

3号機原子炉減圧後の事故進展について

※本資料は、添付資料2における検討課題リスト「3号機-8」に挙げられる格納容器ベント、「3号機-9」に挙げられる圧力容器からの気相漏えい、「3号機-10」に挙げられる格納容器からの気相漏えい、水素爆発といった13日9:00頃の原子炉減圧以降の事故進展について、株式会社テプコシステムズにより提案、検討された内容を基に作成したものである。

1. はじめに

3号機の事故進展シナリオについて既往の検討から、以下の内容などを推定している。

- ・13日9時頃の原子炉減圧は主蒸気逃がし安全弁（SRV）の自動減圧機能（ADS）が作動した可能性が高い（添付資料3-3）
- ・13日9時前、10時頃、12時頃の原子炉圧力の上昇は、燃料の一部が下部プレナムへ移行したことによるものと考えられる。13日12時頃までにはSRVの6弁開は維持されていなかった可能性がある。また、圧力容器からD/Wへの漏えいが発生していた可能性がある（添付資料3-4、添付資料3-11）
- ・ベント開操作は13日9時頃の一回目、12時頃の二回目のみが明確に成功していること、13日21時頃にはD/Wから原子炉建屋への漏えいが発生していた可能性がある（添付資料3-8）
- ・ベントによって数百kgの水素が4号機原子炉建屋側に移行した可能性がある（添付資料3-10）
- ・ベント時点ではS/C水位が高く、真空破壊弁が水没していた可能性がある。また、13日21時頃から14日0時頃にかけての格納容器圧力低下時にはS/C側の水がD/W側に移行していた可能性がある（添付資料3-11）

これらの推定を定量的な側面から検討するとともに、これらの推定における各イベントの具体的な時期などを推定することを目的として、これまでの検討を踏まえて14日0時までの事故進展シナリオを再整理し（2章）、その上で、原子炉圧力や格納容器圧力といった実測値を再現する解析を実施した（3章）。また、再現解析を通して、3号機及び4号機建屋の水素爆発メカニズムを考える上で必要な条件となる原子炉内における水素発生量とその移行状況についても検討した。

2. 事故進展シナリオの構築

プラントパラメータの分析、及びこれまでの検討を踏まえ、原子炉水位有効燃料頂部（TAF）到達から14日0時までの事故進展シナリオを図1の通りに構築した。図中の下線の項目は、その発生時期等を精緻化した部分である。各項目の根拠を2.1以降に示す。

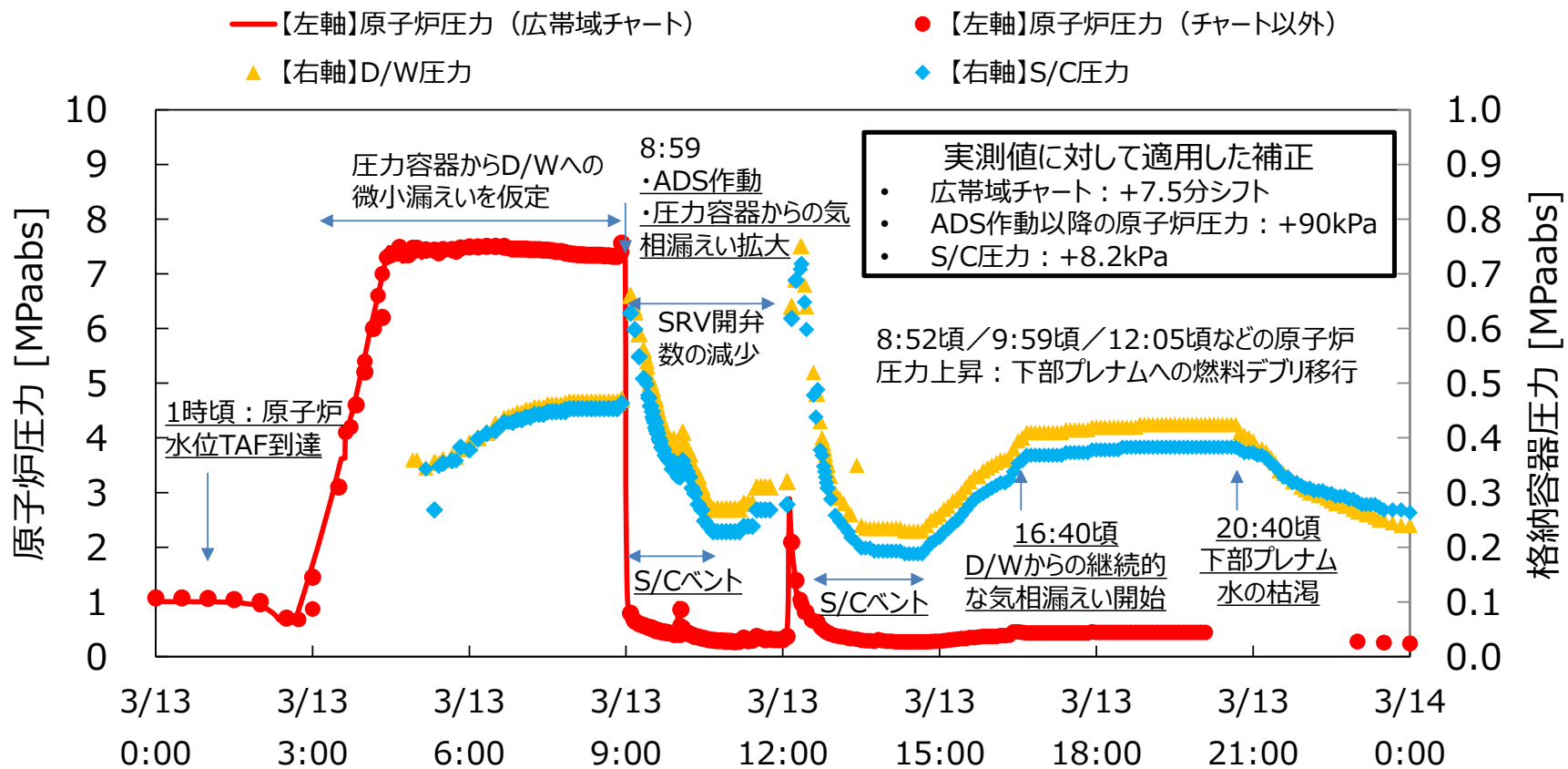


図1 構築した事故進展シナリオ

2. 1. 実測値の補正について

3号機の原子炉圧力、D/W 圧力及び S/C 圧力の実測値を図 2 に示す。原子炉圧力については、D/W と S/C の圧力を大きく下回る期間があることから、過小に表示されていた可能性がある。また、添付資料 3-11 に示したように、D/W と S/C の圧力差が過大に表示されていた可能性がある。これらの圧力の実測値の補正について検討した。また、原子炉圧力広帯域チャートの時刻のずれの可能性について検討した。

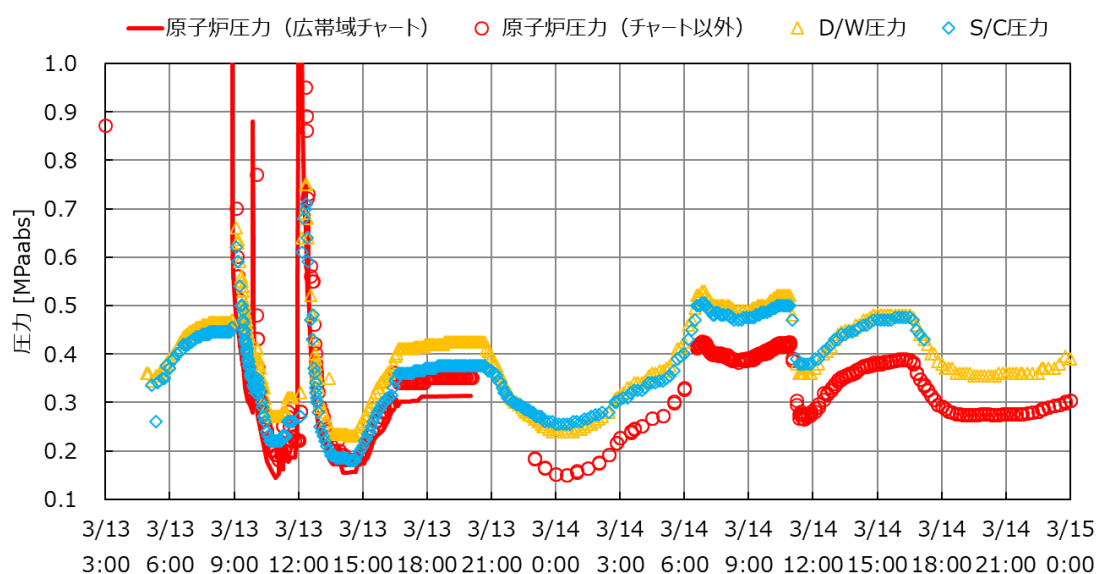


図 2 3号機の原子炉圧力、格納容器圧力の実測値（補正なし）
（チャートのデータはデジタイズし図示したもの、以降の図も同様）

(1) D/W 圧力の補正について

2011年3月21日以降、D/W 圧力は概ね大気圧近傍となっている。2011年7月16日に D/W 圧力の計器を変更しているが、その前後で D/W 圧力の実測値はほとんど変化していないことを踏まえると、計器変更前の D/W 圧力は概ね正しいと考えられることから、D/W 圧力に対する補正を行う必要はないと判断した。

(2) S/C 圧力の補正について

12日12時頃までの RCIC 作動期間には、S/C プールの温度成層化によって格納容器圧力が上昇したと推定している（添付資料 3-7 参照）。その場合、S/C 側の圧力が D/W 側の圧力よりもわずかに高くなるはずだが、圧力の実測値は D/W 側の方が S/C 側よりも概ね 5kPa~10kPa の範囲で高くなっている。

る。これは D/W 及び／又は S/C の圧力の実測値のずれの可能性を示唆している（添付資料 3-11 参照）。ただし、(1) に述べたように D/W 圧力の実測値は概ね正しいと考えられることから、S/C 側の圧力を補正することとした。補正幅は、上記の期間における D/W-S/C 間の圧力差を打ち消す観点から、当該期間の圧力差の平均値である 8.2kPa を S/C 圧力に加えた。

(3) ADS 作動以降の原子炉圧力の補正について

図 3 に 13 日 9 時以降の原子炉圧力 (A 系) と D/W 圧力の差分を示す。原子炉圧力に補正を加えない場合、一回目の S/C ベント期間中も含め、原子炉圧力が D/W 圧力を下回っている。また、14 日 0 時頃以降は、ほぼ一定の圧力差が長期間維持されている。

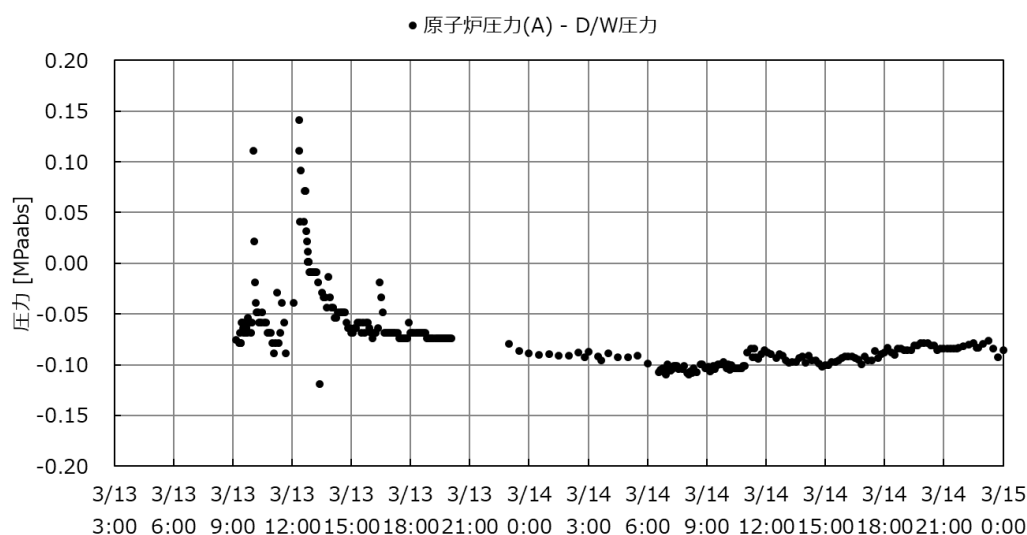


図 3 原子炉圧力と D/W 圧力の実測値の差

一方、13 日 10 時頃、及び 12 時頃の原子炉圧力の上昇は、圧力容器内に水位が存在することを示唆しており、この時点では下部ヘッドは損傷しておらず、主要な熱源は圧力容器内にあったと考えられる。したがって、少なくとも一回目の S/C ベント期間中に原子炉圧力が D/W 圧力を下回することは考えにくい。また、14 日 6 時半頃には D/W CAMS(A) の値が最大値 (170Sv/h) となるなど、下部ヘッドが損傷して燃料が圧力容器外に移行した可能性を示唆する実測値が得られている。3 号機の格納容器内部調査の結果をふまえても、下部ヘッドの損傷口はある程度の大きさであると考えられるため、そのような穴が開いた状況の中、原子炉と格納容器の間にほぼ一定の圧力差が長期間維持される状況は考えにくい。上記の矛盾点を解消し、14 日 0 時以降の原子炉圧力と

