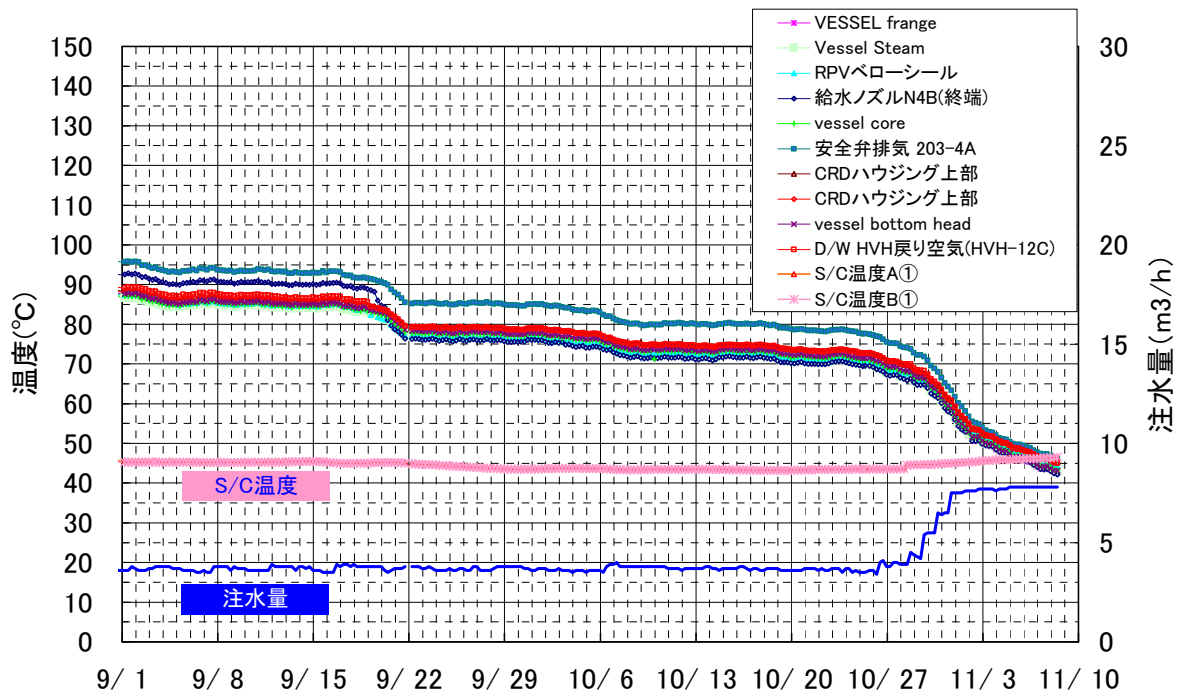


図5.1-4 注水流量増加以降の温度変化

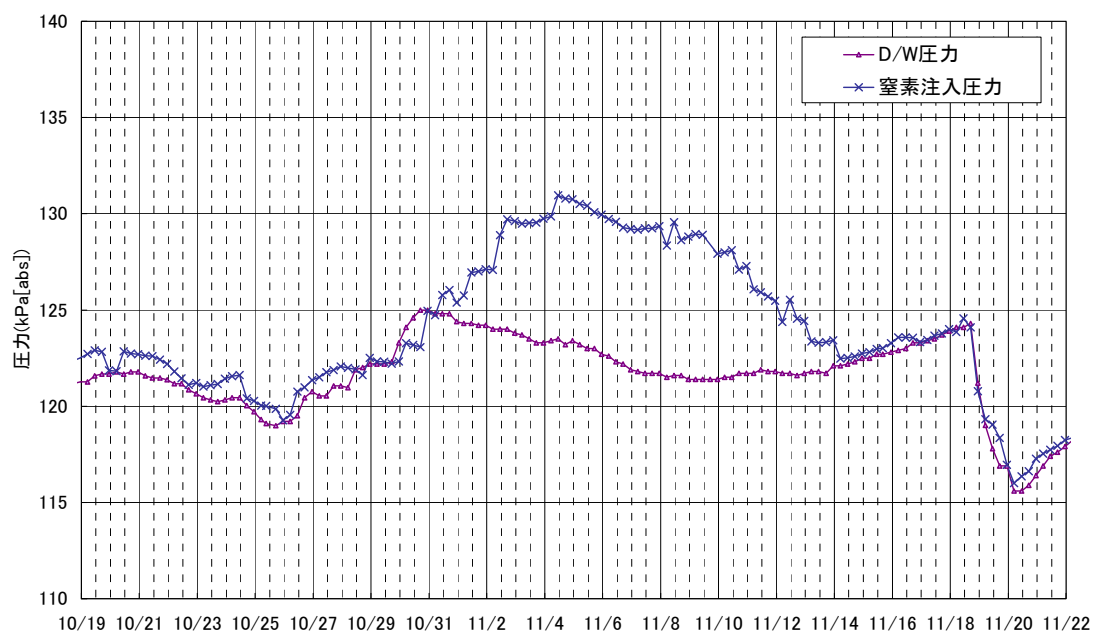


図 5.1-5 D/W 圧力と窒素注入圧力の推移

2

