

福島第一原子力事故発生後の詳細な進展メカニズムに関する

未確認・未解明事項の
調査・検討結果のご報告
～ 第6回進捗報告 ～

2022年11月10日

東京電力ホールディングス株式会社

TEPCO

未確認・未解明事項の調査・検討の位置づけ

事故の根本原因（解明済）

これまでの事故調査で、地震によって外部電源を断たれた状態で、津波によって広範な安全機能を失ったことで事故が発生し、さらに事故に対する備えが不十分だったことから事故進展を止められなかったことが明らかになっている。

（原子力規制委員会の主催する事故分析検討会では、当社含めた各機関・組織が実施した事故調査の内容を検証した結果として、事故の主要因など、当社と同様の見解を示している。）

⇒**柏崎刈羽原子力発電所では、これを踏まえて安全対策を実施。**

事故調査報告書および
原子力安全改革プランが
カバーする範囲

二度と福島第一の原子力事故を
起こさないための取り組み

事故の詳細な進展メカニズム

一方、**事故発生後の詳細な進展メカニズムの未確認・未解明事項をさらに追究**することは、

- ・ **原子力発電の安全技術を継続的に改善すること**
- ・ **世界各国で用いられている事故シミュレーションモデルに対し、その精度向上に資する知見を提供すること**
- ・ **燃料デブリの状態等を推定し、廃炉に向けた知見を蓄積すること**

の観点から重要であり、事故の当事者としての責務である。

未確認・未解明事項の調査・
検討がカバーする範囲

現在の安全レベルで満足することなく
継続的に安全性を向上させるための
取り組み

本報告は、上記の観点から行った調査・検討結果をとりまとめたもの。
今回は、2013年12月、2014年8月、2015年5月、12月、2017年12月に続き、
6回目の進捗報告。

これまでの経緯と第6回進捗報告の位置づけ

- ✓ 本取組みにおいては、事故発生後の詳細な進展メカニズムの未確認・未解明事項として52件の課題を抽出し、過去5回にわたって調査・検討の進捗を報告してきた。
- ✓ 前々回の第4回進捗報告をもって、優先課題と位置付けた「進展メカニズムの理解に重要な課題」10件の検討結果を報告済み。

- ✓ 本取組みにおいて、当社はこれまでも廃炉の進捗に伴い現場から取得される情報を有効に活用して検討を進めてきた。
- ✓ 廃炉の進捗に伴い、1～3号機格納容器内部調査、現場から採取した試料の分析結果など、現場に近い情報が取得されるようになり、現在の原子炉圧力容器内・格納容器内の状態に関する推定にも、注力できる状況になった。



- ✓ 国の進める炉内状況把握の活動※と協働で2016～2017年度に、1～3号機における燃料デブリの分布を推定。以降も、この活動は当社にて継続。
- ✓ 廃炉作業の進捗に伴って得られる、原子炉圧力容器内・格納容器内の直接的な現場情報を材料とし、現場と一体となって検討を実施。
- ✓ 引き続き、継続的な安全性向上の視点に基づき検討を実施。