D/W 圧力の差を最小化する観点から、ADS 作動以降の原子炉圧力に+90kPa の補正を加えることとした。

なお、原子炉圧力のずれの要因としては、原子炉圧力計と接続されている基準面器側配管内の水柱の蒸発と、計器のずれの可能性が考えられる。このうち基準面器側配管内の水柱については、13 日 9 時頃の ADS 作動による原子炉減圧以降、一部の期間を除いて格納容器貫通部まで空であったと推定している（添付資料 3-9 参照）。この水柱の高さは格納容器内に約 6m あり、13 日 9 時以降、原子炉圧力は水頭圧の分、約 60kPa 過小に表示されていたと考えられる。今回の推定においては補正幅を 90kPa としており、残りの約 30kPa 分は計器のずれによるものとした。

（４）原子炉圧力広帯域チャートの時刻のずれについて

図 4 にスクラム前後の原子炉圧力広帯域（W/R）チャートデータと過渡現象記録装置の原子炉圧力のデータを示す。両者を比較すると、時刻のずれが見られ、チャートデータを+7.5 分シフトすることで過渡現象記録装置のデータの傾向とよく一致する。また、図 5 に示すように、13 日 9 時以降のデータについても、原子炉圧力広帯域チャートデータを+7.5 分シフトすることで、チャート以外の原子炉圧力データ（数表データ及び運転員採取データ）と良く一致する傾向となる。したがって、原子炉圧力広帯域チャートの時刻に+7.5 分の補正を加えることとした。

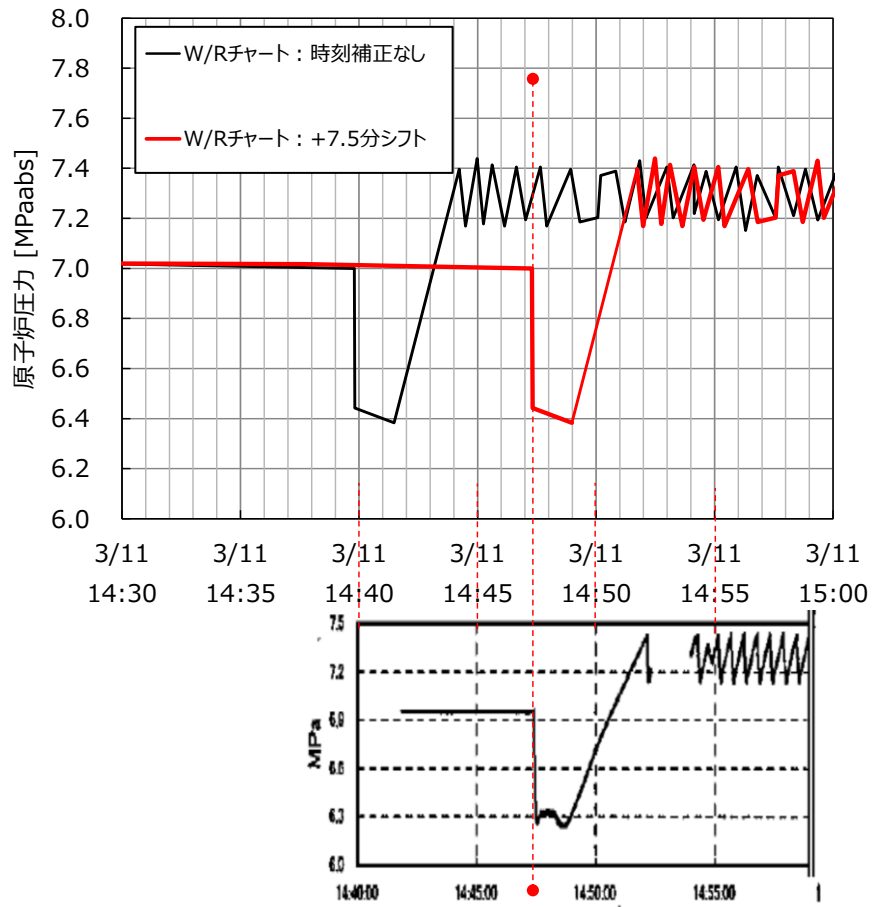


図 4 スクラム前後の原子炉圧力広帯域チャートデータと過渡現象記録装置の原子炉圧力データの関係（時刻補正のみ実施）

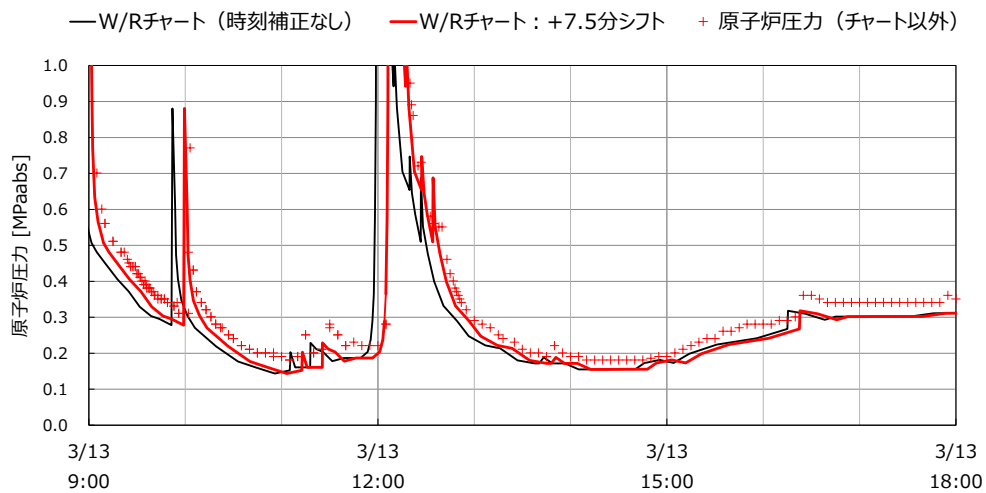


図 5 13日9時以降の原子炉圧力広帯域チャートデータとチャート以外の原子炉圧力データの関係（時刻補正のみ実施）

2. 2. 原子炉水位 TAF 到達時刻について

12日18:00～13日3:00の原子炉圧力の挙動を図6に示す。原子炉圧力は12日12:36のHPCI起動により低下し、その後12日22時頃から13日1時頃にかけてほぼ一定となっている。この原子炉圧力がほぼ一定となっている期間には、崩壊熱による水蒸気の発生とHPCIのタービンを駆動するための抽気とが均衡していたと考えられる。13日1時頃からこの関係が崩れ、原子炉圧力は低下に転じている。この原因として、水蒸気の発生量の減少、または、HPCI抽気量の増加が考えられる。

事故当時のHPCIの運転については、起動停止に伴うバッテリーの消費を避けること、原子炉水位確保を安定して行うことを目的に、注水の一部を水源であるCSTに戻し、さらに流量制御器を用いることで、原子炉への注水量を調整していた。電源喪失に伴い原子炉の水位が監視できなくなった12日20:36以降は、原子炉へ確実に注水されるようHPCIの流量の設定値を若干あげて、原子炉圧力やHPCIの吐出圧力などにより運転状態を監視していた。

原子炉圧力が低下に転じる13日1時頃にHPCI抽気量の増加に繋がる操作が行われた記録はない。

当時の状況をふまえると、この圧力低下については、HPCIによる注水が十分ではなく、13日1時頃に原子炉水位がTAFに到達し、以降は圧力容器内の保有水量の減少に伴って水蒸気の発生量が徐々に減少し、原子炉圧力が低下に転じた可能性が高いと考えられる。

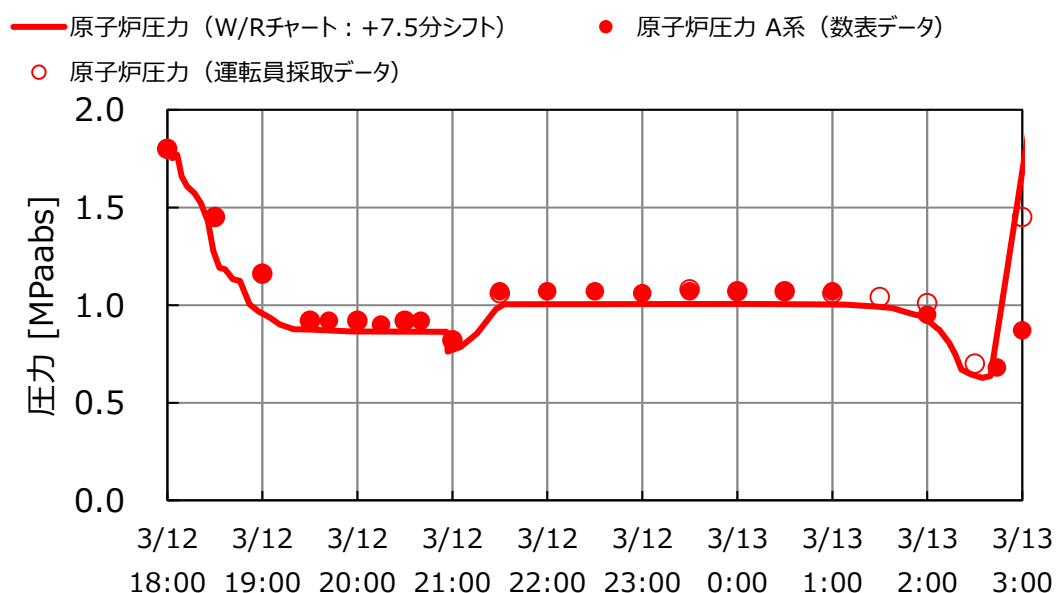


図6 12日18時から13日3時の原子炉圧力

2. 3. ADS 作動時刻について

図 7 に 13 日 3 時から 9 時の原子炉圧力を示す。広帯域チャートデータは +7.5 分シフトさせている。狭帯域 (N/R) チャートは HPCI 起動時に原子炉圧力が測定レンジを下回ったため、直流電源の延命のため電源を OFF にしており、その分実際の時刻とずれている。そこで、他の圧力データの挙動と整合するよう、狭帯域チャートデータを +818 分シフトさせている。それぞれの圧力データには数 10kPa 程度のずれはあるものの、圧力の変化のタイミングは良く一致している。

図 8 に 13 日 9 時前後の原子炉圧力を示す。時刻補正後のチャートデータでは、原子炉の減圧は 8:59 台に開始している。よって、ADS 作動時刻は 8:59 とした。

なお、図 7 に示すように、数表データ及び運転員採取データ、広帯域/狭帯域チャートデータには、最大 50kPa 程度の差が見られる。このことは、原子炉圧力の実測値には数 10kPa 程度の一定のずれが存在し得ることを示唆しており、前述の ADS 作動以降の原子炉圧力の補正において計器のずれとして 30kPa 程度を見込む必要があったことと関連している可能性がある。

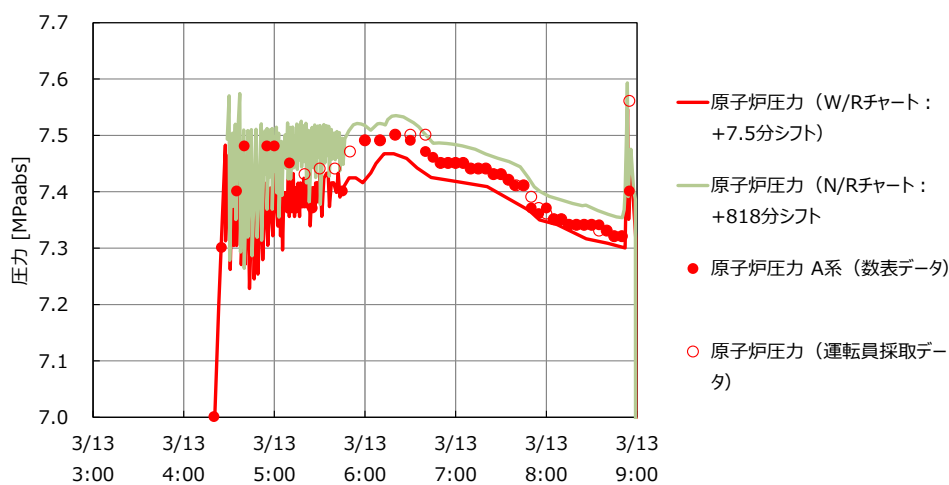


図 7 13 日 3 時～9 時の原子炉圧力データ (時刻補正のみ実施)

