

SAMPSONコードによる事故事象進展の解析

平成27年9月11日(金)

内藤 正則

一般財団法人エネルギー総合工学研究所

目 次

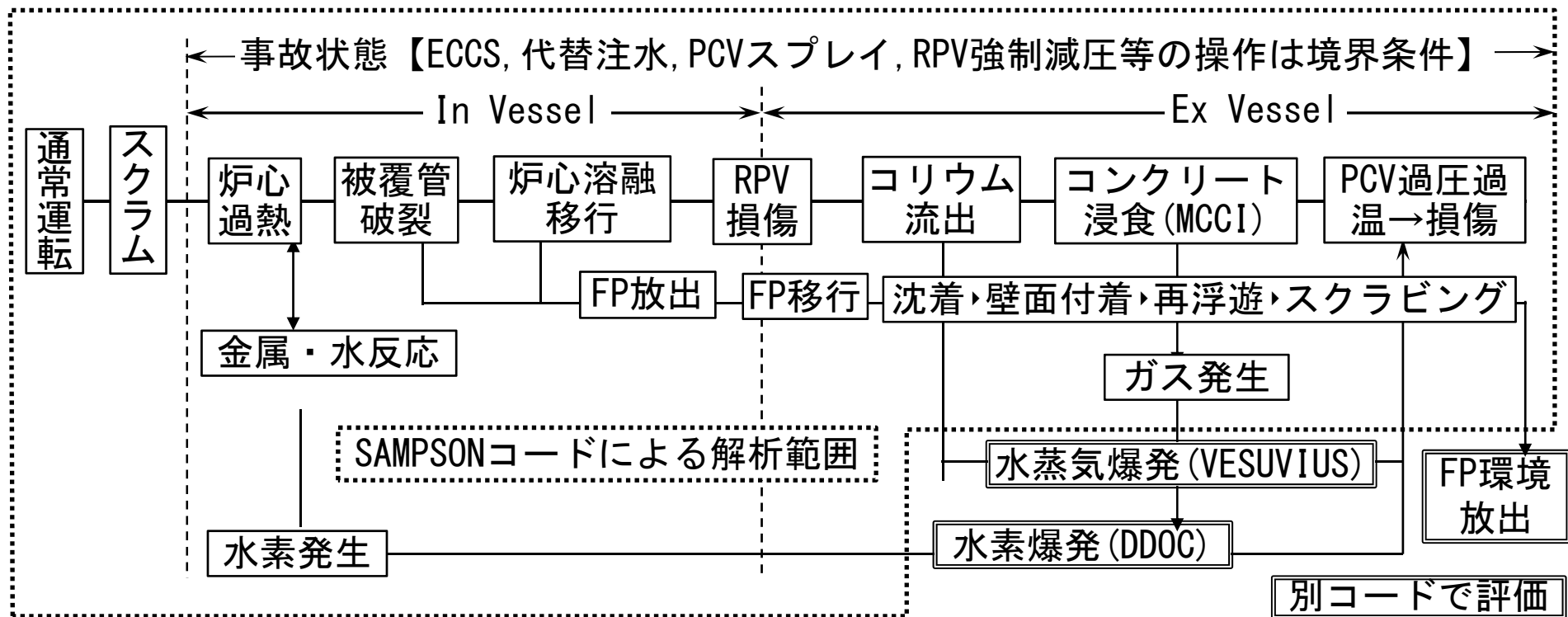
1. 緒言
2. SAMPSONコード
3. 福島第一原子力発電所における炉心崩壊熱除去の状況
4. 福島第一原子力発電所各号機の圧力変化 (実測値)
5. 福島第一原子力発電所事故時の固有の現象・事象
6. SAMPSON解析結果
7. 結言

1. 緒言

- 2011年3月11日:東北地方太平洋沖地震(と、それに伴う巨大津波)により、福島第一原子力発電所が被災⇒1号機~3号機では炉心溶融、1, 3, 4号機では水素爆発により原子炉建屋が損壊⇒放射性物質の環境への大量放出
- 事故直後から、各種のシビアアクシデント解析コード【MAAP、MELCOR、SAMPSON等】を用いて事故事象進展の解析がなされてきた。
- 解析の入力条件を確定するためには、事故時における機器類の作動状態の定量的把握【炉心冷却系設備の運転条件、各種弁の開閉状況、等】が必須であるが、事故後初期の段階では不明な点が多かった。
- そのため、初期の解析結果には、多くの不確かさが含まれていた。
- 一方、東京電力は各種機器類の作動状況の調査、プラント内物理量の実測等を継続して実施しており、現在ではかなりの情報が得られている。
- 世界的には、OECD/NEAが福島原発の事故を対象としたベンチマーク解析のプロジェクト【BSAFプロジェクト】を進めており、世界各国の独自の解析コードによる事故事象解析の結果が得られつつある。
- 我が国では、廃炉計画の円滑推進のため、デブリの存在位置と量、性状、及び各種機器の汚染状況等の事前把握が求められている。
- このような経緯のもとで、エネ総工研ではSAMPSONコードを用いて最新情報に基づく解析を継続的に実施している。

2. SAMPSOコード (1) 全体概要

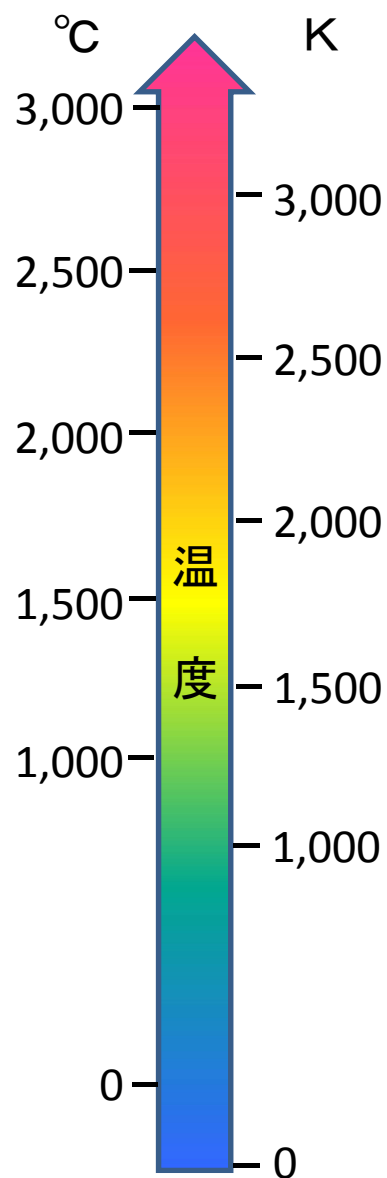
- 解析結果の物理現象としての説明性・ユーザ依存性の排除のために機構論的モデル・理論式を採用し、ユーザ調整係数の使用を最小限としている。
- モジュール構成