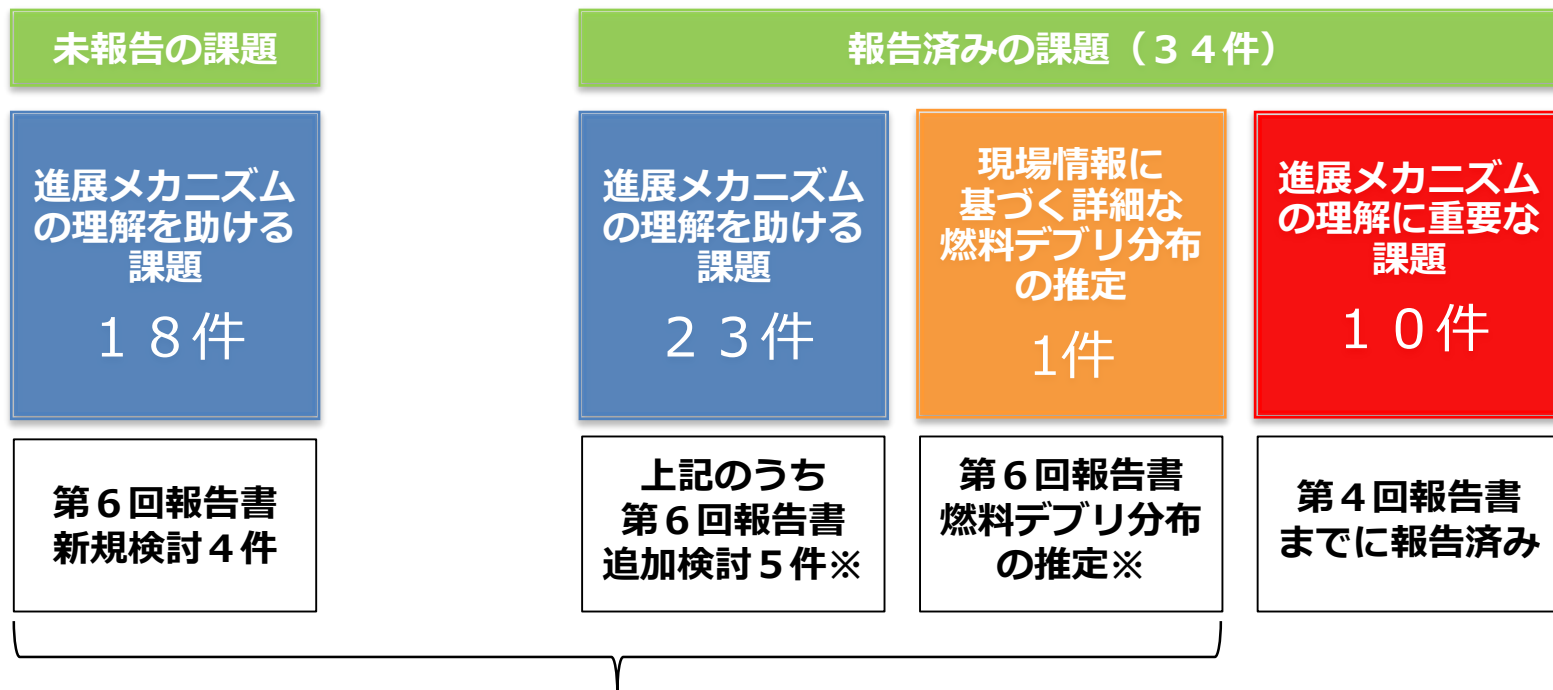
※ 廃炉・汚染水対策事業費補助金（総合的な炉内状況把握の高度化）

これまでの検討経緯と第6回進捗報告の位置づけ

事故発生後の詳細な進展メカニズムの未確認・未説明事項を**52件抽出**



第5回進捗報告までに、進展メカニズムの理解に重要な課題10件を含む、34件の検討結果を報告



第6回進捗報告では、検討を進めた内容について報告するとともに、燃料デブリ分布にかかる現状の推定を提示。

※過去に検討結果を報告した課題に関連する検討

未確認・未解明事項の調査・検討結果のご報告

第6回進捗報告

各検討内容

1. 燃料デブリ分布の推定について
2. 1号機原子炉建屋1階南東エリアで観測された高線量率の原因の特定
3. 2号機原子炉補機冷却水系に高線量率が観測されなかった原因の推定
4. 3月15日午前中における2号機格納容器圧力の低下について
5. 2号機3月14日21時以降のS/C圧力計の挙動について
6. Mark-I格納容器の炉心損傷割合の評価手法について
7. 3号機圧力抑制室水位にかかる検討
8. 3号機原子炉減圧後の事故進展について
9. 3号機RCIC運転中のプラント状態の検討
10. サンプル分析による事故状況の把握

1. 燃料デブリ分布の推定について

- 当社が取り組む「未確認・未解明事項の調査・検討」では、福島第一1～3号機における燃料デブリ分布の推定を、検討課題として設定している。そして、過去の進捗報告においては、各号機の事故進展および炉内・格納容器内の状態に関する分析結果とともに、燃料デブリのおおよその分布について提示している。
- そうした中、当社は2016、2017年度において、「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）」事業と協働し、福島第一1～3号機における燃料デブリの分布を推定した。
- 事業終了後もこの取り組みを当社にて継続している。前回報告以降の現場調査（※）が進んだ結果、炉内・格納容器内の情報が入手できており、そうした情報を積極的に取り込むことで、燃料デブリ分布を更新している。
（※） 1～3号機格納容器内部調査など
- 過去に推定してきた内容については、報告書「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」として2021年7月に公表済み。今後は「未確認・未解明事項の調査・検討」の一部として更新していく。

