

Research plan regarding improvement of simulation code for understanding the status of fuel debris in the reactor

International Experts' Symposium on the Decommissioning of
TEPCO's Fukushima Daiichi Nuclear Power Plant Unit 1-4

March 14, 2012
Tokyo, Japan

Tokyo Electric Power Company, Inc
Yasunori Yamanaka



TOKYO ELECTRIC POWER COMPANY

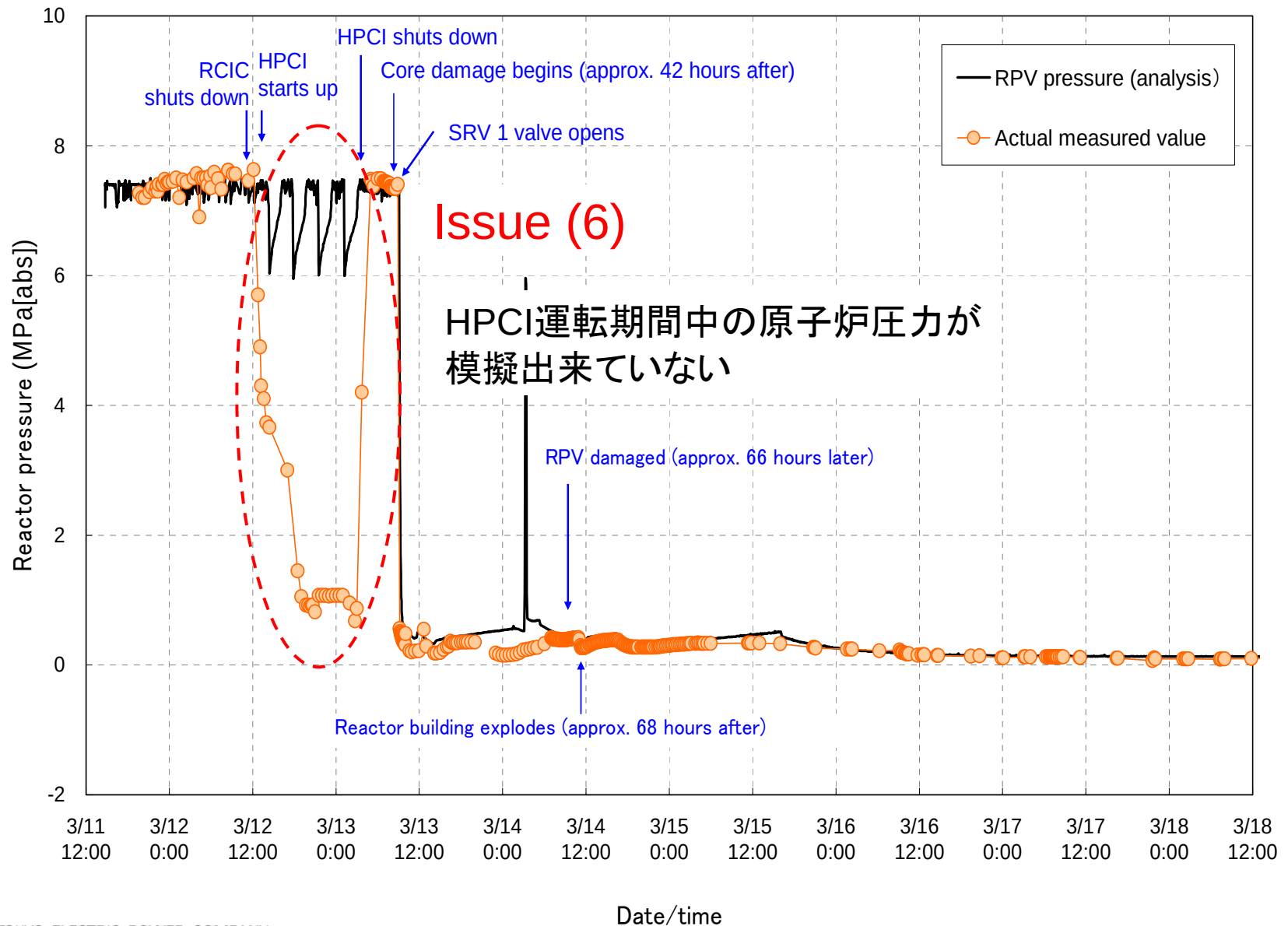
○.現在までの取組み

- ① 5月にMAAP解析を公表後、
 - 運転員の操作・プラントパラメータの詳細情報
 - 設計情報から推定される地震後の機器の動作状況等を取り入れた再解析を実施地震発生から炉心溶融に至るまでのプラント挙動については、概ね説明が可能となった
 - ただし、炉心溶融後のデブリ位置評価は不確かさ大
- ② CS注水開始前後の温度変化等から、炉内状況を推定
 - 1uはCS注水無しで100℃以下、2,3uはCS注水後100度以下
 - 2,3uには、炉心部に燃料が存在と推定（不確かさ大）
- ③ MCCIについて、個別のパラメータスタディを実施
- ④ 格納容器内ガス測定を実施し、MCCI継続なしを確認