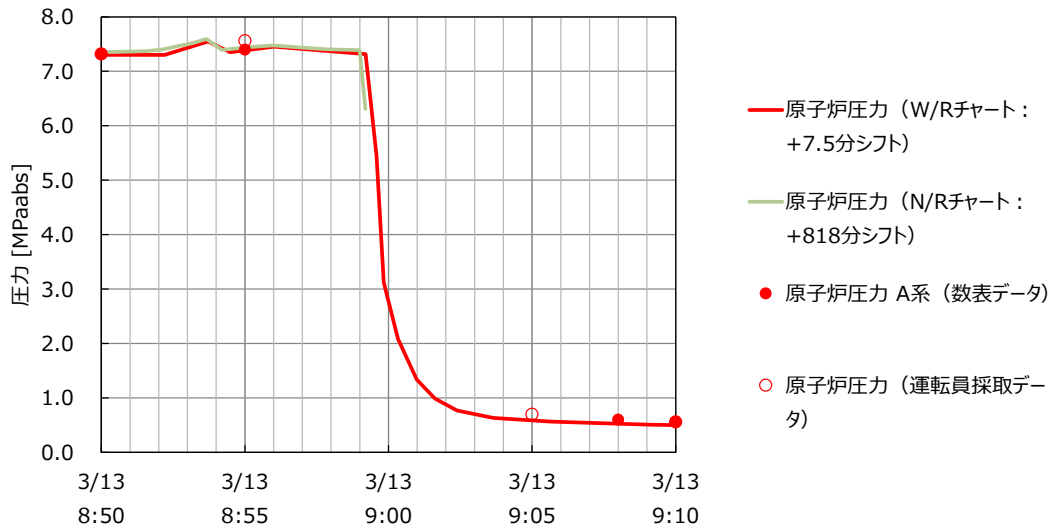


図 8 13日9時前後の原子炉圧力（時刻補正のみ実施）

2. 4. 圧力容器から D/W への気相漏えいについて

(1) 微小漏えいの発生について

図 7 において原子炉圧力が振動している 4:30 頃～5:50 頃にかけては SRV が作動し、原子炉内で発生した気体は SRV を通じて S/C に移行していたと考えられる。

一方、この頃にはすでに真空破壊弁は水没していたと推定している（添付資料 3-11 参照）。その状態で SRV が作動して S/C に気体移行すると、真空破壊弁が作動しないため、D/W 側に圧力上昇の要因がない限りは、S/C 圧力は真空破壊弁の作動設定圧を超えて D/W 圧力よりも高くなるはずである。

しかし実際には図 9 に示すように、D/W-S/C 間の圧力差が得られ始めた 5:10 以降、S/C 圧力を補正してなお D/W 圧力は S/C 圧力よりもやや高くなっている。このことは、D/W 側にも圧力上昇の要因があったことを示唆している。

さらに、図 7 において 6 時過ぎから 9 時前まで原子炉圧力が緩やかに低下しており、図 2 に示すように同時期に格納容器圧力が上昇している。

これらの要因として、圧力容器から D/W への漏えいが考え得る。なお、図 9 に示す D/W と S/C の圧力差は小さいこと、及び、6 時過ぎから 9 時前までの原子炉圧力の低下は緩やかであることから、この時点で圧力容器から D/W への漏えいが生じていたとしても、比較的小さなものであったと考えられる。

このように微小な漏えいが構造上生じ得るか、また、長時間維持され得るかについては議論の余地はあるものの、ここでは一つのシナリオとして、D/W-S/C 間の圧力差が得られ始めた 5:10 までに、圧力容器から D/W への微小な気相漏えいが生じたと仮定した。

いるため、ここでは漏えいが拡大したものと表現する。この漏えいの拡大したという想定の要否については、後述する解析によって確認する。

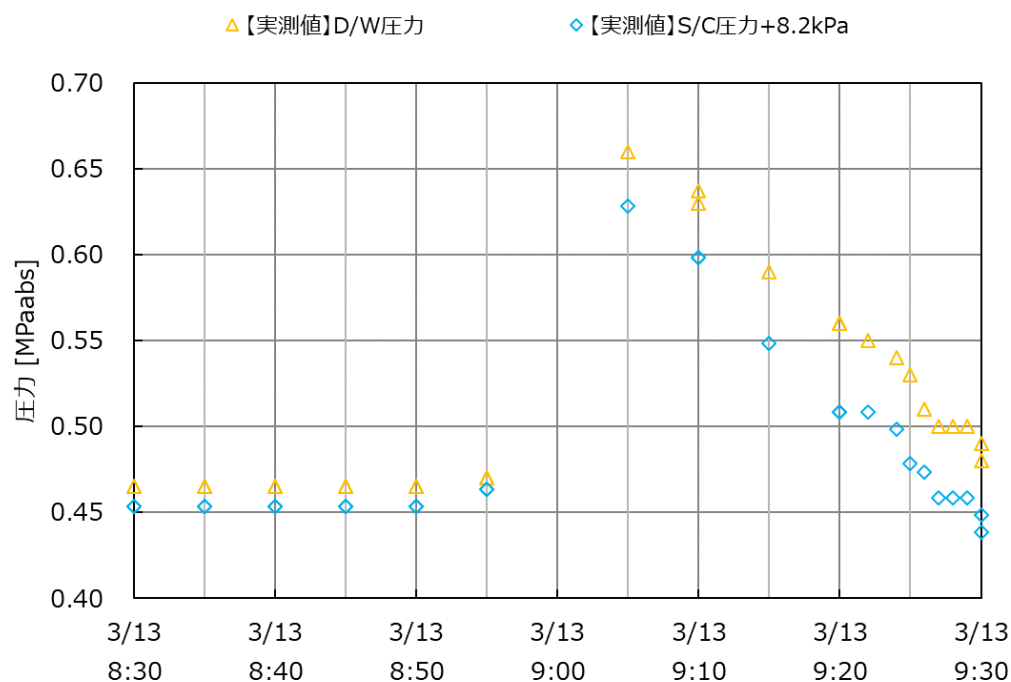


図 10 ADS 作動前後の格納容器圧力

2. 5. SRV 開弁数の減少について

図 11 に示すように、12 時頃の原子炉圧力の上昇後の低下速度は、9 時頃の低下速度と比べて緩やかであることから、9 時頃に ADS 機能が作動することで 6 弁開をしていたとしても、この頃には 6 弁全てを全開状態に維持できていなかった可能性がある（添付資料 3-4 参照）。

また、13 日 9:08 頃、SRV 制御盤の状態表示灯は(A)(G)の SRV が中間開（開を表す赤ランプがチカチカと点滅を繰り返す、閉を表す緑ランプと両方が点灯した状態）となり、残りの 4 弁が開表示を示さなかったことから、この時刻にはすでに SRV が 6 弁開を維持できていなかった可能性もある。

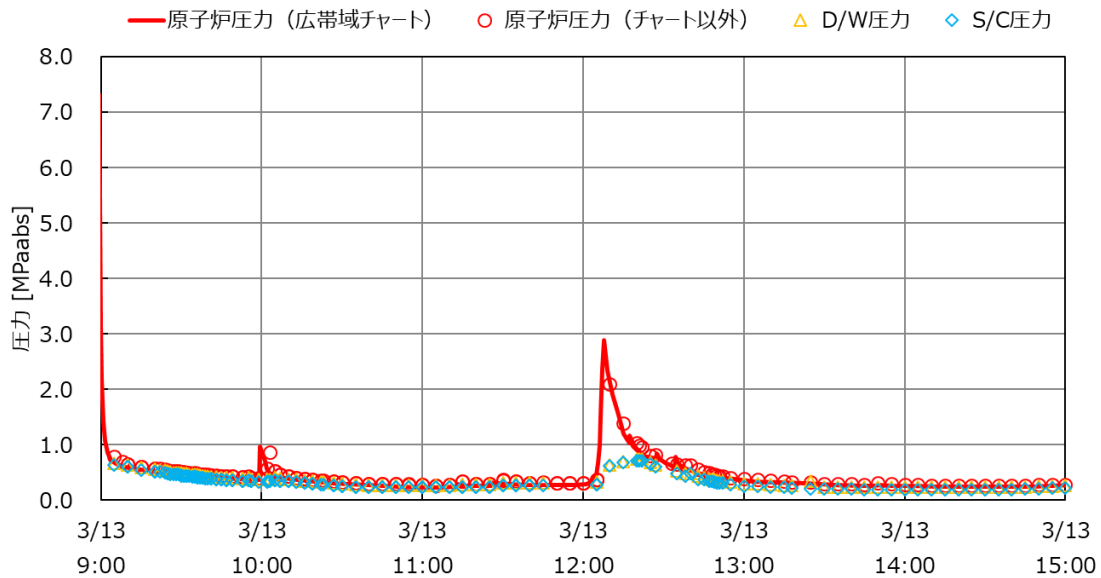


図 11 ADS 作動以降の原子炉圧力

なお、SRV が不動作となる要因としては以下が考えられる（添付資料 2-12 参照）。

- ① 作動環境の悪化
- ② 作動回数による N₂ ガスの供給圧力不足
- ③ 仮設バッテリーの接続不良や容量不足（=電源不足）
- ④ 繰り返し作動による損傷影響
- ⑤ N₂ ガス供給圧力、原子炉圧力、格納容器圧力の関係による力学的要因

このうち①については、圧力容器からの放熱、気相漏えいなどによって格納容器内の環境が温度・湿度・放射線等の観点で過酷になっていたと考えられる。例えば電磁弁等で使用しているシール材が劣化し、SRV の駆動に使用する N₂ ガスが漏えいすることで、SRV を開けることができなくなった可能性がある。

②については、ADS 用アキュムレータ容量は N₂ ボンベからの供給ができない場合でも最低 5 回 SRV が作動するよう設計されていることから、ADS 作動後もアキュムレータの窒素量には余裕があったと考えられ、N₂ ガスの供給力不足による閉の可能性は除外してよいと考える。

③については、13 日 3 時台に中央制御室からの遠隔操作で SRV の開操作を行ったところ原子炉圧力が低下しなかったことから、この時点で電源不足となっていた可能性があるものの、その後 DC 駆動のポンプを順次停止させたこと

で DC 電源の負荷が軽減され、SRV の ADS 機能が作動するのに必要な電源容量を確保できた可能性がある（添付資料 3-3 参照）。このように電源容量に余裕がなかったことによって、電磁弁を短時間しか励磁できず、9:08 頃の時点ですでに 6 弁開が維持できなくなっていた可能性は考え得る。

④については、ADS 作動後に中間開あるいは閉に移行した要因としては考慮する必要はない。

⑤については、たとえ圧力容器と格納容器の圧力差がなかったとしても、ADS 機能の電磁弁を励磁させれば力学的には十分に SRV を全開にできるため、力学的要因によって閉となった可能性は除外してよいと考える。

以上より、ADS 作動後に SRV が閉となったとすると、その要因は①の作動環境の悪化、③の電源不足が考えられる。

2. 6. S/C ベント期間について

図 12 に 13 日 9 時から 15 時頃にかけての格納容器圧力と、グラフ上部には 1 時間に 1 回記録されているふくいちライブカメラの映像[1]における 3/4 号機排気筒からの水蒸気の放出の有無を示す。この図に基づき、一回目、二回目のベント期間の想定について述べる。

