

福島第一原子力発電所 3号機における
蒸気及び水素の発生履歴逆算定解析

Inverse Analysis of Steam and Hydrogen Generation History of
Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

吉川 信治

Shinji YOSHIKAWA

福島研究開発部門

福島研究開発拠点

廃炉国際共同研究センター

炉内状況把握ディビジョン

Accident Progression Evaluation Division

Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science

Fukushima Research Institute

Sector of Fukushima Research and Development

September 2019

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

JAEA-Research

本レポートは国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ (<https://www.jaea.go.jp>)
より発信されています。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 研究連携成果展開部 研究成果管理課
〒319-1195 茨城県那珂郡東海村大字白方2番地4
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency.
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to
Institutional Repository Section,
Intellectual Resources Management and R&D Collaboration Department,
Japan Atomic Energy Agency.
2-4 Shirakata, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

© Japan Atomic Energy Agency, 2019

福島第一原子力発電所 3 号機における蒸気及び水素の発生履歴逆算定解析

日本原子力研究開発機構 福島研究開発部門 福島研究開発拠点
廃炉国際共同研究センター 炉内状況把握ディビジョン

吉川 信治

(2019 年 6 月 19 日受理)

福島第一原子力発電所 3 号機の事故時に計測された原子炉圧力容器 (RPV) 及び格納容器 (PCV) の圧力変化を再現する水蒸気と水素の発生履歴、及び RPV からの気相漏えい規模を、熱水力解析コード GOTHIC を用いて逆算定した。

解析した期間は、炉内の液位が燃料有効長頂部 (TAF) に到達してから、原子炉自動減圧システム (ADS) が作動して RPV 圧力が減少し始めるまでである。入力データには崩壊熱による蒸気発生、金属-水反応による水素発生、炉容器、格納容器 (ドライウェル (D/W)、サプレッションチェンバ (S/C) 及び内部構造物)、冷却材流路と漏えい部のモデルが含まれる。観測されたデータによると 3 月 13 日 6:30 頃以降 ADS 作動までに RPV 圧力はやや減少傾向を示し、この間に PCV 圧力は緩やかに上昇していることから、この間圧力逃し弁 (SRV) の開閉なしに RPV バウンダリーから PCV への何らかの漏えいが生じているものと考えられた。このことから、本検討では RPV から PCV への漏えい経路と漏えい面積をパラメータに選定した。解析の結果、事故シナリオの不確定性から水素の発生量は 0kg から 860kg と幅があるが、観測された RPV 圧力の低下傾向を説明できる RPV からの漏えい面積は漏えい経路を問わず高々 1cm² 程度と評価された。この漏えい面積は ADS 作動後の燃料スランピング (下部プレナムへの落下) 時の蒸気や水素などのガス流出経路を考える上で重要となる。スランピング時には SRV が開状態であったと考えられるが、1cm² 程度の RPV バウンダリー漏えいは開状態 SRV を通じた S/C へのガス流に比べると無視できる程度であり、S/C や D/W の圧力は RPV バウンダリーの漏えいには依存しないと推定された。このことはスランピング時の主要なガスの流れが S/C 経由であり、蒸気は S/C で凝縮しやすいことから、観測された D/W 圧力を説明するには水素など非凝縮ガスの寄与が大きかったことを示唆している。

本報告書は株式会社テプコシステムズとの役務契約で実施した解析に基づくものである。

大洗研究所 (駐在) : 〒311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町 4002

Inverse Analysis of Steam and Hydrogen Generation History of
Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3

Shinji YOSHIKAWA

Accident Progression Evaluation Division
Collaborative Laboratories for Advanced Decommissioning Science
Fukushima Research Institute, Sector of Fukushima Research and Development
Japan Atomic Energy Agency
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received June 19, 2019)

Steam and hydrogen generation history and gas leakage area were inversely evaluated by a thermal hydraulic analysis code GOTHIC.

The analyzed period in the accident progression is from the arrival of reactor liquid level at the top of active fuel (TAF) until start of depressurization of reactor pressure vessel (RPV) by activation of automatic depressurization system (ADS). The input data includes decay heat induced evaporation, hydrogen generation due to metal-water reaction, RPV, primary containment vessel (PCV) (dry well (D/W), suppression chamber (S/C) and inner structures), coolant flow paths and boundary failures.

Based on the measurement, the RPV pressure slightly decreased and the PCV pressure increased slowly from ~6:30 on March 13 until the ADS activation, which suggests some leakage flow from the RPV boundary to the PCV in this period without any SRV openings. Therefore, possible leakage paths and leakage area from RPV to PCV were selected as parameters in this analysis.

As a result, the mass of generated hydrogen varied from 0 kg to 860 kg corresponding to uncertainties of accident scenarios on one hand. Regardless of the assumed leakage paths, the leakage area from RPV was evaluated to be around 1 cm², to reproduce the measured decrease behavior of RPV pressure. This leakage area is a key factor in considering the steam and hydrogen flow path during the fuel slumping (relocation to lower plenum) after the ADS operation. Since some of SRVs are supposed to have been open at the time of the major slumping (~12:00 on March 13), provided that the leakage area was kept ~1 cm², its effect on the PCV pressure would have been negligible. In this case, the gas flow at the time of the main slumping would have been through S/C, where vapor condensation was effective, thus certain contribution of non-condensable gases like hydrogen seems necessary to explain the observed D/W and S/C pressure increase.

Keywords: Accident Progression, Hydrogen Generation, D/W, S/C

The study described in this report is based on an analysis conducted under the contract with TEPCO SYSTEMS CORPORATION.

目次

1	はじめに.....	1
2	福島第一原子力発電所 3 号機を対象とした GOTHIC コード入力データの作成.....	1
3	炉心のボイド化発生時から RPV 減圧開始時までの過渡変化の解析.....	1
3.1	解析ケース.....	1
3.2	解析条件.....	2
3.2.1	TAF 到達時間について.....	2
3.2.2	ADS 作動時間について.....	3
3.2.3	SRV の作動について.....	3
3.2.4	RPV 内での水蒸気発生履歴について.....	3
3.2.5	RPV 内での水素発生履歴について.....	4
3.2.6	各部の初期圧力について.....	5
3.2.7	初期 S/C 水位について.....	5
3.2.8	初期 PCV 内温度について.....	6
3.2.9	RPV から PCV への気相漏えいについて.....	7
3.3	解析結果.....	8
3.3.1	ケース①（実測値の再現に必要な水素量が多いシナリオ）.....	8
3.3.2	ケース②（実測値の再現に必要な水素量が少ないシナリオ）.....	9
3.3.3	ケース③（D/W と S/C の差圧の再現性を向上させたシナリオ）.....	9
4	まとめ.....	10
	参考文献.....	11

Contents

1. Introduction.....	1
2. Input data development of GOTHIC code for analysis of Fukushima Daiichi Nuclear Power Station Unit 3	1
3. Transient analysis from core voiding onset to RPV depressurization	1
3.1 Analysis cases	1
3.2 Analytical conditions	2
3.2.1 Clock time of liquid level arrival to TAF.....	2
3.2.2 Clock time of ADS activation.....	3
3.2.3 SRV actions	3
3.2.4 Steam generation history in RPV	3
3.2.5 Hydrogen generation history in RPV.....	4
3.2.6 Initial pressures of subsystems.....	5
3.2.7 Initial S/C liquid level.....	5
3.2.8 Initial PCV temperature	6
3.2.9 Gas leakage from RPV to PCV	7
3.3 Analytical results	8
3.3.1 Case 1: (Scenario with maximum assumption of hydrogen generation)	8
3.3.2 Case 2: (Scenario with minimum assumption of hydrogen generation)	9
3.3.3 Case 3: (Scenario with improved consistency on pressure gap between D/W and S/C)	9
4. Conclusion	10
References.....	11

表リスト

表 1	解析体系の構成要素	14
表 2	解析ケース	14
表 3	解析条件	15

図リスト

図 1	解析体系	13
図 2	炉心水位と水蒸気発生割合の評価結果	16
図 3	RPV 内の水蒸気発生量／水素発生量の設定 (ケース①)	16
図 4	RPV 漏えい面積／SRV シートパスの設定 (ケース①)	17
図 5	S/C スプレー流量／D/W スプレー流量の設定 (ケース①)	17
図 6	RPV 圧力の解析結果 (ケース①)	18
図 7	PCV 圧力の解析結果 (ケース①)	18
図 8	炉心部ガス温度の解析結果 (ケース①)	19
図 9	RPV 内の水素割合の解析結果 (ケース①)	19
図 10	S/C 水位の解析結果 (ケース①)	20
図 11	PCV 温度の解析結果 (ケース①)	20
図 12	D/W 内のガス組成の解析結果 (ケース①)	21
図 13	S/C 内のガス組成の解析結果 (ケース①)	21
図 14	RPV 内の水蒸気発生量／水素発生量の設定 (ケース②)	22
図 15	RPV 漏えい面積／SRV シートパスの設定 (ケース②)	22
図 16	S/C スプレー流量／D/W スプレー流量の設定 (ケース②)	23
図 17	RPV 圧力の解析結果 (ケース②)	23
図 18	PCV 圧力の解析結果 (ケース②)	24
図 19	炉心部ガス温度の解析結果 (ケース②)	24
図 20	RPV 内の水素割合の解析結果 (ケース②)	25
図 21	S/C 水位の解析結果 (ケース②)	25
図 22	PCV 温度の解析結果 (ケース②)	26
図 23	D/W 内のガス組成の解析結果 (ケース②)	26
図 24	S/C 内のガス組成の解析結果 (ケース②)	27
図 25	RPV 内の水蒸気発生量／水素発生量の設定 (ケース③)	27
図 26	RPV 漏えい面積／SRV シートパスの設定 (ケース③)	28
図 27	S/C スプレー流量／D/W スプレー流量の設定 (ケース③)	28
図 28	RPV 圧力の解析結果 (ケース③)	29
図 29	PCV 圧力の解析結果 (ケース③)	29
図 30	炉心部ガス温度の解析結果 (ケース③)	30
図 31	RPV 内の水素割合の解析結果 (ケース③)	30

図 32	S/C 水位の解析結果 (ケース③)	31
図 33	PCV 温度の解析結果 (ケース③)	31
図 34	D/W 内のガス組成の解析結果 (ケース③)	32
図 35	S/C 内のガス組成の解析結果 (ケース③)	32

1 はじめに

福島第一原子力発電所 3 号機（以下「3 号機」）において 2011 年 3 月 11 日に発生した事故時の原子炉圧力容器（以下「RPV」）内での蒸気及び水素の発生履歴・発生量を、測定された圧力などのプラントデータとの整合性を根拠として逆算することを目的に、その基盤として炉心のボイド化発生時（2011 年 3 月 13 日 0:00～3:00 頃）から自動減圧システム作動によると考えられる圧力容器減圧（2011 年 3 月 13 日 9:00 頃）までのプラント応答を解析する。

2 福島第一原子力発電所 3 号機を対象とした GOTHIC コード入力データの作成

福島第一原子力発電所 3 号機を対象として、GOTHIC コード入力データを作成した。GOTHIC コードのバージョンは 8.2(QA)を用いた。

解析体系の構成要素を表 1 に、解析体系を図 1 に示す。解析では RPV、ドライウエル（以下「D/W」）、サプレッションチェンバ（以下「S/C」）の圧力等の実測値との比較を実施するため、これらの領域をモデル化した。各領域を接続する流路、並びに各領域内の発熱及び領域間の伝熱を考慮する熱構造物を設定した。炉内の水蒸気及び水素発生、並びに格納容器スプレイを模擬するための境界条件を設定した。格納容器スプレイの液滴等を模擬するためのノズルを設定した。圧力逃し弁（以下「SRV」）、RPV から D/W へのリーク、及び SRV シートパスを模擬するための弁を設定した。

3 炉心のボイド化発生時から RPV 減圧開始時までの過渡変化の解析

3.1 解析ケース

本検討の目的は、炉心のボイド化発生時（燃料有効長頂部（以下「TAF」）到達時）から RPV 減圧開始時（原子炉自動減圧システム（以下「ADS」）作動時）までの測定データに整合した蒸気と水素の発生履歴を推定することである。この期間の水蒸気の発生履歴については、基本的には燃料の崩壊熱による水蒸気発生と考えられ、これは炉心燃料全体の軸方向の崩壊熱分布に支配される。一方で、水素発生履歴については、燃料被覆管温度の履歴にも依存するため、測定データの再現性から推定する必要がある。すなわち、水素発生履歴の推定は、格納容器（以下「PCV」）圧力に影響する事故進展シナリオに依存する。具体的には、以下のようなシナリオ依存性が考えられる。

- 原子炉水位 TAF 到達時の PCV 圧力は不明だが、これが低ければ、後の PCV 圧力の実測値を再現する水素量は大きくなる。逆に高ければ、必要な水素量は減少する。
- 原子炉水位 TAF 到達時の S/C 水位は不明だが、これが低ければ、PCV 内の自由空間体積が増加するため、後の PCV 圧力の実測値を再現する水素量は大きくなる。逆に高

ければ、必要な水素量は減少する。

- **RPV** 内で発生したガスの流出先は不明だが、**S/C** 側への流出が多ければ、液相にガスが放出され、ガス中の水蒸気はある程度凝縮し、その分圧力上昇は抑えられるため、後の **PCV** 圧力の実測値を再現する水素量は大きくなる。逆に **D/W** 側への流出が多ければ、凝縮しにくくなるため、必要な水素量は減少する。

本検討では、上記のシナリオの組み合わせによって、必要な水素量が多くなるシナリオ（ケース①）、及び、少なくなるシナリオ（ケース②）を想定し、それぞれ **PCV** 圧力の実測値を再現する水素発生履歴を評価することで、現実的な水素発生量の幅を推定することとした。

また、ケース①とケース②を解析する過程で、**D/W** 圧力と **S/C** 圧力の実測値の差圧が再現されない傾向が見られた。これは、**SRV** 作動以外の **RPV** からのガスの流出先として、ケース①では **SRV** シートパスを通じた **S/C** への流出のみを仮定する一方で、ケース②では **RPV** の漏えい口を通じた **D/W** への流出のみを仮定していたためと考えられた。

D/W 圧力、**S/C** 圧力の実測値は、測定器のずれなどによって実際の圧力から多少のシフトがあった可能性は否定できないものの、実測値を信頼した場合の **D/W** 圧力と **S/C** 圧力の差圧の再現性の向上のため、**RPV** のガスが **S/C** と **D/W** のどちらにも流出するシナリオ（ケース③）を想定した。解析ケースを表 2 に示す。

3.2 解析条件

解析条件を表 3 に示す。また、表 3 の条件設定の根拠を 3.2.1～3.2.9 に示す。

3.2.1 TAF 到達時間について

3 月 12 日 12:35 の高圧注水系（以下「**HPCI**」）起動後、広帯域水位計の指示値は上昇し、同日 20:36 には **TAF+5500mm** 程度を示している。その後一旦計測が途切れ、3/13 4:00 に燃料域水位計の指示値 **TAF-1600mm** が得られている。この間、原子炉水位に関する実測値は得られていないものの、原子炉水位は低下傾向にあったと推測される。これは、**HPCI** 起動後、**RPV** 圧力が減少したことにより、**HPCI** タービンに供給される蒸気量が低下し、タービンの駆動力が低下した結果、原子炉への注水量が減少したためと考えられる。3 月 13 日 4:00 以降に測定された燃料域水位計の水位を概ね再現するような **TAF** 到達時間として、**BSAF** プロジェクトにおける複数コードによる再現解析¹⁾では、ばらつきはあるものの、概ね 3 月 13 日 2:30 前後との予測が多く、東京電力による **MAAP** 解析²⁾においても、3 月 13 日 2:30 前後と評価されている。このため、本検討では、原子炉水位が **TAF** に到達した時刻として 3 月 13 日 2:30 を設定する。

3.2.2 ADS 作動時間について

ADS 作動タイミングは不明であるものの、3月13日 9:00 頃に原子炉圧力が急激に低下している。また、ADS 作動条件の一つに、残留熱除去系（以下「RHR」）ポンプ吐出圧力の確立（0.344MPa[gage]）があるが、RHR ポンプ吐出圧力計は S/C と配管で繋がっており、途中の弁は開運用である³⁾ことから、S/C 圧力と連動していると考えられる。RHR ポンプ吐出圧力と S/C 圧力を同等と見なすと、S/C 圧力が 0.344MPa[gage] を初めて超えるのは、3/13 8:55 である。このため、3月13日 8:55 頃に ADS が作動した可能性がある。このため、本検討では ADS 作動時刻を 3月13日 8:55 と設定する。

3.2.3 SRV の作動について

原子炉圧力は 3月13日 2:42 の HPCI 停止後、上昇している。これは主に、HPCI タービンへの抽気がなくなったことにより、原子炉内で発生する水蒸気の逃げ場がなくなったためと考えられる。原子炉圧力は同日 4:30 頃に 7MPa 以上まで上昇した後、5:50 頃まではある程度の幅を持って周期的に振動しており、この圧力挙動は SRV の作動を思わせる。このため、4:30 頃から 5:50 頃までは SRV が作動していた可能性がある。一方、その後 9:00 前までは原子炉圧力の振動が見られず、緩やかに減少していることから、5:50 頃以降、9:00 前までは SRV は作動していなかったと考えられる。