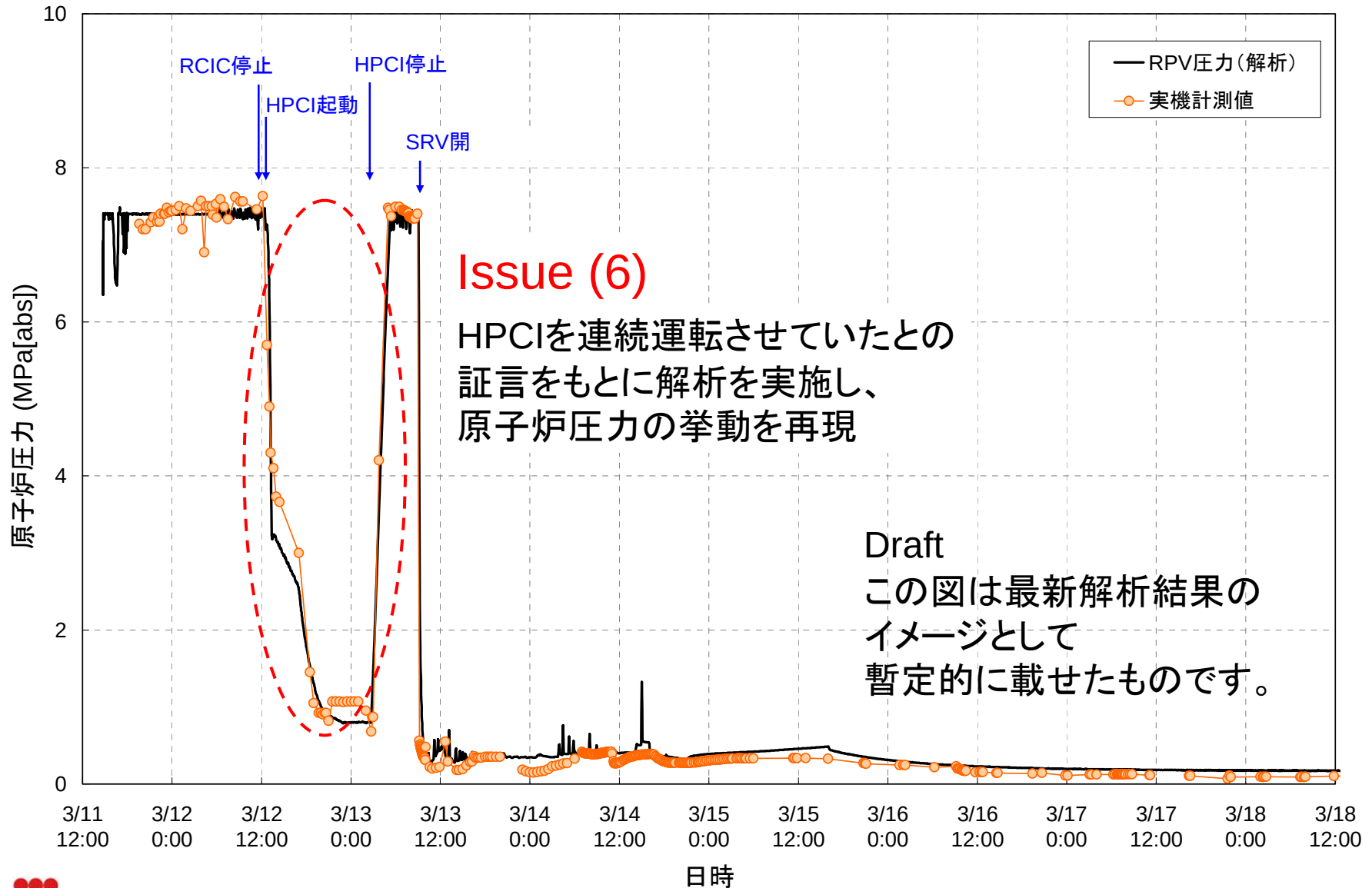


MCCIを含むデブリ位置の把握への注力が必要

Unit 3 Analysis Results (Reactor Pressure) : May 23rd



Unit 3 Analysis Results (Reactor Pressure) : latest ver.



I. 活動方針(1/2)

- ・ 目的：燃料デブリの位置情報等の炉内状況の把握
- ・ 課題：現行解析コードは不確かさが大
(現時点で正確な情報を得ることは困難)
 - 炉内の構造物の模擬が不十分
 - 物理メカニズムの解明が不十分な現象が多い