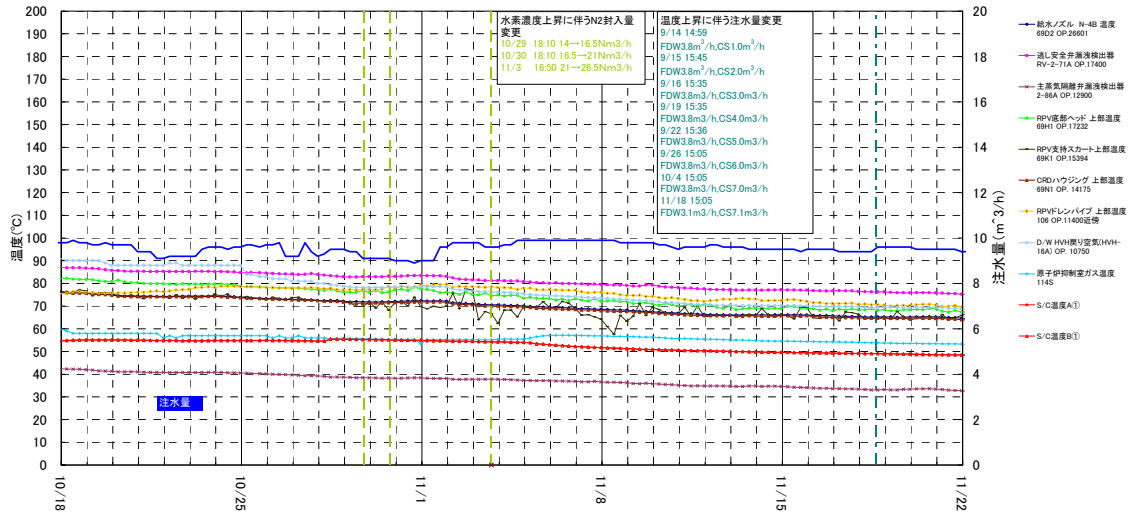


図 5.2-1 2号機の至近の温度推移



図5.2-2 9月17日撮影の5階原子炉直上部からの蒸気放出



図5.2-3 10月20日撮影の5階原子炉直上部の状況
(蒸気放出無し)