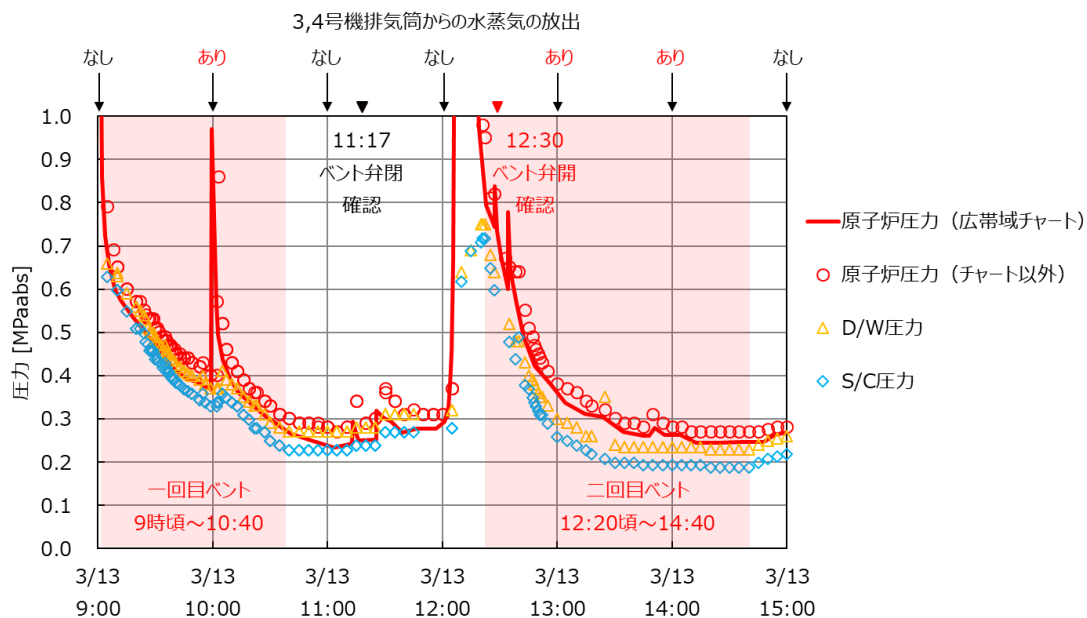


図 12 格納容器圧力の挙動と排気筒からの水蒸気放出の有無
 (補正：チャート+7.5分シフト、原子炉圧力+90kPa、S/C 圧力+8.2kPa)

(1) 一回目のベントの期間について

8:59 の ADS 作動により格納容器圧力が上昇し、ラブチャーディスクの作動設定圧に到達して S/C ベントが開始されたと考えられる。9 時の時点のライブカメラの映像では排気筒から放出される湯気は見えないことから、当該の映像はベント直前の様子をとらえたものと考えられる。ラブチャーディスクの作動設定圧を超える原因となった原子炉圧力の低下が 8:59 頃であること、以降採取されている格納容器圧力について 9:05～9:10 にかけて圧力が低下していることから、一回目のベント開始時刻は 9 時直後と考えた。

また、10:40 以降、それまで低下し続けていた格納容器圧力が一定となっている。この原因として、10:40 時点でベント弁が閉となった可能性と、10:40 時点ではベント弁は開いていたものの、S/C プールの減圧沸騰量が大きくなったことで圧力低下が緩やかになった可能性が考えられる。仮に減圧沸騰であれば、S/C 圧力の静定する値は一回目と二回目のベント中で同程度、又は S/C への入熱の分だけ二回目のベント中の方が高くなるはずだが、前者は 220kPa[abs]、後者は 180～190kPa[abs] (いずれも補正なし) と、二回目のベント中の方が低くなっている。したがって、10:40 時点の圧力低下速度の変化は、ベント弁が閉となったことによるものと考えられる。操作の記録には、「ポンベ圧力抜けにより S/C ベント弁 (AO 弁) 大弁が閉となった」とあり、閉となった原因はポンベの圧力抜けであったと考えられる。

(2) 二回目のベント期間について

12:20 頃から格納容器圧力が低下していること、12 時のライブカメラの映像では排気筒から放出される水蒸気が見られず、13 時には見られることから、12:20 頃に第二回ベントが開始されたと考えられる。

また、14:40 頃から格納容器圧力が低下から上昇に転じていること、同映像では排気筒から放出される湯気が 14 時には見られ、15 時には見られないことから、14:40 頃にベント弁が閉となった可能性が高い。

2. 7. 下部プレナムへの燃料デブリの移行について

図 5 及び図 7 に示したように、時刻を補正したチャートデータでは、8:52 頃、9:59 頃、12:05 頃に原子炉圧力が大きく上昇している。これは添付資料 3-4 でも述べたとおり、燃料が下部プレナムへ移行した際の気体の発生をとらえたものと考えられる。なお、これ以外の原子炉圧力がわずかに上昇しているタイミングにおいても、小規模な移行が生じていた可能性がある。

2. 8. D/W からの継続的な気相漏えいの開始、及び下部プレナム水の枯渇について

図 13 に 11 日 15 時から 14 日 0 時までの格納容器圧力を示す。13 日 21 時頃以降の格納容器圧力が低下する期間に、D/W 側の圧力が S/C 側の圧力よりも低い状態になっている。このことから、この頃には D/W からの気相漏えいが生じていたと考えられる（添付資料 3-8 参照）。

また、データの残る範囲では 13 日 9 時頃までの格納容器圧力は設計圧力（約 490kPa[abs]）以下にある。漏えいの開始を思わせる圧力の変化も見られないことから、13 日 9 時までには有意な漏えいは生じていないと考えられる。13 日 9 時頃と 12 時過ぎに格納容器圧力は設計圧力を超えて上昇しているが、その期間は短い。圧力上昇の後に続く S/C ベントによって圧力は低下し、S/C ベント弁が閉となったと考えられる時刻以降は、格納容器圧力は上昇している。したがって、13 日 14:40 までに格納容器からの継続的な漏えいが発生していた兆候は、格納容器圧力からは読み取れない。

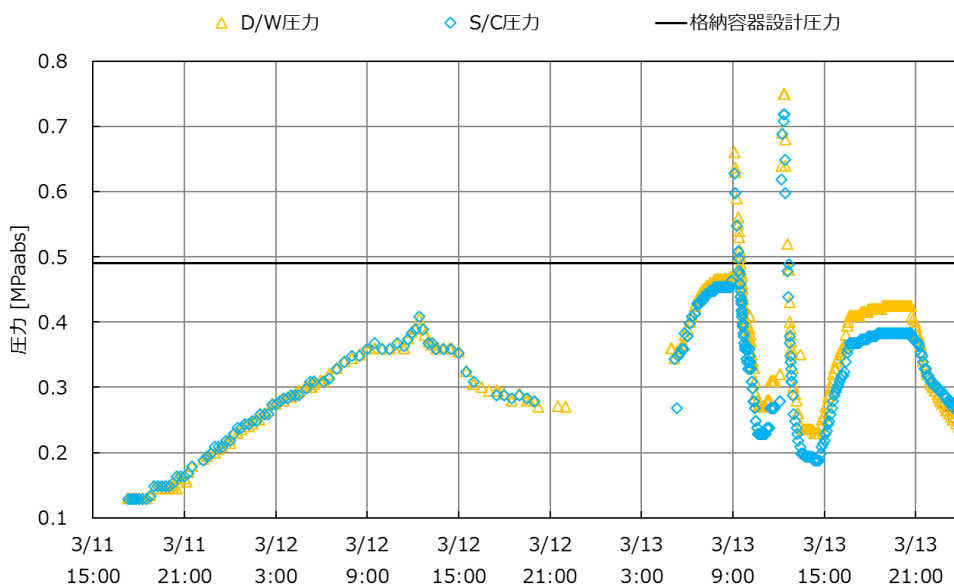


図 13 格納容器圧力（11 日 15 時～14 日 0 時）

図 14 に 13 日 14 時から 14 日 0 時までの格納容器圧力及び原子炉圧力を示す。16:40 にそれまで上昇していた格納容器圧力がほぼ一定となっており、20:40 にはほぼ一定であった格納容器圧力が低下に転じている。この要因としては、D/W からの気相漏えいの開始、気体の発生量の減少（压力容器内の水の枯渇による水蒸気発生量の減少）、の 2 つが考え得る。

原子炉圧力を見ると、補正による不確かさは有り得るものの、16:40 から

20 時頃の期間は原子炉圧力が D/W 圧力よりもやや高かったと考えられる。この期間の圧力差は、原子炉内で発生した気体が D/W 側に漏えいする際に生じる圧力損失に相当すると考えられる。一方で、圧力容器からの漏えいがあるにもかかわらず格納容器圧力は上昇していないとすれば、16:40 以降は D/W からの気相漏えいが発生していた可能性が高い。16:40 時点の格納容器圧力は設計圧力よりも低く、圧力の観点からは漏えいが発生する可能性は低いが、温度の観点からは、圧力容器からの気相漏えいによって D/W 内が高温となっていた可能性があるため、ゴム製のシール部などに過温による損傷が生じたというシナリオは想定し得る。

一方、14 日 0 時頃以降は、格納容器圧力の上昇や、D/W CAMS(A)が 14 日 6 時半頃にピーク値 (170Sv/h) を記録していることなど、圧力容器下部ヘッドの損傷を思わせる実測値が得られている。また、この頃の消防ポンプによる原子炉注水量は平均的には 36m³/h (=10kg/s) 程度と、崩壊熱による水の蒸発量 (~5kg/s) よりも大きいものの、消防ポンプ吐出量の一部が他系統・機器へ流れ込み、原子炉内に全量は注水されていなかった可能性が高い。したがって、下部プレナムに燃料が移行している状況では、注水によって圧力容器内の水位 (下部プレナム内の水位含む) を維持・上昇させることができず、圧力容器内の保有水量が減少していった可能性も考え得る。これらを踏まえると、14 日 0 時よりも前に下部プレナム内の水の枯渇が生じていた可能性が高いと考えられる。

下部プレナム水が枯渇すると、原子炉内の水蒸気の発生量が減少するため、格納容器からの漏えいがある状況においては、格納容器圧力低下の要因となり得る。これは 20:40 前後の格納容器圧力の変化と整合するため、20:40 からの圧力低下は下部プレナム内の水の枯渇によるものと想定した。

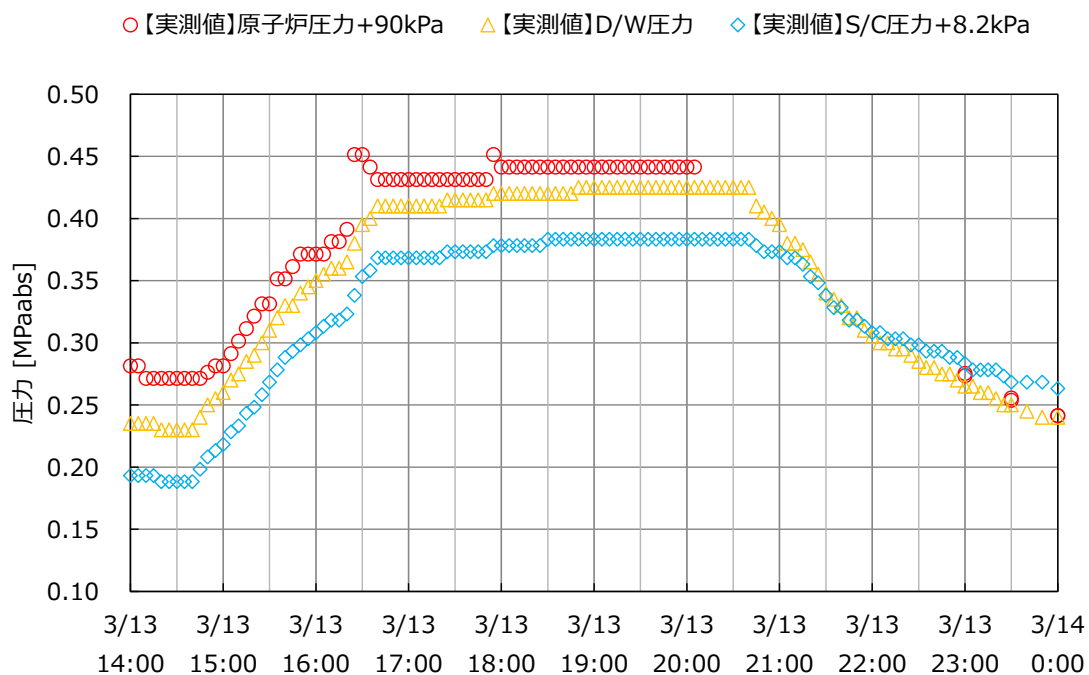


図 14 格納容器圧力及び原子炉圧力（13 日 14 時～14 日 0 時）

3. 実測値を再現する解析による事故進展シナリオの検討

構築した事故進展シナリオについて、実測値を再現する解析を通して定量的な側面から検討する。また、この再現解析を通して、事故進展上重要なパラメータの範囲を評価する。

3. 1. 評価の考え方

炉心損傷後は、圧力容器内における水素を含む気体の発生、SRV 等を通じた格納容器への気体の移行、格納容器からの漏えいなど、プラントの圧力挙動に対して影響が大きく、かつ不確かさの大きいパラメータが複数存在する。したがって、再現解析によって個々のパラメータに関する最も確からしい状態を特定することは困難である。

これを踏まえ、以降の再現解析では、特定のパラメータに着目し、それ以外のパラメータを構築した事故進展シナリオに沿った中で調整することで、プラントの圧力挙動を再現しつつ、着目するパラメータの範囲（最大値及び／又は最小値）を評価する。評価の手順を以下に示す。