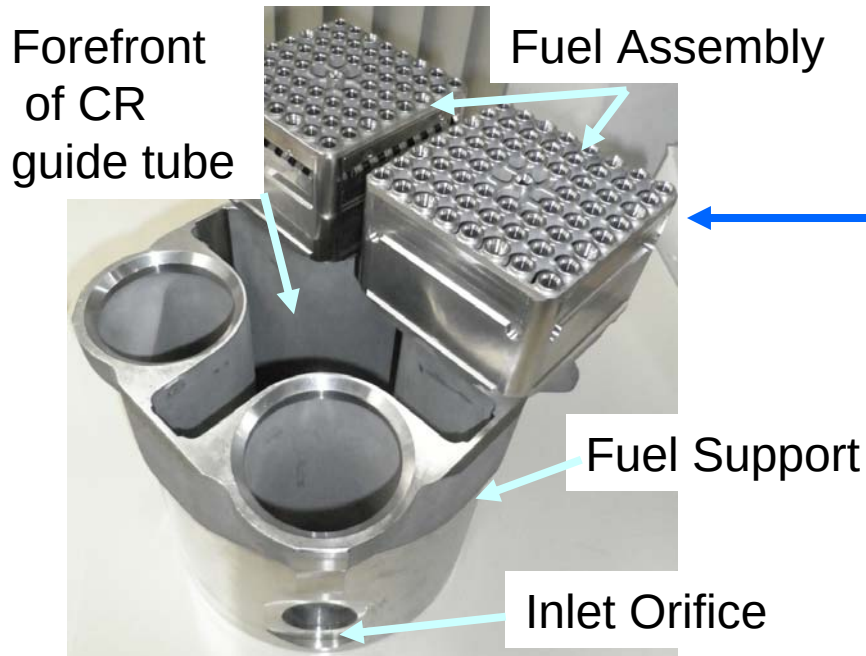


Fig. 1 BWR lower core structure

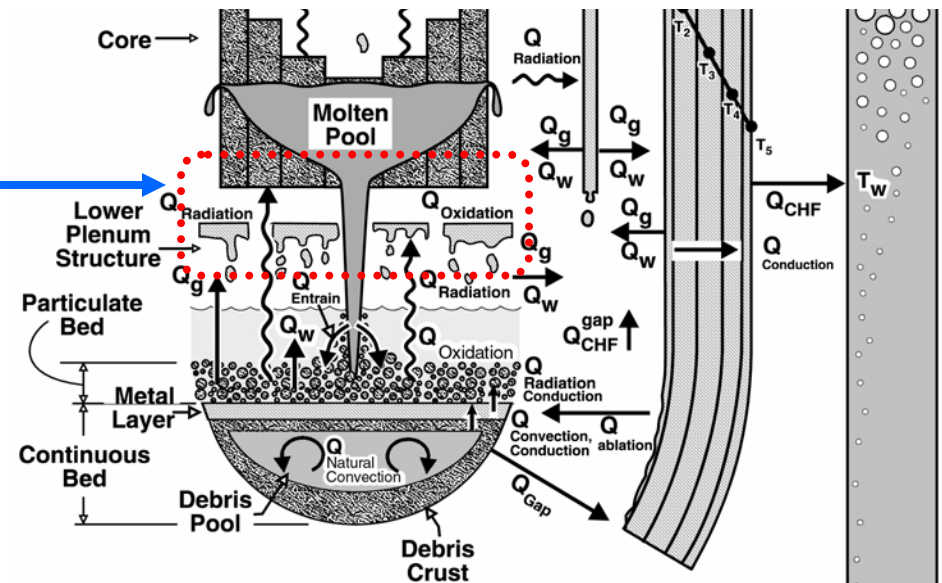


Fig. 2 MAAP model for BWR lower core structure

I. 活動方針(2/2)

- PIRT (Phenomena Identification and Ranking Table) を参照し、開発項目の優先順位を明確化
(福島事故のPIRTは原子力学会で素案作成中)
 - EURSAFEのPIRT等の先行研究を活用
 - 計画の見直しに、優先度を指標として活用