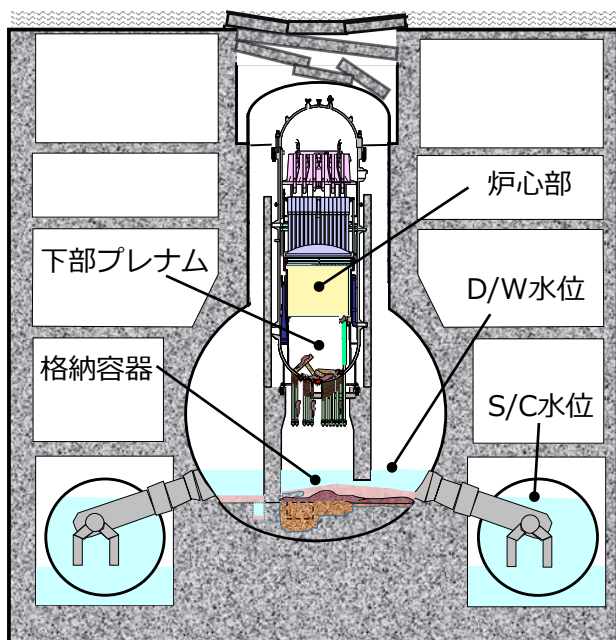
次ページに、1～3号機の燃料デブリ分布の推定について掲載

本項目は、「廃炉・汚染水対策事業（総合的な炉内状況把握の高度化）」事業の成果を含みます。

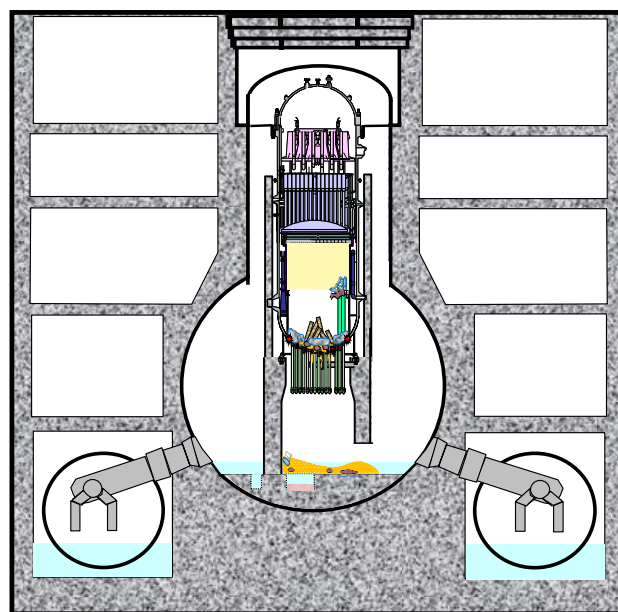
IRID IAE

炉心・格納容器内の状況推定のまとめ

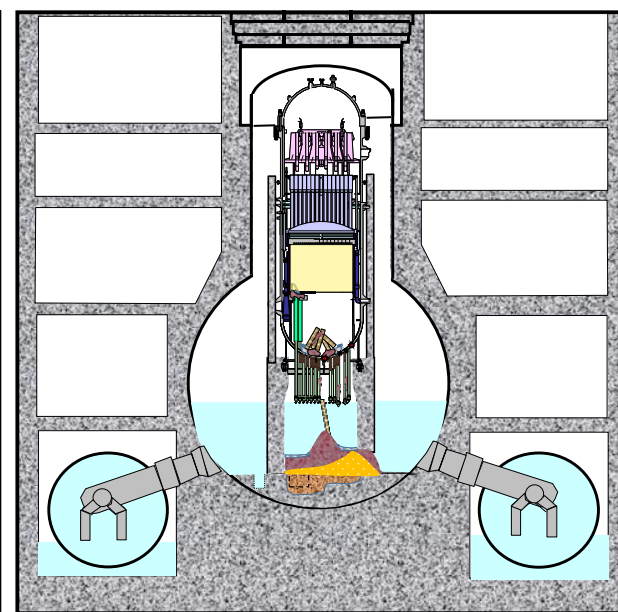
	炉心部	下部プレナム	格納容器	D/W水位	S/C水位
1号機	ほとんどない	ほとんどない	大部分	約2m	ほぼ満水
2号機	少ない	多い	少ない	約0.3m	低レベル
3号機	少ない	少ない	ある程度	約5m	満水



1号機



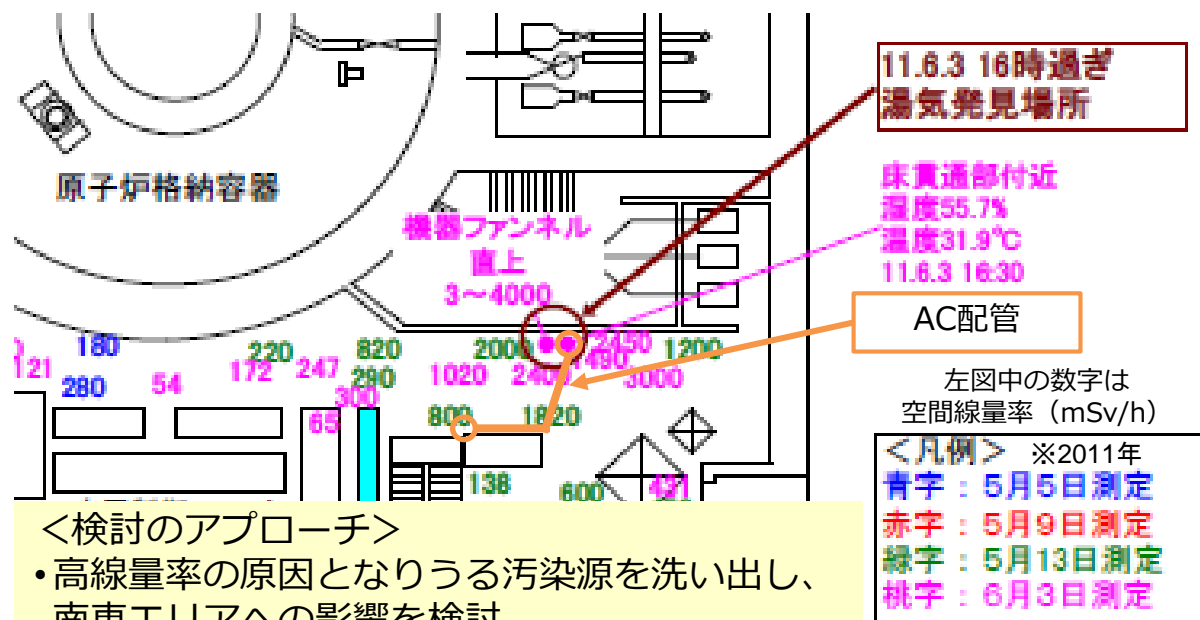
2号機



3号機

2. 1号機原子炉建屋1階南東エリアで観測された高線量率の原因の特定

- 1号機では、事故直後に1階南東エリアにて1000mSv/hを超える高線量率が観測されている。
- 当該エリアでは、2011年6月に床貫通部から湯気が流出していることが確認された。
- エリア近傍にはPCVベントで使用したAC配管が敷設されていることもあり、本検討では南東エリアで高線量率が観測された原因と考えられるこれらの影響を中心に、その他の可能性も含めて原因を特定した。



南東エリアの床貫通部で確認された湯気 (2011年6月撮影)