- ① 着目パラメータを最大化／最小化する方向にその他のパラメータを設定
- ② 着目パラメータを変化させつつ再現解析を実施
- ③ 圧力の再現性を確認（再現しない場合は①または②に戻る）

着目するパラメータとしては、事故進展を理解する上で特に重要と思われる、水素発生・移行量、ADS 作動後の圧力容器からの気相漏えい面積、及び、ADS 後の SRV6 弁開が維持された期間を選定する。

3. 2. 再現解析

解析には、熱流動解析コード GOTHIC v8.3(QA)を用いた。

解析体系の概要を図 15 に示す。流体の流れる空間として、原子炉圧力容器、格納容器、原子炉建屋、ベント配管等を模擬している。また、それらを接続する流路、弁などを模擬している。SRV や圧力容器及・格納容器からの漏えいについては、これらの流路と弁を設定することで模擬している。各領域をつなぐ矢印は、流体の移行経路を示す。

格納容器スプレイ、原子炉注水、原子炉内の水素及び水蒸気の発生については、実測値の圧力を再現可能な量を調整できるようにする等の目的から、流入境界として外部入力値を与えている。

また、圧力容器内、格納容器内の温度を評価するため、燃料や制御棒等の炉内構造物、圧力容器・格納容器の壁、格納容器内のコンクリート等を模擬し、燃料に対しては崩壊熱、及び設定した水素量に対応する水-金属反応熱を与えている。

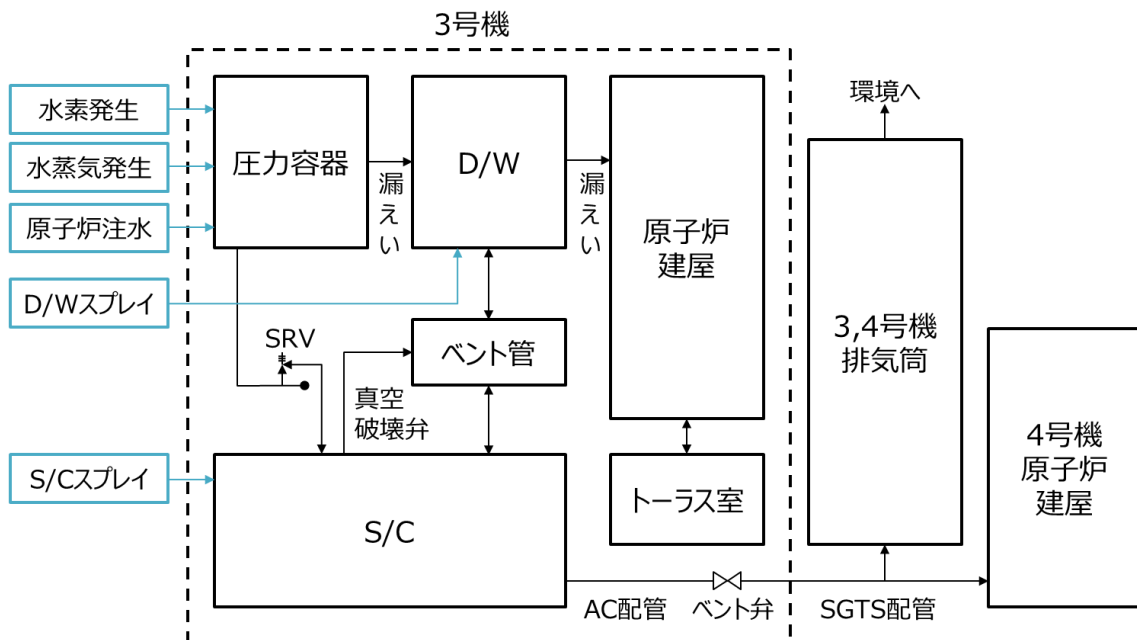


図 15 解析体系の概要

(1) 原子炉内における水素発生と水素移行量の範囲の評価

原子炉内における水素発生量と原子炉建屋への移行量は、3号機及び4号機の原子炉建屋における水素爆発の発生メカニズムを考える上で重要である。ただし、3、4号機それぞれの原子炉建屋にどの程度の水素が移行したかを正確に評価することは困難であるため、ここでは一例として、原子炉内での水素発生量が大きくなるよう評価をした。

a) 解析条件

構築した事故進展シナリオ(図1)に沿って、原子炉水位 TAF 到達から14日0時までの解析を実施した。図1に示したものの以外の主要な解析条件と設定根拠について以下に示す。これらの条件のうち、②、③、④については圧力の実測値を再現しつつ、水素発生量が大きくなるような条件を設定している。

① TAF 到達時点での格納容器内の状態について

TAF 到達想定時刻における格納容器内の圧力、温度、ガス組成、水位等は、別途、スクラム時点から TAF 到達想定時刻までの格納容器圧力と S/C 水位の実測値を再現する解析によって評価した。

解析では、崩壊熱によって発生した水蒸気、及び、S/C スプレイ水を S/C に流入させることで S/C 水位の実測値を再現した。また、S/C 気相部における水蒸気量の収支を調整することで格納容器圧力を再現した。その際、格納容器のシェル及びコンクリートへの伝熱や、再循環ポンプから D/W へのコントロールブリードオフ流量についても考慮した。このようにすることで、S/C と D/W の間の水蒸気と窒素の行き来、及び温度を見積もった。

その結果、TAF 到達想定時刻である13日1時時点における格納容器圧力は約 270kPa[abs]、温度は D/W 側が約 95℃、S/C 側が約 107℃となった。ガス組成はそれぞれの温度における飽和蒸気圧分の水蒸気と、残りは窒素となる。S/C 水位は S/C 床から約 6.3m となった。これらの状態量を TAF 到達以降の解析における格納容器内の初期状態として設定した。

② 原子炉内の水蒸気発生量について

ADS 作動前の炉心水位低下過程における水蒸気発生量は、原子炉圧力が大きく上昇する HPCI 停止 (2:42) から SRV 作動 (4:30 頃) までの期間を除いては、炉心内の水位以下の燃料の崩壊熱が炉水の蒸発に寄与したとして設定した。2:42~4:30 の期間は、原子炉圧力の上昇を再現する水蒸気発生量を設定した。

なお、HPCI 停止以降の原子炉圧力の上昇、及び原子炉水位の低下の過程に

において、崩壊熱の一部が下部プレナムの水温の上昇に寄与していた可能性があり、ADS 作動後にはその温度上昇分に対応する減圧沸騰による水蒸気発生が生じる可能性があるが、その程度は明確でない。この解析では、格納容器圧力の上昇に対する水素の寄与を相対的に増加させ、水素発生量を大きくする観点から、この ADS 作動後の減圧過程における追加の水蒸気発生は考慮していない。

また、燃料の下部プレナムへの移行による水蒸気発生量については、原子炉圧力ピークを再現する量を設定した。

原子炉注水（消防車による注水）については、記録のある範囲で注水量、注水期間を調整した。具体的には、13 日 10:30 頃～12:05 及び 13:12 頃以降に 1.75kg/s の注水が原子炉に到達したと仮定した。これは、一回目の S/C ベント終了以降の原子炉内の水蒸気発生量を抑制し、ベント弁の閉を仮定した 10:40 頃以降の格納容器圧力の上昇が緩やかとなる傾向を再現する観点、及び、20:40 頃に下部プレナム水が枯渇し、格納容器圧力が低下する傾向を模擬する観点から調整したものである。実際の原子炉注水量は原子炉圧力への依存性があると考えられるが、ここでは簡単のため一定量を与えている。この注水量は同時期の消防ポンプ吐出流量の平均値である 10kg/s よりも小さく、消防ポンプ吐出量の一部が他系統・機器へ流れ込み、原子炉内に全量は注水されていなかった可能性とは矛盾しない。

③ 圧力容器からの気相漏えい面積、及び SRV 開口面積について

図 16 に圧力容器からの気相漏えい面積、及び SRV 開口面積の設定を示す。

圧力容器からの気相漏えいについては、D/W 圧力の上昇（12 日 22:00 に 270kPa[abs]→13 日 4:55 に 360kPa[abs]）を再現するため、3:30 時点で圧力容器から D/W への微小漏えい（0.6cm²）を仮定した。これは SRV 作動前であるため、漏えい箇所としては炉内計装配管を想定した。

ADS 作動後について、その直後の SRV 開弁数の減少と圧力容器の気相漏えいの拡大（ADS 作動と同時期の仮定であることを踏まえ、SRV 又は主蒸気管からの漏えいを想定）、及び 12:15 の SRV 全閉を仮定しているのは、構築した事故進展シナリオの中で水素発生量を大きくする方向に調整したものである。なお、9:08 頃に SRV(A),(G)の開閉ランプが両方点灯している様子が確認されているが、この解析では簡単のため SRV(G)を ADS 作動直後に全閉とし、SRV(A)のみ中間開状態を仮定した。

10 時頃の SRV(A)の開口面積の拡大は、9:50 頃に SRV(A)の開操作がなされていることを踏まえ、10 時頃の原子炉圧力の上昇後の低下速度を再現するよ

う調整したものである。

12:15 の圧力容器の気相漏えいの拡大は、前述の通り水素発生量を大きくするために SRV 閉を仮定した結果として、原子炉圧力の実測値の再現のために必要になった調整である。この気相漏えいの拡大の仮定の要否は SRV の開閉状態に依存し、不確かさがある。

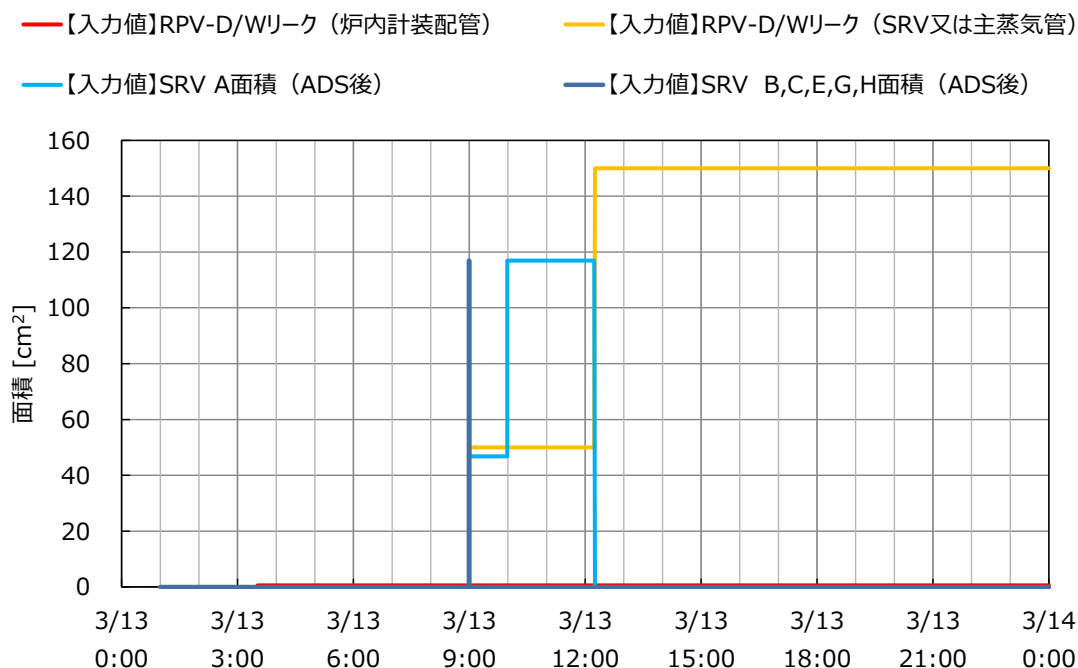


図 16 圧力容器からの気相漏えい面積、及び SRV 開口面積（1 弁あたり）の設定（水素量を大きく評価したケース）

④ 水素発生量について

図 17 に水素発生量の設定を示す。②、③に示した水素発生量を大きくする設定に加え、S/C ベント期間中、及び格納容器からの継続的な水素発生を仮定している。その結果、14 日 0 時までの発生水素量は累計で 1700kg 程度となり、炉心内のジルコニウムが全て酸化した場合に想定される水素発生量（約 1900kg）に近い値となっている。