解析においては、原子炉圧力が SRV 作動設定圧に達した場合は SRV を開とし、閉設定圧まで減少した時点で閉とする。SRV の開設定圧、及び閉設定圧（復帰値）は公開資料⁴⁾に記載の値を用いる。作動した SRV は不明であるため、ここでは仮定として、開設定圧が最も低い SRV の設定圧として、開設定圧 7.44MPa[gage]、閉設定圧 7.20MPa[gage] を用いる。

なお、GOTHIC 解析では、このような圧力逃し弁のモデル化の都合上、弁の上流側と下流側の差圧が設定圧力となる。このため、下流側の S/C 圧力が大気圧から上昇した分、SRV が作動する原子炉圧力は上昇する。実機の SRV の設定圧力が、このように背圧の影響を受けるかは不明であるが、この点による本検討の結果への影響は限定的と考えられる。

3.2.4 RPV 内での水蒸気発生履歴について

TAF 到達後も、原子炉水位は崩壊熱による炉水の蒸発によって低下する。燃料域水位計の指示値の分析⁵⁾によれば、8:55 時点での原子炉水位は燃料有効長底部（以下「BAF」）程度以上と推定されており、その場合、燃料の崩壊熱による炉水の蒸発は 9:00 頃まで継続していたと考えられる。

TAF 到達以降の水蒸気発生量、及び炉心水位は以下のように簡易的に評価できる。

$$w = \frac{q_{decay}(H)}{h_{fg}}$$

$$H = H_{init} \times \frac{M}{M_{init}}$$

$$\frac{M}{dt} = w$$

ここで

- w : 水蒸気発生量 (kg/s)
 q_{decay} : 水面下の崩壊熱 (W)
 h_{fg} : 蒸発潜熱 (J/kg)
 H : BAF 基準の炉心水位 (m)
 H_{init} : 初期水位 (燃料有効長) (m)
 M : 水面下の炉心部の水量 (kg)
 M_{init} : 原子炉水位 TAF 時の炉心部の水量 (kg)

炉心の崩壊熱分布には ORIGEN2 解析に基づき計算されたもの⁶⁾を用いる。TAF 到達時を 3 月 13 日 2:30 とした場合の炉心水位及び水蒸気発生量を上式で評価した結果を図 2 に示す。炉心水位の評価結果は 8:55 時点で BAF から 10cm 程度であり、これは前述の分析⁵⁾とも整合している。

GOTHIC による解析においては、図 2 に示す時系列の水蒸気発生割合を、炉心部への水蒸気の流入割合の境界条件として与える。

3.2.5 RPV 内での水素発生履歴について

燃料及び被覆管の温度が上がり始め、燃料被覆管温度が一定以上となると、水-金属反応により水素が生成されうる。水素の生成履歴は不明であるため、本検討では実測値を再現する水素発生履歴を推定する。この期間に得られている実測値には、原子炉圧力、D/W 圧力、S/C 圧力があるが、RPV から PCV へのガス流出状況 (面積など) が不明であるため、原子炉圧力の挙動から、RPV 内の水蒸気、及び水素の発生履歴を推定することは困難である。一方、格納容器に排出された水素は、非凝縮性であるため格納容器内にとどまり、この影響は格納容器圧力の上昇として現れる。このため格納容器圧力は水素発生履歴を推定する良い指標となる。この期間において、D/W 圧力と S/C 圧力の測定データは、圧力差はあるものの、概ね同程度で推移していることから、本検討では、D/W 圧力の測定データを再現する水素発生履歴を推定する。

なお、前述したように、D/W 圧力を再現する水素発生履歴にはシナリオ依存性があることから、各解析ケースの解析結果の 3.3 節に、水素発生履歴を合わせて記載する。

3.2.6 各部の初期圧力について

原子炉圧力は、本検討において TAF 到達時刻と仮定する 3 月 13 日 2:30 近傍の実測値が得られているため、これを内挿した値として、767kPa[abs]を設定する。

D/W 圧力及び S/C 圧力は、3 月 13 日 2:30 前後には実測値が得られていない。D/W 圧力に関しては、3 月 12 日 18:00～20:00 頃にかけては 290kPa[abs]から 270kPa[abs]に緩やかに低下し、その後一旦計測が途切れた後、22:00 に 270kPa[abs]の指示値が得られている。その後再び測定が途切れ、3 月 13 日 5:00 頃に 350kPa[abs]程度の指示値が得られてからは、いくつかの例外的な測定点を除いて、8:55 に 470kPa[abs]を示すまで基本的に上昇傾向を示す⁷⁾。S/C 圧力の傾向もほぼ同様であり、こちらは D/W 圧力よりも～20kPa 程度低い値を示している⁷⁾。一方、HPCI タービン排気圧力 (S/C 圧力に排気される上流側の圧力) として、3 月 12 日 18:30～21:30 にかけて 190kPa[gage]が、3 月 13 日 1:30 及び 2:00 に 210kPa[gage]が測定されている。

ケース①には、圧力の再現に必要な水素発生量を多く見積もる観点から、低めの初期圧力を設定する。HPCI タービン排気圧力が、3 月 12 日 21:30 から 3 月 13 日 2:00 にかけて 20kPa 程度しか上昇していないことから、格納容器圧力は 3 月 13 日 2:30 よりも前に測定された最後の測定値 (D/W 圧力: 3 月 12 日 22:00 時点の 270kPa[abs]、S/C 圧力: 3 月 12 日 20:00 時点の 270kPa[abs]) からほとんど上昇していなかった可能性を考慮し、初期圧力として 270kPa[abs]を設定する。

ケース②はケース①と逆に、高めの初期圧力を設定する。3 月 12 日 22:00 から 3 月 13 日 4:55 まで、D/W 圧力が線形に上昇したことを仮定し、内挿した値として 3 月 13 日 2:30 時点で 330kPa[abs]を設定する。また、S/C 圧力も同値とする。ケース③は、ケース②と同様の設定とする。

3.2.7 初期 S/C 水位について

S/C 水位は 12 日 20:00 までの実測値⁸⁾が得られており、3 月 12 日 13:30 頃以降は、S/C スプレイの影響と思われる水位上昇速度の増加が見られている。その後、少なくとも 3 月 13 日 3:05 までは S/C スプレイを停止した記録はなく、S/C スプレイが継続していれば、S/C 水位は上昇し続けたと考えられるものの、実測値が得られていないため、原子炉水位 TAF 到達時の S/C 水位には不確かさがある。

ケース①には格納容器内の自由空間体積を大きく設定し、圧力の再現に必要な水素発生量を多く見積もるため、低めの S/C 水位を設定する。3/12 20:00 時点から S/C スプレイが入っていない状況を想定し、S/C 水位が 20:00 時点の実測値 (S/C 底から 5.7m : 通常水位 4150mm+1550mm) から水位 TAF 到達時まで変化していないことを仮定する。なお、S/C スプレイが入っていなかったとしても、HPCI 排気や SRV 排気による水蒸気の流入によって S/C 水量は増加するが、この影響は無視する。

ケース②及びケース③では、S/C スプレイが継続した場合の S/C 水位を推定して設定する。S/C 水の増加分を、(1)崩壊熱によって発生した水蒸気の流入と、(2)S/C スプレイによ

る注水の組み合わせによるものとする。このうち(1)については、S/C スプレー開始までの崩壊熱の積分値と、S/C 水位の上昇幅から求められる S/C 水の増加量の相関関係を、TAF 到達時まで外挿してこの時点までに崩壊熱によって発生した水蒸気の流入による S/C 水の増加量を見積もる。(2)については、S/C スプレー開始後、S/C 水位の上昇速度が大きくなる 3 月 12 日 13:30~20:00 の S/C 水位上昇幅から、当該期間の S/C 水の増加量を求め、ここから(1)の崩壊熱による S/C 水の増加量を除くことで、S/C スプレーによる S/C 水の増加量を求めた結果、3 月 12 日 13:30~20:00 の S/C 水位上昇幅をよく再現する S/C スプレー流量は約 85m³/h となった。(1)及び(2)による S/C 水の増加が、原子炉水位 TAF 到達時まで継続した場合の S/C 水位として、6.5m を設定する。

3.2.8 初期 PCV 内温度について

HPCI の作動中、原子炉水位が低下していたと考えられることから、RPV から崩壊熱相当のエネルギーが S/C プールに流入していたと考えられる。一方で、S/C スプレーが実施中であったことから、それによって S/C プールの温度上昇は抑制されていた可能性がある。S/C スプレーの流量が不明であることなどから、S/C プール温度を正確に推定することは困難であるが、S/C 圧力の実測値の挙動から、3/13 2:30 時点の S/C プール温度の範囲について考察する。

圧力の変化速度が小さく、S/C 内が準定常状態と見なせる状況においては、S/C 気相部の温度は、水蒸気分圧における飽和温度程度となると考えられる。また、S/C 気相部と S/C 水面の温度はほぼ同程度と考えられる。さらに、S/C プールの温度成層化は S/C スプレーの実施によって解消されている (S/C プール温度はほぼ均一) と考えると、S/C プール水温は水蒸気分圧における飽和温度と見なせる。

S/C 圧力は、3 月 12 日 17:30 時点で 280kPa[abs]、20:00 時点で 270kPa[abs]であり、徐々に低下しているものの、圧力の変化速度は小さく、準定常状態と考えられる。20:00 時点の圧力は、水蒸気分圧と窒素分圧の合計である。両者の割合は不明だが、仮に全て水蒸気であった場合は、S/C プール水温は 270kPa[abs]の飽和温度 130°C 程度となる。ただし、S/C スプレーにより S/C 側が圧力低下している可能性も踏まえると、S/C 側に窒素が存在する可能性もあるため、20:00 時点の S/C プール温度は 130°C 以下であったと考えられる。

また、3 月 13 日 9:00 頃の S/C ベント実施以降の S/C 圧力に着目すると、10:40 に 220kPa[abs]を示すまで、10:00 頃に RPV 圧力が一時的に上昇した期間を除いて、ほぼ単調に圧力が減少し、10:40 から 11:10 にかけては一定値を示している。減圧中に S/C プールで減圧沸騰が生じた場合には、大量の水蒸気が発生し、圧力の低下速度は緩慢になると考えられるが、10:40 までそのような傾向は見られないことから、10:40 までは S/C プールの減圧沸騰は生じていなかったか、限定的であったと考えられる。このため、10:40 時点の S/C プール水温は 220kPa[abs]の飽和温度 (約 123°C) 以下であった可能性が高い。

10:40 以降、S/C 圧力が一定となった原因としては二つ考えられ、一つは 10:40 頃に減圧沸騰が開始した可能性が考えられる。この場合は、10:40 時点の S/C プール水温は

220kPa[abs]の飽和温度（約 123℃）程度であったことになる。もう一つは、11:17 時点で駆動用空気圧の抜けによってベントライン中の AO 弁（大弁）が閉となっていたことが確認されている⁹⁾ことから、10:40 の時点で弁が閉となった可能性が考えられる。この場合は、10:40 時点の S/C プール水温は約 123℃以下であったことになる。

これらの推定から、3月13日 2:30 時点の S/C プール温度を推定する。3月13日 9:00 頃からの S/C ベント時には、S/C プールに RPV 及び D/W からガスが流入するため、基本的には S/C プール温度は上昇傾向であったと考えられる。一方、3月13日 5:00 頃から 9:00 頃にかけては、途中で S/C スプレイは実施されていたものの、格納容器圧力が上昇傾向であることも踏まえると、S/C プール温度が大きく低下していたとは考えにくい。3月12日 20:00 時点の S/C プール水温が 130℃以下と推定されることも踏まえ、この解析では、S/C 温度として 120℃を設定する。

初期 D/W 温度は、ケース①では 96℃、ケース②及びケース③では 110℃を設定する。これは、ケースごとに下記の手順で求めたものである。

- (1) 設定した初期 PCV 圧力と S/C 温度 120℃における飽和水蒸気圧から、S/C 内の窒素分圧、及び窒素のモル数を求める。
- (2) スクラム前の PCV 内の窒素のモル数と(1)との差分から、D/W 内の窒素モル数を求める。
- (3) 飽和水蒸気と窒素分圧の和が、設定した初期 PCV 圧力となるような D/W 温度を求める。

3.2.9 RPV から PCV への気相漏えいについて

前述のように、3月13日 5:50 頃以降、RPV 圧力が緩やかに低下している。水蒸気の発生が継続する中、RPV 圧力が低下する原因としては、水蒸気の凝縮、または、RPV から PCV へのガス流出、あるいはその両方が考えられる。このうち、水蒸気の凝縮による圧力低下の有無は不明であるが、5:00 頃以降の D/W 圧力、S/C 圧力の上昇傾向から、漏えい経路は不明であるものの、5:00 頃、あるいはそれ以前から、RPV から PCV へのガス流出が生じていたと推定される。

SRV が作動していない状態での S/C へのガス移行パスとしては、SRV のシートパスが考えられる。また、D/W へのガス移行パスとしては、RPV から D/W への漏えいの発生が考えられる。

RPV 内で発生したガスの流出先は不明だが、S/C 側への流出が多ければ、液相にガスが放出され、ガス中の水蒸気はある程度凝縮し、その分圧力上昇は抑えられるため、後の PCV 圧力の実測値を再現する水素量は大きくなる。逆に D/W 側への流出が多ければ、凝縮しにくくなるため、必要な水素量は減少する。

以上を踏まえ、本検討におけるケース①については、S/C 側への流出が生じる SRV シートパスを設定し、RPV から D/W への気相漏えいは設定しない。ケース②については、RPV から D/W への気相漏えいを設定し、SRV シートパスは設定しない。一方、ケース①とケー

ス②を解析する過程で、D/W 圧力と S/C 圧力の実測値の差圧が再現されない傾向が見られた。これが D/W か S/C の一方のみに RPV ガスを流出させていることが原因と考え、ケース③では SRV シートパスと RPV から D/W への気相漏えいの両方を設定した。

これらの気相漏えいの開始時期及び漏えい面積については、D/W 圧力の実測値を再現するように設定した。これらの条件は 3.3 解析結果とともに記載する。

3.3 解析結果

3.3.1 ケース①（実測値の再現に必要な水素量が多いシナリオ）

図 3～図 5 に、D/W 圧力の実測値を再現する解析上の設定を、図 6～図 13 に解析結果を示す。

ケース①は D/W 圧力の実測値を再現するために必要な水素量が多く、図 3 の水素発生履歴を積分すると約 860kg となる。圧力容器内のジルコニウムが全て酸化した場合の水素発生量は、2 号機の値ではあるが、1900kg 程度と言われている¹⁰ことから、この水素発生量は非現実的な量ではないと考えられる。

SRV シートパスは、図 6 に示すように、5:50 に原子炉圧力のチャートデータに SRV の開閉を思わせる振動が見られなくなったことから、図 4 に示すように、5:00 から 6:00 にかけて拡大したと仮定した。

一方、SRV シートパスの面積として、5:50 以降に SRV が作動しなくなる程度の大きな面積を設定すると、それ以降、減少する炉内の水蒸気発生量に対して SRV シートパスを通じたガス流出量が大きくなり、原子炉圧力が大きく低下し、実測値の緩やかな低下傾向が再現されなかった。このため、5:50 以降も SRV が作動する点は実測値の傾向とは異なるものの、評価期間中には図 6 に示す原子炉圧力の低下傾向が見られ、かつ、9:00 時点の原子炉圧力が実測値と大きく乖離しないような SRV シートパスの面積として、1.0cm²とした。

図 5 の D/W スプレイ流量は、図 7 において 7:30 頃以降に D/W 圧力が一定となるような流量として設定している。

図 6 より、原子炉圧力の上昇は概ね良好に再現されているものの、5:50 以降も SRV が作動し続けていることや、それにもかかわらず、SRV 作動が止まる 8:00 頃からは圧力の低下が実測よりも速いことから、実際の RPV 内の水蒸気発生量はこの解析の設定よりも大きかった可能性（水位低下後、露出した燃料が高温になったことによる溶融物の落下による水蒸気発生、炉心シュラウドへの輻射伝熱を通じたダウンコマ水の蒸発など）、SRV シートパスの面積の時間変化の可能性などが考えられる。

図 7 に示す通り、水素量を調整することによって、D/W 圧力の実測値の上昇が再現されている。ケース①では S/C 水位を低く設定しているため、真空破壊弁が水没せず、S/C 側に流入した水素が真空破壊弁を通じて D/W 側に抜けている（図 12）。このため計算では S/C と D/W の圧力がほぼ同等となっており、実測値に～20kPa 程度の差圧がある傾向とは異なっている。

3.3.2 ケース②（実測値の再現に必要な水素量が少ないシナリオ）

図 14～図 16 に、D/W 圧力の実測値を再現する解析上の設定を、図 17～図 24 に解析結果を示す。

図 14 に示すように、ケース②では水素の発生を仮定しなくても、D/W 圧力の実測値の上昇傾向が再現された（図 18）。これは、RPV から D/W への水蒸気の漏えいによって、D/W 内の窒素が S/C 側に移行し、それによって S/C 圧力が上昇し、その上流側の D/W 圧力も上昇したためである（図 23、図 24）。