スクラム時の燃料内FPの初期量は別コード(例えばORIGEN)で計算し、SAMPSONの初期値として入力。

- 本発表においては、シビアアクシデント解析コードSAMPSONを用いて「炉内で何が起きたのか」をシミュレーションした結果について述べる。

2. SAMPSOコード (2) 構造材料の融点の取扱い



3,113 K: UO_2 融点

2,980 K: 酸化ジルコニウムの融点

2,473 K: UO_2 とジルコニウムの反応物の溶融温度

2,106 K: ジルカロイの融点

1,839 K: 鉄酸化物の融点

1,671 K: スティールの融点

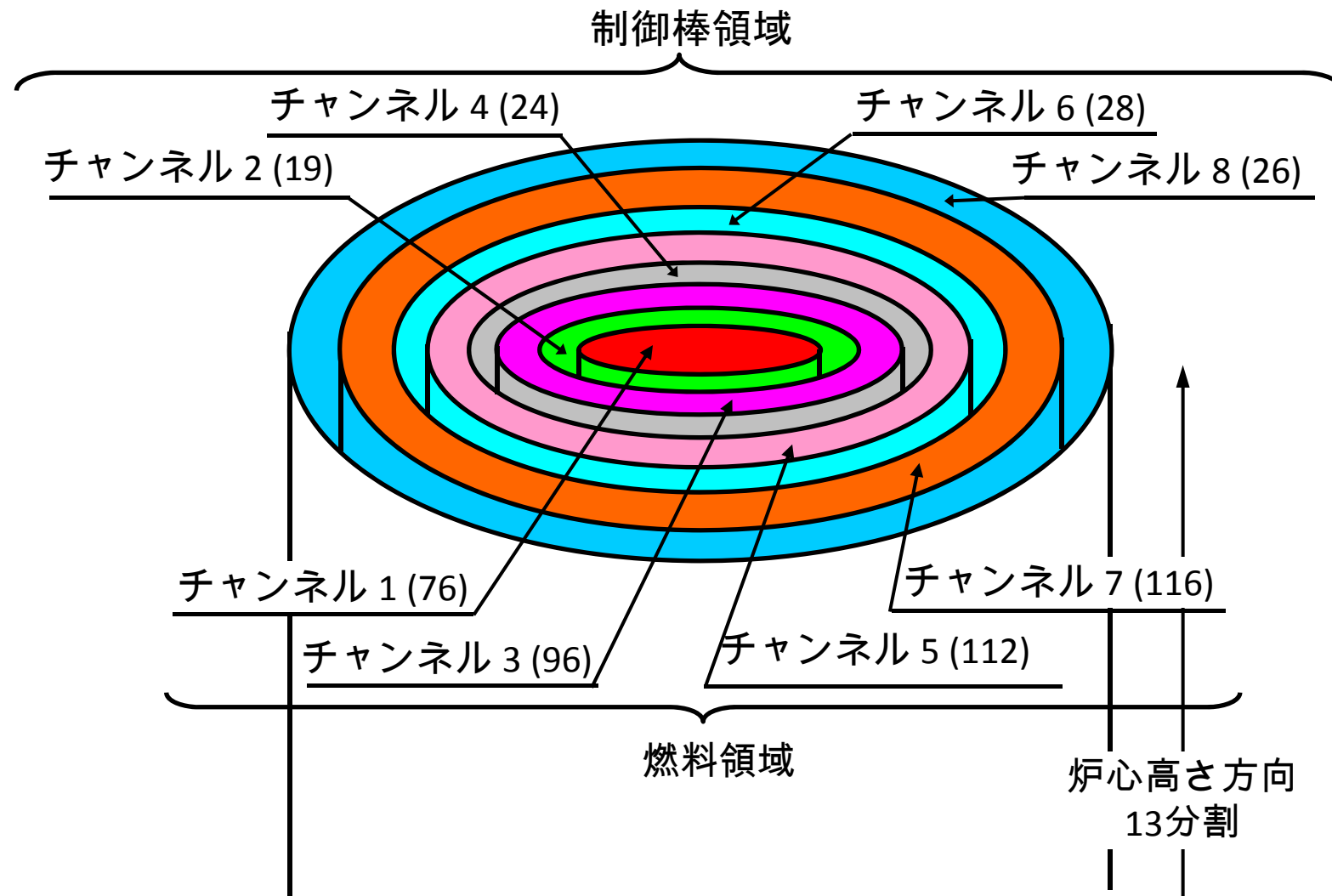
1,500 K: B_4C とスティールの反応物の溶融温度

- ✓ ジルカロイは高温になると水(水蒸気)と反応し、多量の水素と熱を発生する。



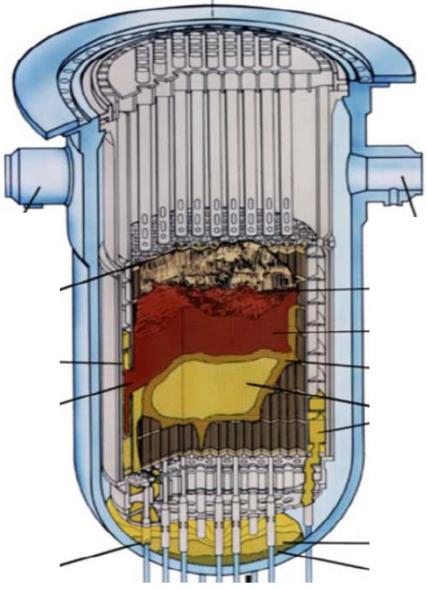
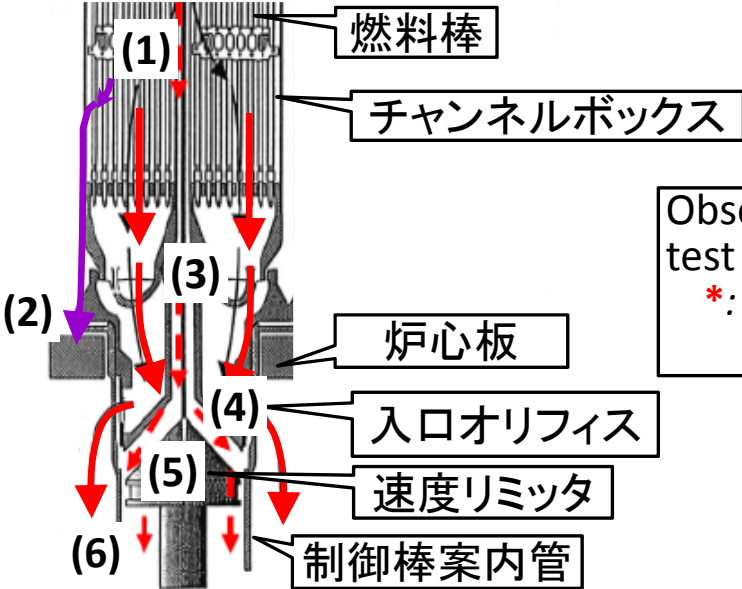
- ✓ 発熱量(Q)は、燃料そのものから発生する崩壊熱より大きいのか、ほぼ同レベル程度

2. SAMPSOコード (3)解析における炉心部分の領域分け



チャンネル右側の数値は、各チャンネルに含まれる燃料集合体あるいは制御棒ブレードの数【1号機の例】

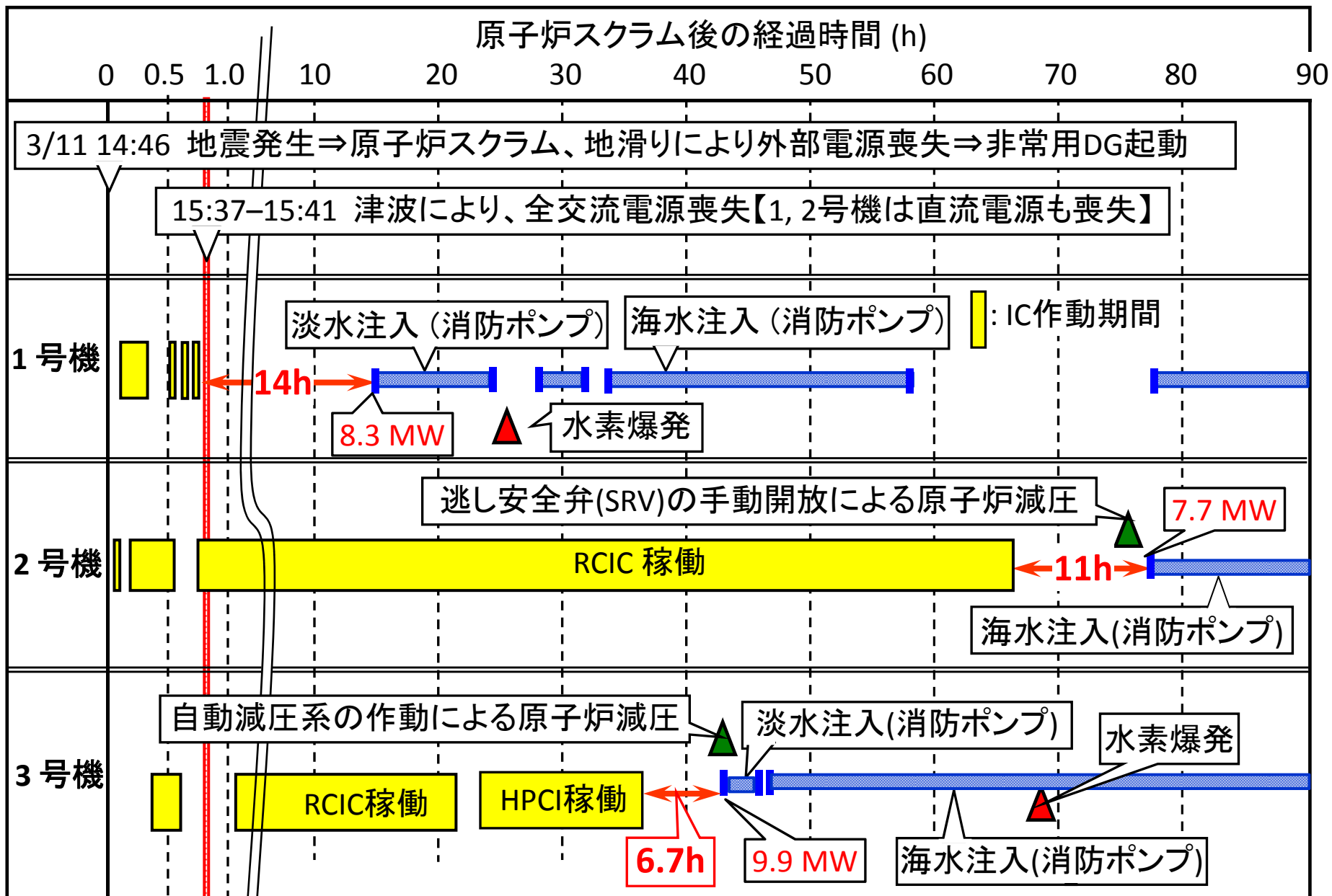
2. SAMPSOコード (4) コリウムの移行経路に関する取扱い

TMI 事故	福島第一原発事故
	
<ul style="list-style-type: none"> • 水位: 発熱下端より上 [Wet core] • 炉心の一部は溶融したが、多量の発生蒸気で冷却⇒強固なクラストの形成 	<ul style="list-style-type: none"> • 水位: 発熱部下端より下 [Dry core] • 溶融物は連続的に下部プレナムに落下【 Continuous Drainage Pathways】 • 溶融物の一部は炉心板上、速度リミッタにおいて固化

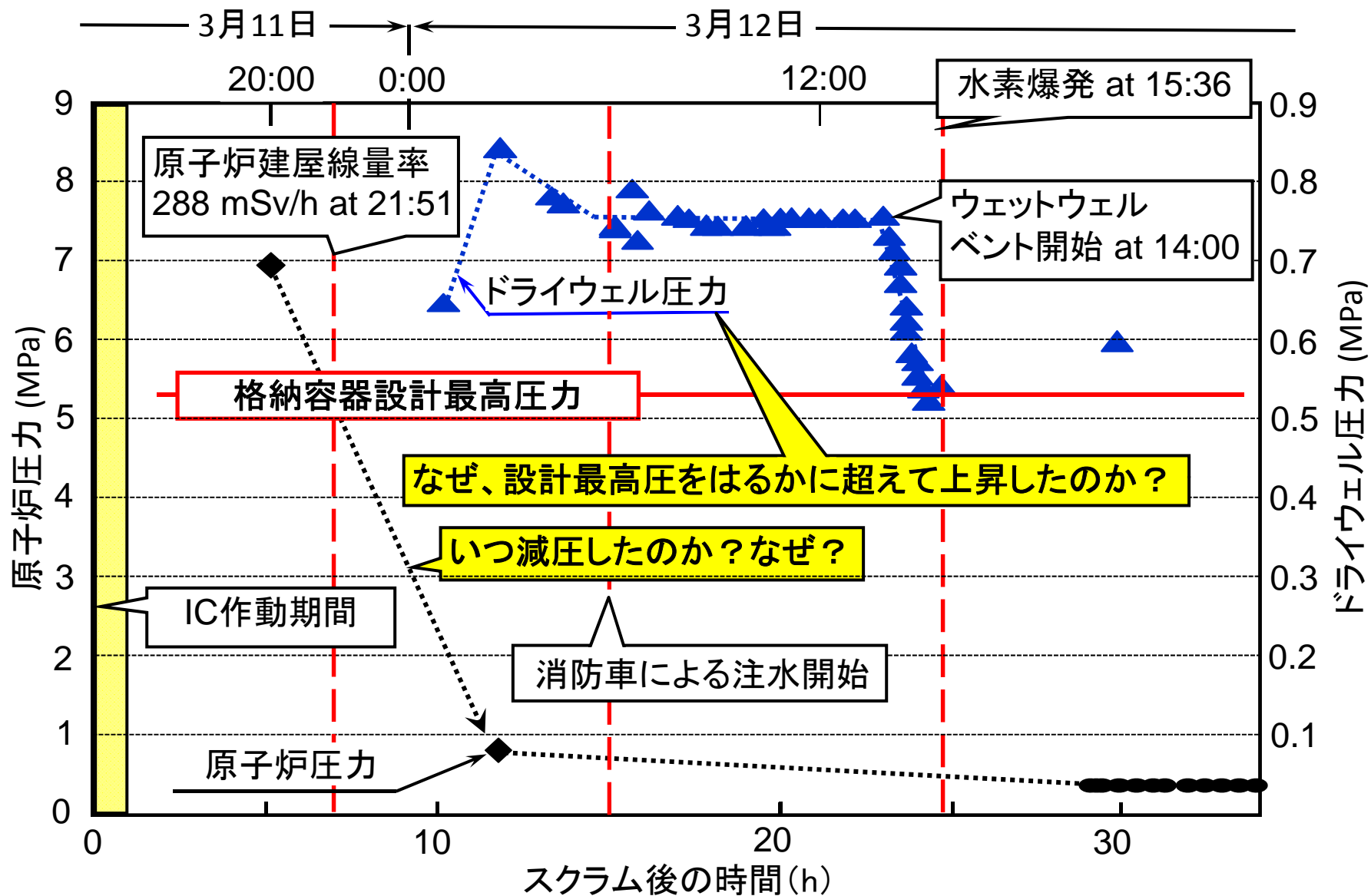
SAMPSONによる XR-2試験解析	炉心板より上		(4)	炉心板より下部	
	(1)+(2)	(3)		(5)	(6)
試験	9%	11%	11%	37%	37%
解析	7%	15%	15%	28%	43%