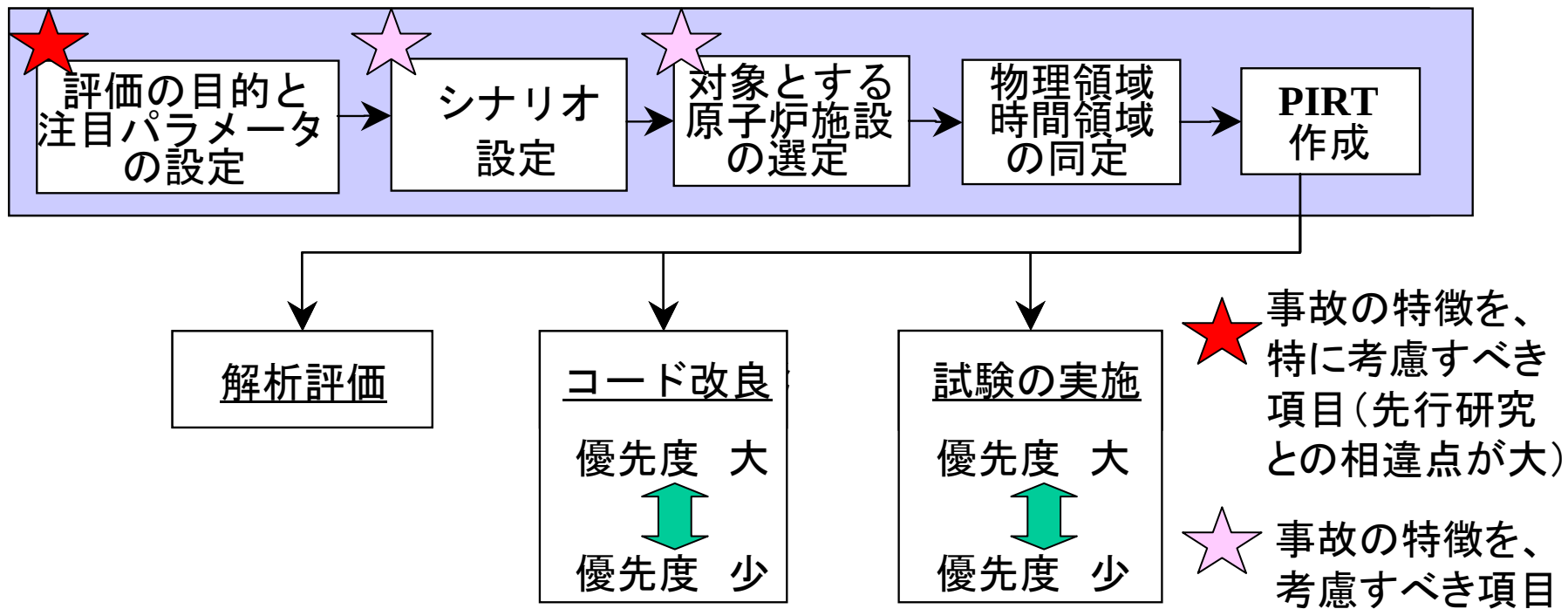


Fig. 1 PIRTの作成と解析評価・コード開発・試験の関係

II. 実施項目(1/2)

1. 事故時プラント挙動の分析と評価

- 運転操作情報及び実機計測データ等に基づき、挙動分析を行い、事故進展解析に必要な情報を整理し、解析・評価を実施する。
- 炉内状況の把握は、各種コード・簡易計算等による評価結果も参照し、総合的に検討