図 15 に示す RPV から D/W への漏えいは、図 18 に示す D/W 圧力の上昇が開始するタイミングで発生したと仮定した。面積については、ケース①と同様、評価期間内に原子炉圧力の低下傾向が見られるような面積として設定している（図 17）。

図 16 における S/C スプレー流量は、S/C スプレーの停止／開始に関する記録を反映している。D/W スプレー流量は、7:30 頃以降の D/W 圧力の傾向を再現するように設定している。

図 17 の傾向は、SRV の作動が 5:50 以降も継続しているという点においてケース①と類似している。この原因としては、水蒸気発生履歴、漏えい面積の時間変化などの不確かさが考えられる。

図 18 に示す通り、D/W 圧力の上昇幅は再現しているものの、D/W と S/C の差圧は 40kPa 程度でほぼ一定を維持している。これは図 21 に示すように、D/W から S/C へのガスの流れによって、ベント管の水位が下端位置に張り付いており（ベントクリア）、ベント管の水位と S/C 水位との水頭差が、D/W と S/C の差圧となっているためである。これにより、実測値の差圧～20kPa と比較して大きくなっている。

なお、図 19 の炉心部の気相温度が 8:00 頃以降に低下するのは、上部プレナム～気水分離器に存在する炉心部よりも低温の水蒸気が炉心部に逆流しているためである。炉心部の水蒸気発生量が時間とともに低下し、炉心部から格納容器への水蒸気の流出量を下回った結果、このような逆流が生じている。

3.3.3 ケース③（D/W と S/C の差圧の再現性を向上させたシナリオ）

図 25～図 27 に、D/W 圧力の実測値を再現する解析上の設定を、図 28～図 35 に解析結果を示す。

図 25 の水素発生履歴を積分すると約 200kg となる。ケース③はケース②の条件に加えて SRV シートパスを仮定したケースだが、原子炉圧力を再現する RPV からのガス漏えい量は一定であることから、ケース②の RPV 漏えいの一部を SRV シートパスに割り振ったケースといえる（図 26）。ケース②と比較して D/W 圧力が上がりにくいことから、必要な水素発生量がケース②よりも多くなっている。

図 29 に示すように、D/W 側、S/C 側のそれぞれに RPV からの漏えいを仮定したことによって、ケース②と比較して D/W と S/C の差圧が実測値に近づいている。これは、D/W 側と S/C 側の圧力上昇が同等だったためである。すなわち、水蒸気が凝縮しやすい S/C には、

D/W よりも多くの水素が RPV から流出していることになる。

図 31 を見ると、炉心部での水素発生により炉心部の水素の体積割合は急激に上昇するが、D/W への漏えい、及び水素発生終了後も継続する水蒸気発生によって、6:00 過ぎから大きく低下し、7:00 頃以降はほぼゼロとなっている。すなわち、D/W への漏えいガスに含まれる水素の割合は徐々に減少している。一方、RPV 蒸気ドーム部の水素の体積割合は、水素発生終了後も維持されており、S/C 側には継続的に水素が流出していることがわかる。炉内で水素が発生した場合の RPV 内の水素の移行挙動が、本検討のような比較的単純な体系における解析で適切に模擬されているかについては議論の余地はあるものの、このような解析結果の解釈が可能である。

4 まとめ

3 号機の原子炉圧力容器、原子炉格納容器 (D/W、S/C 及び内部構造物)、燃料、各部のバウンダリー破損を考慮した冷却材流動パスを含み、圧力容器内での崩壊熱による水蒸気発生、及び水-金属反応による水素発生を模擬できる GOTHIC コード入力データを作成した。

作成した入力データを用いて、炉心のボイド化発生時 (TAF 到達推定時刻) から RPV 減圧開始時 (ADS 作動推定時刻) までの圧力容器内における水蒸気及び水素発生履歴、圧力逃し弁 (SRV) の開閉、PCV 漏えい口などの条件をパラメータとした解析を行い、原子炉圧力、格納容器圧力等の実測値と整合性のある水蒸気と水素の発生履歴を評価した。この期間の水蒸気の発生履歴については、基本的には燃料の崩壊熱による水蒸気発生と考えられるため、炉心燃料全体の軸方向の崩壊熱分布を考慮した水蒸気の発生履歴を評価した。水素の発生履歴については、格納容器圧力を再現する水素発生履歴は事故進展シナリオに依存するため、必要な水素量が多くなるシナリオと少なくなるシナリオを想定し、それぞれ評価した。その結果、この期間に格納容器圧力の再現に必要な水素量は 0~860kg 程度と見積もられた。また、RPV から D/W へのガス漏えい、SRV シートパスの両方を仮定することで、D/W と S/C の差圧の実測値の再現性が向上する可能性が示唆された。

参考文献

- 1) OECD/NEA, “Benchmark Study of the Accident at the Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant (BSAF Project) Phase I Summary Report”, NEA/CSNI/R(2015)18, (2015年),
<https://www.oecd-nea.org/nsd/docs/2015/csni-r2015-18.pdf> (参照：2019年6月3日).
- 2) 東京電力ホールディングス株式会社, 福島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「第5回進捗報告」について, 添付資料3 MAAP5による最新の解析結果, (2017年12月25日),
http://www.tepco.co.jp/decommission/information/accident_unconfirmed/pdf/2017/171225j0106.pdf (参照：2019年6月3日).
- 3) 東京電力ホールディングス株式会社, 福島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「第5回進捗報告」について, 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, (2017年12月25日),
<http://www.tepco.co.jp/press/release/2017/pdf2/171225j0137.pdf> (参照：2019年6月3日).
- 4) 東京電力株式会社 3号機事故時運転手順書(徴候ベース) 10. 参考資料, (2010年),
<http://www.nsr.go.jp/data/000122415.pdf> (参照：2019年6月3日).
- 5) 東京電力ホールディングス株式会社, 福島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「第5回進捗報告」について, 添付資料3-9 3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挙動の推定, (2017年12月25日),
<http://www.tepco.co.jp/press/release/2017/pdf2/171225j0143.pdf> (参照：2019年6月3日).
- 6) エネルギー総合工学研究所, Information Portal for the Fukushima Daiichi Accident Analysis and Decommissioning Activities,
東京電力株式会社 各号機の崩壊熱の時間推移, (2012年),
<https://fdada.info/develop/docs/pdf/ES-Unit123-05.pdf> (参照：2019年6月3日).
- 7) 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時のプラント挙動に関わる追加データの公開, 8. プラント関連パラメータ 数表データ, (2013年7月17日),
http://www.tepco.co.jp/decommission/data/past_data/accident_plantdata/pdf/f1_8_Parameter_data_20110717.pdf (参照：2019年6月3日).
- 8) 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時のプラント挙動に関わる追加データの公開, 8. プラント関連パラメータ 3号機運転員採取データ,
http://www.tepco.co.jp/decommission/data/past_data/accident_plantdata/pdf/f1_8_Parameter_data_20140806.pdf (参照：2019年6月3日).
- 9) 東京電力ホールディングス株式会社, 福島原子力事故調査報告書の公表について, (2012年6月20日),
http://www.tepco.co.jp/cc/press/2012/1205628_1834.html (参照：2019年6月3日).

- 10) 東京電力ホールディングス株式会社, 福島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「第5回進捗報告」について, 添付資料 2-9 熱流動解析コードを用いた2号機の原子炉強制減圧後の原子炉圧力上昇評価, (2017年12月25日), <http://www.tepco.co.jp/press/release/2017/pdf2/171225j0129.pdf> (参照 : 2019年6月3日).

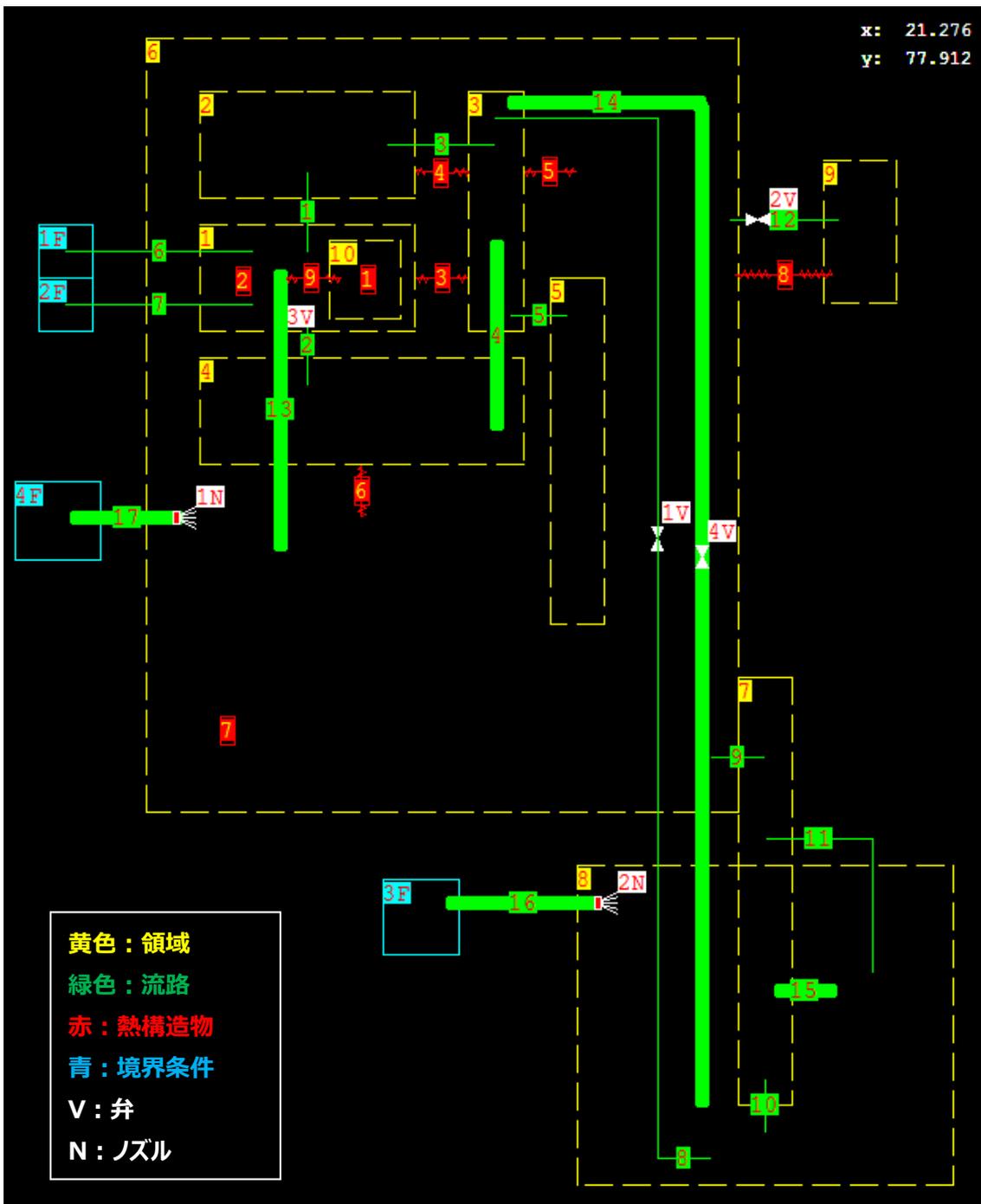


図1 解析体系

表1 解析対象の構成要素

領域1	炉心	流路14	HPCI排気/S/Cシートパス
領域2	上部プレナム～気水分離器	流路15	D/Wリーク（不使用）
領域3	蒸気ドーム/ダウンカマ	流路16	S/Cスプレイ配管
領域4	下部プレナム	流路17	D/Wスプレイ配管
領域5	再循環ループ	熱構造物1	燃料ペレット
領域6	D/W	熱構造物2	チャンネルボックス
領域7	ベント管	熱構造物3	炉心シュラウド
領域8	S/C	熱構造物4	RPV上部構造物
領域9	原子炉建屋	熱構造物5	RPV壁（上部）
領域10	燃料棒と被覆管のギャップ	熱構造物6	RPV壁（下部）
流路1	領域1-2間の流路	熱構造物7	D/W内構造物
流路2	領域4-1間の流路	熱構造物8	D/W壁
流路3	領域2-3間の流路	熱構造物9	燃料被覆管
流路4	領域4-3間の流路	境界条件1	水蒸気流入境界
流路5	領域3-5間の流路	境界条件2	水素流入境界
流路6	水蒸気流入流路	境界条件3	S/Cスプレイ流入境界
流路7	水素流入流路	境界条件4	D/Wスプレイ流入境界
流路8	SRV排気流路	ノズル1	D/Wスプレイノズル
流路9	D/W-ベント管間流路	ノズル2	S/Cスプレイノズル
流路10	ベント管-S/C流路	バルブ1	SRV
流路11	真空破壊弁	バルブ2	D/Wリーク模擬弁（不使用）
流路12	D/Wリーク（不使用）	バルブ3	RPVリーク模擬弁
流路13	RPVリーク ¹	バルブ4	HPCI排気/SRVシートパス模擬弁

¹計装配管等を通じた炉心部から格納容器へのリークを想定

表2 解析ケース

ケース①	実測値の再現に必要な水素量が多いシナリオ
ケース②	実測値の再現に必要な水素量が少ないシナリオ
ケース③	D/W と S/C の差圧の再現性を向上させたシナリオ

表 3 解析条件

項目	設定			設定根拠等
	ケース① 必要水素量大	ケース② 必要水素量小	ケース③ 差圧再現	
計算開始時刻	原子炉水位 TAF 到達時刻：3/13 2:30 を仮定			3.2.1 参照
計算終了時刻	ADS 作動時刻：3/13 8:55 を仮定			3.2.2 参照
SRV 設定圧	開：7.44MPa[gage] 閉：7.20MPa[gage]			3.2.3 参照
水蒸気発生	崩壊熱から求めた水蒸気発生量			3.2.4 参照
水素発生	D/W 圧力の傾向を再現する水素発生量 (解析結果とともに記載)			3.2.5 参照
初期 RPV 圧力	767kPa			3.2.6 参照
初期 D/W 圧力 初期 S/C 圧力	270kPa	330kPa		3.2.6 参照
初期 S/C 水位	5.7m	6.5m		3.2.7 参照
初期 S/C 温度	120℃			3.2.8 参照
初期 D/W 温度	96℃	111℃		3.2.8 参照
RPV から D/W へ の気相漏えい	なし	あり※	あり※	3.2.9 参照
SRV シートパス	あり※	なし	あり※	3.2.9 参照
S/C スプレー流量	なし	約 85m ³ /h		3.2.7 参照
D/W スプレー流量	D/W 圧力の傾向を再現するスプレー流量 (解析結果とともに記載)			—