<検討のアプローチ>

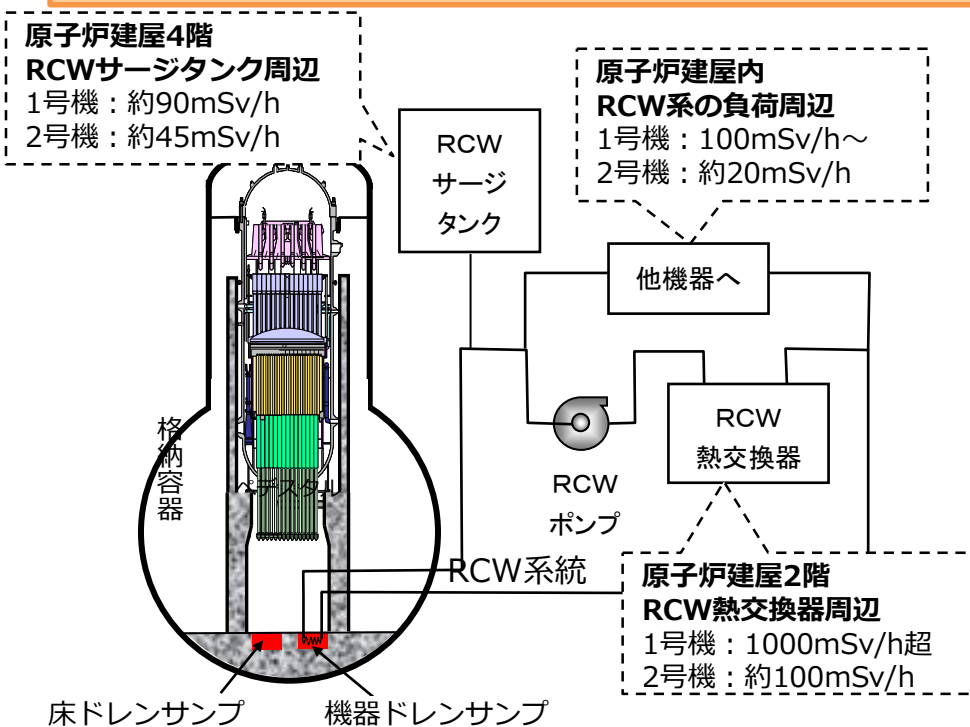
- 高線量率の原因となりうる汚染源を洗い出し、南東エリアへの影響を検討
- 抽出した汚染源について、以下の観点から南東エリアへの影響を評価
 - (1) 汚染の原因
 - (2) 汚染源からの放射線による影響
 - (3) 汚染源からの放射性物質の移行の有無

南東エリアで観測された高線量率は、PCVベントに使用したAC配管からの放射線の影響が支配的な要因であると特定

柏崎刈羽原子力発電所安全対策への反映状況：
ベントラインからの放射線による事故対応操作への影響を低減する対策

3. 2号機原子炉補機冷却水系に高線量率が観測されなかった原因の推定

- 1号機では、原子炉補機冷却水系（RCW）※の負荷である機器の周辺で高線量率を観測しており、その原因は、原子炉圧力容器から落下した燃料が、格納容器床にある機器ドレンサンプ内のRCW配管を損傷し、RCW系統全体に汚染が広がったものと推定（第4回進捗報告で報告済み）。
- 一方、2号機でも原子炉圧力容器から燃料の一部が格納容器に落下したと推定しているものの、RCW系統に顕著な汚染の痕跡はみられない。
- この差異を明らかにすることは、燃料デブリの分布を推定に加え、事故進展の推定にも寄与するものであることから、本検討では2号機のRCW系統で高線量率が観測されなかった原因を推定。



1、2号機 RCW系統と汚染のイメージ

<検討のアプローチ>

- 2号機の格納容器内部調査の結果をもとに、格納容器内におけるRCW配管の状態を考察
- 事故時のプラントデータから、系統内に汚染が広がる状況にあったか考察

格納容器内部調査の結果から、2号機のRCW系統で高線量率が観測されなかった要因は、1号機と異なりRCW配管が損傷を受けなかったことが原因と推定。

柏崎刈羽原子力発電所安全対策への反映状況：格納容器内の配管損傷に伴う汚染の拡大を防止する対策

4. 3月15日午前中における2号機格納容器圧力の低下について

- 2号機のD/W圧力は、3月14日23:30頃～15日7:20まで0.7MPa[abs]以上で推移し、一旦途切れた計測が再開された15日11:20には、0.155MPa[abs]まで低下していた。
- PCV圧力の低下は、放射性物質の放出と関連するものであることから、この圧力の低下挙動を解明することは重要であり、本検討では、RPV圧力やPCV圧力等のプラントパラメータの指示値および観測事実と整合するシナリオを検討した。