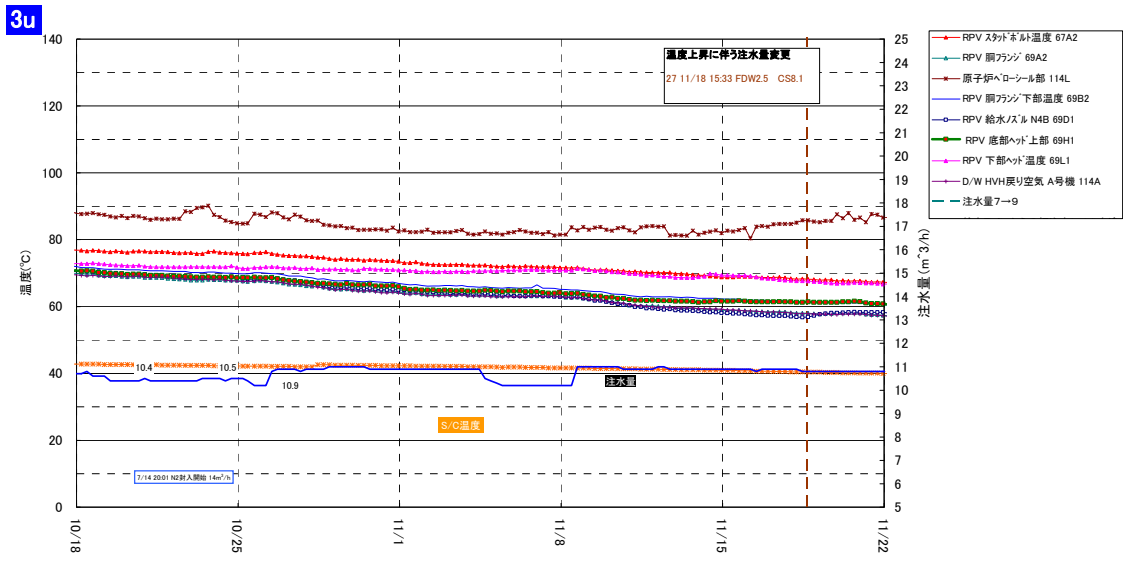
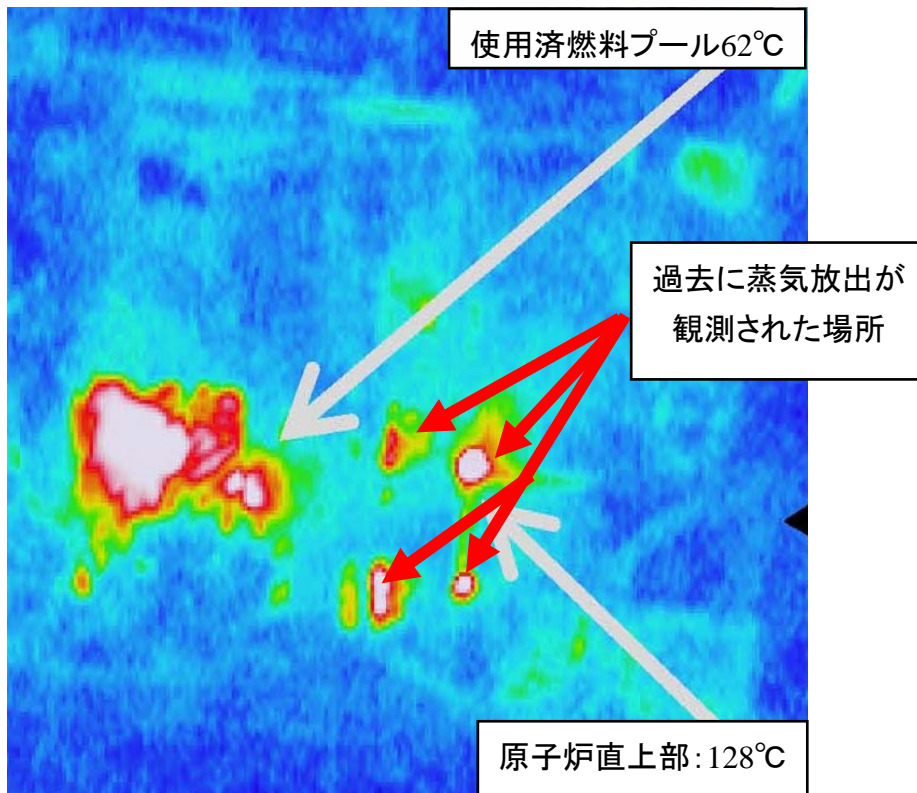