※D/W 圧力の傾向を再現する漏えい開始時期、漏えい面積を設定。解析結果とともに記載。

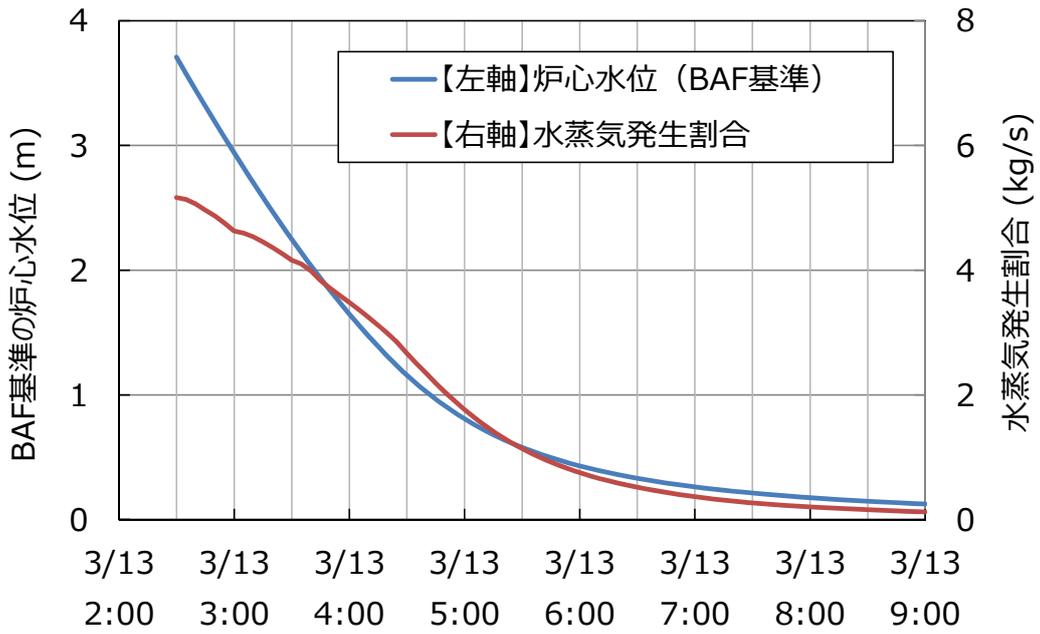


図2 炉心水位と水蒸気発生割合の評価結果

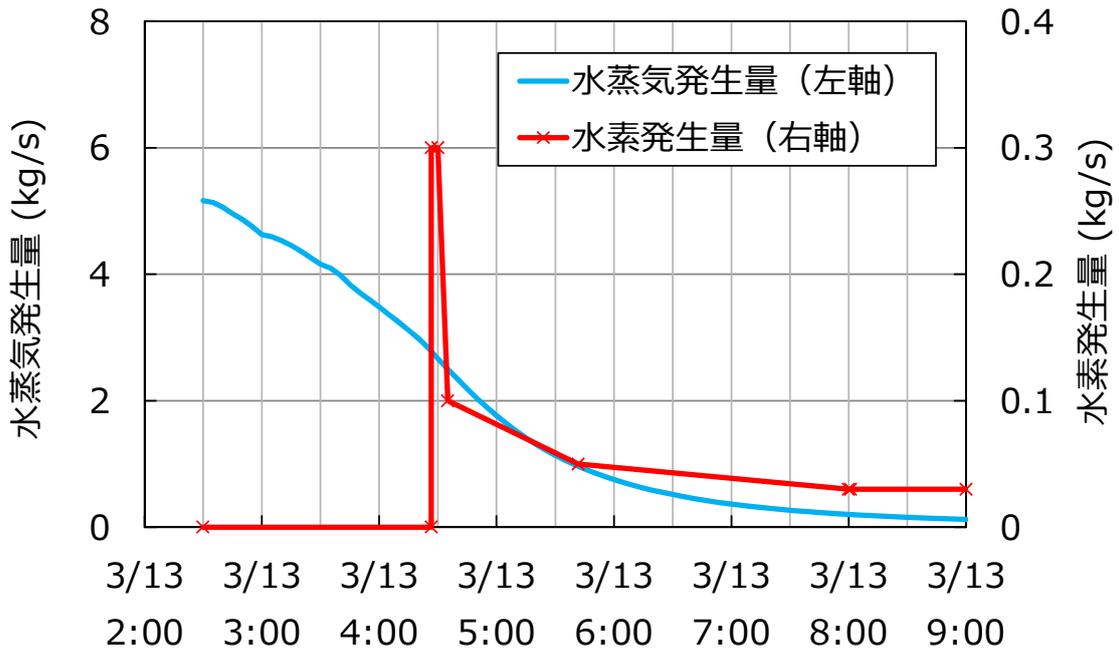


図3 RPV内の水蒸気発生量／水素発生量の設定 (ケース①)

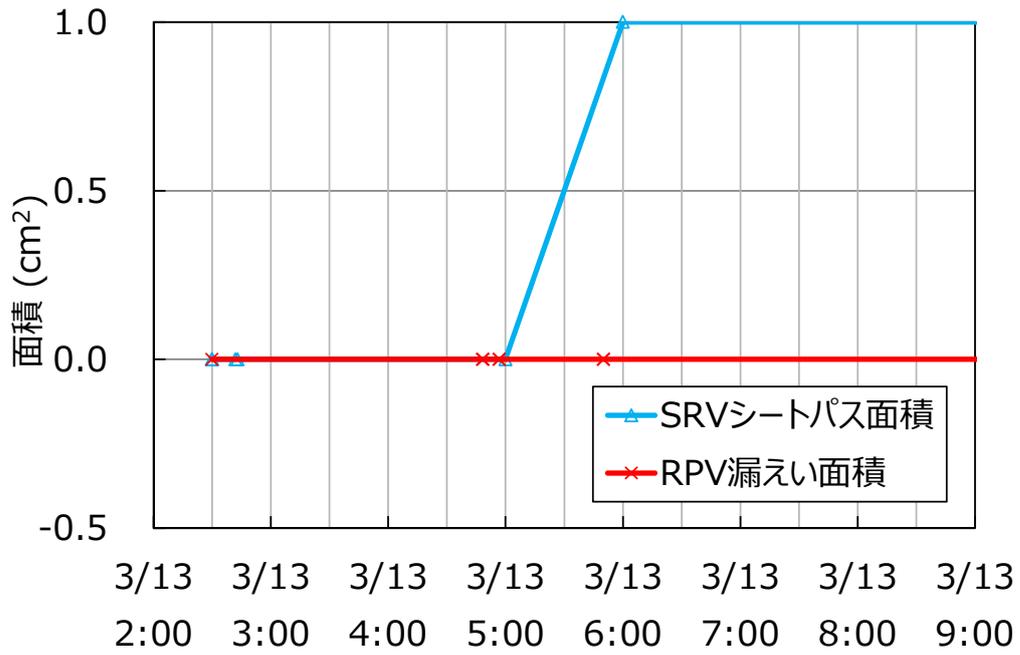


図4 RPV 漏えい面積 / SRV シートパスの設定 (ケース①)

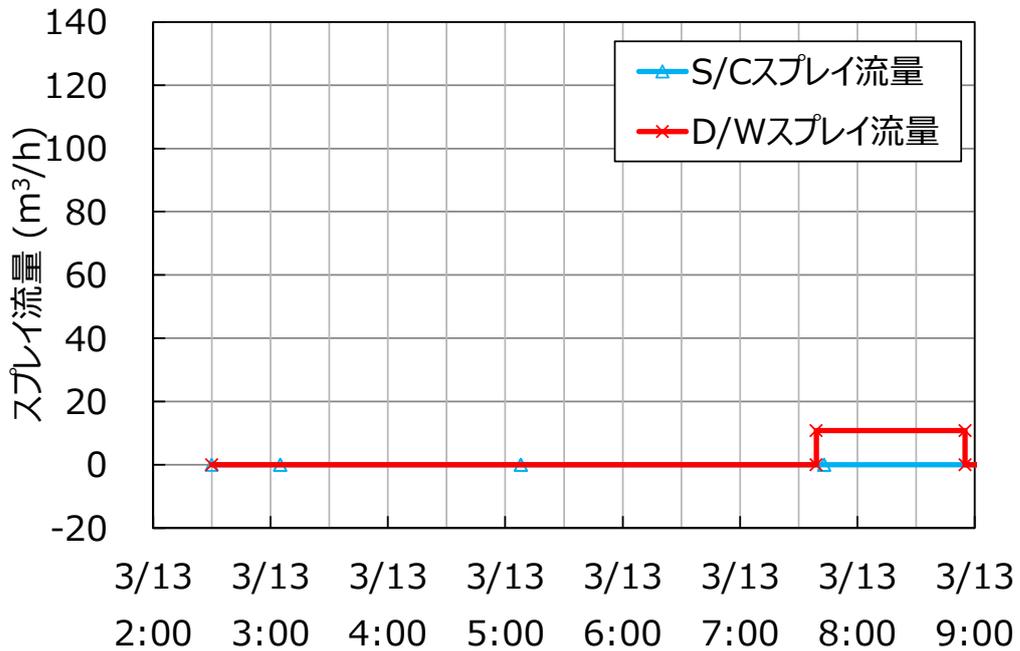


図5 S/C スプレー流量 / D/W スプレー流量の設定 (ケース①)

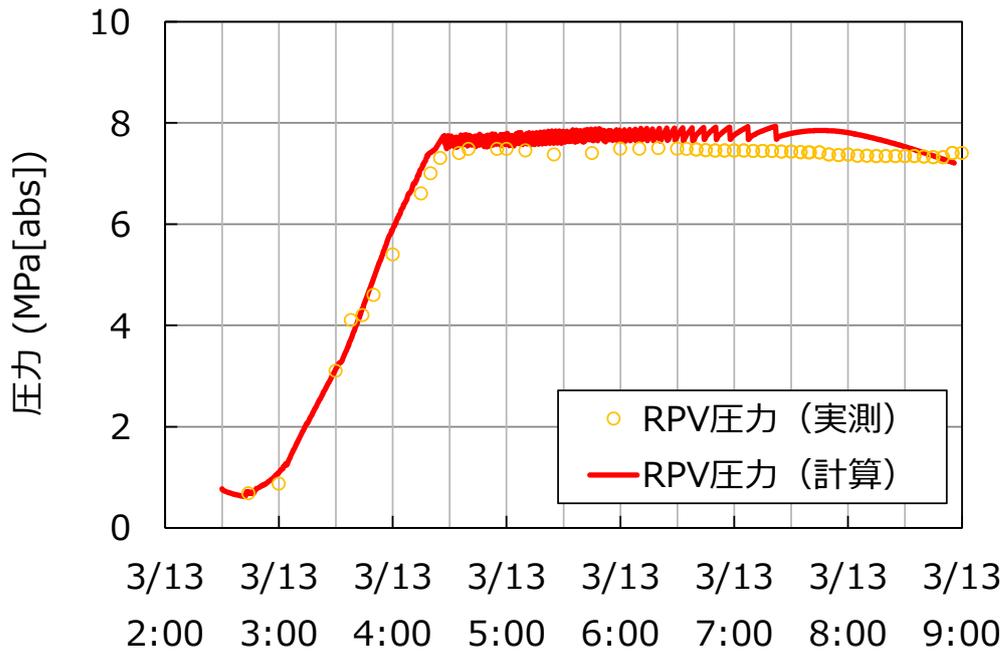


図6 RPV 圧力の解析結果 (ケース①)

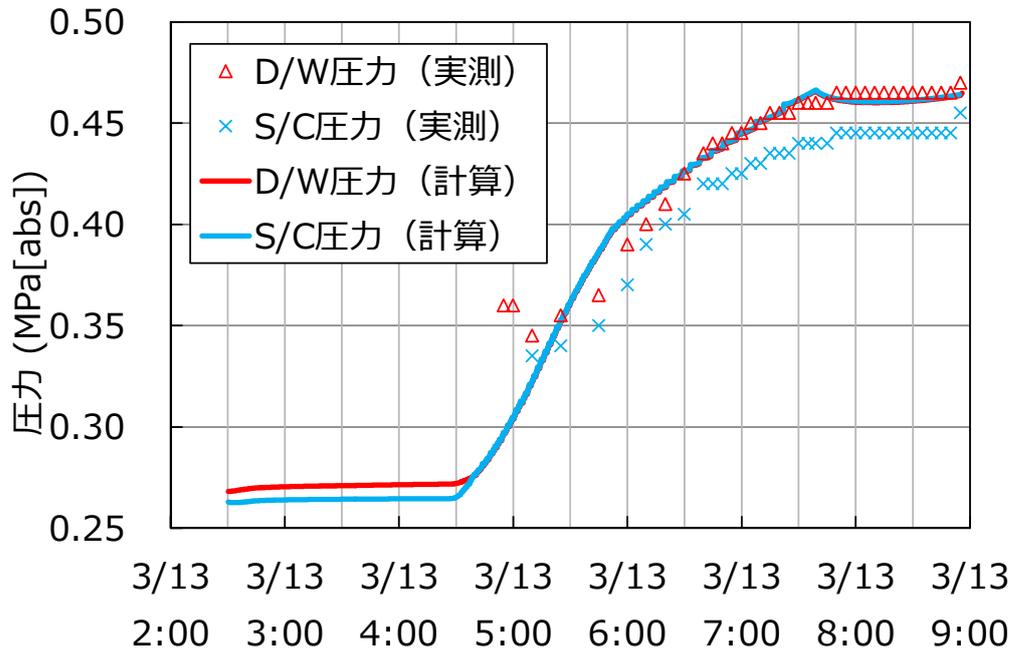


図7 PCV 圧力の解析結果 (ケース①)

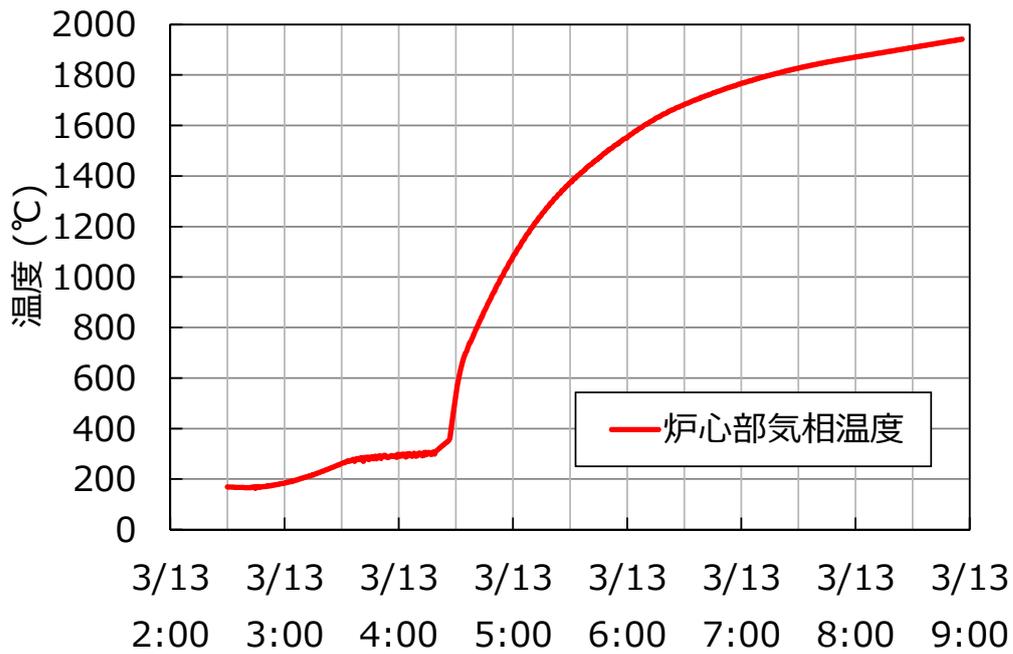


図8 炉心部ガス温度の解析結果 (ケース①)

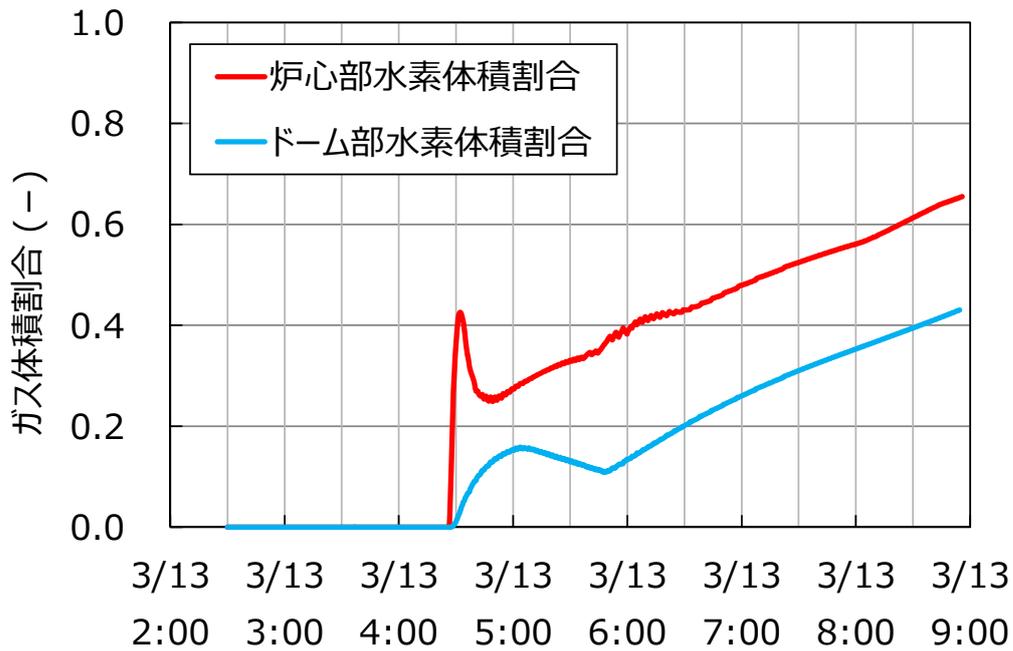


図9 RPV内の水素割合の解析結果 (ケース①)

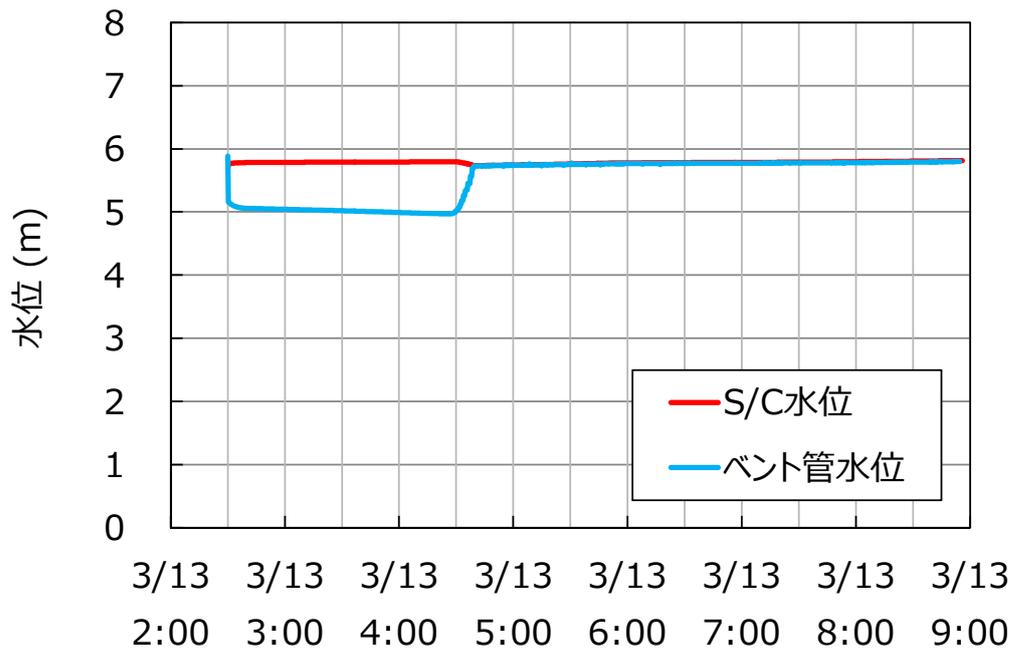


図 10 S/C 水位の解析結果 (ケース①)