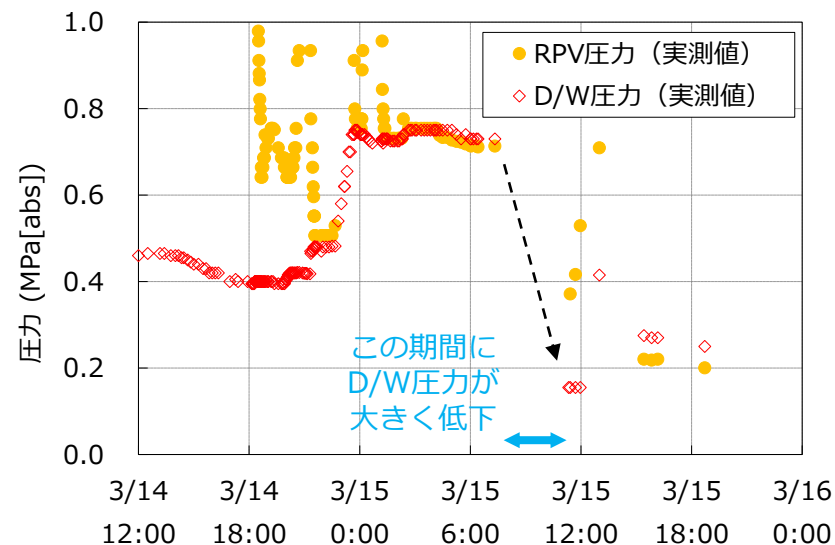


図 RPV・PCV圧力の推移

<検討のアプローチ>

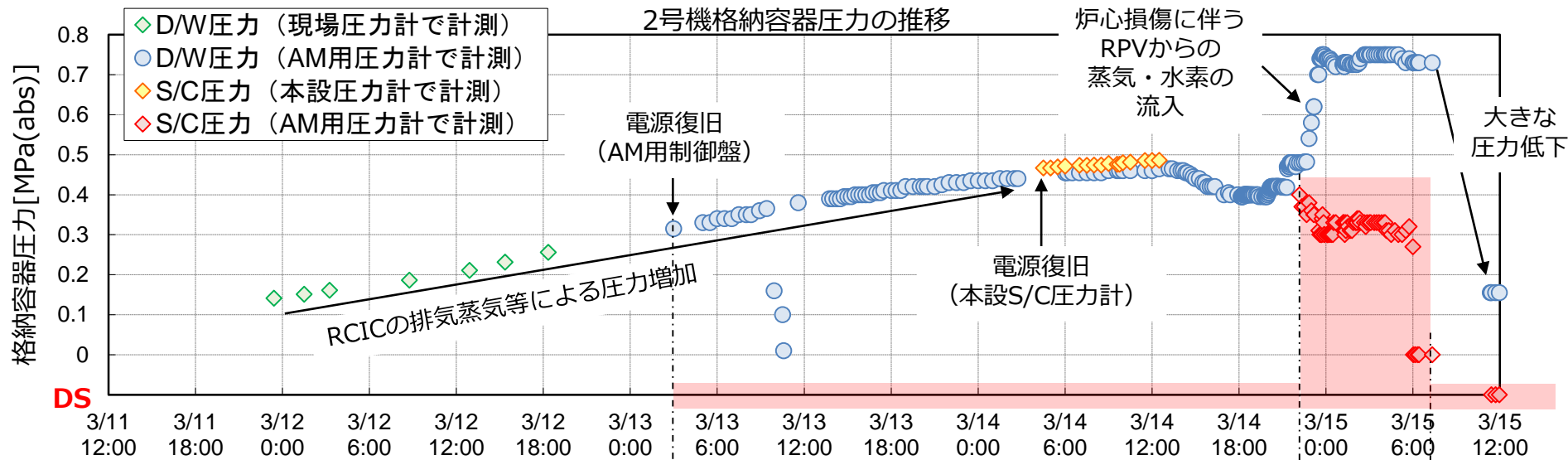
以下2つのシナリオの成立性を検討。

- ① PCVからの大規模な気相漏えいのみによる減圧
 - 減圧を再現するPCV気相漏えい面積を評価
 - 観測事実等を踏まえたシナリオの成立性の検討
- ② PCVからの気相漏えいに加え、PCV内の水蒸気の凝縮により減圧
 - PCV内の凝縮が促進されるシナリオの想定
 - 想定したシナリオにおける減圧挙動の評価
 - 観測事実等を踏まえたシナリオの成立性の検討

- PCVからの大規模な気相漏えいのみによる減圧シナリオは、観測事実と整合しない点がある。(事故後2号機のPCVの気密性が比較的高いことや、トップヘッドフランジ以外からの漏えいも考える必要があるもののオペフロ以外の建屋内の汚染が比較的小さいことなど)
- 小規模な漏えいに加えて、水蒸気の凝縮も減圧に寄与したと考えると、観測事実と整合する点が多い。ただし、凝縮の効果はPCV内の状態に大きく依存するため、そのような事故進展となっていたかも含め、引き続き検討を進めていく。

5. 2号機3月14日21時以降のS/C圧力計の挙動について

- 事故当時使用していた2号機の格納容器圧力計のうち、AM用S/C圧力計は3月13日3時にバッテリーを接続し電源を復旧したが、ダウンスケール（以後、DSという）や、D/W圧力より約400kPaも低い指示値など、他の圧力計とは大きく異なる値を示した。
- このようなD/W圧力とS/C圧力の大きな乖離は格納容器の構造上発生するものではなく、DSを指示していることからAM用S/C圧力計が実際の圧力を指示していなかった可能性が極めて高い。
- 格納容器圧力は事故対応において非常に重要なパラメータであることから、AM用S/C圧力計が異常な指示値を示した要因について検討した。