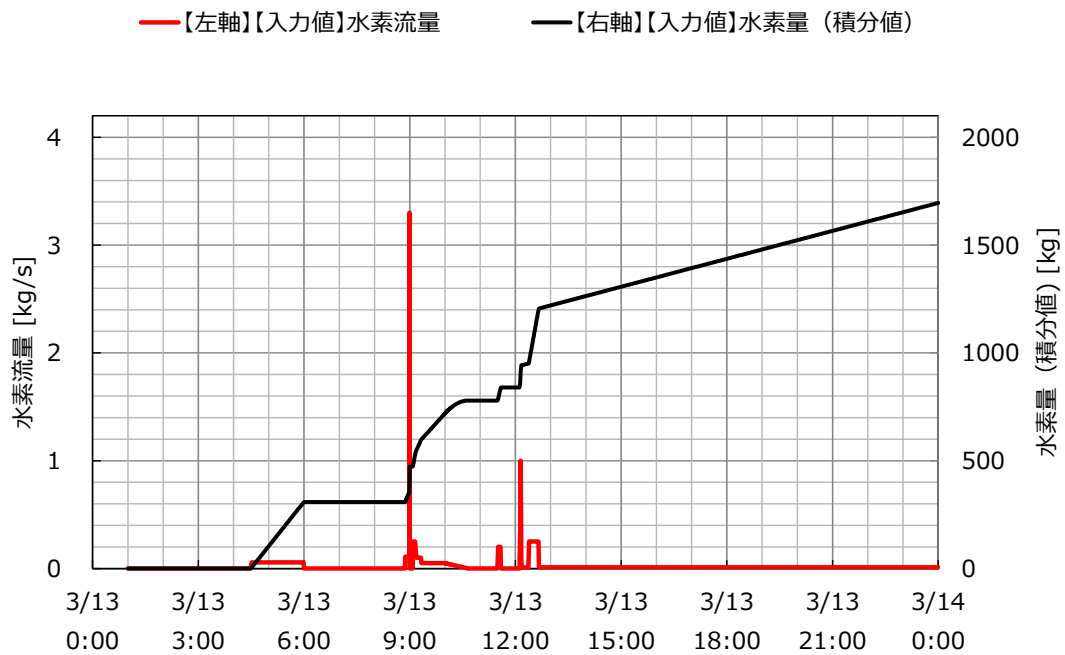


図 17 水素発生量の設定（水素量を大きく評価したケース）

b) 解析結果

① 原子炉圧力及び格納容器圧力の解析結果

図 18 に原子炉圧力及び格納容器圧力の解析結果を示す。前述の解析条件の設定により、圧力の実測値が全体的に良好に再現されている。

また、図 19 に D/W と S/C の圧力差の解析結果を示す。13 日 5 時頃から 9 時頃にかけての D/W 圧力が S/C 圧力よりもやや高い傾向、9 時頃の圧力差の拡大、9 時頃から 20:40 にかけて圧力差がほぼ一定となる傾向、及び、20:40 以降に両者の圧力の関係が逆転する傾向が、概ね良好に再現されている。

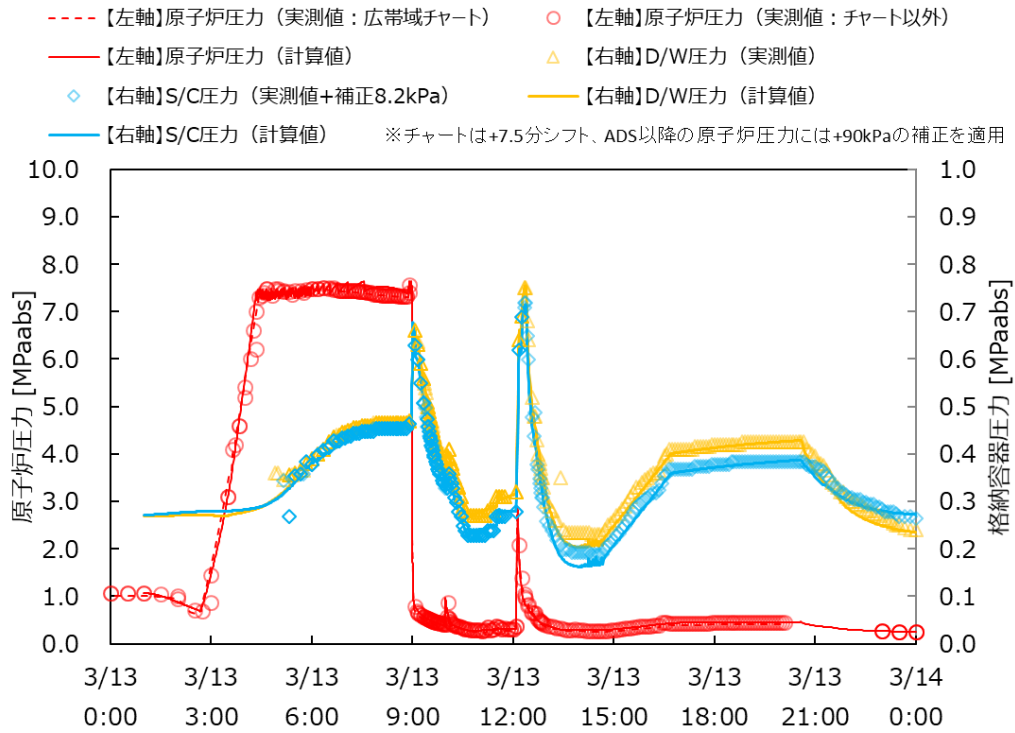


図 18 原子炉圧力及び格納容器圧力の解析結果（水素量を大きく評価したケース）

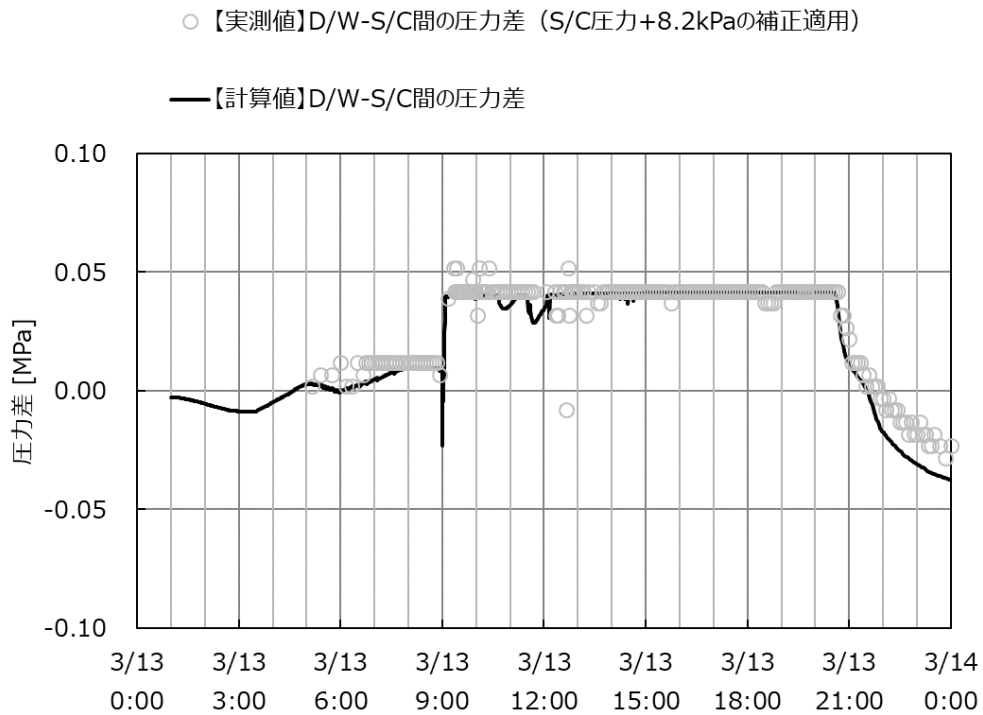


図 19 D/W と S/C の圧力差の解析結果（水素量を大きく評価したケース）

② 水素移行量の解析結果

図 20 に水素移行量の解析結果を示す。この解析では S/C ベント期間中や格納容器漏えい後も継続的な水素発生を仮定するなど、水素発生量を大きく設定していることから、各部への水素の移行量は実際の水素量よりも大きいものと考えられる。なお、この解析では S/C ベント時の 3 号機原子炉建屋への逆流は考慮していないが、仮に逆流を考慮した場合には、3 号機原子炉建屋へ移行する水素量はやや増加し、4 号機原子炉建屋に移行する水素量はやや減少することになる。

圧力容器内及び格納容器内の水素量

ADS 作動までは、圧力容器内で発生した水素の一部が格納容器に移行する形で、圧力容器内と格納容器内に分布している。ADS 作動後は SRV 開、及び圧力容器からの気相漏えいの拡大により、圧力容器内で発生した水素は圧力容器には蓄積されず、格納容器に移行し、S/C ベントによって格納容器から放出されている。

格納容器内の水素量は、新たな発生を仮定した水素の流入量が大きいため、一回目の S/C ベント終了時（10:40）までには完全には放出されていない。11:30 に追加の水素発生の設定によって水素量がやや増加した後、12:05 の燃料デブリの下部プレナムへの移行時の水素発生の設定によりさらに水素量が増加している。その後、格納容器内の水素のほとんどは二回目の S/C ベント期間中（格納容器圧力の再現性から 12:23～14:40 と設定）に放出されている。

14:40 以降、D/W からの漏えい開始（16:40）までは、発生した水素が圧力容器→D/W→S/C の経路で移行することで、S/C の水素量が増加している。以降は新たな流入はほとんどなく、ほぼ一定となっている。

3 号機原子炉建屋への水素移行量

格納容器から原子炉建屋への漏えいを想定した 16:40 以降は、発生した水素のほぼ全てが 3 号機の原子炉建屋に漏えいし、14 日 0 時時点までの水素漏えい量は累計で約 300kg となった。

4 号機原子炉建屋への水素移行量

二回の S/C ベントによる 4 号機原子炉建屋への水素の流れ込み量は、一回目が約 150kg、二回目が約 90kg であり、累計で約 240kg となった。また、ベントガス全体に対する 4 号機への流れ込み量の割合は、一回目のベントでは約 24%、二回目のベントでは約 14%となった。

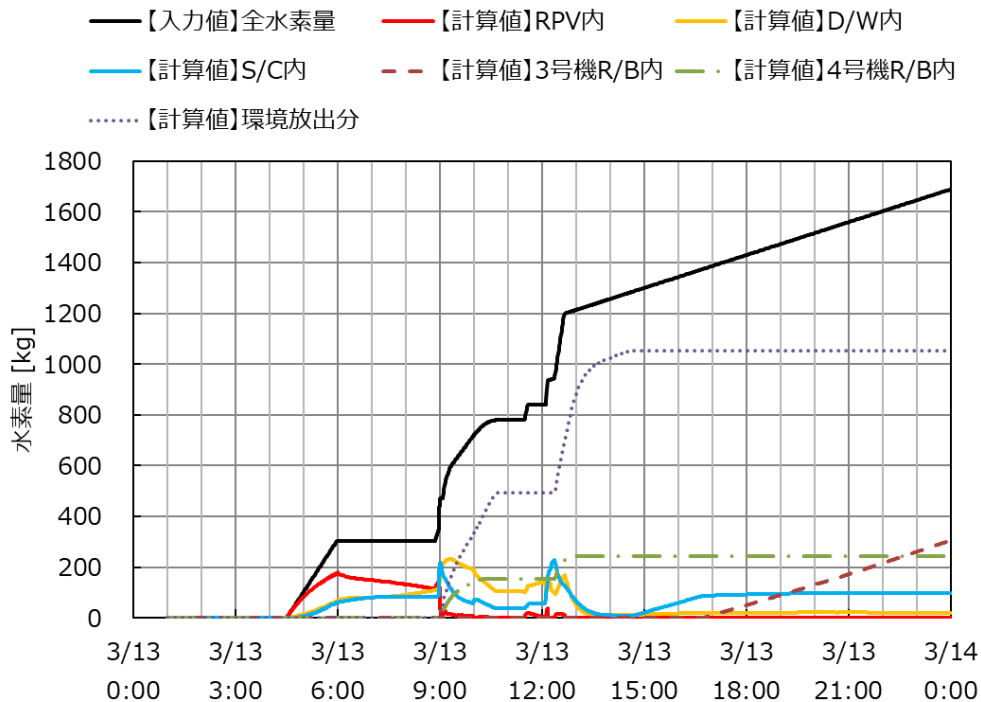


図 20 各所における水素の存在量の解析結果（水素量を大きく評価したケース）

(2) ADS 後の圧力容器の気相漏えい面積の範囲の評価

ADS 作動直後の 9:05 に得られた D/W 圧力は S/C 圧力よりも数 10kPa 高い。圧力容器から D/W への漏えい拡大の有無を推定するため、この圧力挙動の再現に必要な最小限の漏えい面積を評価した。

a) 解析条件

3. 2 (1) a)に示したのものから以下の通りに変更した。

① 水素発生量について

格納容器圧力の上昇を再現する水素発生量を設定した。水素発生期間については、圧力容器から D/W への漏えい面積が小さい状況においても水蒸気を主とした漏えいによって D/W 圧力が S/C 圧力に対して優位となりやすいよう、実際の水素発生状況とは異なると考えるものの、③に記載する SRV 開口面積縮小までに水素発生が完了したと仮定した。