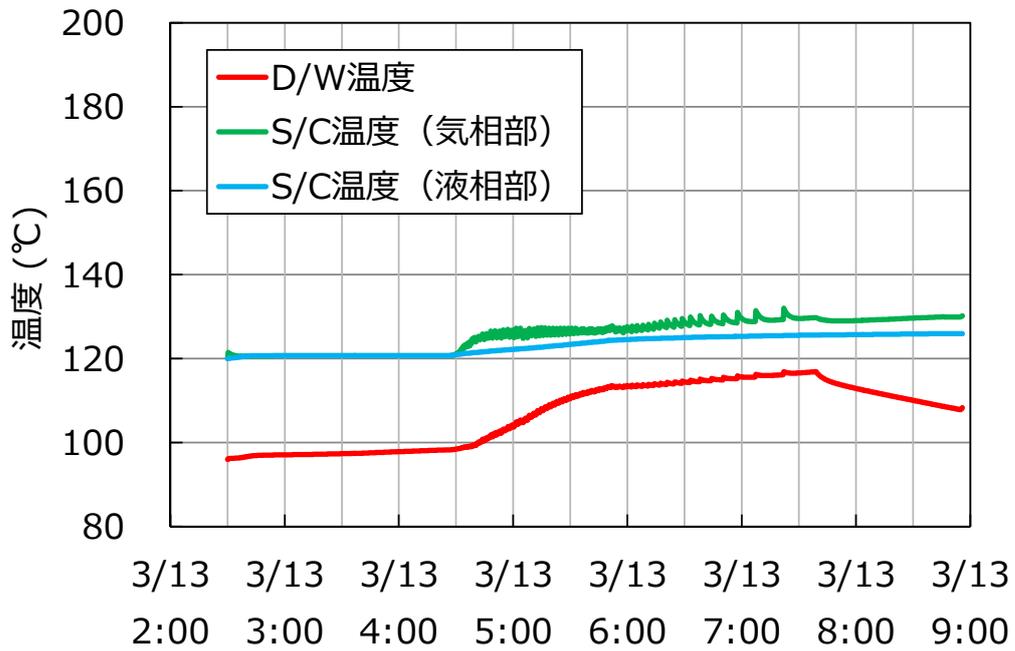


図 11 PCV 温度の解析結果 (ケース①)

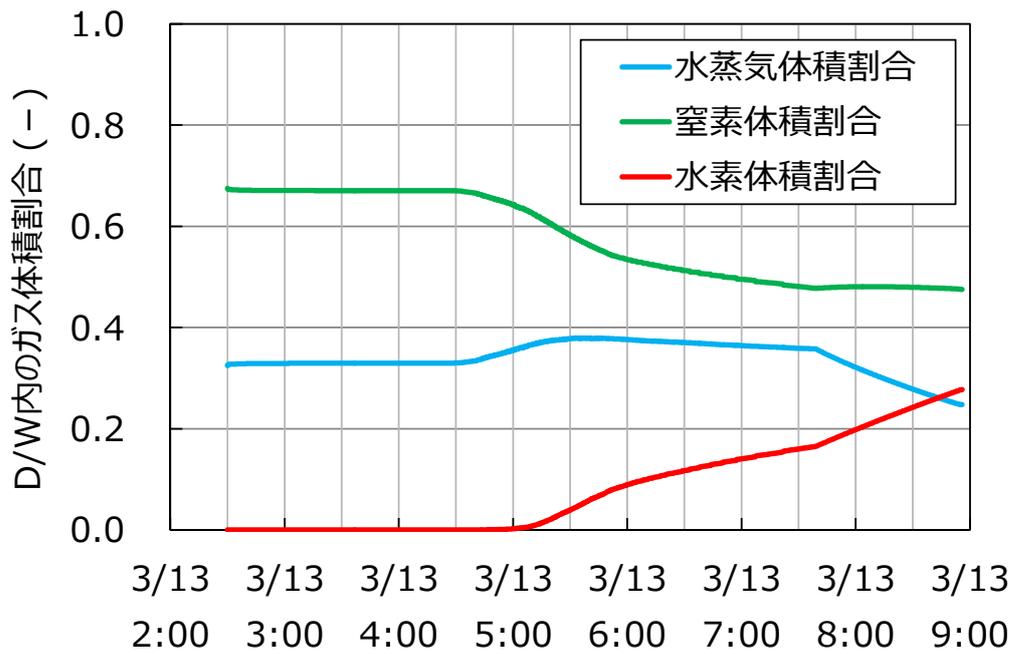


図 12 D/W 内のガス組成の解析結果 (ケース①)

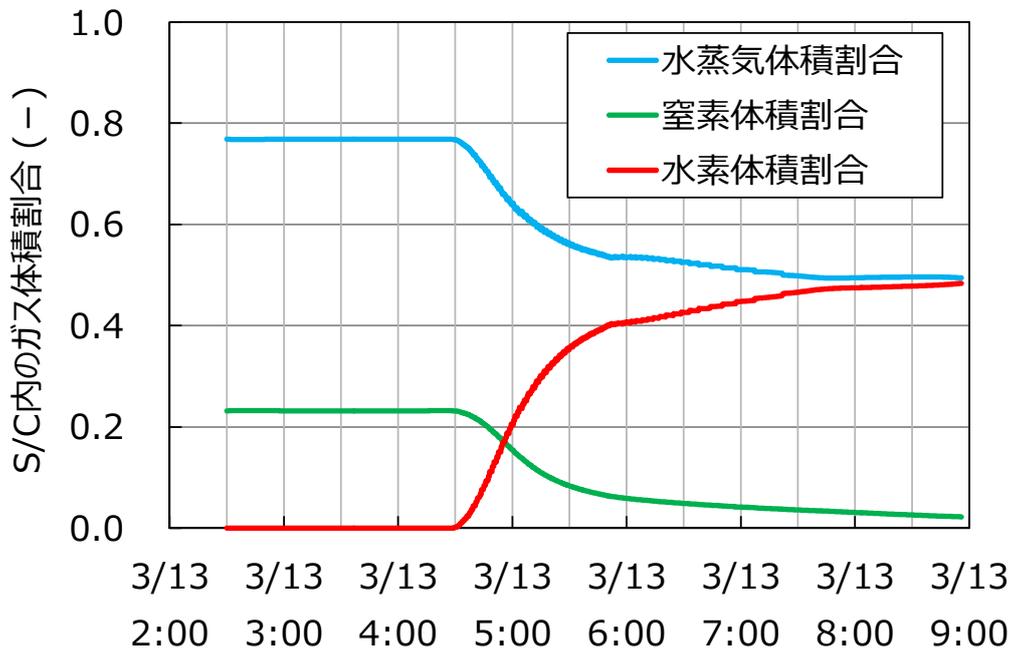


図 13 S/C 内のガス組成の解析結果 (ケース①)

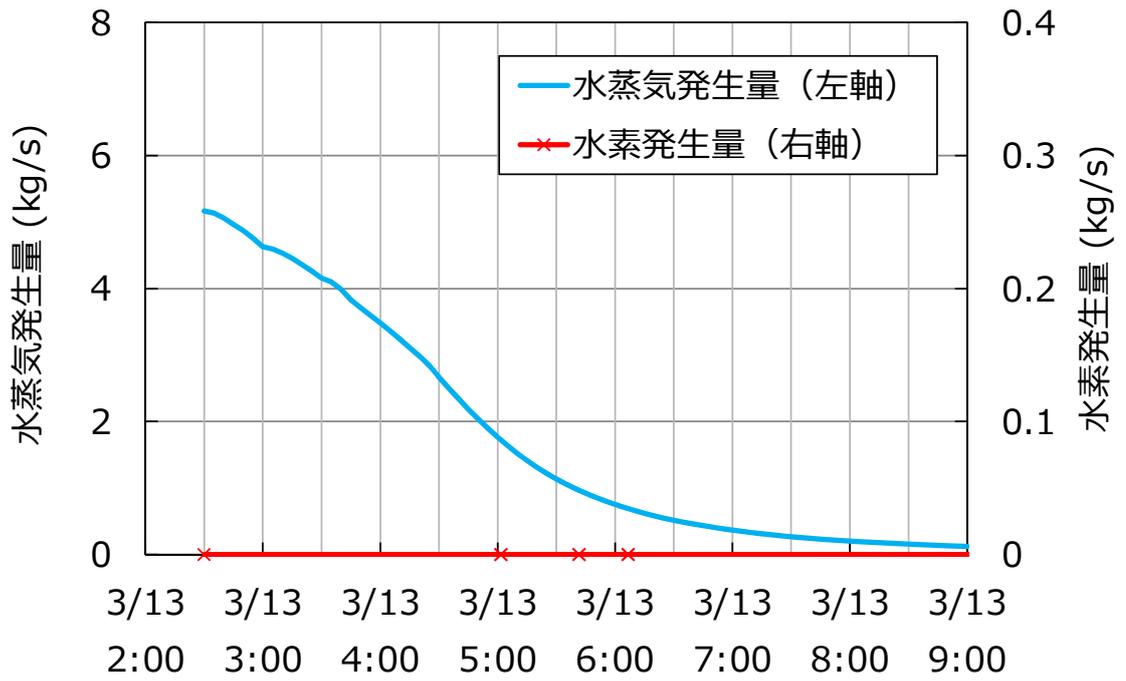


図 14 RPV 内の水蒸気発生量／水素発生量の設定 (ケース②)

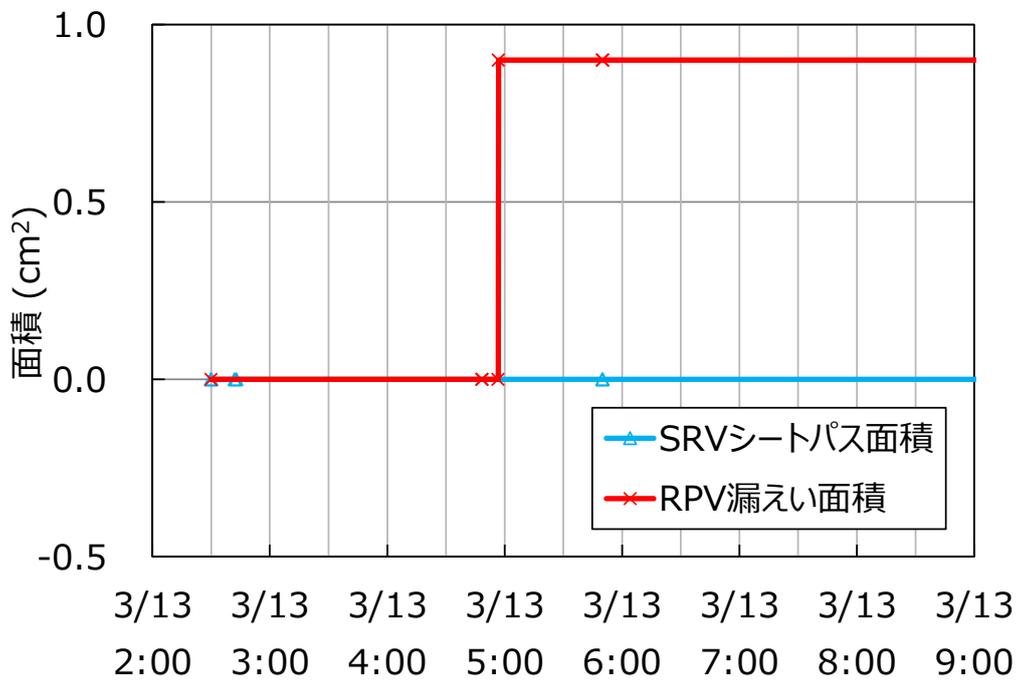


図 15 RPV 漏えい面積／SRV シートパスの設定 (ケース②)

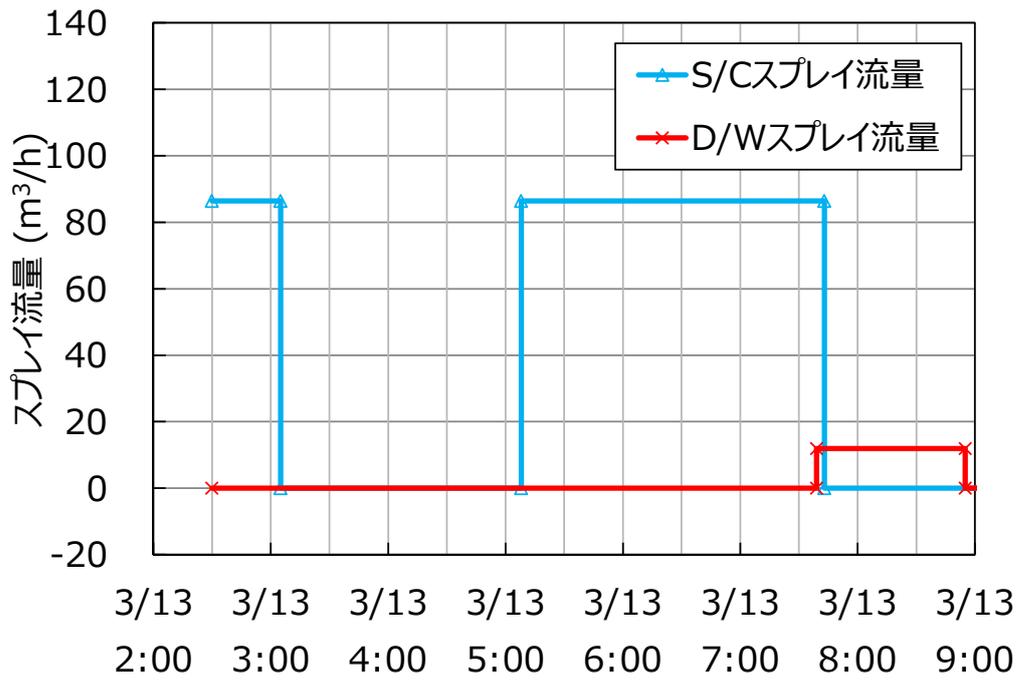


図 16 S/C スpray 流量/D/W スpray 流量の設定 (ケース②)

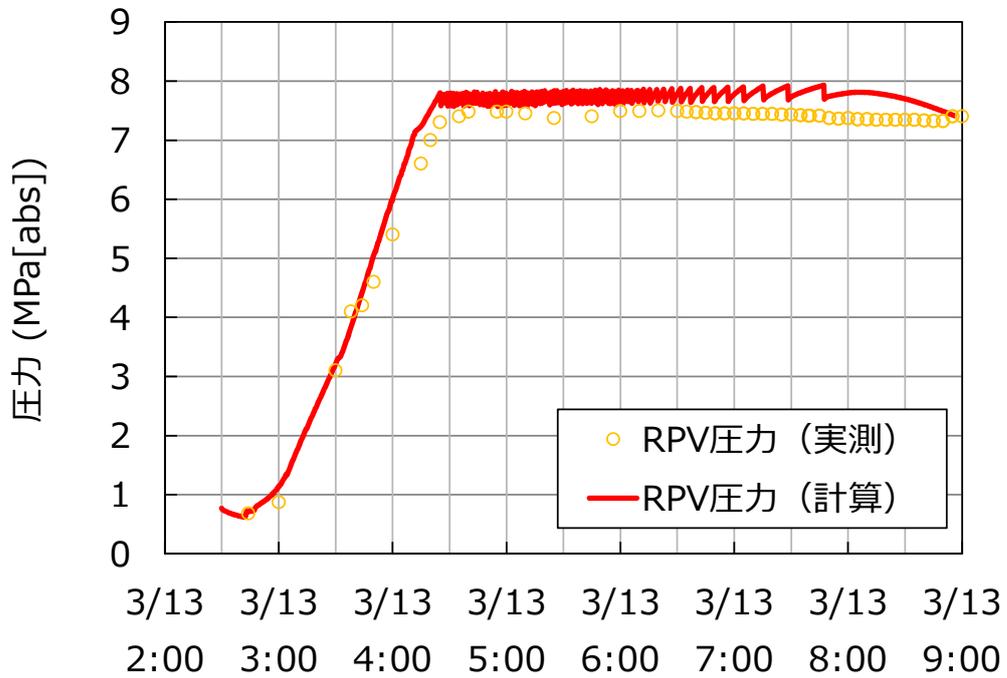


図 17 RPV 圧力の解析結果 (ケース②)