＜検討のアプローチ＞
要因を洗い出し、消去法により検討

要因の分類

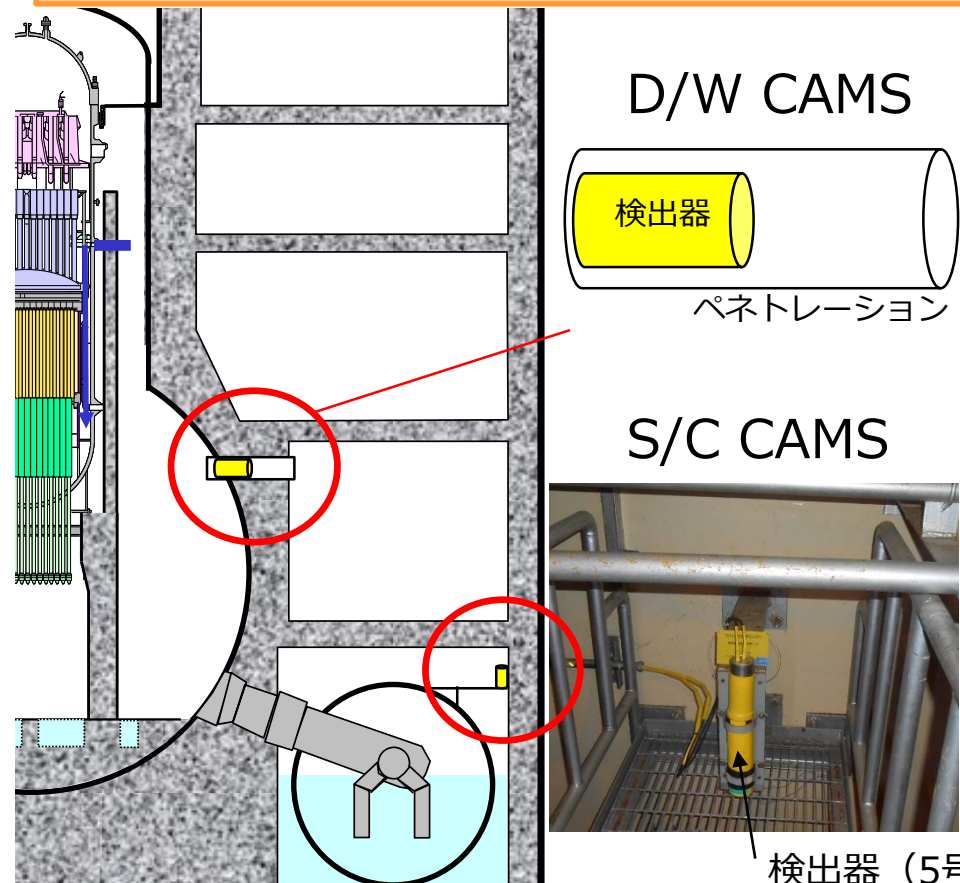
- ① 機械的要因
- ② 測定原理に関する要因
- ③ 電的要因

AM用S/C圧力計は水没による電気故障のため、実態とはかけ離れた異常な指示値を示していたと推定

柏崎刈羽原子力発電所安全対策への反映状況：
溢水による計器水没への対策

6. Mark-I格納容器の炉心損傷割合の評価手法について

- 2号機では、電源復旧によりD/WおよびS/C CAMS（格納容器雰囲気モニタ系）の計測を再開した以降に炉心損傷に至っており、第3、4回進捗報告では、当該測定値から事故進展を推定し、また、炉心損傷、燃料溶融が進展した時間帯のFP存在割合を評価した。
- さらにCAMS測定値に着目すると、実データと炉心損傷割合の評価のための時間-線量マップ（以下、「評価マップ」）の傾向には相違がみられた。
- CAMS測定値は、事故進展の状況を把握する上で重要なデータであるため、その要因および評価マップの妥当性について検討した。



<検討のアプローチ>

- 2号機のD/WおよびS/C CAMSの測定値と評価マップを比較し、評価マップの再現性を評価
- 評価手法、幾何学的要因（D/WおよびS/C CAMS検出器の設置位置等）の観点から検討



評価マップと現実には不整合があり、評価マップではS/C壁（遮へい）、CAMS検出器の設置位置（線源からの離隔）の分だけ小さくなることを考慮していないことが主な要因と推定。

柏崎刈羽原子力発電所安全対策への反映状況：
CAMS線量率から炉心の状況を推定する手順の妥当性を確認

7. 3号機圧力抑制室水位にかかる検討

- 3号機の13日9:00頃の原子炉減圧以降の事故進展（格納容器ベント、圧力容器・格納容器からの気相漏えい、水素爆発など）や燃料デブリの冷却状態などを推定する上で、格納容器圧力のデータを理解することが重要である。
- 3号機では3月11日17:15～12日20:00にかけて、S/C水位のデータが採取されている。
- このデータは、水素発生量の推定や、S/CからD/Wへの水の逆流有無にかかる推定に役立つもので、上述の事故進展を理解する上で重要な情報である。本検討では、3月13日9時頃のS/Cベント（以降、「第一回ベント」という）開始時のS/C水位に着目し、これを推定した。

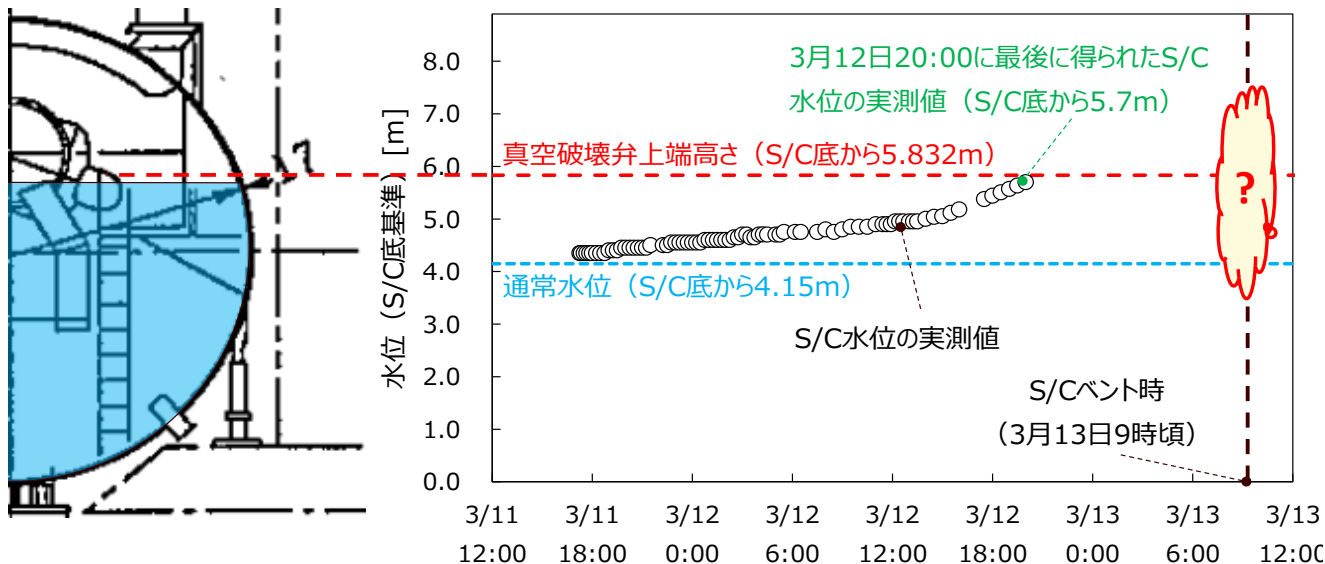


図 S/C水位の実測値

＜検討のアプローチ＞
 以下の独立な2つの方法で
 第一回ベント時のS/C水位
 を評価し、両方の評価結果
 を総合してS/C水位を推定

- (1) 得られているS/C水位データに基づく評価
- (2) 格納容器圧力データに基づく評価

第一回ベント開始時点のS/C水位はS/C底から7m前後と、真空破壊弁を超えて高かったと推定した。
 ⇒13日20:40以降のD/W減圧時には、水がS/CからD/Wに逆流し、落下してきた燃料デブリの冷却に寄与した可能性がある。