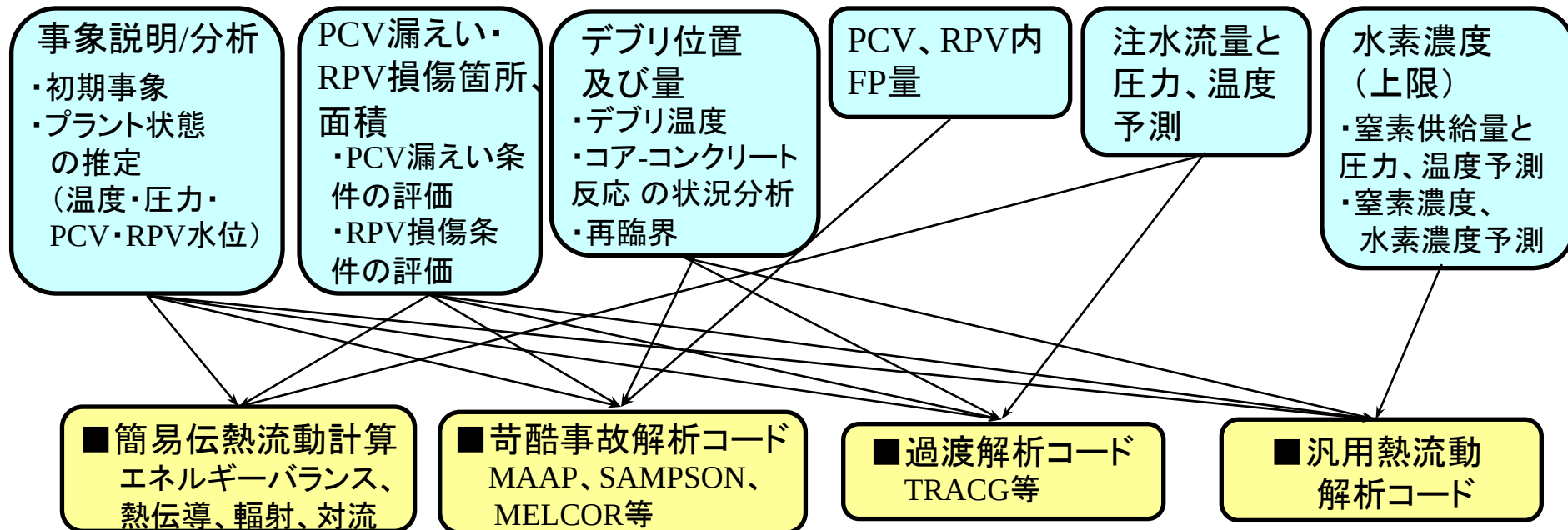


Fig. 1 評価対象と解析コードの関係

II. 実施項目(2/2)

2. シビアアクシデント解析コード高度化

- 既存のシビアアクシデント解析コード*に対し特徴を整理し、炉内状況把握への適用性を評価

* : 対象とするコード①MAAP (Modular Accident Analysis Program)
②SAMPSON: (Severe Accident Analysis Code with Mechanistic, Parallelized Simulations Oriented towards Nuclear Field)

- 事故挙動の分析結果等による評価結果、及び、炉内の調査結果等を踏まえ、コードを高度化
 - デブリ移行モデル追加(炉心下部構造反映) 等

3. 事故進展の詳細分析に資する模擬試験等

- これまでに実施されたシビアアクシデント関連試験について調査を実施
- 24年度以降、実施すべき模擬試験の検討開始

III.シビアアクシデント解析コードの高度化

- 「1. 事故時プラント挙動の分析」、および、「2. シビアアクシデント解析コード高度化」のための事故進展解析PJをエネ庁公募にて実施
- PJの実施にあたっては、2つのアプローチで、幅広い観点から評価・検討
- 高度化にあたっては、PIRTを参照し対象を選択
 - ①「ユーザチューニング活用型」(2/15～)
 - － 東芝が実施(実績あるMAAPを活用)
 - ②「機構論的モデル型」(2/15～)
 - － エネルギー総合研究所が実施
(詳細モデルを採用したSAMPSONを活用)

ユーザチューニング活用型PJにおける MAAPコードの高度化

事業全体計画

- シビアアクシデント解析コードMAAPによる福島事象進展解析に基づき、炉内の事故進展等に関わる解析モデルを整理するとともに、その課題を抽出して高度化仕様を策定する。
- 高度化仕様に基づき、コードを改良して、試験との比較等によってコードを検証する。
- 改良されたMAAPによる福島事象進展の解析を再度実施して、炉内状況の把握に資する。

実施スケジュール

研究内容 \ 年度	平成23年度	平成24年度	平成25年度
●MAAP高度化開発計画立案			
●最新版MAAPによる福島事象進展解析			
●MAAP高度化仕様策定			
●MAAP改良 (モデル改良及びコーディング)			
●コード検証 (試験との比較等)			
●改良版MAAPによる福島事象進展解析			