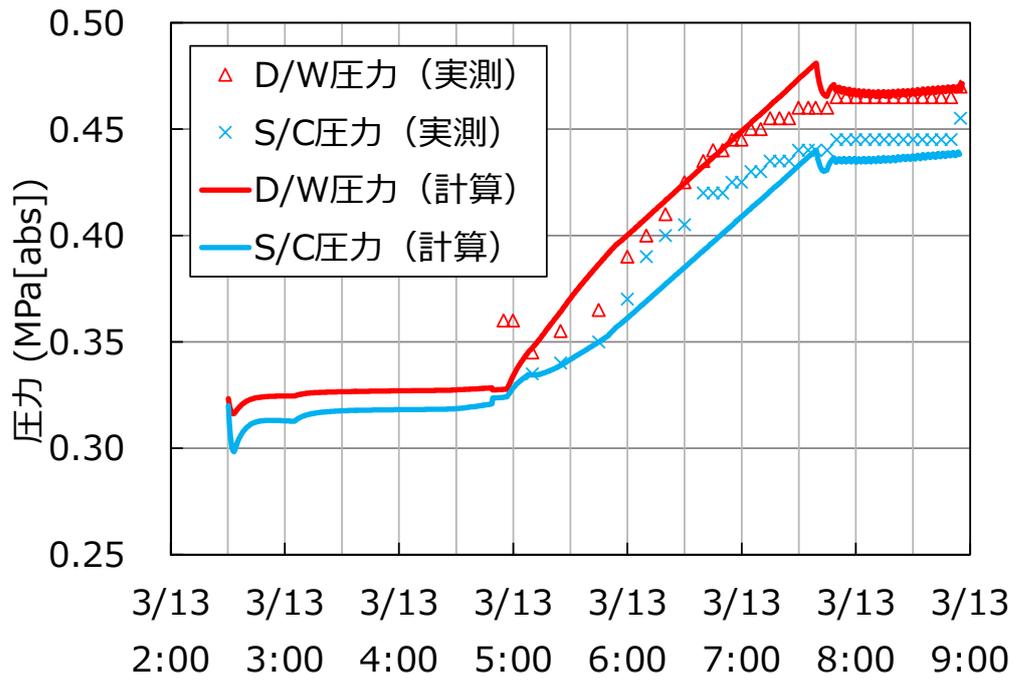


図 18 PCV 圧力の解析結果 (ケース②)

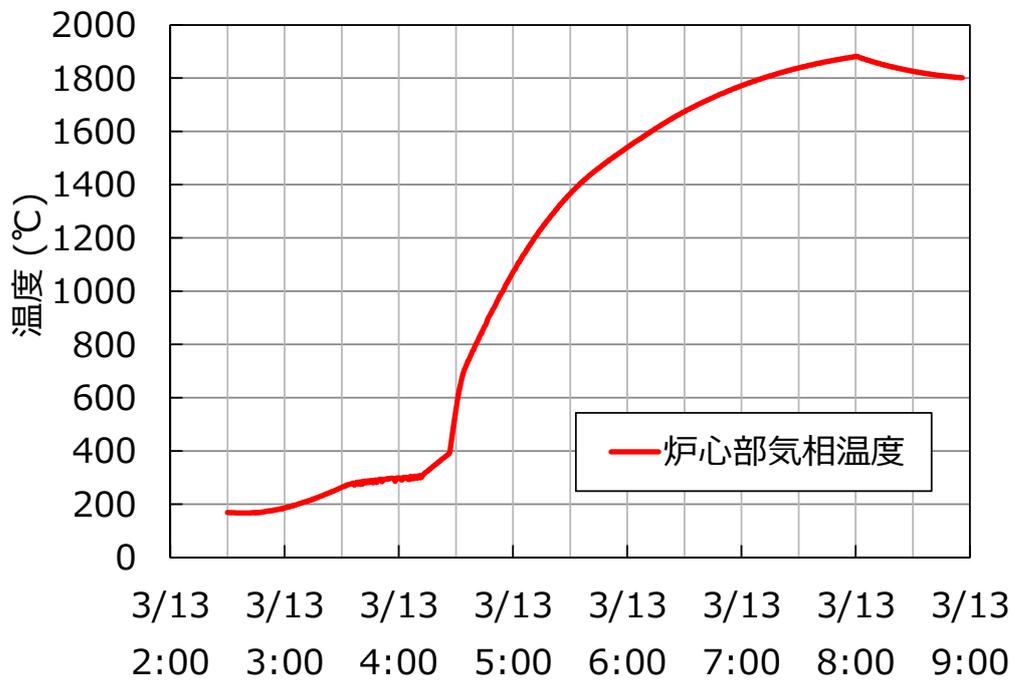


図 19 炉心部ガス温度の解析結果 (ケース②)

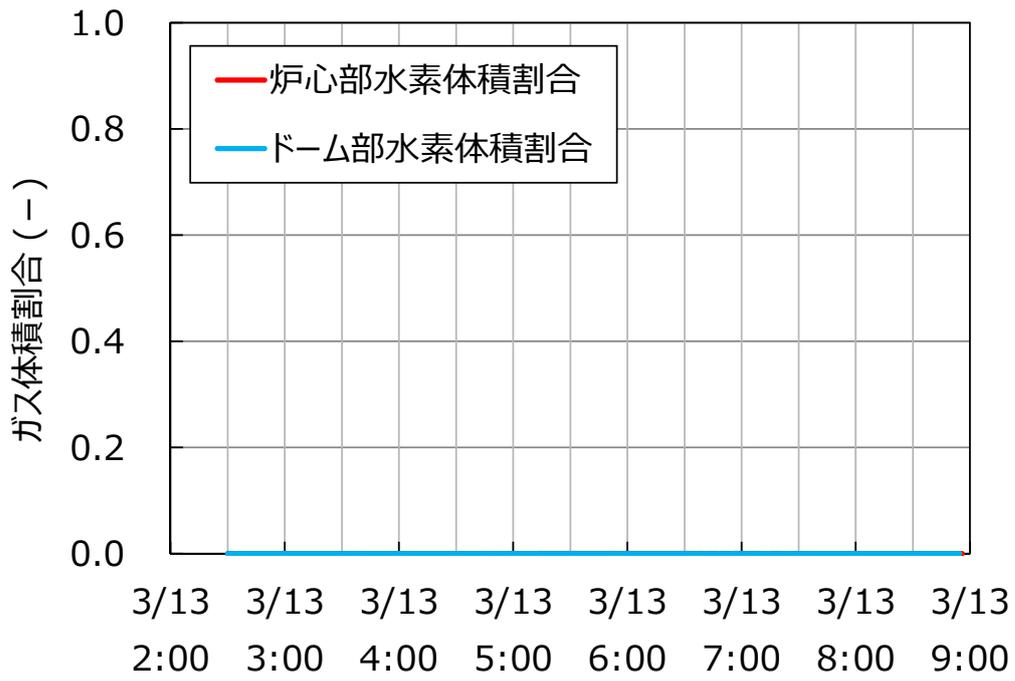


図 20 RPV 内の水素割合の解析結果 (ケース②)

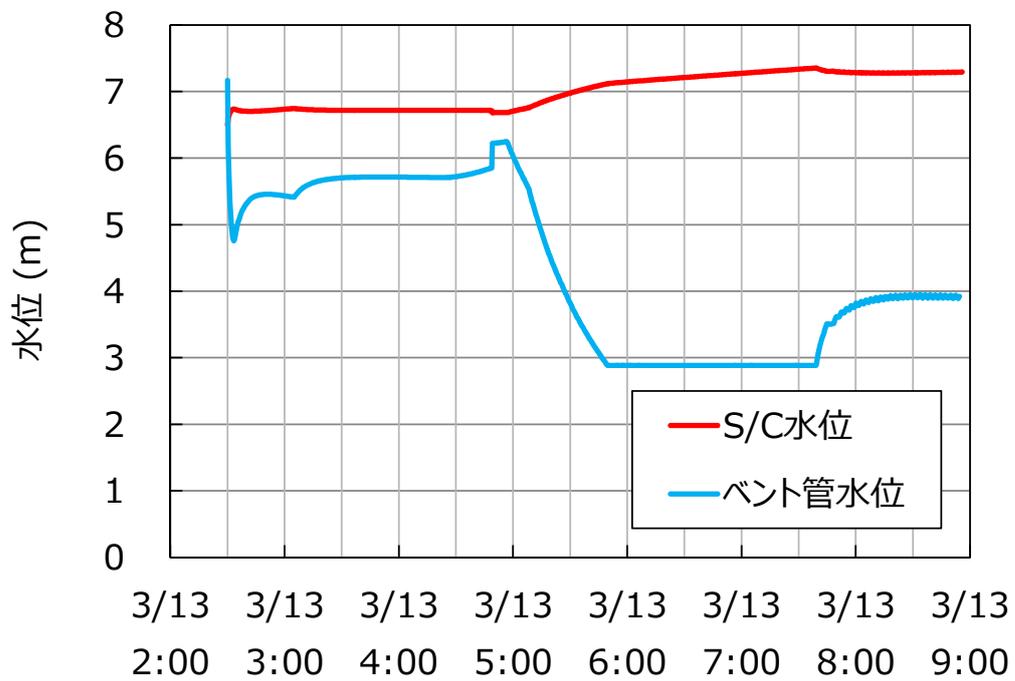


図 21 S/C 水位の解析結果 (ケース②)

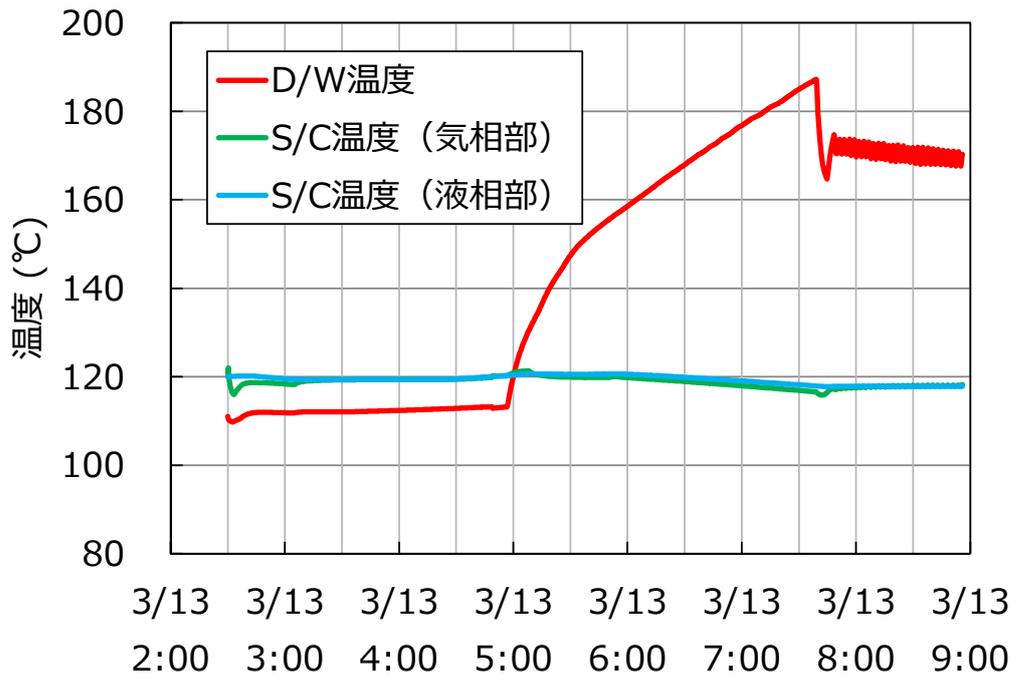


図 22 PCV 温度の解析結果 (ケース②)

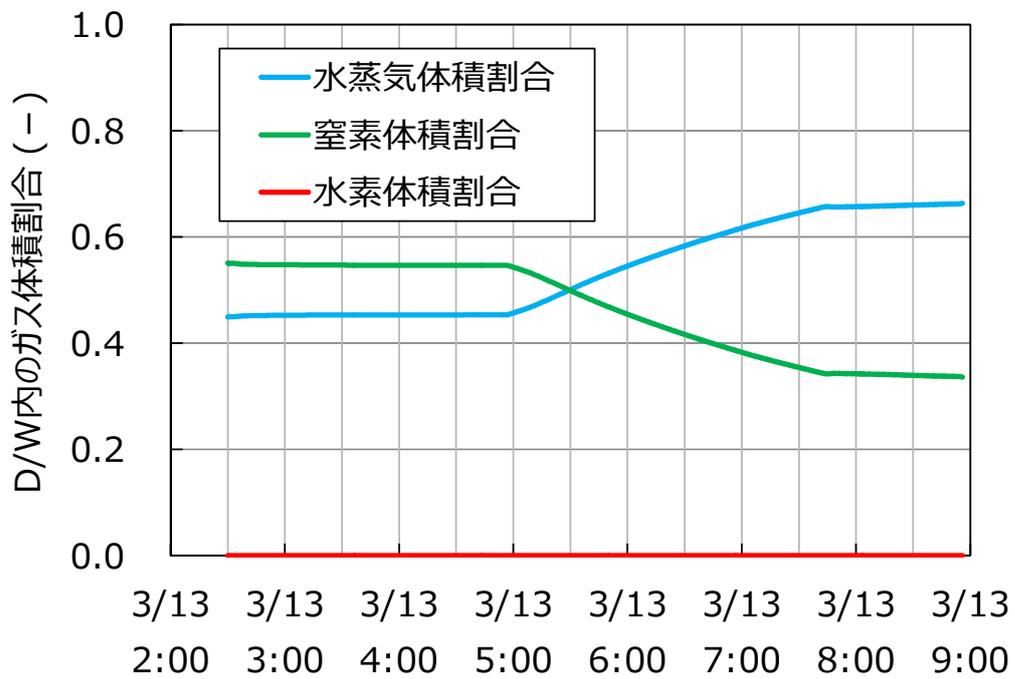


図 23 D/W 内のガス組成の解析結果 (ケース②)

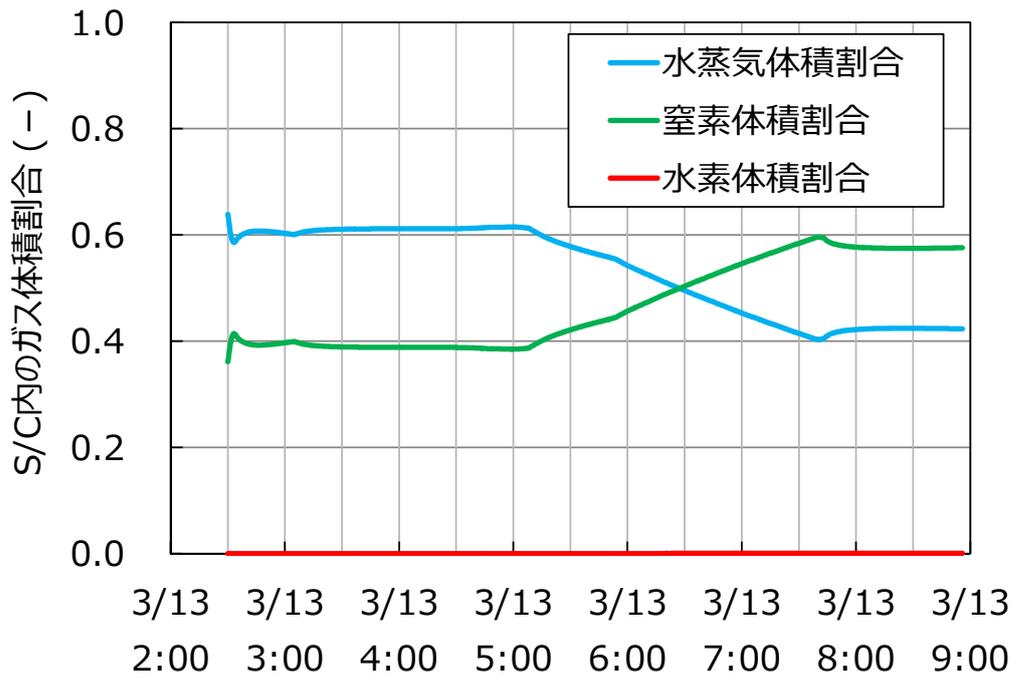


図 24 S/C 内のガス組成の解析結果 (ケース②)