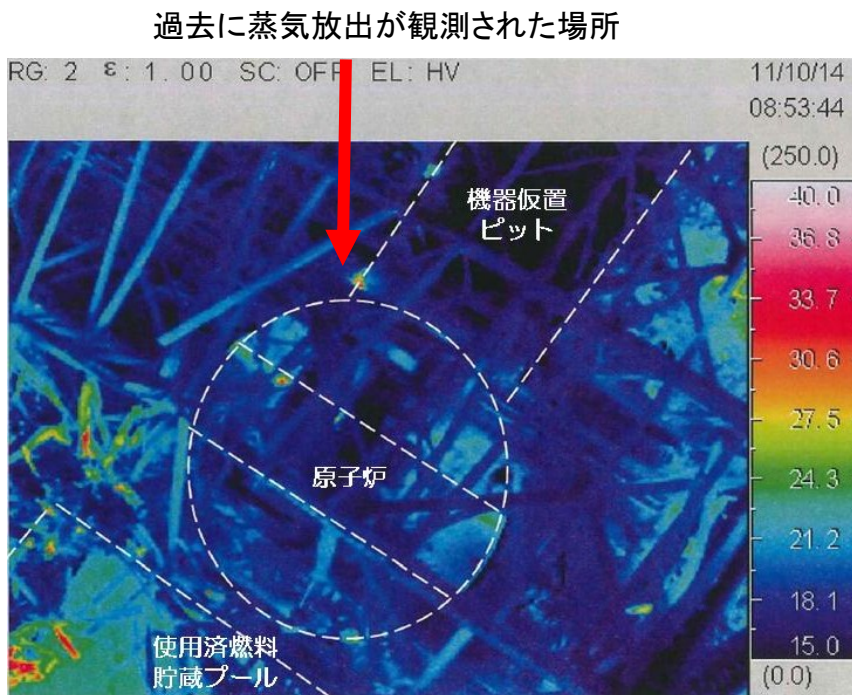