② 水蒸気発生量について

D/W 側への水蒸気漏えいは D/W の圧力上昇に寄与する一方で、S/C 側へ移

行した水蒸気は S/C プールで凝縮するため、S/C の圧力上昇への寄与は小さい。D/W 側の圧力が優位となる実測値の傾向を再現する観点から、ADS 作動後の減圧過程における圧力容器内の水の減圧沸騰を想定した大きな水蒸気発生量を仮定した。

③ ADS 後の SRV 開弁数について

DW 側への漏えい量を増加させるため、ADS 作動直後の SRV 開口面積の縮小を仮定した。縮小後の SRV 開口面積は、原子炉と格納容器の圧力差が大きくなりすぎない程度の面積を試行し、9:08 の SRV(A),(G) の中間開表示も踏まえて、SRV2 弁分の面積を設定した。

④ 圧力容器の気相漏えいについて

上記の設定の結果、圧力挙動を概ね再現する漏えい面積として 30cm^2 を設定した。

b) 解析結果

図 21 に 13 日 8:55～9:05 の原子炉圧力及び格納容器圧力の解析結果を示す。9:05 時点の D/W と S/C の圧力の関係を概ね再現できている。原子炉圧力は、広帯域チャートと比較してやや過大評価されている。これ以上圧力容器の気相漏えい面積を小さくすると、9:05 の D/W と S/C の圧力差を再現する観点からは、D/W 側の圧力上昇を再現するために水蒸気や水素の発生量を増加させた上で、S/C 側の圧力上昇を抑えるためにさらに SRV 開口面積を絞ることになるが、その結果、圧力容器の減圧速度が減少し、減圧過程にみられる原子炉圧力の実測値と解析値の乖離がさらに拡大することになる。すでに原子炉圧力がやや過大評価されていることから、 30cm^2 の漏えい面積でも実際よりも小さい可能性は高いものの、ここでは 30cm^2 を最小限の漏えい面積と位置付けている。以上より、ADS 作動とほぼ同時期に、圧力容器から D/W への気相漏えいの拡大が生じていた可能性が高いと推定した。

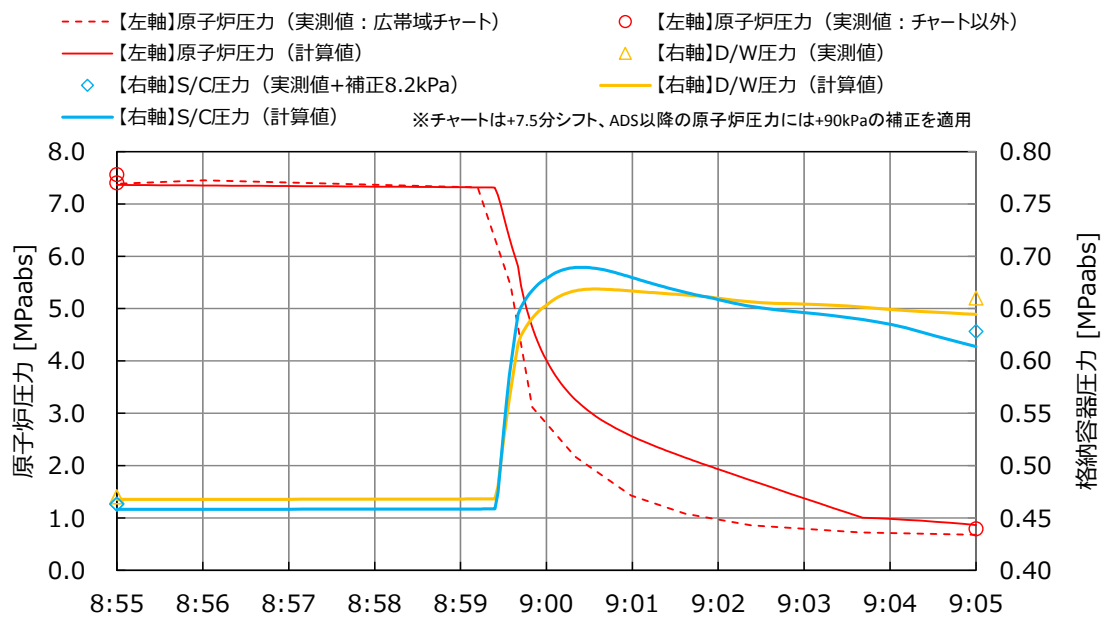


図 21 原子炉圧力及び格納容器圧力の解析結果
(圧力容器気相漏えい 30cm²)

(3) ADS 後の SRV6 弁開が維持された期間の範囲の評価

ADS 作動後の原子炉圧力の上昇を踏まえ、SRV が 6 弁開を維持し得た期間の範囲を推定するため、ADS 作動後に SRV6 弁開 (全開) が維持されたケース (以下、SRV6 弁開維持ケースという)、及び、ADS 作動直後に SRV が全閉となったケース (以下、SRV 全閉ケースという) をそれぞれ評価した。

a) 解析条件

3. 2 (1) a)に示したのものから以下の通りに変更した。

① 水素発生量について

両ケースともに、9:59 の下部プレナムへの燃料デブリ移行時に、圧力容器内で主に水蒸気が発生することとなるが、発生した水蒸気は D/W 内に移行し、その影響で D/W 内に蓄積された水素が S/C に移行することによって格納容器圧力の上昇が過大となる傾向が見られた。そのため、水素発生量そのものを減らし D/W 内の蓄積量を減らすことで格納容器圧力の再現性を高めた。また、この変更によりベントに伴う格納容器圧力の低下速度が大きくなるため、格納容器圧力を再現するようベント流量を減少させた。

② 水蒸気発生量について

SRV6 弁開維持ケースでは、原子炉内で発生した気体の大部分が S/C に移行

するため、D/W 圧力が上がりにくい傾向となる。ADS 作動後の格納容器圧力の上昇、及び 9:05 時点の D/W と S/C の圧力の関係を再現するため、ADS 後の減圧過程において大量の水蒸気発生を仮定した。また、SRV6 弁開においても原子炉圧力の上昇を可能な限り再現できるように、炉内構造物の全量を上限として、下部プレナムへの移行による水蒸気発生を設定した。

SRV 全閉ケースは、3. 2 (2) と同様、ADS 後の減圧過程における水蒸気発生は仮定していない。SRV 全閉ケースでは原子炉内で発生した気体は主に D/W に移行するため、D/W 圧力が上がりやすい傾向となる。その結果、ADS 後の減圧過程における追加の水蒸気発生が無くても ADS 作動後の格納容器圧力の上昇、及び 9:05 時点の D/W と S/C の圧力の関係を再現した。

③ ADS 作動以降の SRV 開弁数について

SRV6 弁開維持ケースでは、ADS 作動以降、SRV は 6 弁開維持を仮定した。SRV 全閉ケースでは、ADS 作動直後に全閉したと仮定した。

④ ADS 作動以降の圧力容器からの気相漏えいについて

両ケースとも、9:05 の D/W と S/C の圧力の関係を再現する値を設定した。

b) 解析結果

図 22 に SRV6 弁開維持ケースの原子炉圧力及び格納容器圧力の解析結果を示す。9:59 の燃料の下部プレナムへの移行により、原子炉圧力のピークが再現されているが、ピーク後の圧力の低下は、SRV6 弁開の仮定により実測値よりも早くなっている。その後、12:05 に炉心内に残るすべての燃料を下部プレナムに移行させても、その後の原子炉圧力の上昇が再現されなかった。このことから、12:05 までの間に、SRV の 6 弁開は維持できなくなっていたものと考えられる。

図 23 に SRV 全閉ケースの原子炉圧力及び格納容器圧力の解析結果を示す。ADS 作動直後に SRV が全閉するが、同時に圧力容器からの気相漏えいが拡大し、この漏えい口からの気体の流出によって圧力容器と格納容器の圧力差は実測値と同程度となる。9:59、12:05 とともに燃料デブリの下部プレナムへの移行により原子炉圧力のピークが再現されていることから、ADS 作動直後の SRV 全閉を仮定しても、圧力容器からの気相漏えいの規模によっては、実測値を再現可能であることが分かる。したがって、ADS 作動直後に全閉した可能性も否定できないと考えられる。

以上より、ADS 作動直後から 12 時頃までの間に、SRV の 6 弁開は維持できなくなっていた可能性が高いと推定される。

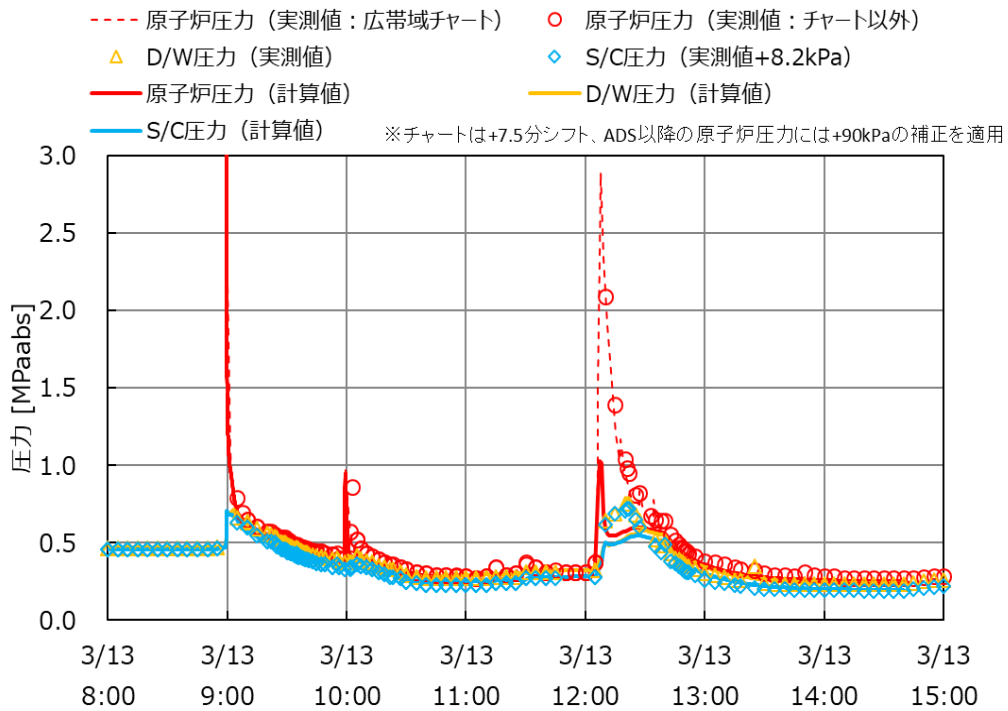


図 22 原子炉圧力及び格納容器圧力の解析結果 (SRV6 弁開維持ケース)

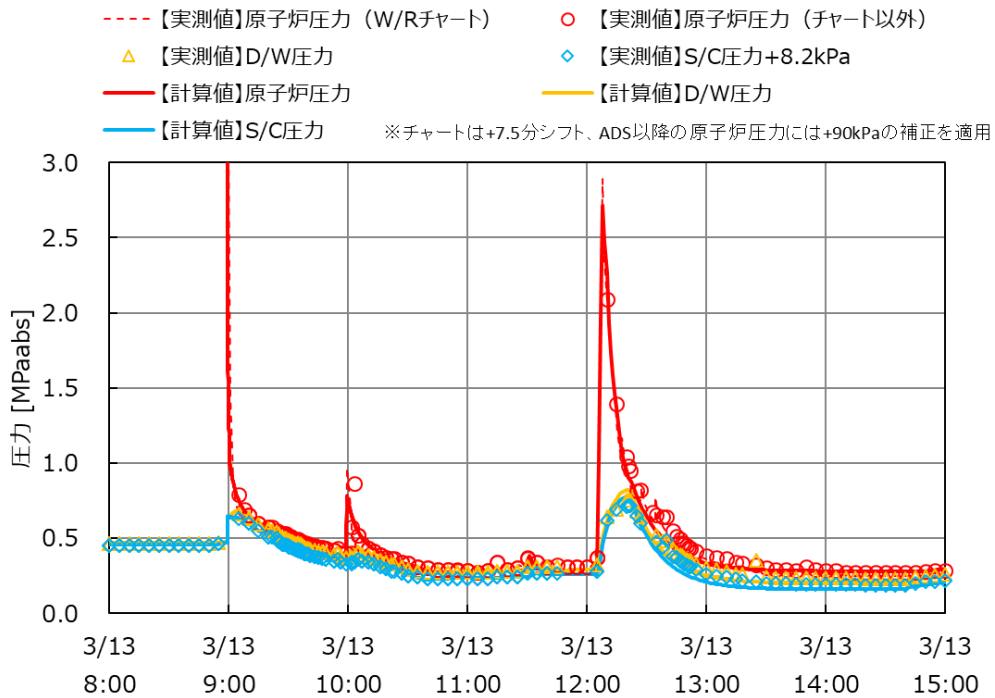


図 23 原子炉圧力及び格納容器圧力の解析結果 (SRV6 全閉ケース)