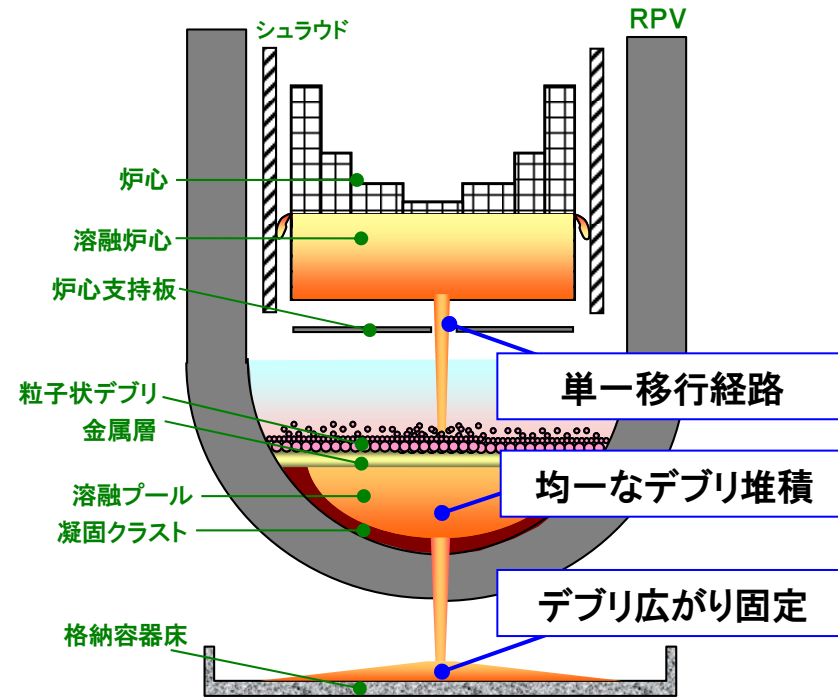
ユーザチュートニング活用型PJにおける MAAPコードの高度化

• 現行MAAPの課題

- 現行の炉心損傷進展モデルは単一シナリオのためSA時の現象模擬に限界
- 現象の模擬性を高めた炉心損傷進展モデルに改良