図 5.3-1 3号機の至近の温度推移



3月20日撮影(自衛隊)

図5.3-2 3月20日撮影の3号機原子炉建屋の温度分布



10月14日撮影

図5.3-3 10月14日撮影の3号機原子炉建屋の温度分布

D/W圧力・S/C圧力

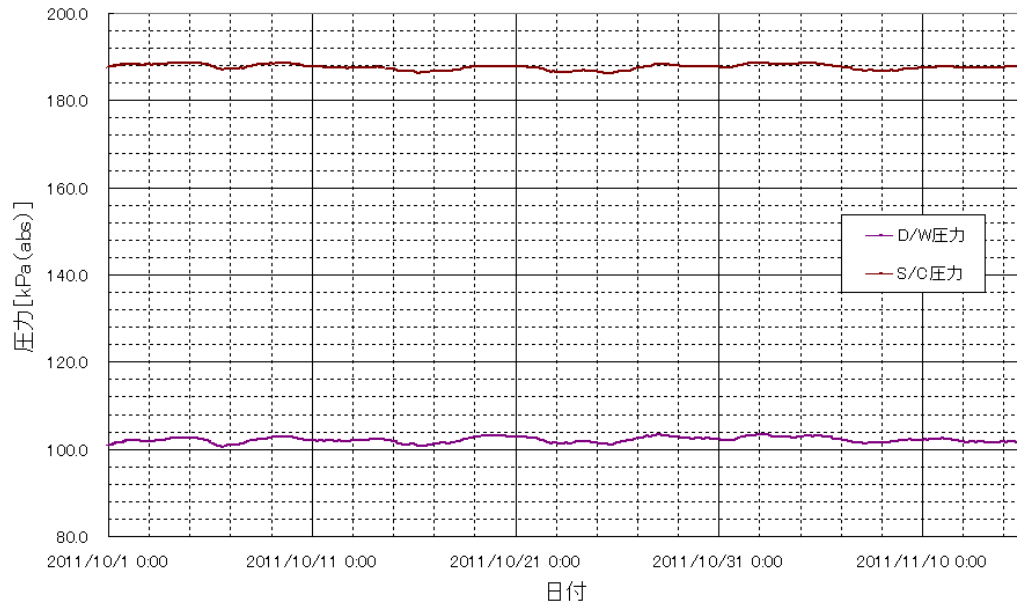


図5.3-4 D/W圧力とS/C圧力の推移

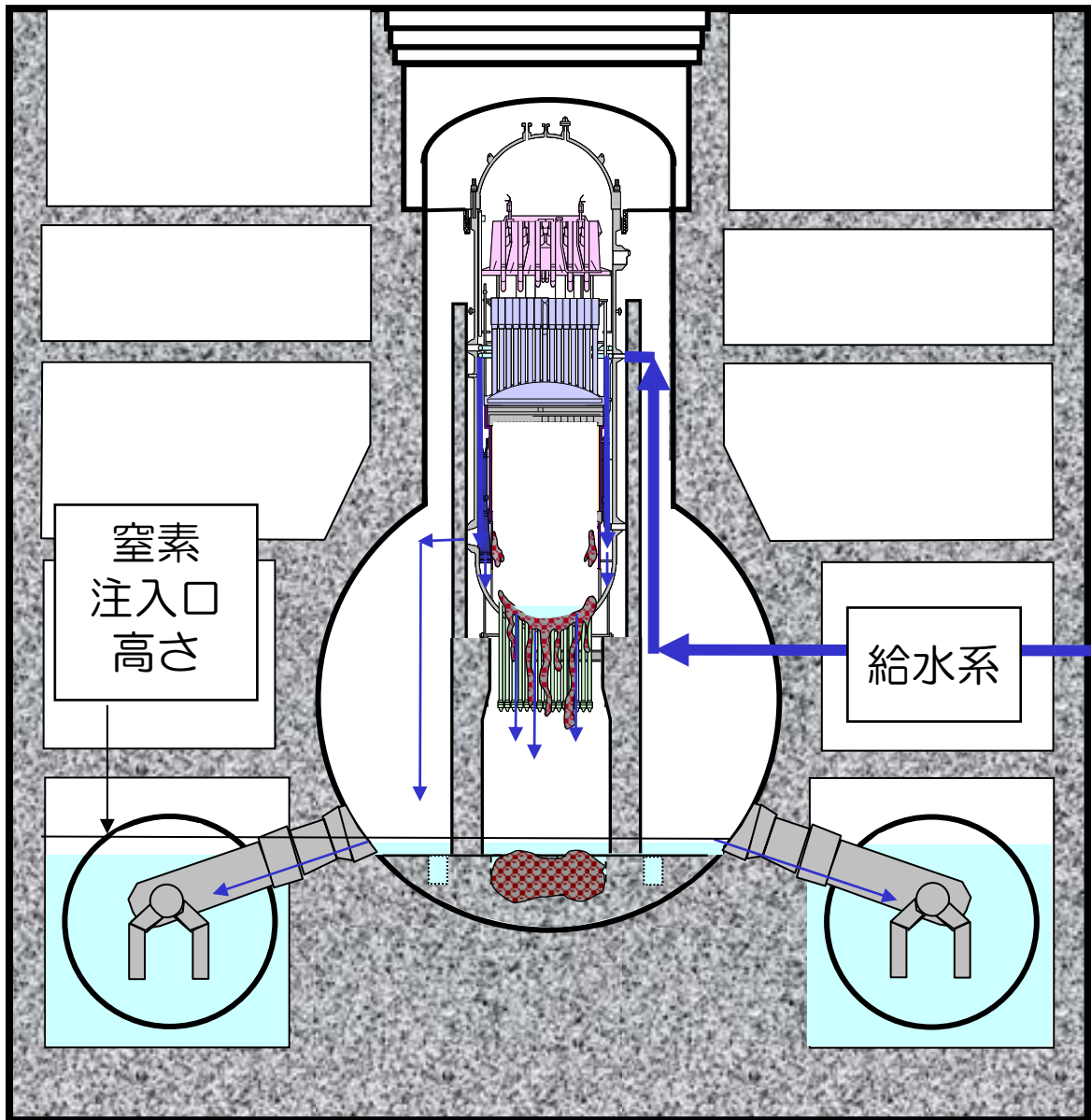


図 6.1-1 1号機の炉心状況推定図