8. 3号機原子炉減圧後の事故進展について

- 3号機の13日9時頃の原子炉減圧以降の事故進展（格納容器ベント、圧力容器・格納容器からの気相漏えい、水素爆発など）や燃料デブリの冷却状態などを推定する上で、格納容器圧力のデータを理解することが重要である。
- 3号機13日9時過ぎの格納容器ベント時におけるS/C水位の推定や、既往の検討に基づき、13日9時～14日0時までの3号機の事故進展シナリオの更なる検討を行った。

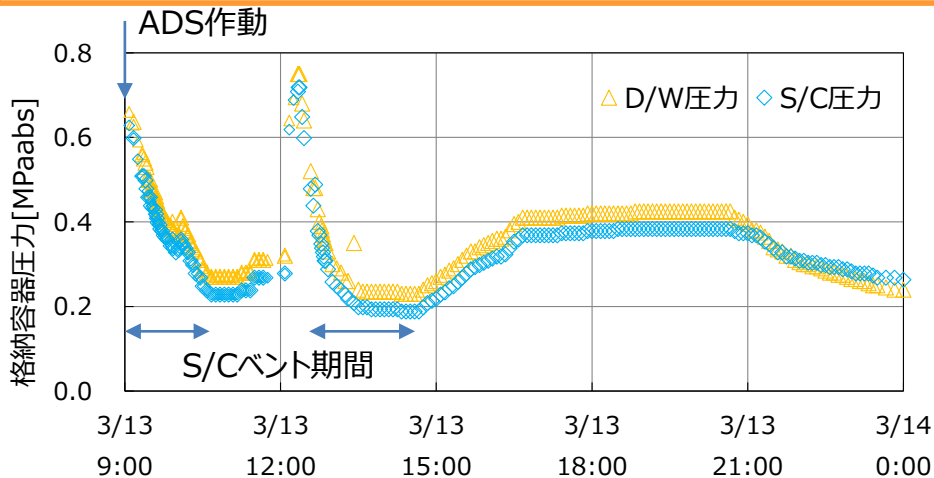


図 3号機ADS作動以降の格納容器圧力

＜検討のアプローチ＞

- 実測値の挙動や、既往の検討の結果等を踏まえて事故進展シナリオを構築。
- 構築した事故進展シナリオについて、実測値の挙動を再現する解析等を通じて定量的な側面からも検討。

検討成果：実測値の傾向を定量的に再現できる事故進展シナリオを推定（以下、主なもの）

- ADS作動とほぼ同時期に、圧力容器からD/Wへの気相漏えいが生じていた可能性。
- ADS作動後から12時頃までの間に、SRV6弁開は維持できなくなっていた可能性。
- 13日16時40分頃にはD/Wから気相漏えいが生じていた可能性。
- 13日20時40分頃からのD/W減圧には、RPV内下部プレナム水の枯渇が影響した可能性。

柏崎刈羽原子力発電所における関連する安全対策
減圧維持機能の強化、格納容器漏えい防止対策

9. 3号機RCIC運転中のプラント状態の検討

- 3号機の津波到達後のRCIC運転では、原子炉水位高でトリップさせないように、水源のCSTへの戻りラインを活用し、さらに原子炉への注水量を調整することで、運転を継続した。
- この期間の原子炉圧力の挙動は、RCICの特殊な運転がされる中でSRVが開閉する複雑な状況によるものと認識。
- この定性的な説明の妥当性を確認するため検討を行った。