(例)

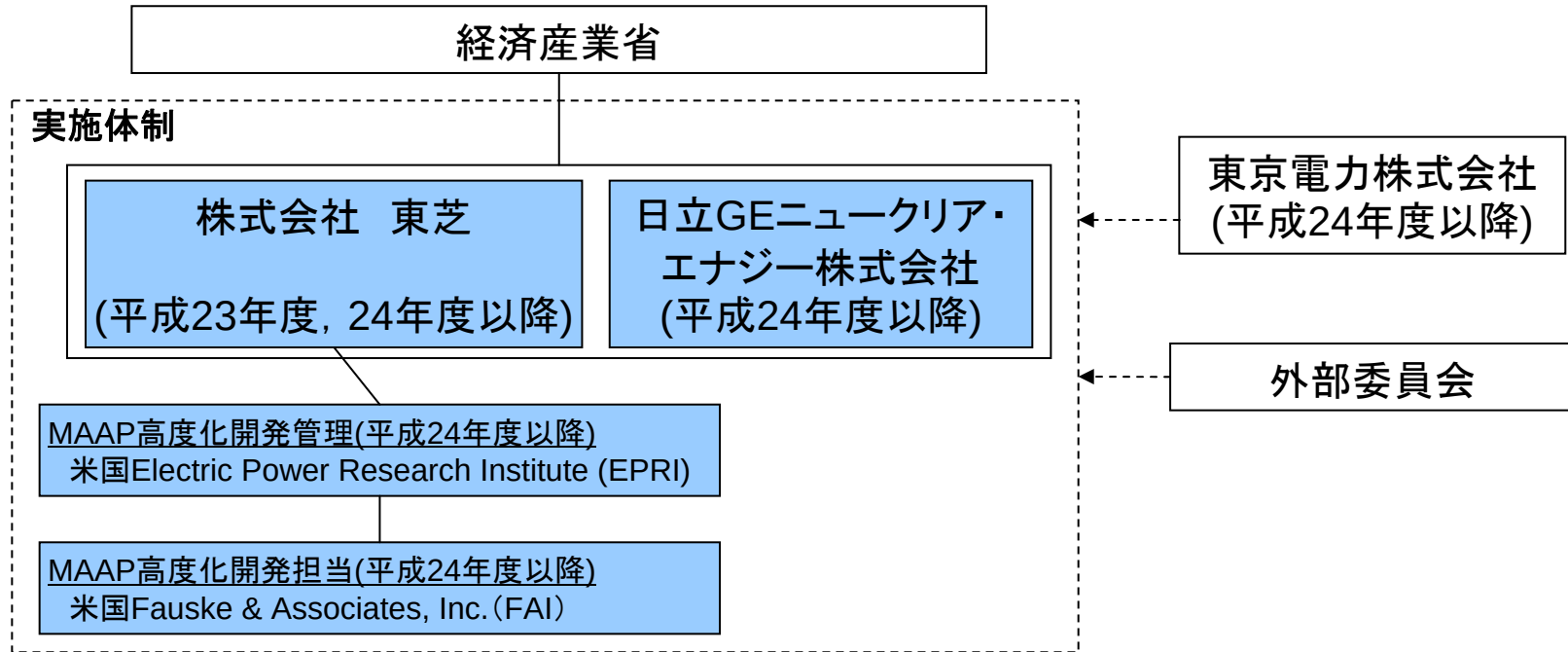
- ✓ 炉心溶融物の多岐な移行経路をモデル化
- ✓ 移行経路に沿ったデブリ堆積の不均一をモデル化
- ✓ 溶融物の物性を考慮したデブリ広がりモデル化