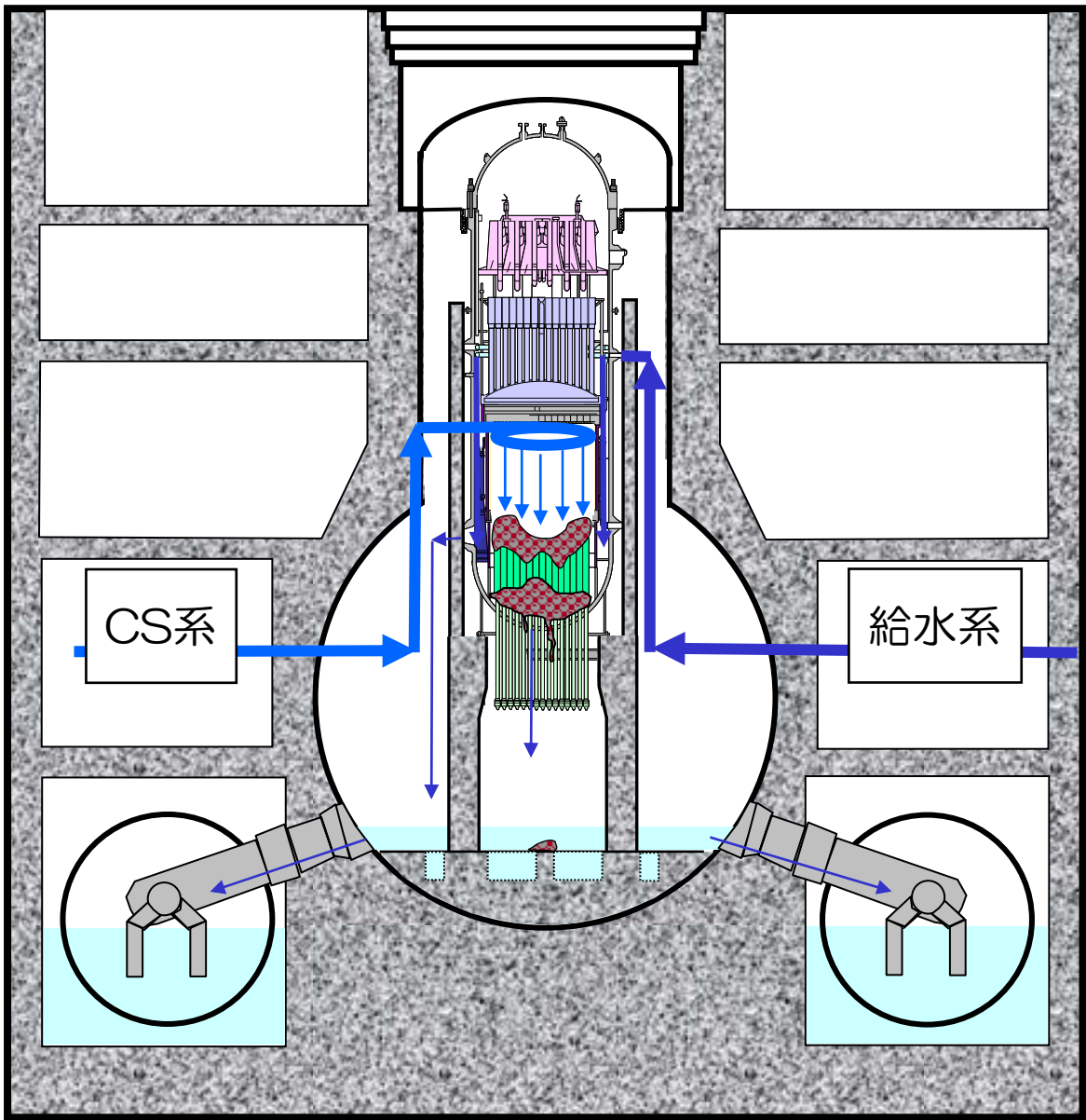


図 6.2-1 2号機の炉心状況推定図

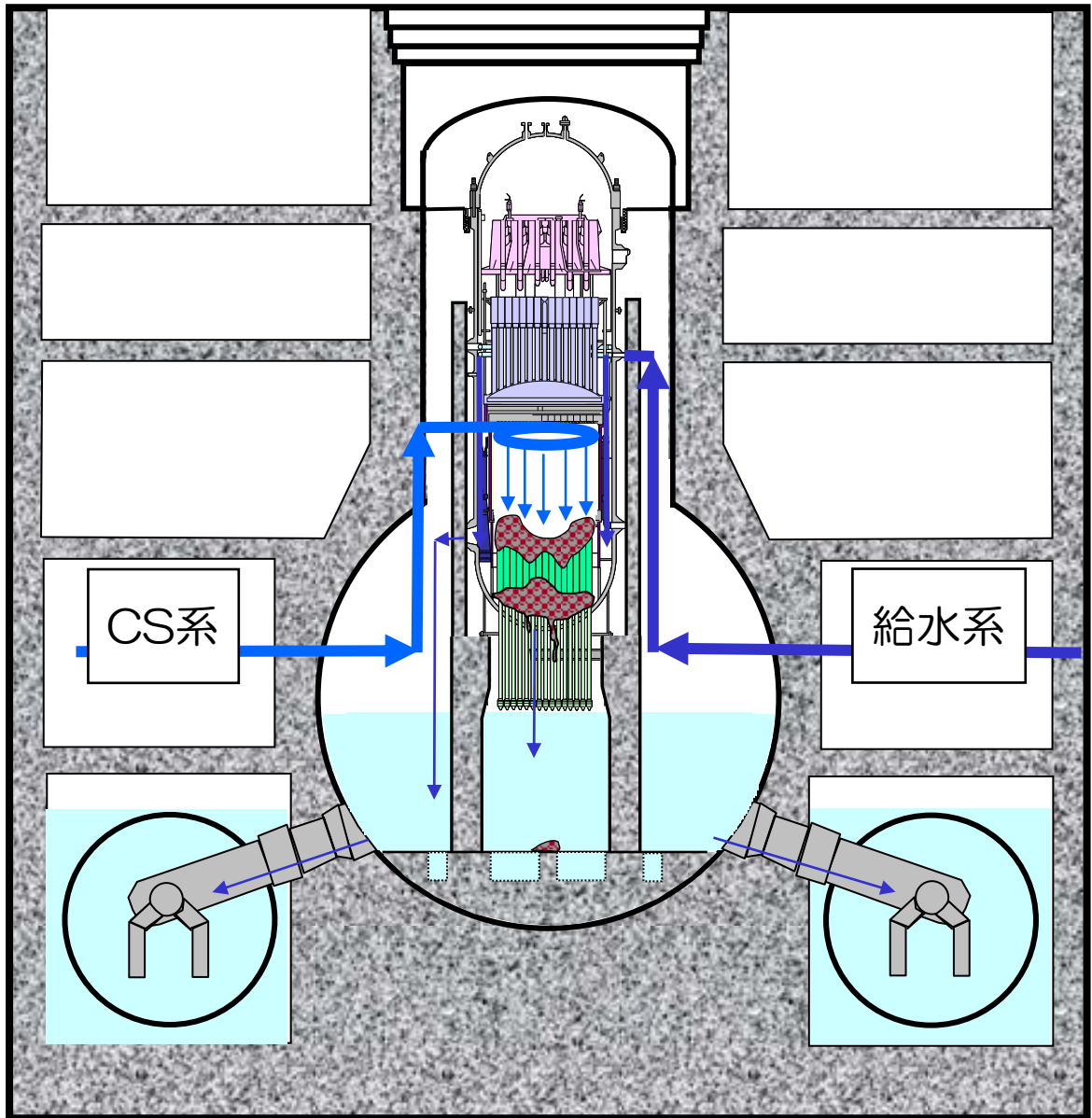


図 6.3-1 3号機の炉心状況推定図