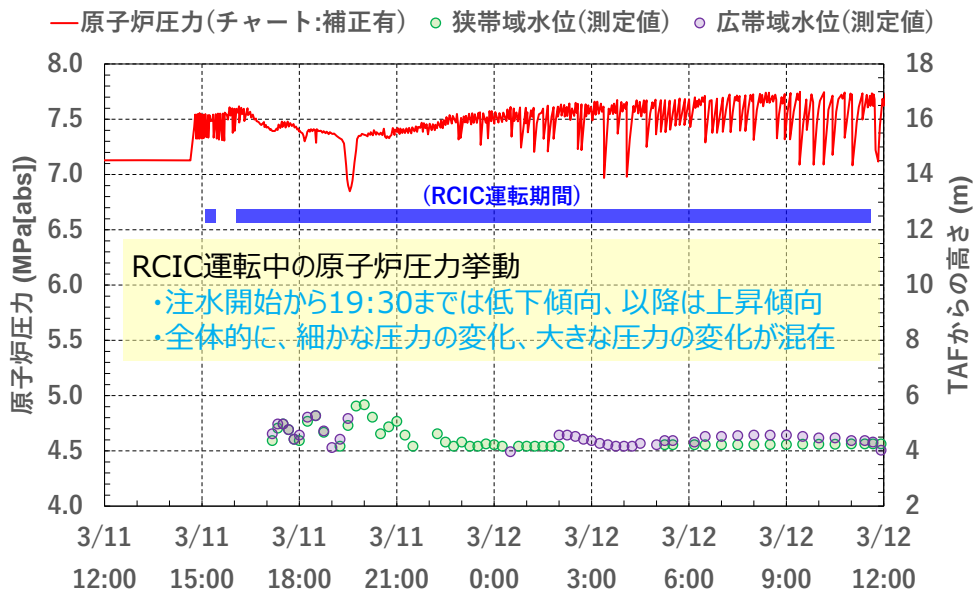


図 RCIC運転期間中の原子炉圧力及び原子炉水位

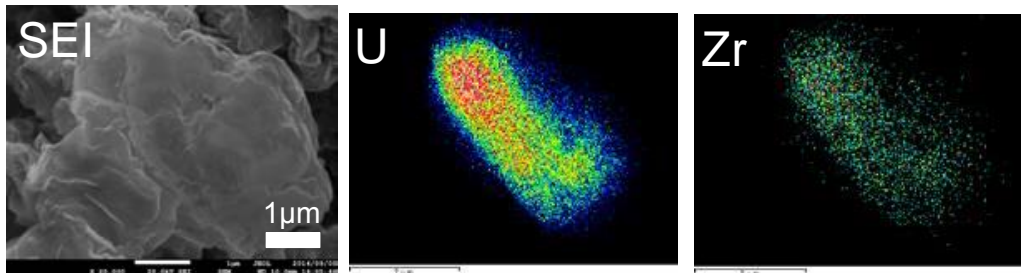
＜検討のアプローチ＞

- 当該期間の状況確認及び検討
 - RCICの動作実績と運転員の操作方法
 - 崩壊熱（エネルギーバランス）
 - 予想されるSRVの開モード
- 原子炉圧力の再現解析

- RCICによる原子炉への注水及びSRV開閉を模擬した再現解析を通じて、この期間のプラント挙動に関するこれまでの認識の妥当性を確認し、下記を示唆する結果を得た。
 - RCICから原子炉への注水による原子炉圧力の低下
 - RCICタービンへの供給蒸気だけでは崩壊熱を消費できないためSRV経由の蒸気放出があった（SRVは開ききるところ（全開）まではいかない程度の開放と考えられる）

10. サンプル分析による事故状況の把握

- 1～3号機原子炉格納容器（PCV）内外で採取した分析サンプルからウラン（U）含有粒子を検出。
- 環境サンプルからは不溶性セシウム（Cs）粒子が検出され、その組成等と合わせ報告されている。
- これらの放射性微粒子は、事故時の高温の燃料に由来すると考えられ、その生成プロセスがわかれば、生成した時期の原子炉圧力容器（RPV）内環境（温度変化速度、水素/水蒸気比）等の情報が得られる。
- こうした知見は、燃料デブリの状態や事故進展過程の理解に活用する。



2号機オペフロ養生シート上のU含有粒子
SEM/WDSによる、SEI（二次電子像）、元素マッピング（U,Zr）

<検討のアプローチ>

放射性微粒子の生成プロセスを検討する。

（1）U含有粒子に着目した分析

- 燃料成分の混合状態について、サンプル間のU同位体比の分布から評価。
- U含有粒子の組成、結晶構造に着目し、粒子の生成プロセスを推定。Uが溶融凝固過程、蒸発凝縮過程のいずれを経たかによって分類。

（2）不溶性Cs粒子に関する検討

- 球形の不溶性Cs粒子の生成プロセスを推定。

<燃料デブリの状態にかかる知見>

- 滞留水中のα汚染源の多くは粒子状で存在し、ろ紙で9割以上除去できるものであった。Uは立方晶 UO_2 の形で化学的に安定であり、経年で変化する可能性は小さい。
- 試料中のU同位体比（U235/全U）にかかる分析の結果から、燃料溶融によりU同位体の混合が進んだものと考えられる。

<事故進展にかかる知見（放射性微粒子の生成プロセス評価より）>

- RPV/PCV内の化学的環境（水素/水蒸気比等）が時間や場所に応じて変化したと考えられる結果を得た。
 - 1号機では水素が多い環境で生成したと考えられる粒子を確認しており、当該粒子は事故初期原子炉への注水が十分でなかったことと関連する可能性がある。
 - 2号機では水蒸気が多い環境で生成したと考えられる粒子と、水素が多い環境で生成したと考えられる粒子を確認。不溶性Cs粒子の生成時期は、燃料の温度上昇初期と考えられ、生成時のRPV内環境の手がかりになると考えている。

(参考) 用語集

略語	名称	用語解説
AC	不活性ガス系	原子炉運転中に、原子炉格納容器内の空気を窒素ガスで置換することで、酸素濃度を一定に保持する系統
ADS	自動減圧系	事故時に原子炉の圧力が高く、高圧注水設備の機能が十分に発揮できない場合、圧力を下げ、低圧注水設備を稼働させるため、強制的に逃し安全弁を開くための機能
AM	アクシデントマネジメント	設計基準を超えて炉心が大きく損傷する恐れのある場合、設計上想定した本来の機能以外にも期待し得る機能
CAMS	格納容器雰囲気モニタ	原子炉格納容器内のガンマ線等を測定する装置
DS	ダウンスケール	計器の測定可能な範囲よりも低い指示を示した状態
D/W	ドライウエル	原子炉格納容器の圧力抑制室を除く空間部
EPDM	エチレンプロピレンジエンゴム	高温耐性が優れたゴム
MUWC	復水補給水系	各種機器等に対し、運転および保守を行うために必要な復水を供給する系統
PCV	原子炉格納容器	原子炉圧力容器の他、主要な原子炉設備を収容している容器
RCIC	原子炉隔離時冷却系	事故時に原子炉の蒸気でタービンを駆動し、冷却水を原子炉に注入する設備。
RCW	原子炉補機冷却系	原子炉建屋内にある補機の冷却のため、冷却水を循環させる設備
RPV	原子炉圧力容器	燃料等を収める容器
S/C	圧力抑制室	事故で原子炉圧力容器の圧力が高くなった場合、圧力容器内の蒸気を導いて冷却し、圧力容器の圧力を低下させるための設備
SRV	逃し安全弁	原子炉圧力が異常上昇した場合、原子炉内の蒸気を圧力抑制室へ逃すための弁。
—	トップヘッドフランジ	原子炉圧力容器頂部の蓋と容器を接続する部分
—	ドレンサンプ	施設内で発生する結露などを収集し、移送するための設備
—	二次格納施設	原子炉圧力容器、原子炉格納容器や原子炉設備を収める施設