注記
試験で用いた物質: ステンレス,
B₄C, ジルカロイ
(UO₂ は使っていない)

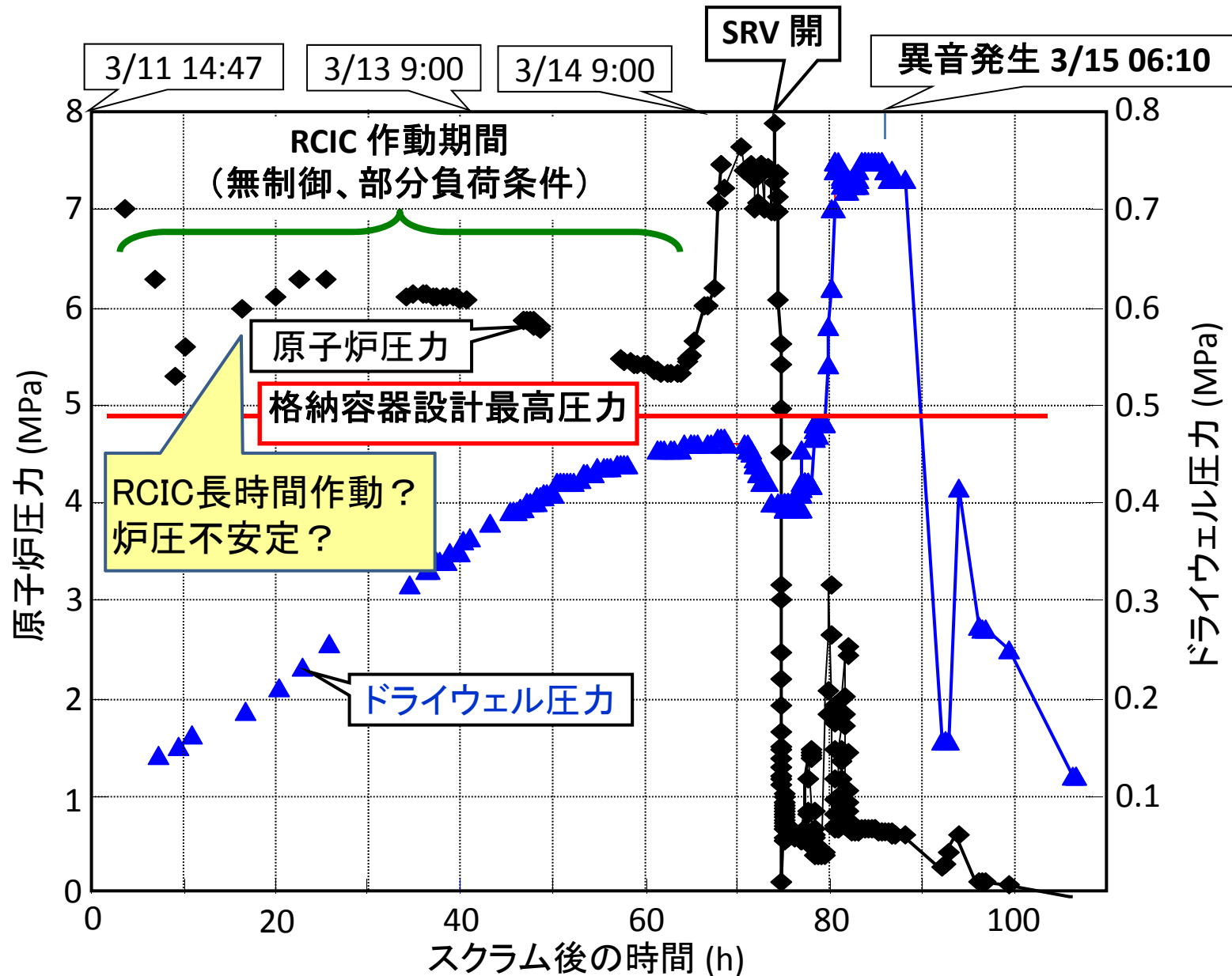
3. 炉心崩壊熱除去の状況



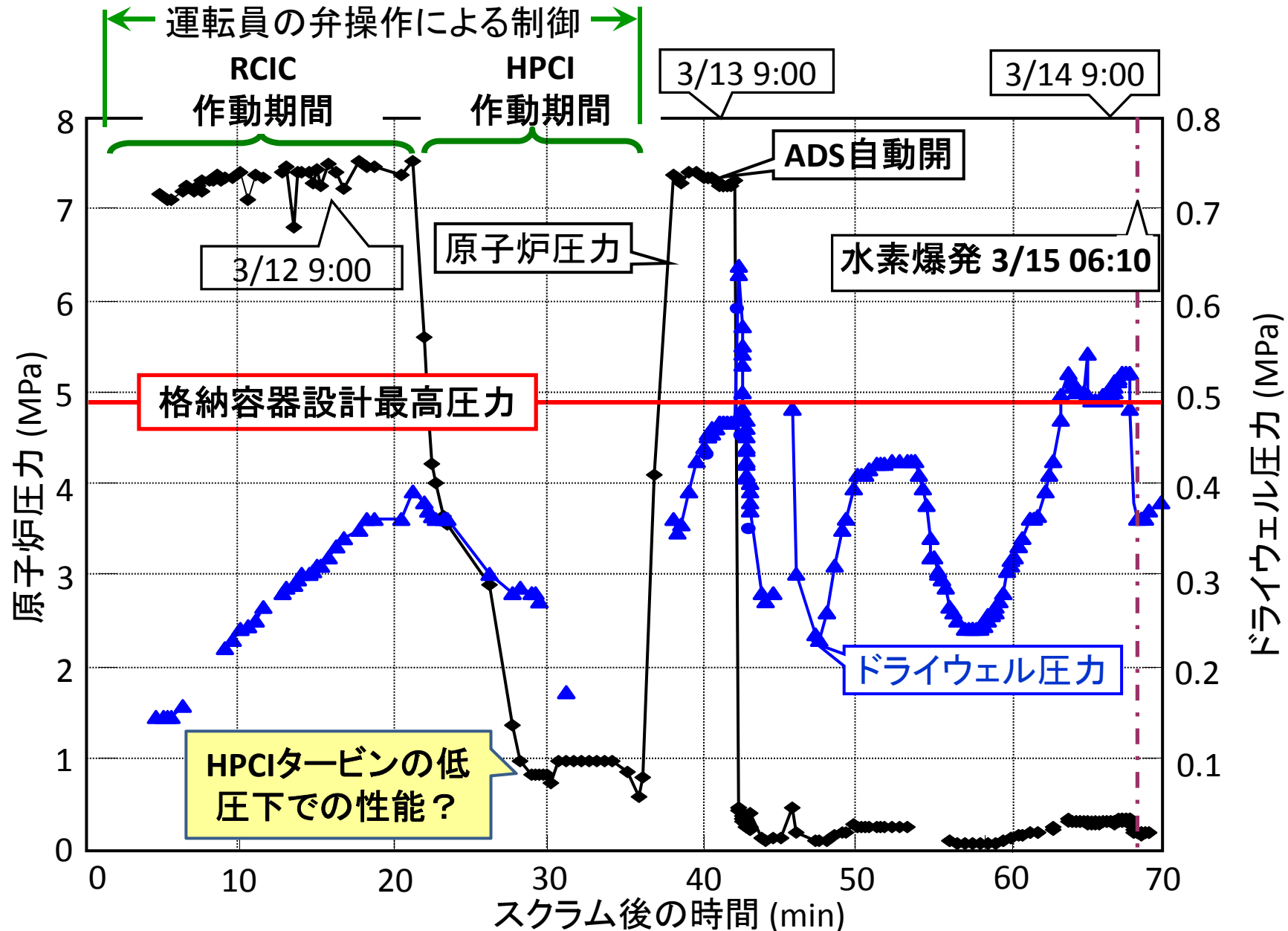
4.-1 圧力の時間変化 (実測値) - 1号機



4. -2 圧力の時間変化 (実測値) - 2号機



4. -3 圧力の時間変化 (実測値) - 3号機



5. -1 福島第一原子力発電所事故時の固有の現象・事象

RPVからD/Wへの直接漏洩

- (1) 炉内計装管の座屈
- (2) SRVガスケットの高温劣化, or
- (3) 主蒸気管のクリープ損傷

D/Wガスの原子炉建屋への漏洩

- (4) トップフランジのガスケット
- (5) 機器搬出入口のガスケット
- (6) 電気系統配線の貫通部、
その他配管貫通部、等

D/W, W/Wの圧力上昇

- (8) S/Pでの温度成層化と不完全蒸気凝縮
- (9) ジルコニウム-水反応による水素発生

RPV底部破損

- (7) 薄肉炉内計装管の早期溶融

D/W, W/Wの圧力上昇抑制

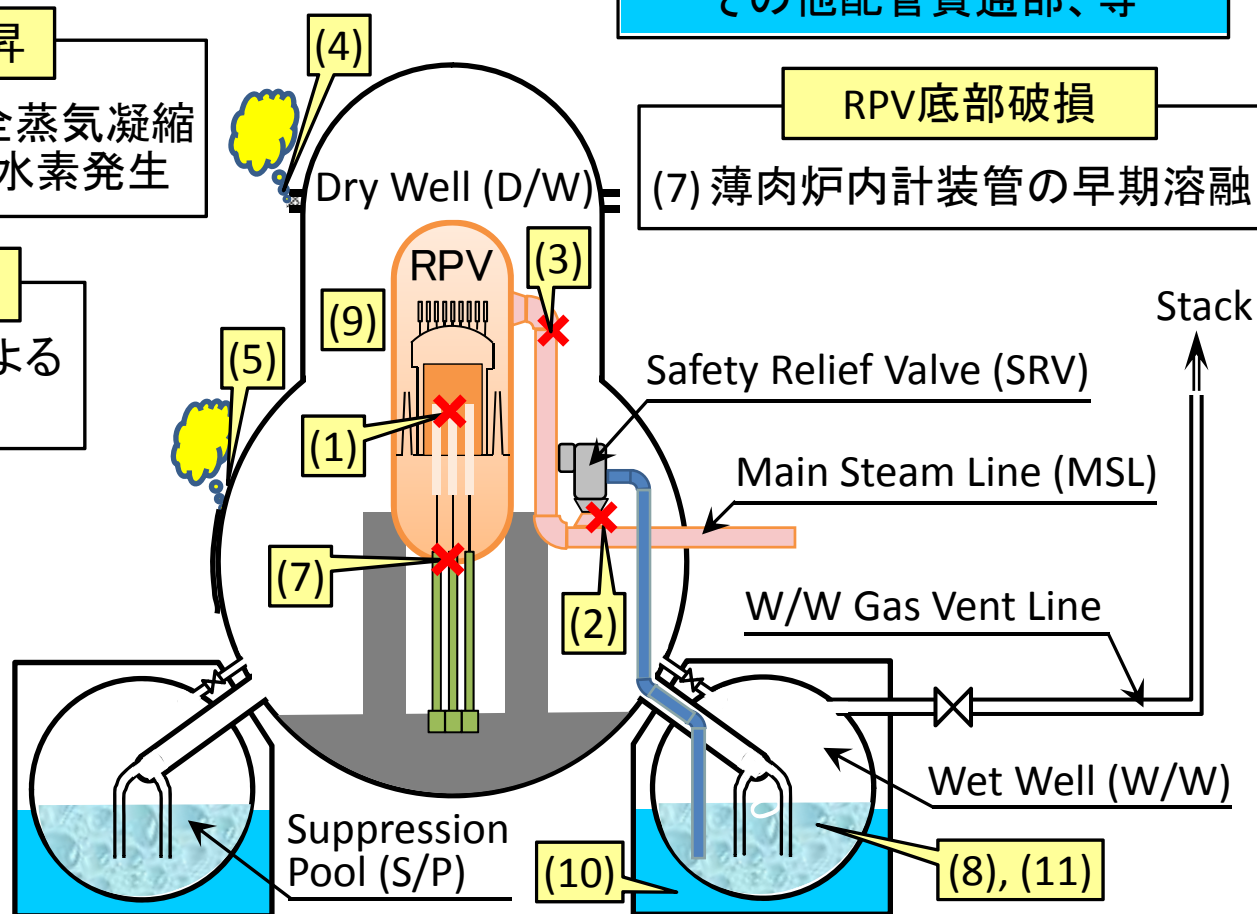
- (10) トーラス室への海水流入による
S/Pの冷却(2号機)