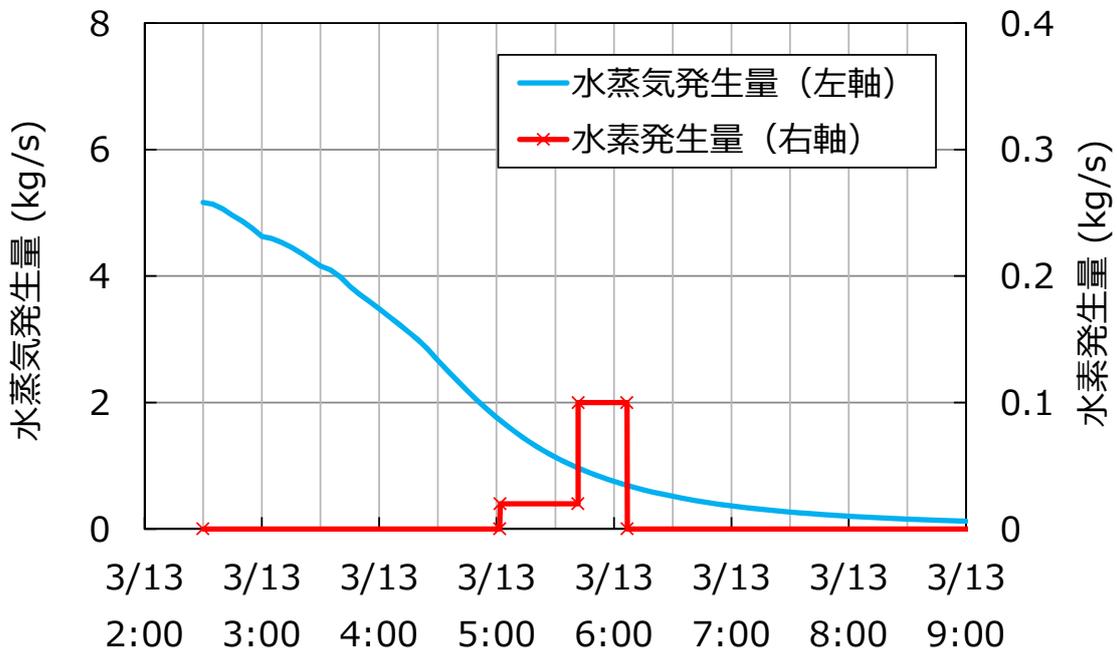


図 25 RPV 内の水蒸気発生量/水素発生量の設定 (ケース③)

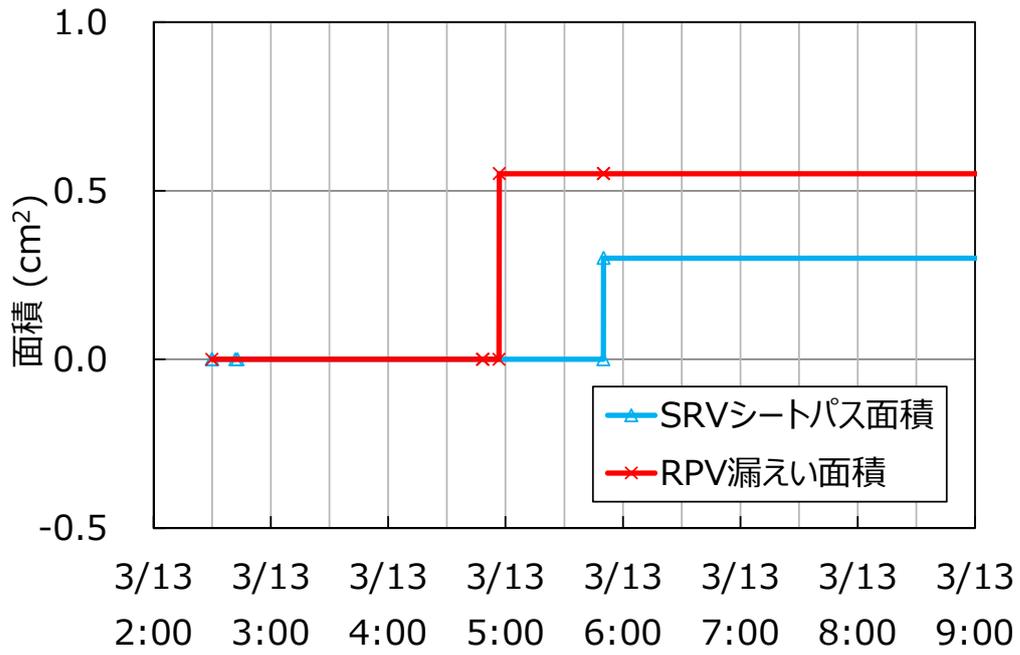


図 26 RPV 漏えい面積／SRV シートパスの設定 (ケース③)

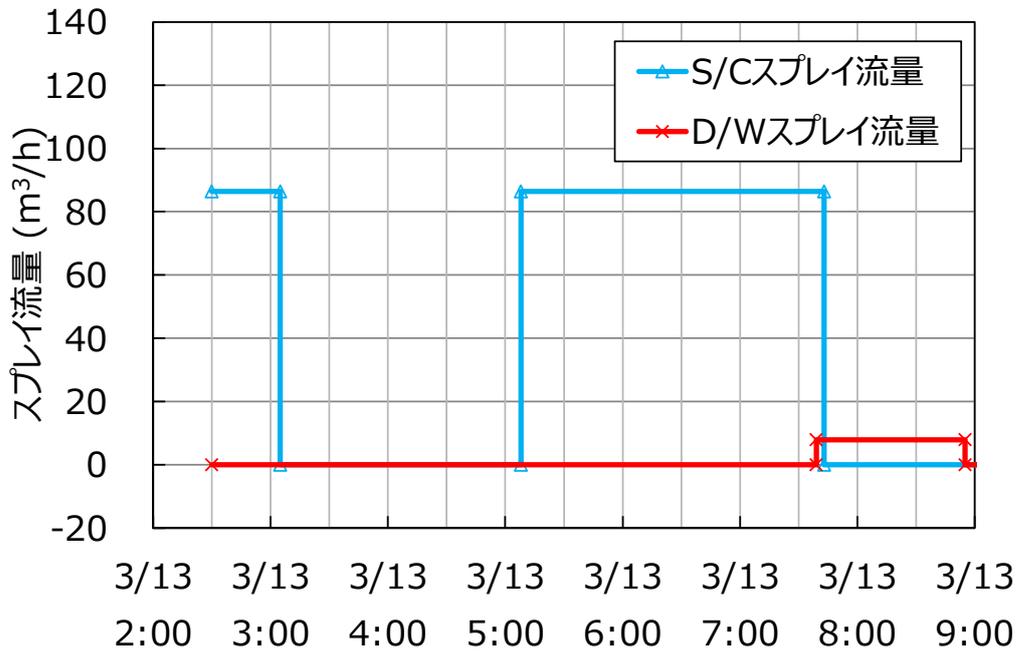


図 27 S/C スプレイ流量／D/W スプレイ流量の設定 (ケース③)

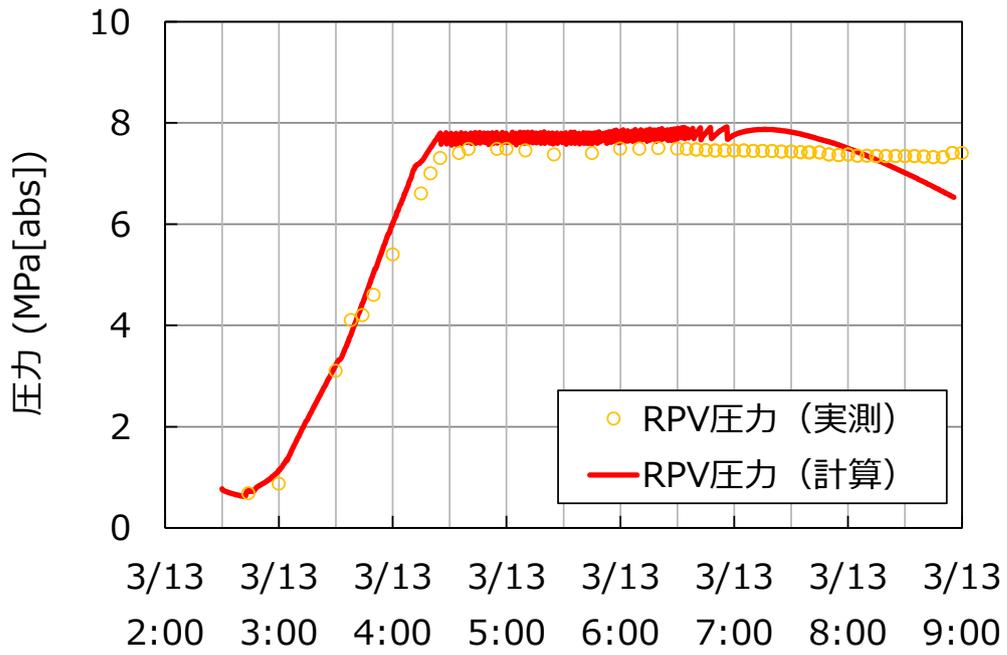


図 28 RPV 圧力の解析結果 (ケース③)

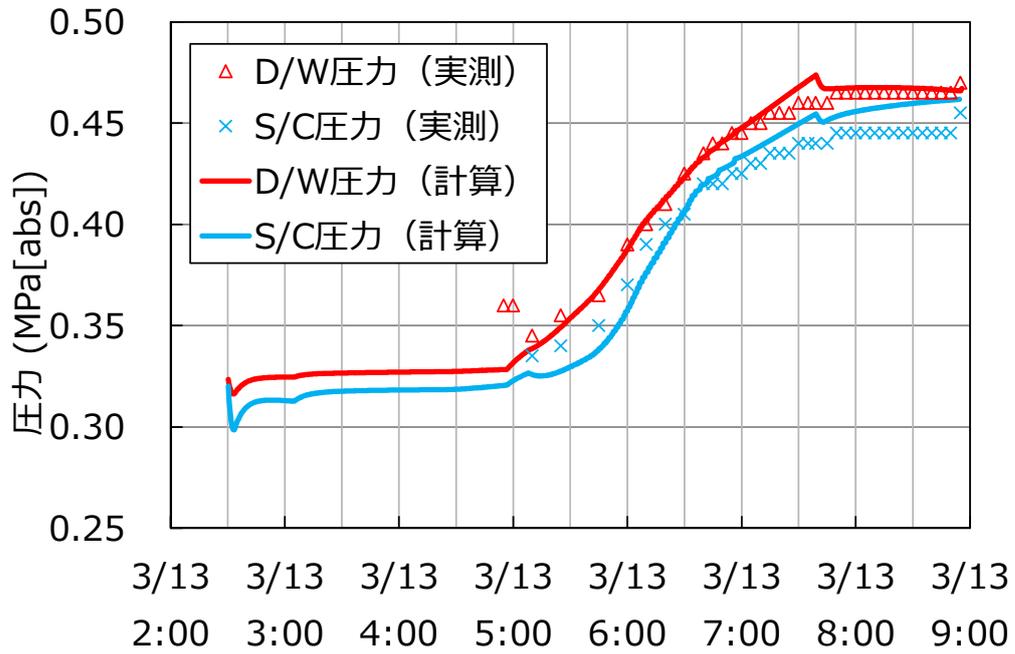


図 29 PCV 圧力の解析結果 (ケース③)

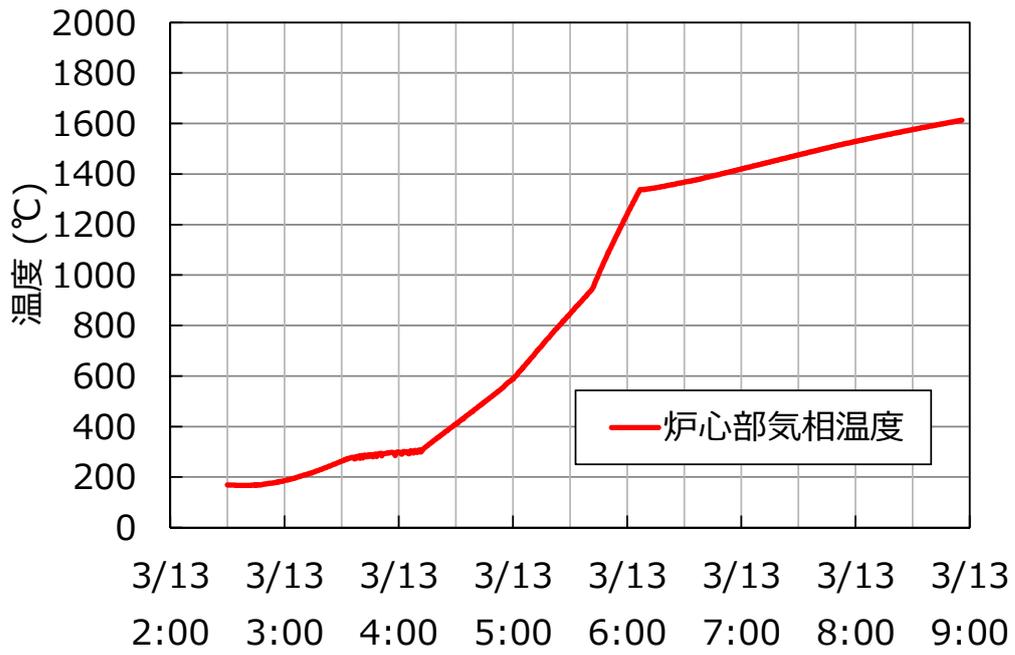


図 30 炉心部ガス温度の解析結果 (ケース③)

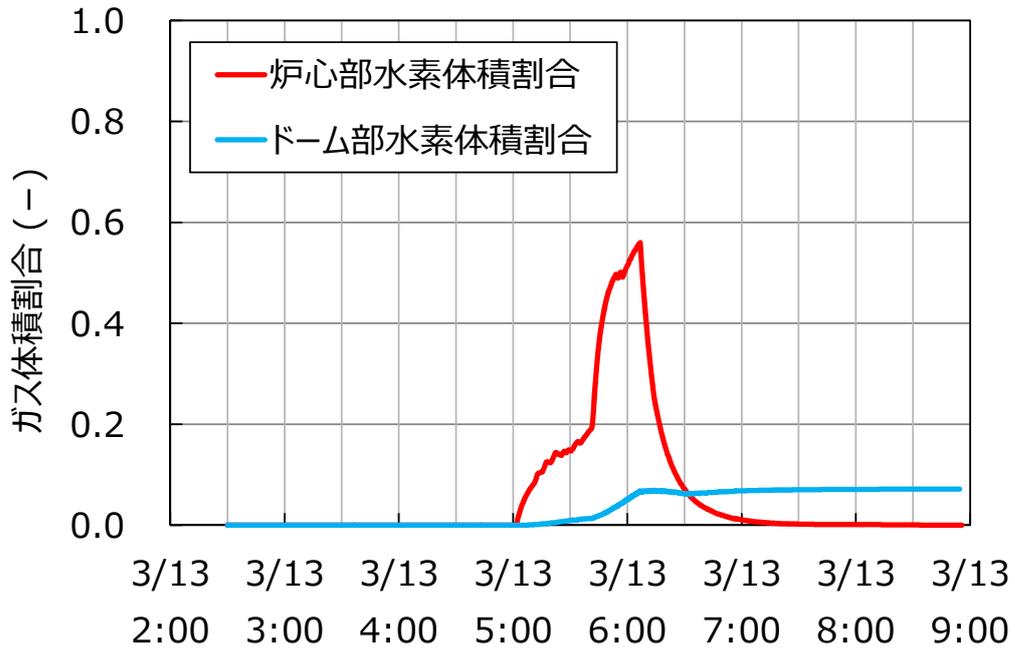


図 31 RPV内の水素割合の解析結果 (ケース③)

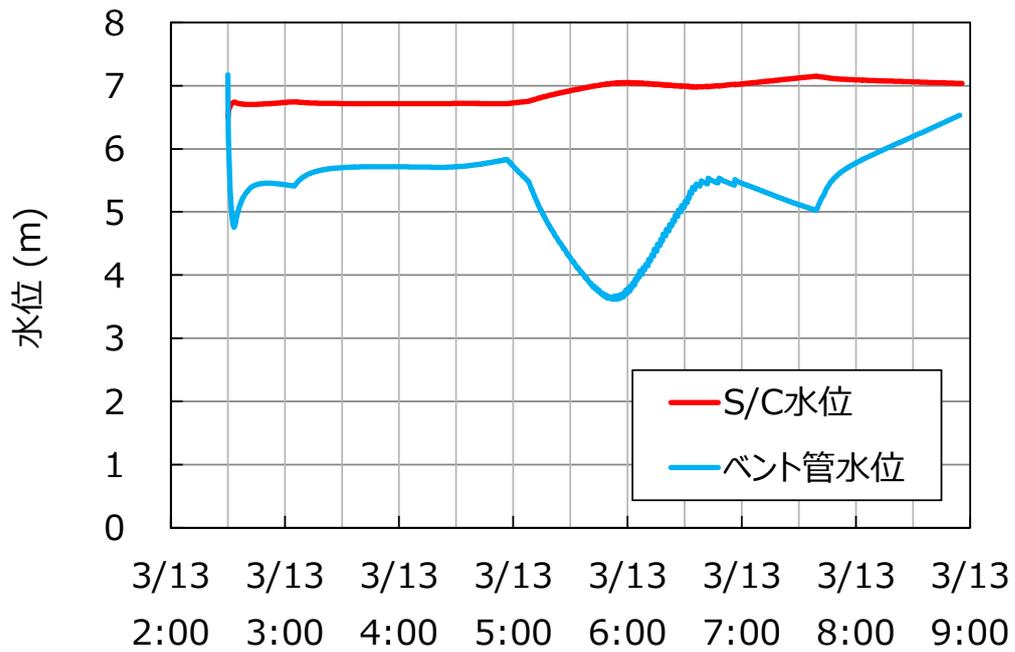


図 32 S/C 水位の解析結果 (ケース③)