3. 3. 事故進展シナリオの成立性の考察

図 18 などに示したように、図 1 に示した事故進展シナリオに沿った解析によって原子炉圧力・格納容器圧力を良好に再現可能であった。また、再現解析において、4 号機原子炉建屋への水素移行量、13 日 9 時頃の圧力容器からの気相漏えいの拡大、ADS 作動後の SRV 弁開弁数の減少を推定した。これらの推定の成立性について、既往の検討、観測事実の観点からも考察する。

(1) 4 号機原子炉建屋への水素移行量について

今回の評価では、二回の S/C ベントによる 4 号機原子炉建屋への水素の流れ込み量は、一回目が約 150kg、二回目が約 90kg であり、合計で約 240kg となった。また、ベントガス全体に対する 4 号機への流れ込み量の割合は、一回目のベントでは約 24%、二回目のベントでは約 14%となった。

この結果は、既報（添付資料 3-10）の評価よりも水素量、流れ込みの割合ともに低い。主な原因は以下の通り。

- ・ 既報の評価ではベント開始時点の S/C の水位を S/C の半分と仮定したことで、S/C の自由空間体積が実際より大きくなり、ベント開始時点の水素量が大きめの設定となっていた。一方、今回の評価では S/C 水位の推定を添付資料 3-11 の検討結果に基づいて高めに更新したことで、一回目のベント開始時点の水素量が小さくなっている。今回の評価では既報の評価と異なりベント中の水素発生量を仮定しているが、それを加えても一回目のベント中に放出された水素量は既報の評価よりも小さい。
- ・ 既報の評価では S/C ベント後の格納容器圧力の低下が実測値よりも早い傾向が見られた。これはベント流量を過大に評価していたためと考えられる。今回の解析では、格納容器圧力の低下が実測値を再現するよう、ベント流を既報の評価と比較して小さくしている。これにより、排気筒手前における 4 号機 SGTS 配管との分岐部における圧力が低下し、4 号機側に移行するベントガスの割合が低下している。

今回の評価は、実測された S/C 水位や格納容器圧力の挙動を踏まえたベント開始時点の S/C 水位を想定したこと、格納容器圧力の低下速度を再現するベント流量としたことなど、事故進展状況との整合を志向したものであるが、4 号機原子炉建屋で発生した水素爆発など、この評価以降の事故進展との整合性も踏まえて考えていくことは今後の課題である。

(2) 13 日 9 時頃の圧力容器からの気相漏えいの拡大について

解析を通じて、ADS 作動とほぼ同時期に、圧力容器から D/W への気相漏えいの拡大が生じていた可能性が高いと推定した。

添付資料 3-9 にて、ADS 作動直後の燃料域水位計指示値の上昇は水位計基準面器側配管内の水の蒸発によるものと推定している。これは、圧力容器からの気相漏えいの拡大によって格納容器の温度が上昇した可能性を示唆しており、これは上記の推定結果と整合する。

また、3 号機では、シールドプラグ位置で高い線量率が測定されている。これは D/W トップヘッドフランジの漏えいによるものと考えられる。14 日 4:10 に CAMS の指示値 (D/W : 140Sv/h、S/C : 4.28Sv/h) が得られているが、それ以前には得られておらず、D/W 内の線量率が上昇した時期は明確ではない。ただし、3 号機では実測値が得られている範囲でも 3 月 12 日 20 時点で S/C 水位が真空破壊弁付近にあり、炉心損傷が進展した頃には既に、S/C 水位は真空破壊弁を超えて高かったと推定している (添付資料 3-11 参照)。このような状況では、SRV 経由で S/C 側に移行した放射性物質は、その大部分がスクラビングにより S/C プールに捕捉されることに加え、真空破壊弁を通じた S/C 側から D/W 側への放射性物質の移行も生じないことになる。したがって、シールドプラグ位置での高線量率は、圧力容器から D/W への気相漏えいがあったとの推定とは整合する。

(3) ADS 作動後の SRV 開弁数の減少について

解析を通じて、ADS 作動直後から 12 時頃までの間に、SRV の 6 弁開は維持できなくなっていた可能性が高いと推定した。

2. 5 にて述べたように、SRV が閉となる要因のうち、ADS 作動後に生じ得るものとしては、作動環境の悪化と電源不足が挙げられる。上述のように、ADS 作動直後の燃料域水位計指示値の上昇は格納容器温度の上昇を示唆しており、圧力容器からの気相漏えいの拡大による作動環境の悪化 (例えば電磁弁等で使用しているシール材が劣化し、SRV の駆動に使用する N₂ ガスが漏えいするなど) によって SRV が開状態を維持できなかった可能性はある。

また、事故当時、電源は十分でなかったことから、電源不足による閉止の可能性もある。また、9:08 時点で(A)(G)の SRV が中間開表示を示し、残りの 4 弁が開表示を示さなかったことは、ADS 作動後比較的早い段階で SRV の開口面積が縮小した可能性を示唆している。これらの観測事実は今回の推定結果とも整合する。

4. まとめ

これまでの検討を以下にまとめる。

- ・ プラントパラメータの挙動、及び既往の検討内容から、図 1 に示す事故進展シナリオを構築した。この事故進展シナリオに沿った解析によって、原

子炉圧力及び格納容器圧力の実測値を再現可能であった。

- ・ 圧力の実測値を再現しつつ水素発生量が大きくなる評価を行った。その結果、3月14日0時までの3号機原子炉建屋への水素移行量は約300kg、4号機原子炉建屋への水素移行量は約240kgと評価した。後者については従来評価（添付資料3-10）よりも小さい値となる。3号機及び4号機の原子炉建屋で発生した水素爆発など、この評価以降の事故進展との整合性も踏まえて考えていくことは今後の課題である。
- ・ ADS作動とほぼ同時期に、圧力容器からD/Wへの気相漏えいの拡大が生じていた可能性が高いと推定した。これは、ADS作動直後の燃料域水位計指示値の上昇や、シールドプラグ位置で測定されている高い線量率とも整合する。
- ・ ADS作動直後から12時頃までの間に、SRVの6弁開は維持できなくなっていた可能性が高いと推定した。このことは、ADS作動直後の燃料域水位計指示値の上昇（格納容器温度の上昇など、作動環境の悪化による不作動の可能性）や、事故時に電源が十分でなかったこと（電源不足による不作動の可能性）、9:08時点で(A)(G)のSRVが中間開表示などとも整合する。

5 柏崎刈羽原子力発電所の安全対策との関係について

本検討により圧力容器からの漏えいが発生し、格納容器内部が高温となったことで、SRVが開状態を維持できなくなった可能性や格納容器に気相漏えいが生じた可能性が示された。これにより格納容器の冷却及びSRVの開維持のための対策の重要性が改めて示唆された。

図24に示すとおり、柏崎刈羽原子力発電所では、格納容器の冷却手段として、残留熱除去系（RHR）によるスプレイに加え代替スプレイを設置している。また、格納容器下部注水を設置しており、これにより格納容器下部に移行した熔融燃料を冷却し、熔融燃料からの伝熱による格納容器雰囲気温度の上昇を抑制することができる。代替スプレイ及び格納容器下部注水は従来から復水補給水系（MUWC）を用いて実施する手段を整備していたが、これに加え消防車を用いて実施する手段を追加し、強化している。

また、SRVの動作、開維持のための対策として以下を実施している（図25及び図26参照）。

- ・ アキュムレータの窒素喪失時の窒素供給手段を高圧窒素ガス供給系のポンプにより確保。さらに高圧窒素ガス供給系とは独立したラインから、ポンプからの窒素供給のみで逃し安全弁の動作が可能な系統を追設。

- 逃がし安全弁への窒素供給ラインの電磁弁のシール材を高温耐性が優れた EPDM へ変更。
- 逃がし安全弁への熱的影響緩和のための代替スプレイ手順を追加。
- 常設直流電源喪失時に備え，AM 用蓄電池、可搬型直流電源設備（電源車）又は逃がし安全弁用可搬型蓄電池による供給手段を追加。

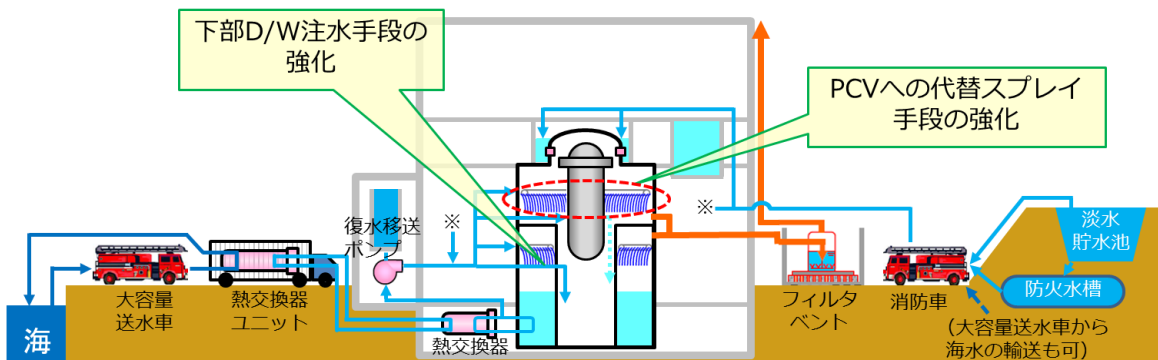


図 24 柏崎刈羽原子力発電所の PCV 破損防止対策（概念図）

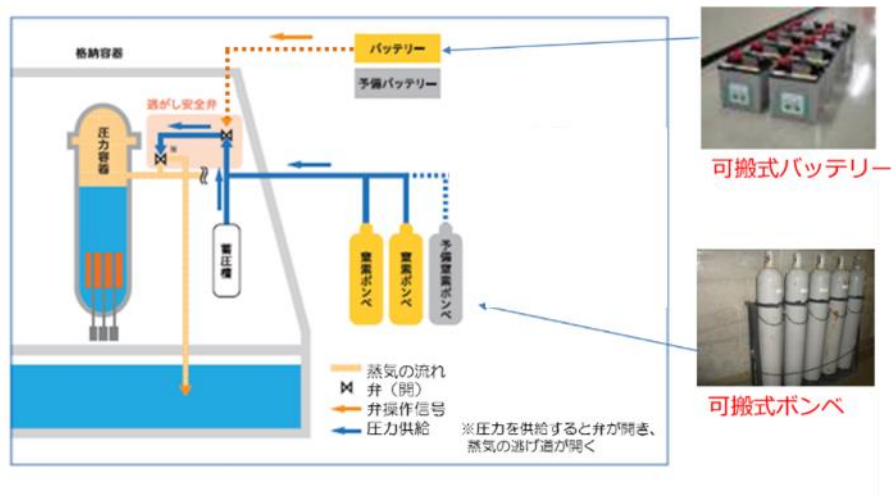


図 25 SRV 開維持のための対策（1/2）

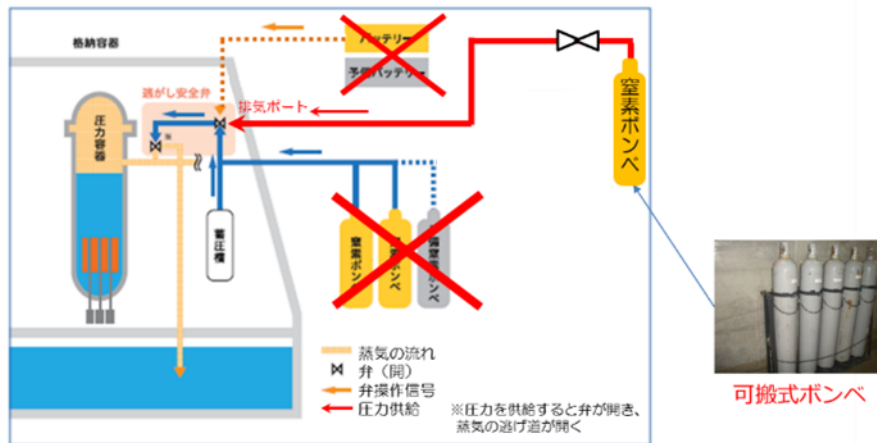


図 26 SRV 開維持のための対策 (2/2)

参考文献

- [1] 東京電力 HD, “福島第一ライブカメラ 静止画像 (2011年3月11日～5月31日分)”