W/W内のFP量

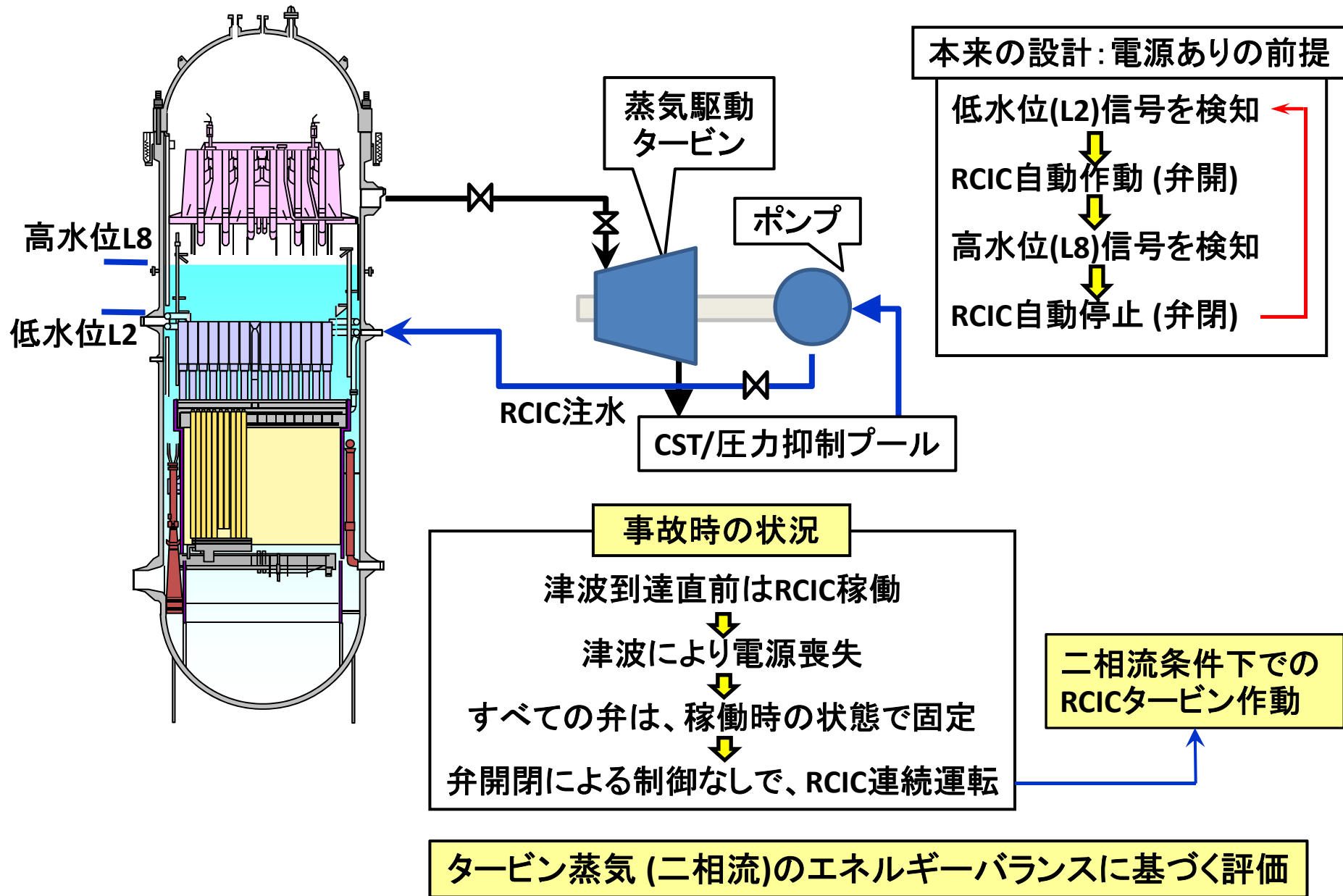
- (11) 高温水中でのDF低下

未考慮

モデル組み込み完、計算中



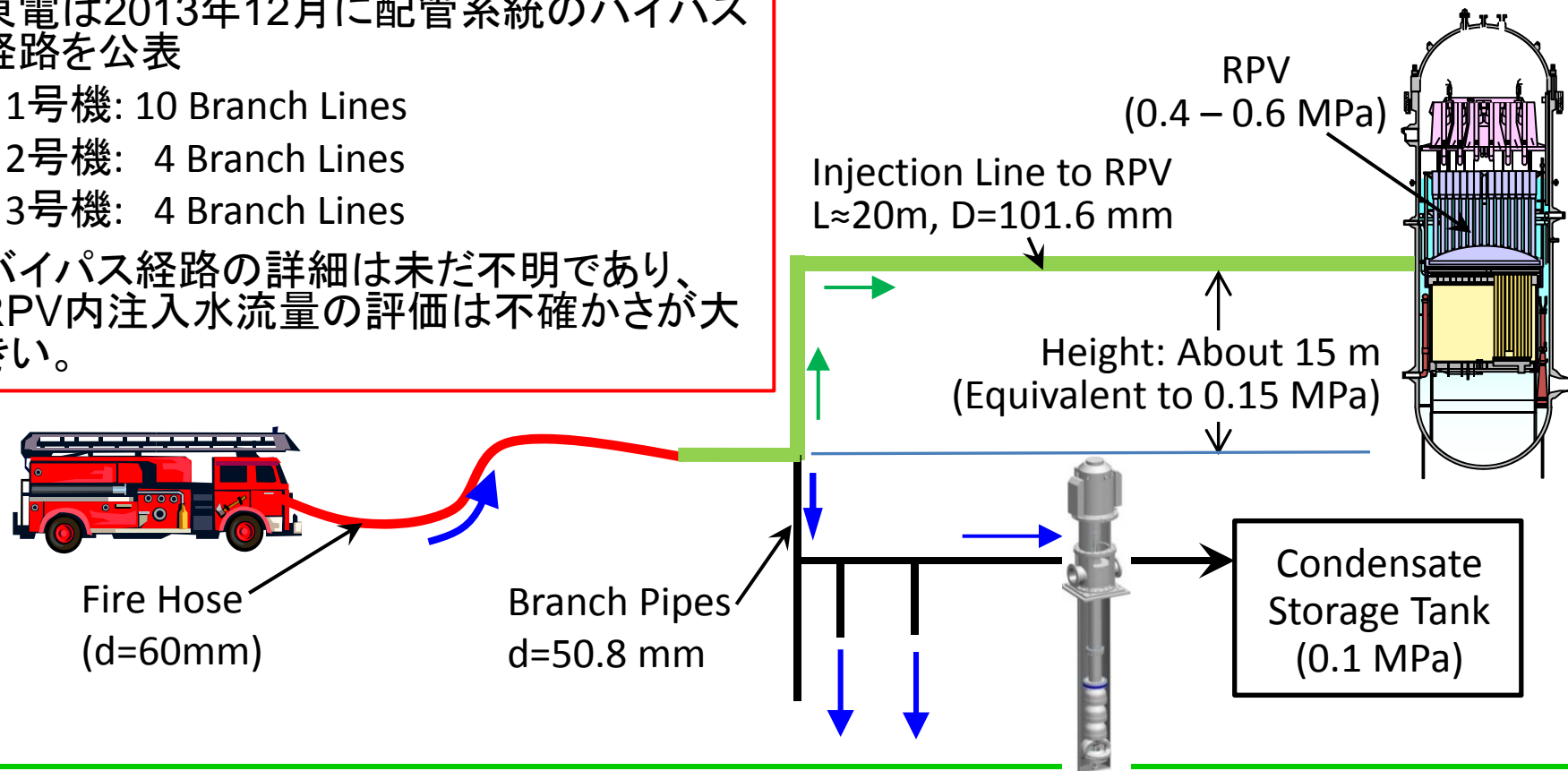
5. - 2 RCICの作動ロジック



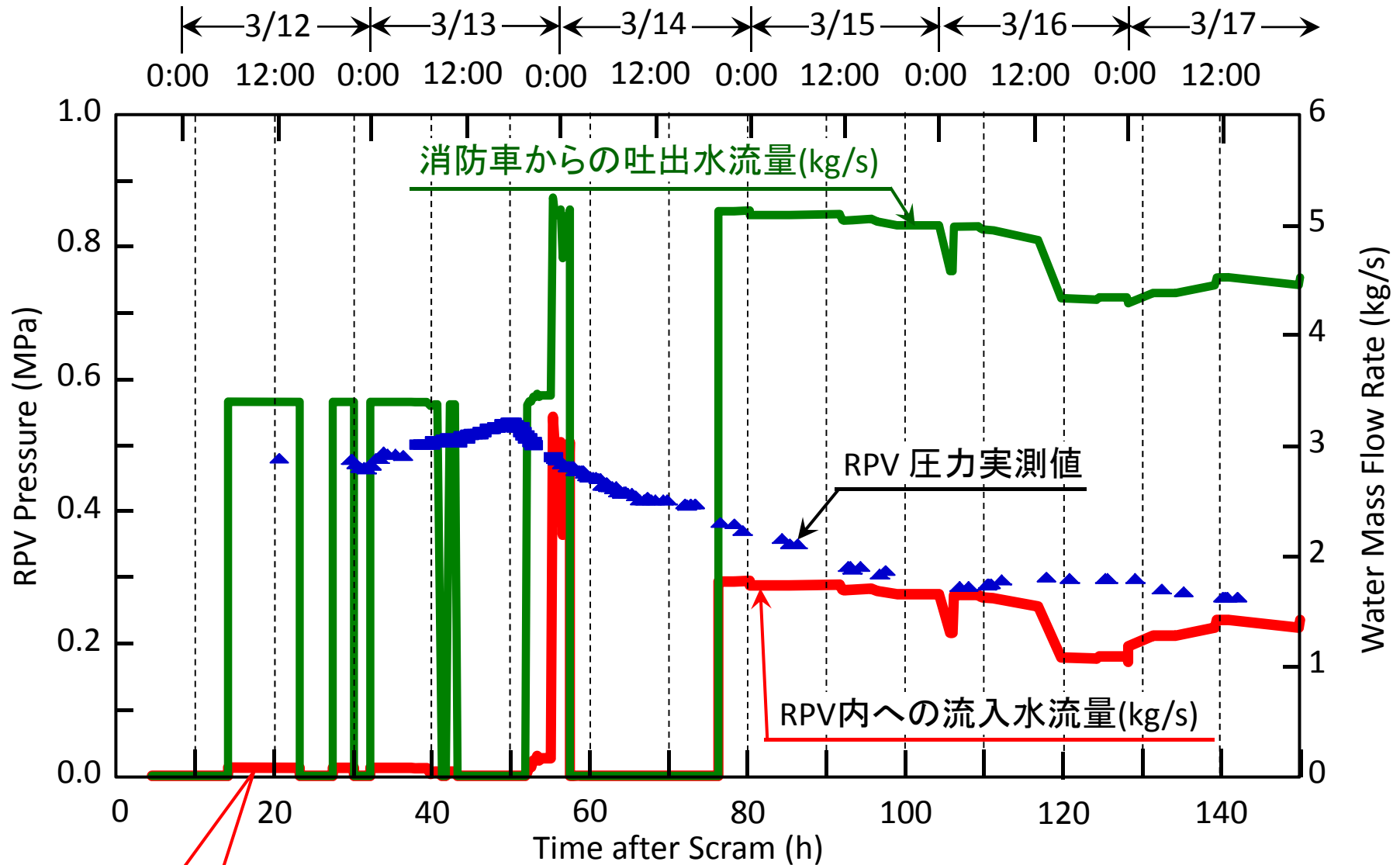
5. - 3 消防車注水の漏洩

- 消防車からの吐出水は崩壊熱を十分に除できる流量であった。
- しかし、分岐流(漏洩水)の存在により、実際に炉心に流入した水量は崩壊熱除去には不十分。
- 消防車からRPVに至る配管系統の長さ、配管径、エルボーの数、等を推定して圧力損失を評価し、消防ポンプのQ-Hカーブを考慮してRPV内流入水流量を計算した。