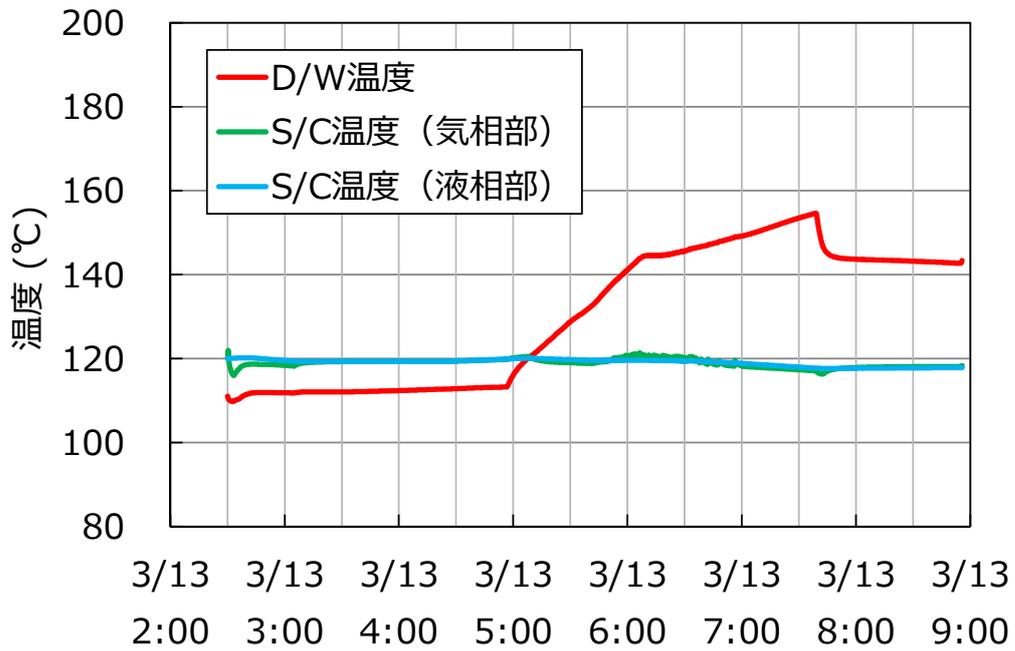


図 33 PCV 温度の解析結果 (ケース③)

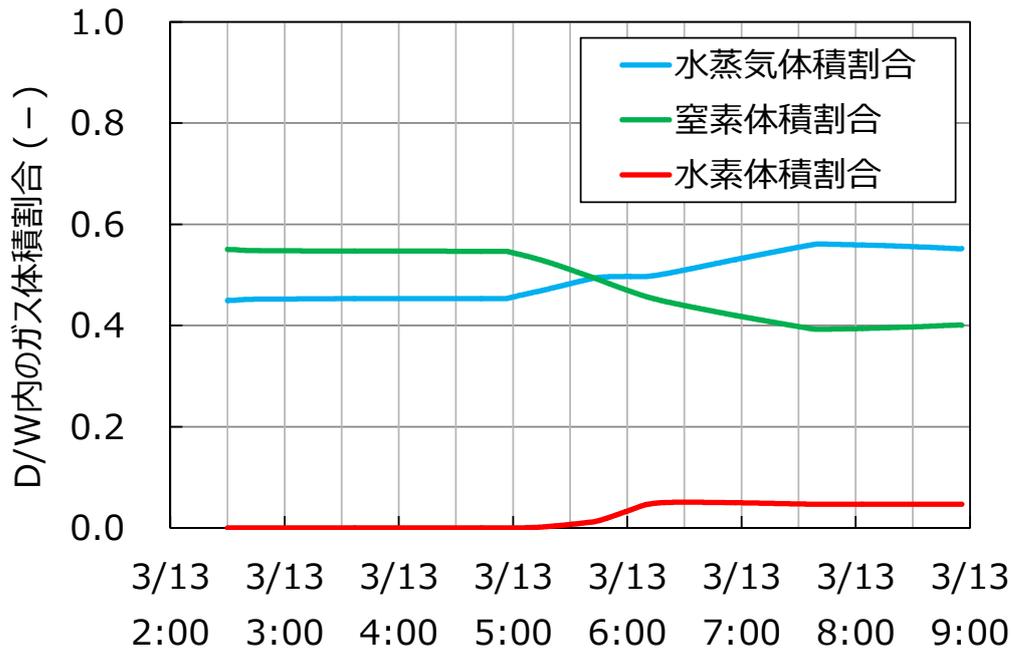


図 34 D/W 内のガス組成の解析結果 (ケース③)

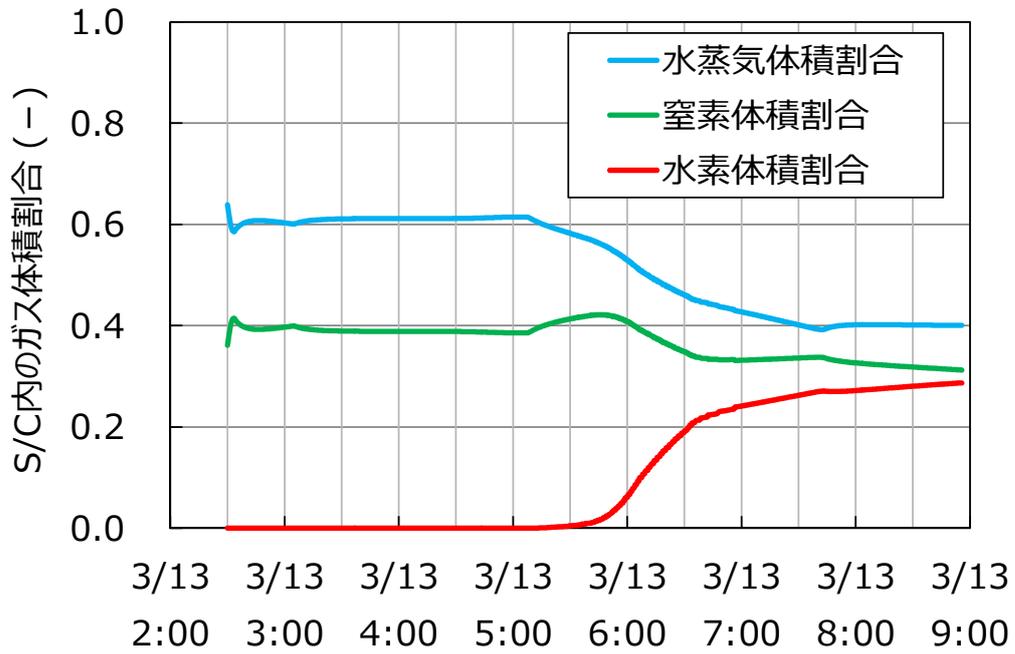


図 35 S/C 内のガス組成の解析結果 (ケース③)

国際単位系 (SI)

表1. SI 基本単位

基本量	SI 基本単位	
	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質량	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m ²
体積	立方メートル	m ³
速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s ²
波数	毎メートル	m ⁻¹
密度, 質量密度	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
面積密度	キログラム毎平方メートル	kg/m ²
比体積	立方メートル毎キログラム	m ³ /kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m ²
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
量濃度 ^(a) , 濃度	モル毎立方メートル	mol/m ³
質量濃度	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m ²
屈折率 ^(b)	(数字の)	1
比透磁率 ^(b)	(数字の)	1

(a) 量濃度 (amount concentration) は臨床化学の分野では物質濃度 (substance concentration) ともよばれる。
 (b) これらは無次元量あるいは次元1をもつ量であるが、そのことを表す単位記号である数字の1は通常は表記しない。

表3. 固有の名称と記号で表されるSI組立単位

組立量	SI 組立単位			
	名称	記号	他のSI単位による表し方	SI基本単位による表し方
平面角	ラジアン ^(b)	rad	1 ^(b)	m/m
立体角	ステラジアン ^(b)	sr ^(e)	1 ^(b)	m ² /m ²
周波数	ヘルツ ^(d)	Hz		s ⁻¹
力	ニュートン	N		m kg s ⁻²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²	m ⁻¹ kg s ⁻²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N m	m ² kg s ⁻²
仕事率, 工率, 放射束	ワット	W	J/s	m ² kg s ⁻³
電荷, 電気量	クーロン	C		s A
電位差 (電圧), 起電力	ボルト	V	W/A	m ² kg s ⁻³ A ⁻¹
静電容量	ファラド	F	C/V	m ² kg ⁻¹ s ⁴ A ²
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	m ² kg s ⁻³ A ⁻²
コンダクタンス	ジーメン	S	A/V	m ² kg ⁻¹ s ³ A ²
磁束	ウェーバ	Wb	Vs	m ² kg s ⁻² A ⁻¹
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²	kg s ⁻² A ⁻¹
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	m ² kg s ⁻² A ⁻²
セルシウス温度	セルシウス度 ^(e)	°C		K
光照射量	ルーメン	lm	cd sr ^(e)	cd
放射線量	グレイ	Gy	J/kg	m ² s ⁻²
放射性核種の放射能 ^(f)	ベクレル ^(d)	Bq		s ⁻¹
吸収線量, 比エネルギー分与, カーマ	グレイ	Gy	J/kg	m ² s ⁻²
線量当量, 周辺線量当量, 方向性線量当量, 個人線量当量	シーベルト ^(g)	Sv	J/kg	m ² s ⁻²
酸素活性化	カタール	kat		s ⁻¹ mol

(a) SI接頭語は固有の名称と記号を持つ組立単位と組み合わせても使用できる。しかし接頭語を付した単位はもはやコヒーレントではない。
 (b) ラジアンとステラジアンは数字の1に対する単位の特別な名称で、量についての情報をつたえるために使われる。実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号である数字の1は明示されない。
 (c) 測光学ではステラジアンという名称と記号srを単位の表し方の中に、そのまま維持している。
 (d) ヘルツは周期現象についてのみ、ベクレルは放射性核種の統計的過程についてのみ使用される。
 (e) セルシウス度はケルビンの特別な名称で、セルシウス温度を表すために使用される。セルシウス度とケルビンの単位の大きさは同一である。したがって、温度差や温度間隔を表す数値はどちらの単位で表しても同じである。
 (f) 放射性核種の放射能 (activity referred to a radionuclide) は、しばしば誤った用語で"radioactivity"と記される。
 (g) 単位シーベルト (PV, 2002, 70, 205) についてはCIPM勧告2 (CI-2002) を参照。

表4. 単位の中に固有の名称と記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位		
	名称	記号	SI 基本単位による表し方
粘力のモーメント	パスカル秒	Pa s	m ⁻¹ kg s ⁻¹
表面張力	ニュートンメートル	N m	m ² kg s ⁻²
角加速度	ニュートン毎メートル	N/m	kg s ⁻²
角加減	ラジアン毎秒	rad/s	m m ⁻¹ s ⁻¹ =s ⁻¹
熱流密度, 放射照度	ラジアン毎秒毎秒	rad/s ²	m m ⁻¹ s ⁻² =s ⁻²
熱容量, エントロピー	ワット毎平方メートル	W/m ²	kg s ⁻³
比熱容量, 比エントロピー	ジュール毎ケルビン	J/K	m ² kg s ⁻² K ⁻¹
比エネルギー	ジュール毎キログラム毎ケルビン	J/(kg K)	m ² s ⁻² K ⁻¹
熱伝導率	ジュール毎キログラム	J/kg	m ² s ⁻²
体積エネルギー	ワット毎メートル毎ケルビン	W/(m K)	m kg s ⁻³ K ⁻¹
電界の強さ	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m ⁻¹ kg s ⁻²
電荷密度	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m kg s ⁻³ A ⁻¹
電表面積	クーロン毎立方メートル	C/m ³	m ⁻³ s A
電束密度, 電気変位	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² s A
誘電率	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² s A
透磁率	ファラド毎メートル	F/m	m ³ kg ⁻¹ s ⁴ A ²
モルエネルギー	ヘンリー毎メートル	H/m	m kg s ⁻² A ⁻²
モルエントロピー, モル熱容量	ジュール毎モル	J/mol	m ² kg s ⁻² mol ⁻¹
照射線量 (X線及びγ線)	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol K)	m ² kg s ⁻² K ⁻¹ mol ⁻¹
吸収線量率	クーロン毎キログラム	C/kg	kg ⁻¹ s A
放射線強度	グレイ毎秒	Gy/s	m ² s ⁻³
放射輝度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m ⁴ m ⁻² kg s ⁻³ =m ² kg s ⁻³
酵素活性濃度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m ² sr)	m ² m ⁻² kg s ⁻³ =kg s ⁻³
	カタール毎立方メートル	kat/m ³	m ³ s ⁻¹ mol

表5. SI 接頭語

乗数	名称	記号	乗数	名称	記号
10 ²⁴	ヨタ	Y	10 ¹	デシ	d
10 ²¹	ゼタ	Z	10 ²	センチ	c
10 ¹⁸	エクサ	E	10 ³	ミリ	m
10 ¹⁵	ペタ	P	10 ⁶	マイクロ	μ
10 ¹²	テラ	T	10 ⁹	ナノ	n
10 ⁹	ギガ	G	10 ¹²	ピコ	p
10 ⁶	メガ	M	10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ³	キロ	k	10 ⁻¹⁸	アト	a
10 ²	ヘクト	h	10 ⁻²¹	ゼプト	z
10 ¹	デカ	da	10 ⁻²⁴	ヨクト	y

表6. SIに属さないが、SIと併用される単位

名称	記号	SI 単位による値
分	min	1 min=60 s
時	h	1 h=60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86 400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	'	1'=(1/60)°=(π/10 800) rad
秒	"	1"=(1/60)'=(π/648 000) rad
ヘクタール	ha	1 ha=1 hm ² =10 ⁴ m ²
リットル	L, l	1 L=1 l=1 dm ³ =10 ³ cm ³ =10 ⁻³ m ³
トン	t	1 t=10 ³ kg

表7. SIに属さないが、SIと併用される単位で、SI単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI 単位で表される数値
電子ボルト	eV	1 eV=1.602 176 53(14)×10 ⁻¹⁹ J
ダルトン	Da	1 Da=1.660 538 86(28)×10 ⁻²⁷ kg
統一原子質量単位	u	1 u=1 Da
天文単位	ua	1 ua=1.495 978 706 91(6)×10 ¹¹ m

表8. SIに属さないが、SIと併用されるその他の単位

名称	記号	SI 単位で表される数値
バール	bar	1 bar=0.1MPa=100 kPa=10 ⁵ Pa
水銀柱ミリメートル	mmHg	1 mmHg=133.322Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1nm=100pm=10 ⁻¹⁰ m
海里	M	1 M=1852m
バイン	b	1 b=100fm ² =(10 ¹² cm ²) ² =10 ⁻²⁸ m ²
ノット	kn	1 kn=(1852/3600)m/s
ネーパ	Np	SI単位との数値的関係は、 対数量の定義に依存。
ベレル	B	
デシベル	dB	

表9. 固有の名称をもつCGS組立単位

名称	記号	SI 単位で表される数値
エルグ	erg	1 erg=10 ⁻⁷ J
ダイン	dyn	1 dyn=10 ⁻⁵ N
ポアズ	P	1 P=1 dyn s cm ⁻² =0.1Pa s
ストークス	St	1 St=1cm ² s ⁻¹ =10 ⁻⁴ m ² s ⁻¹
スチルブ	sb	1 sb=1cd cm ⁻² =10 ⁴ cd m ⁻²
フォト	ph	1 ph=1cd sr cm ⁻² =10 ⁴ lx
ガリ	Gal	1 Gal=1cm s ⁻² =10 ⁻² ms ⁻²
マクスウェル	Mx	1 Mx=1 G cm ² =10 ⁻⁸ Wb
ガウス	G	1 G=1Mx cm ⁻² =10 ⁻⁴ T
エルステッド ^(a)	Oe	1 Oe _e =(10 ³ /4π)A m ⁻¹

(a) 3元系のCGS単位系とSIでは直接比較できないため、等号「△」は対応関係を示すものである。

表10. SIに属さないその他の単位の例

名称	記号	SI 単位で表される数値
キュリー	Ci	1 Ci=3.7×10 ¹⁰ Bq
レントゲン	R	1 R=2.58×10 ⁻⁴ C/kg
ラド	rad	1 rad=1cGy=10 ⁻² Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 ⁻² Sv
ガンマ	γ	1 γ=1 nT=10 ⁻⁹ T
フェルミ	f	1 フェルミ=1 fm=10 ⁻¹⁵ m
メートル系カラット		1 メートル系カラット=0.2 g=2×10 ⁻⁴ kg
トル	Torr	1 Torr=(101 325/760) Pa
標準大気圧	atm	1 atm=101 325 Pa
カロリ	cal	1 cal=4.1858 J (「15°C」カロリ), 4.1868 J (「IT」カロリ), 4.184 J (「熱化学」カロリ)
マイクロ	μ	1 μ=1μm=10 ⁻⁶ m