- 東電は2013年12月に配管系統のバイパス経路を公表
 - ✓ 1号機: 10 Branch Lines
 - ✓ 2号機: 4 Branch Lines
 - ✓ 3号機: 4 Branch Lines
- バイパス経路の詳細は未だ不明であり、RPV内注入水流量の評価は不確かさが大きい。

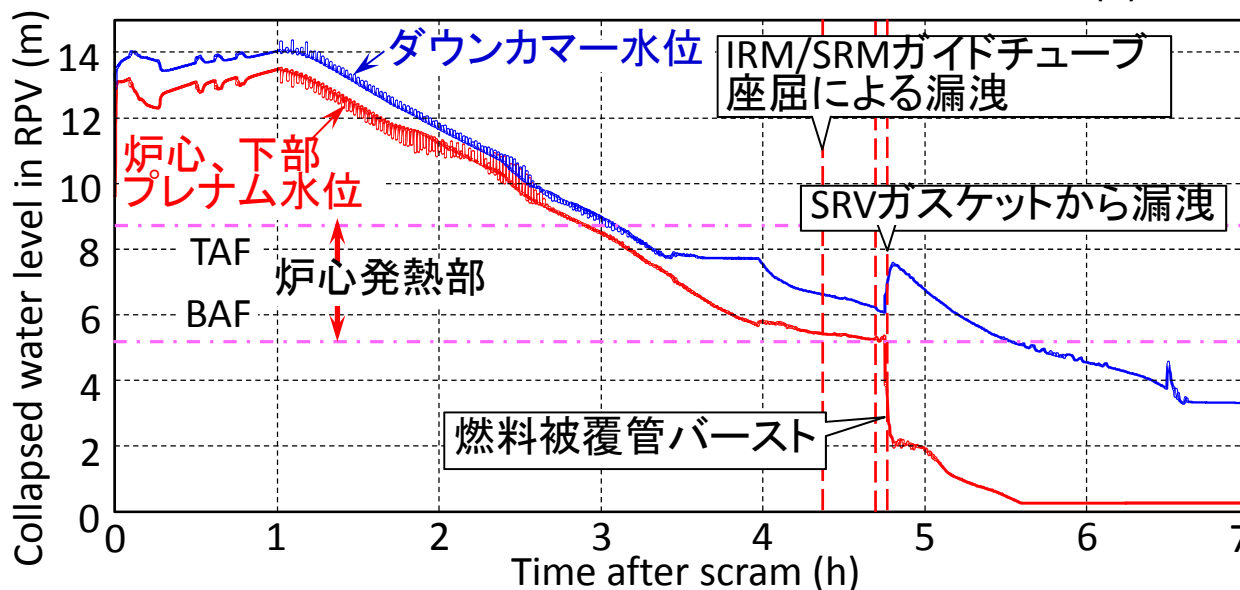
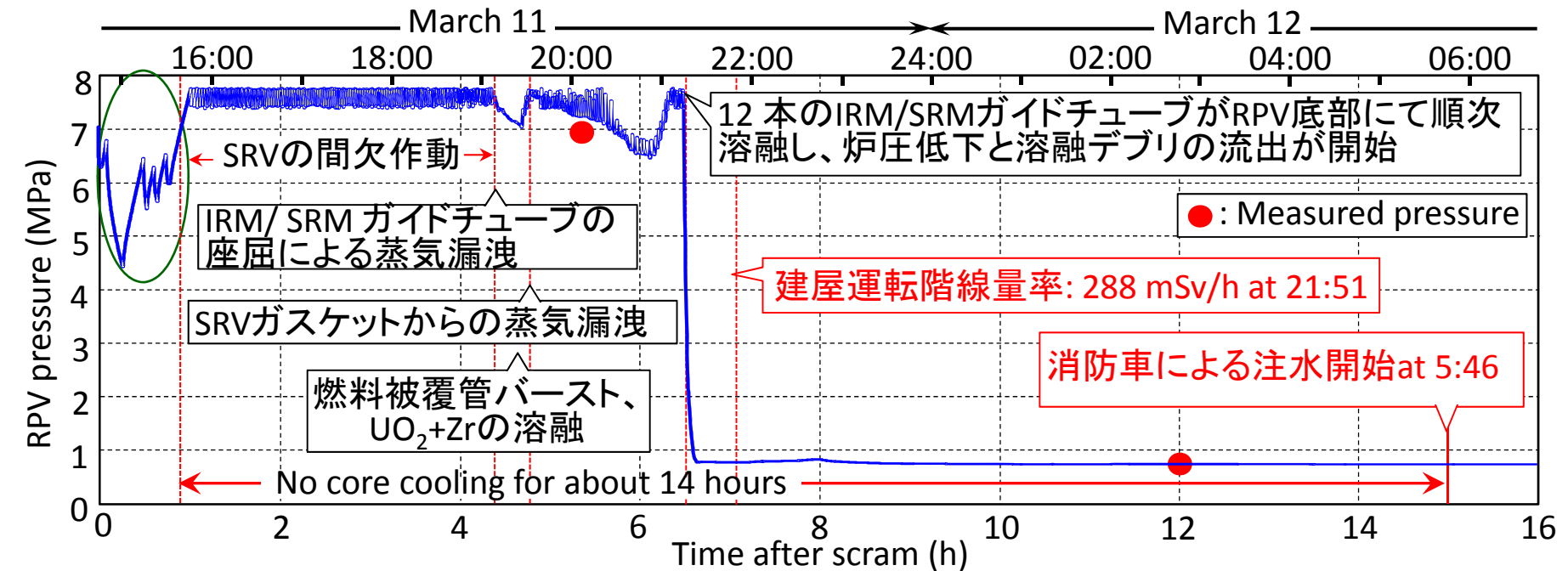


5. - 4 消防車注水時の炉内流入水流量【1号機の計算例】



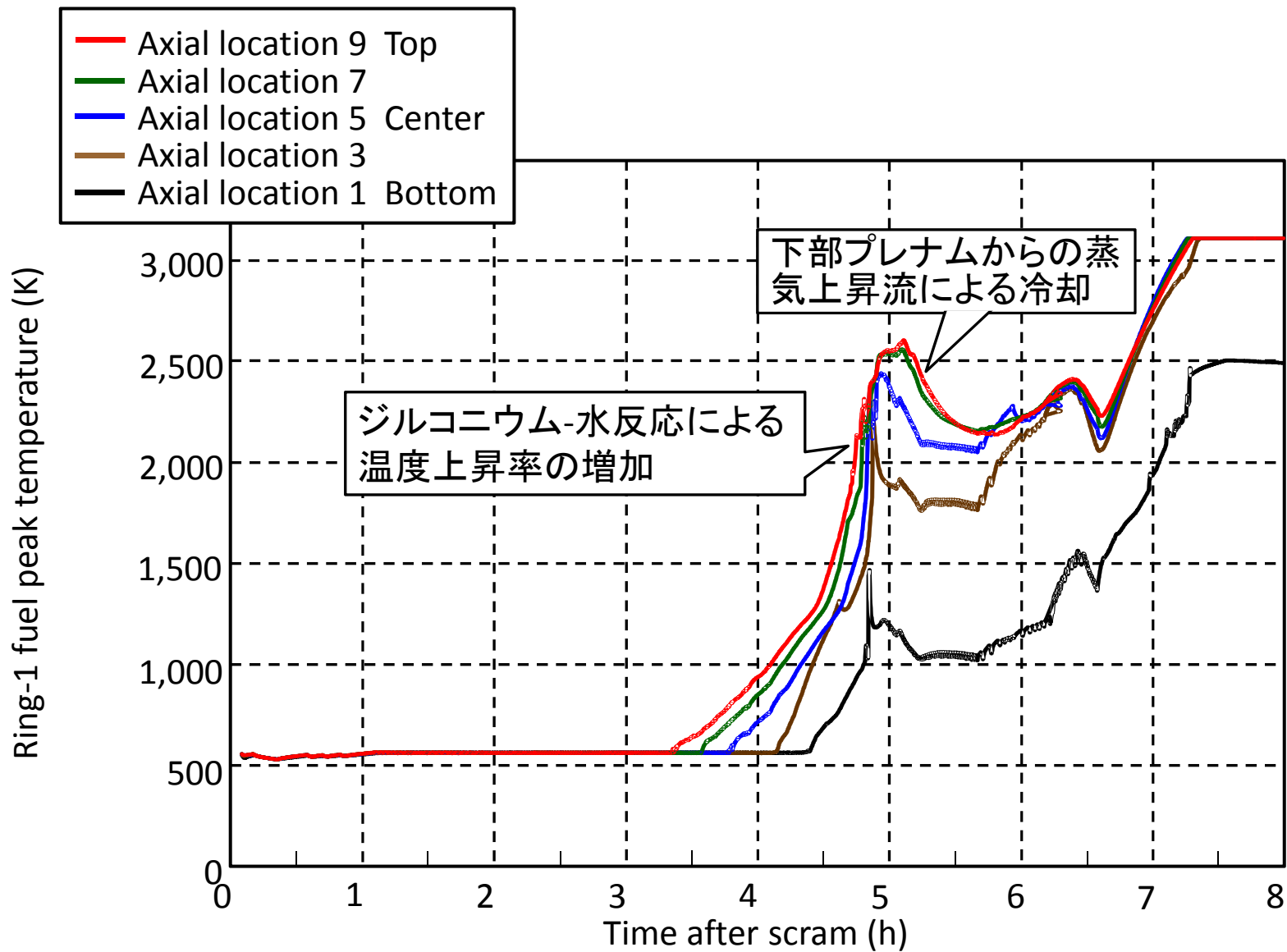
0.07~0.075 kg/s (4.2~4.5 kg/min)

6. - 1 SAMPSON解析結果【1号機圧力と水位】



- 主蒸気管クリープ損傷はモデル化していない

6.-2 SAMPSON解析結果【1号機燃料温度と溶融挙動】



Fuel Temperature Transient in the Fuel Channel-1

6. -3 SAMPSON解析結果【1号機ペDESTALに落下したデブリの組成】

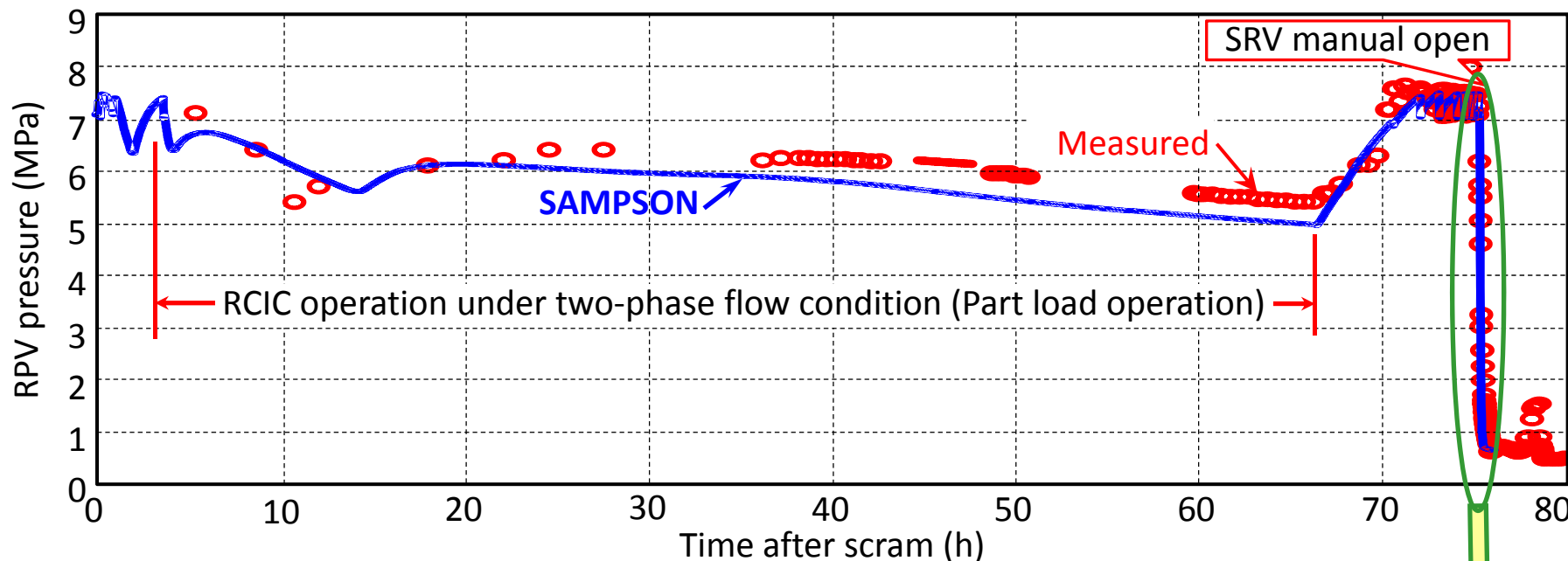
		RPV外貫通管表面		ペDESTAL床上	
連続相 [kg]	UO ₂	187	3.1 %	71,000	61.8 %
	U ₃ O ₈	1	0.0 %	1,750	1.5 %
	Zr	125	2.0 %	8,100	7.1 %
	ZrO ₂	304	5.0 %	15,900	13.8 %
	Fe	5,110	83.4 %	14,100	12.3 %
	Fe ₂ O ₃	402	6.6 %	3,340	2.9 %
	B ₄ C	0	0.0 %	720	0.6 %
	小計	6,130	100.0 %	115,000	100.0 %
粒子状 [kg]	小計	0	0 %	0	0 %
合計		6,130	100.0 %	115,000	100.0 %

スクラム後9.6 h
(3/12 0:23)

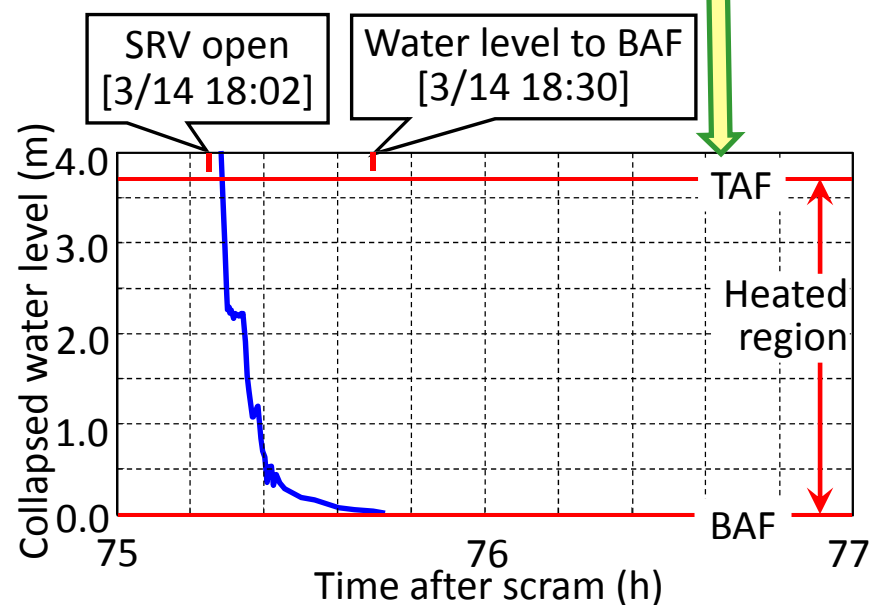
連続相 [kg]	10,000
← 粒子状 [kg]	105,000
合計	115,000

- RPV底部破損。
- 燃料および炉心構成材料の100%が溶融し、デブリはRPV底部から外に粒子状で落下した。
- しかし、消防車注水の遅れにより、粒子状デブリは再溶融して連続相に変化。
- ペDESTAL上部の制御棒案内管等に計約6トンのデブリが付着。
- 炉内にはほとんど残っていない。

6.-4 SAMPSON解析結果【2号機圧力と水位】



- 77.1 h after scram: 消防車による海水注水開始
- 77.5 h after scram: 燃料被覆管バースト
- 77.7 h after scram: $\text{UO}_2 + \text{Zr}$ の溶融開始
- 消防車注水はダウンカマー経由のため、炉心冷却の時間遅れあり、炉心溶融が進展。



6. -5 SAMPSON解析結果【2号機圧力容器内のデブリ組成】

① 炉心

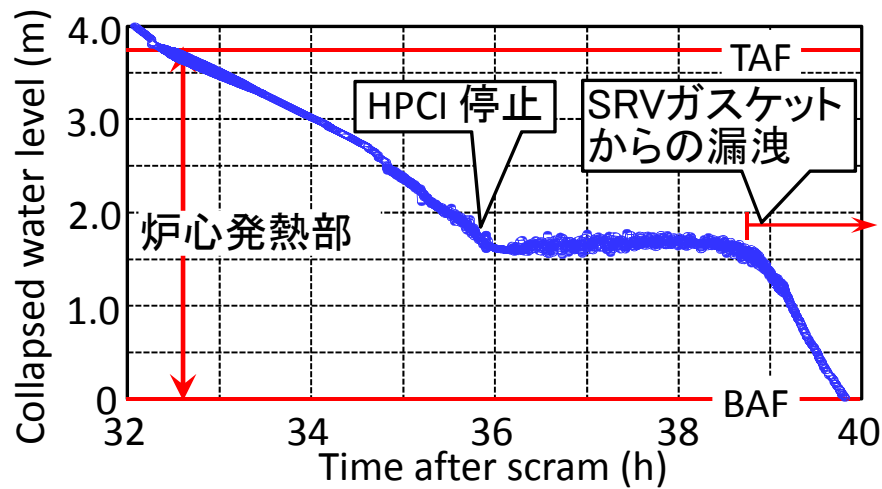
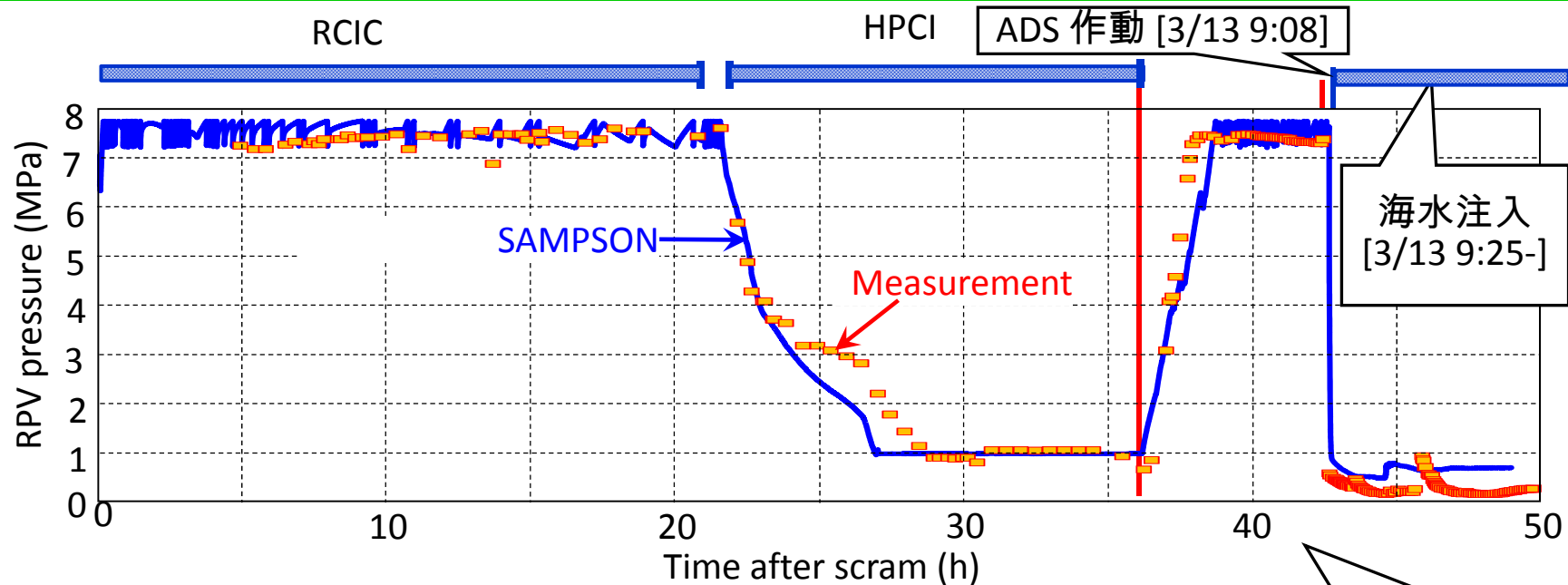
連続相 [kg]	小計	0	0 %
粒子状 [kg]	UO ₂	1,114	47.9 %
	U ₃ O ₈	105	4.5 %
	Zr	110	4.7 %
	ZrO ₂	165	7.1 %
	Fe	556	23.9 %
	Fe ₂ O ₃	263	11.3 %
	B ₄ C	12	0.5 %
	小計	2,325	100.0 %
合計		2,325	100.0 %

- RPV底部破損なし。炉心の約50%が溶融し、そのほとんどは下部プレナムに粒子状で蓄積。
- しかし、消防車によるRPV内注水流量の感度が極めて大きく、さらに検討を要する。
- 例えば、RPV内注水流量を現評価値の1/2にすると圧力容器下部は破損し、ほぼ100%が溶融する。

② 下部プレナム

連続相 [kg]	UO ₂	175	0.2 %
	U ₃ O ₈	279	0.3 %
	Zr	5	0.0 %
	ZrO ₂	10	0.0 %
	Fe	236	0.3 %
	Fe ₂ O ₃	170	0.2 %
	B ₄ C	0	0.0 %
	小計	875	1.0 %
粒子状 [kg]	UO ₂	41,154	48.7 %
	U ₃ O ₈	3,865	4.6 %
	Zr	10,967	13.0 %
	ZrO ₂	16,493	19.5 %
	Fe	6,949	8.2 %
	Fe ₂ O ₃	3,280	3.9 %
	B ₄ C	908	1.1 %
	小計	83,614	99.0 %
合計		84,489	100.0 %

6. -6 SAMPSON解析結果【3号機圧力と水位】



At about 3/13 9:00 (ADS作動直前):

- ✓ ^{242}Cm の自発核分裂による中性子を正門付近で検出
- ✓ 燃料被覆管バーストあるいは炉心溶融がその前に起きていた。

• 低圧下でのHPCI注水流量の不確かさ: 大

6. -7 SAMPSON解析結果【3号機事象トレンド】

- 39.8 h after scram: 水位BAF到達
- 41.7 h after scram: 燃料被覆管バースト
- 41.8 h after scram: $\text{UO}_2 + \text{Zr}$ の溶融
- 42.2 h after scram: 正門付近で中性子検出
- 42.6 h after scram: 海水注入開始
- 44.3 h after scram: RPV 底部破損[IRM/SRM ガイドチューブの溶融]
- ダウンカマー経由で注入された海水は下部プレナムに至った後、破損部から流出
- 最終的に炉心溶融物はペデスタルに落下
- 解析の不確かさ
 - IHPCI注水が止まった時期
 - 低圧下でのHPCI注水流量
 - 消防車からのRPV流入流量

6.-8 SAMPSON解析結果【3号機圧力容器外のデブリ組成】

RPV外貫通管表面

連続相 [kg]	UO ₂	1,090	7.5 %
	U ₃ O ₈	18	0.1 %
	Zr	918	6.3 %
	ZrO ₂	647	4.5 %
	Fe	9,920	68.3 %
	Fe ₂ O ₃	1,940	13.4 %
	B ₄ C	0	0.0 %
	小計	14,500	100.0 %
粒子状 [kg]	小計	0	0 %
	合計	14,500	100.0 %

- ✓ RPV底部破損
- ✓ 燃料および炉心構成材料の100%が溶融し、そのうち、92%はペDESTAL床の上にほぼ粒子状で蓄積、8%はRPV外貫通管表面に付着

ペDESTAL床上

連続相 [kg]	UO ₂	134	0.1 %
	U ₃ O ₈	2	0.0 %
	Zr	125	0.1 %
	ZrO ₂	88	0.1 %
	Fe	6,890	4.0 %
	Fe ₂ O ₃	1,350	0.8 %
	B ₄ C	0	0.0 %
	小計	8,590	5.0 %
粒子状 [kg]	UO ₂	116,000	67.3 %
	U ₃ O ₈	1,460	0.9 %
	Zr	9,220	5.3 %
	ZrO ₂	32,000	18.6 %
	Fe	2,810	1.6 %
	Fe ₂ O ₃	1,320	0.8 %
	B ₄ C	959	0.6 %
	小計	164,000	95.0 %
	合計	173,000	100.0 %

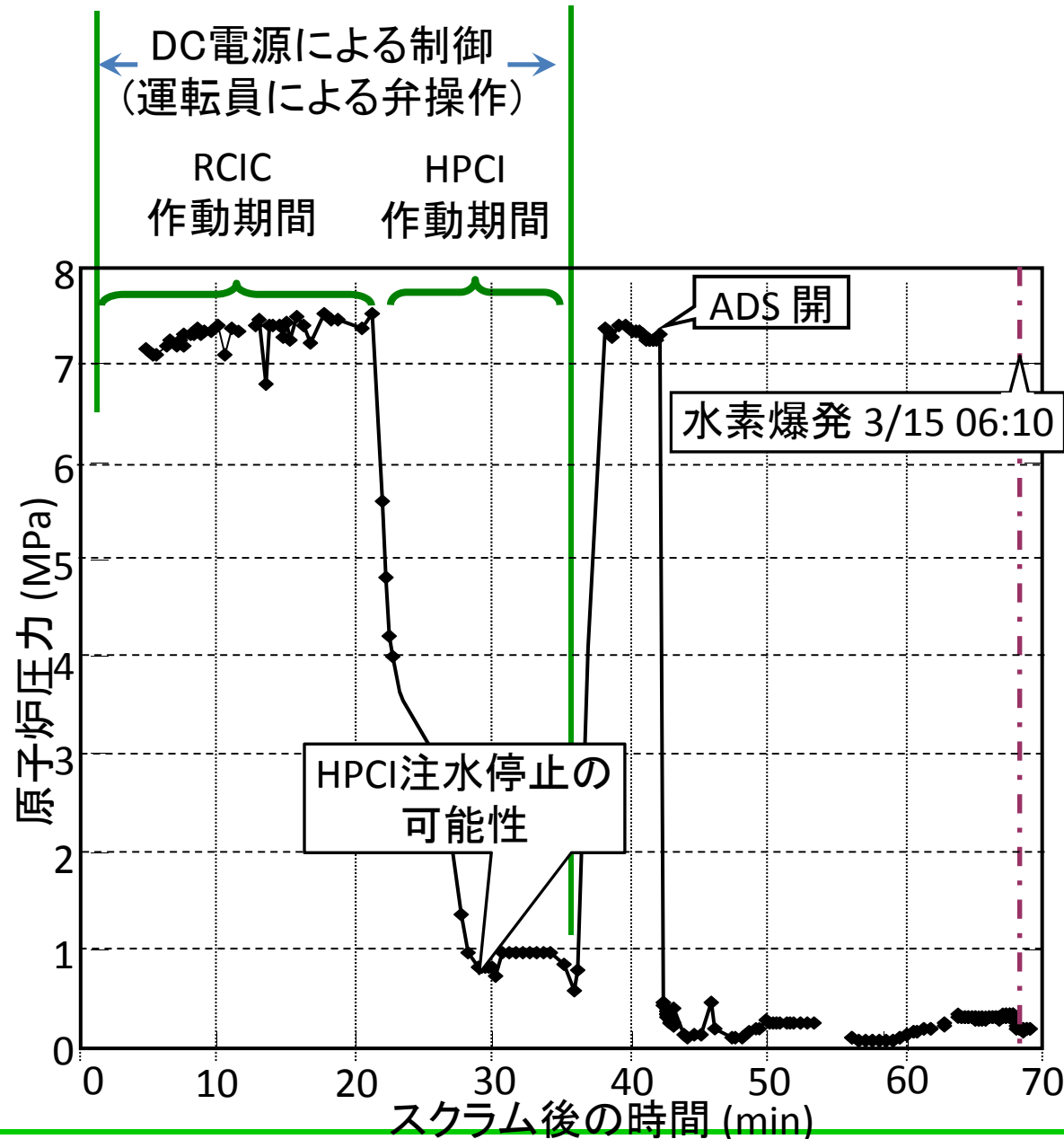
7. 結 言

1. 福島第一原子力発電所の事故進展解析において新たに考慮した現象・事象
 - (1) RPVからD/Wへの直接漏洩【IRM/SRMガイドチューブの座屈、SRVガスケット高温劣化】
 - (2) D/Wガスの原子炉建屋への漏洩
 - (3) D/W, W/Wの圧力上昇【S/Pの温度成層化と水蒸気の部分凝縮】
 - (4) D/W, W/Wの圧力上昇抑制【トラス室に流入した海水によるS/Pの冷却】
 - (5) 下部プレナム底部でのIRM/SRM薄肉ガイドチューブの早期溶融
 - (6) 二相流下におけるRCICの性能劣化
 - (7) 消防車注水のバイパス
2. SAMPSON による解析結果

	Unit-1	Unit-2	Unit-3
RPV 底部破損 デブリの リロケーション	Yes 100% in ペデスタル	No 約50% in RPV 下部プレナム	Yes 100% Inペデスタル
主な不確かさの要因 In-Vessel		✓ 消防車からRPVに入った 流入水流量	
		✓ 二相流下RCIC性能	✓ 低圧下HPCI性能
Ex-Vessel	✓ MCCI ✓ PCV (Drywell and Wetwell) から建屋への漏洩		
Source Term	✓ FPの化学形態, ✓ 高水温時のScrubbing 効果		

以下、参考スライド

6-5 3号機HPCIの注水停止のタイミング

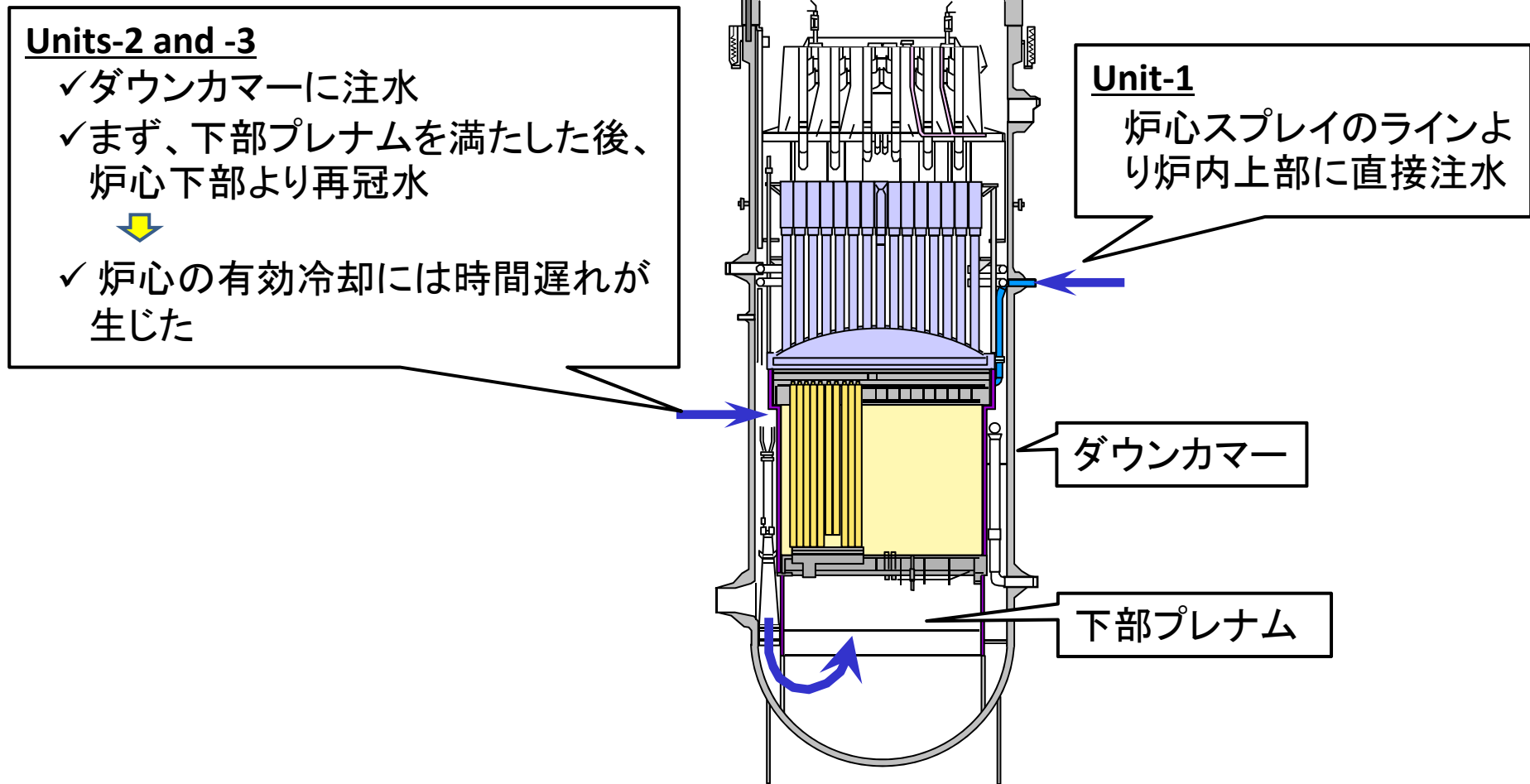


- ✓ HPCI作動圧力範囲: 8~1MPa
- ✓ 1MPa近傍でのHPCI性能?
- ✓ HPCI停止後、運転員は再稼働を試みたが失敗
【バッテリー不足(不安点)?、低圧下での起動不可?】
- ✓ HPCI作動中は炉内水位確保の前提で解析
- ✓ しかし、HPCI作動の後半から注水流量が低下し、炉内水位が徐々に低下していた可能性が大きい

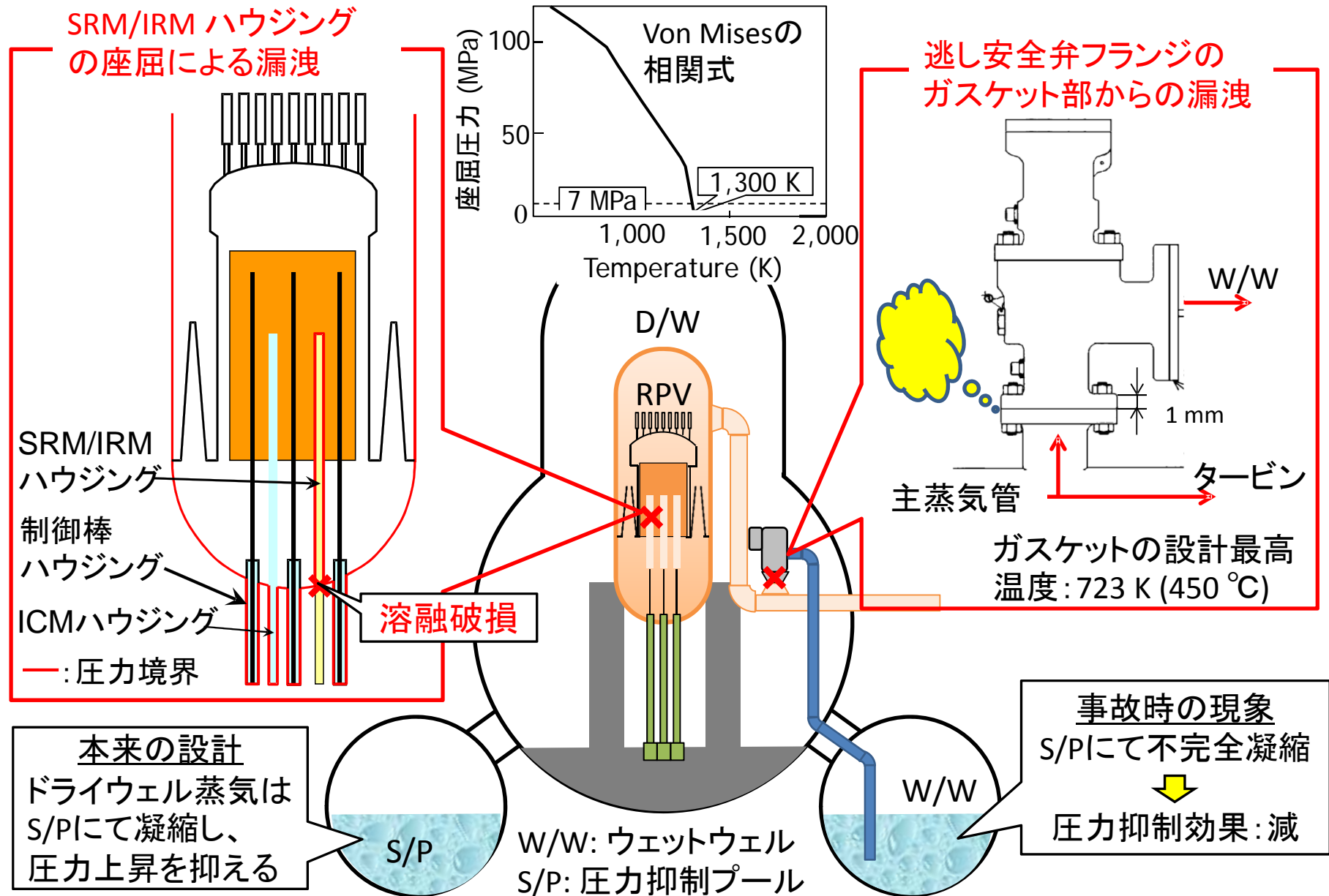


3号機は解析結果の不確かさが極めて大きい

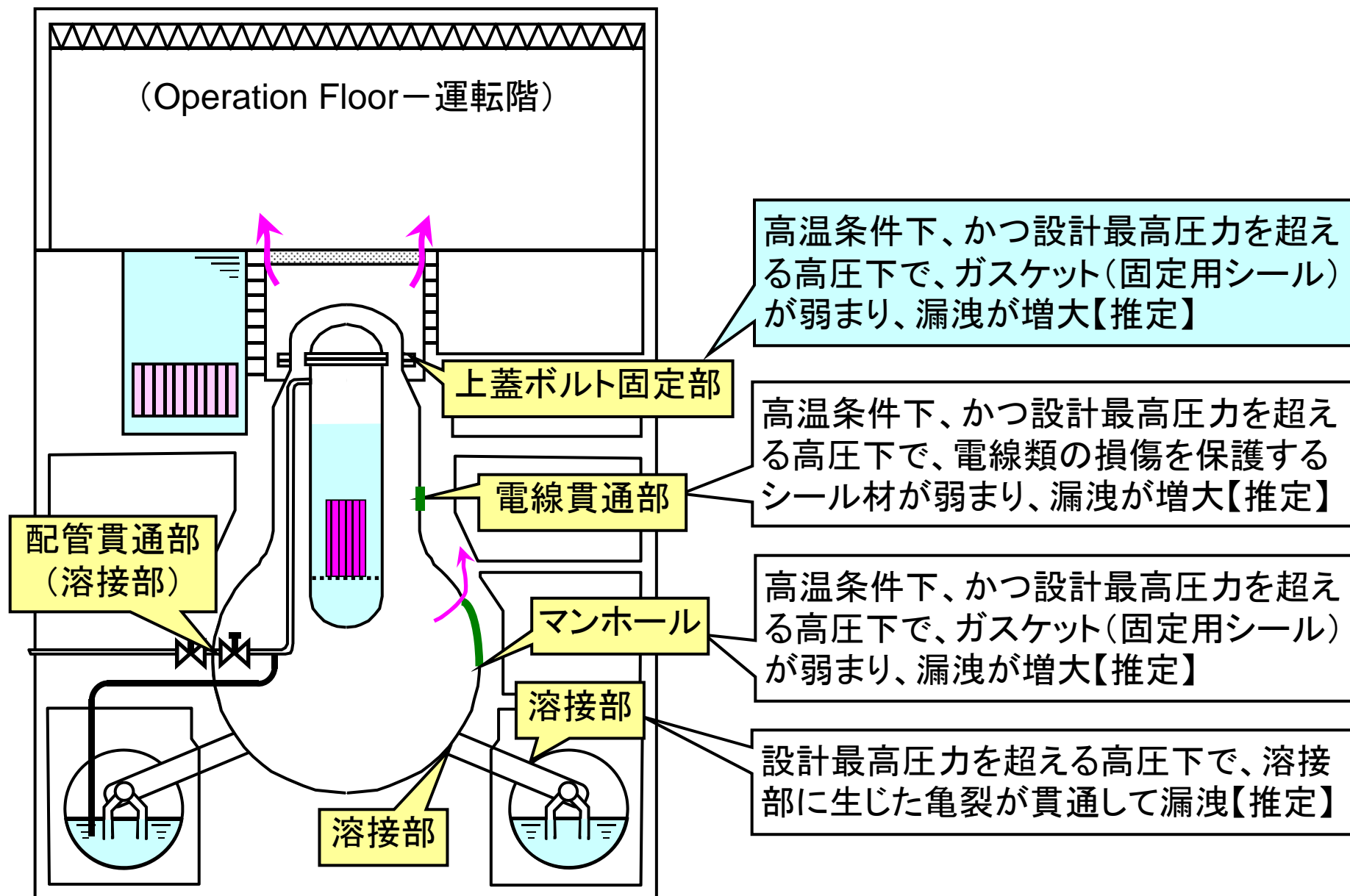
6. - 8 消防車注水の炉内流入経路



6. - 2 原子炉圧力容器からドライウェルへの直接漏洩



6. - 3 格納容器からの漏洩



4. 福島第一原子力発電所で作動した冷却系統および圧力制御系統