現行のMAAP炉心損傷進展モデル

ユーザチューニング活用型PJにおける MAAPコードの高度化

事業体制



【役割分担】

- ・ 株式会社東芝: 事業全体とりまとめ、福島第一原子力発電所2号機、3号機の事象進展解析、開発成果レビュー
- ・ 日立GEニュークリア・エナジー株式会社: 福島第一原子力発電所1号機の事象進展解析、開発成果レビュー
- ・ EPRI: MAAP高度化開発に関する管理業務
- ・ FAI: MAAP高度化開発業務
- ・ 外部委員会: 本事業で開発したコードの適用性及び目的の達成度の総合的な評価
- ・ 東京電力株式会社: 福島第一原子力発電所の事象進展に関する情報提供

機構論的モデル型PJにおけるSAMPSONコードの高度化

• SAMPSONコードの特徴(利点と欠点)

- ✓ 機構論的モデル、理論式等を最大限に採用している。
- ✓ ユーザ調整係数の使用を最低限に抑えている。
- ✓ デブリの分散配置の位置、各位置のデブリ量と組成等の詳細を評価できる。
- ✓ 解析結果に対する物理的説明性を有する。
- ✓ 計算時間が長い(事故後初期2～3日の事象進展の計算:2ヶ月強)。
- ✓ 多次元モデルのため、入力データ作成(約28,000行)の労力が大きい。
- ✓ 解析結果の図示機能がない。

• 解析上の主要な不確定要因等(SAMPSONコードの要改良点)

- ✓ IC、RCIC、HPCI等の冷却系統の部分負荷運転。
- ✓ 炉心シュラウド変形の可能性。
- ✓ 案内管等の多数の管が存在する条件下での圧力容器損傷(溶融)の挙動。
- ✓ 炉圧の減圧挙動(圧力容器あるいは配管からの蒸気漏洩の可能性)。
- ✓ 格納容器からの漏洩(格納容器内熱流動挙動の精緻な解析)。
- ✓ 入出力インターフェース改善(グラフィックユーザーインターフェースの導入)。
- ✓ 計算時間短縮の方策(パラメータを変更した数多くの解析を実現するため)。

機構論的モデル型PJにおけるSAMPSONコードの高度化

・事業全体計画(実施スケジュール)

主な 実施項目	第1期		第2期		第3期	
	H23年度	H24年度	H25年度	H26年度	H27年度	H28年度
新規モデル	炉内構造物変形、圧力容器放熱、冷却系統部分負荷運転、等のモデル					
モデル改良			炉内熱流動		格納容器内熱流動、等	
計算時間 短縮	収束性向上、メッシュ最適化		並列化効率向上、アルゴリズム最適化		モデル簡易化	
インターフェース	グラフィックユーザーインターフェース(GUI)		GUI改良版			
解析・評価	現行SAMPSON解析		前年度までの改良を反映した解析により成果を検証			
実施委員会 による評価	▲	▲	▲	▲	▲	▲
	・外部専門家による実施計画、実施内容、成果、目標達成度、等の客観的評価 ・新たに得られた知見等によって、実施計画も柔軟に変更					
各期の 主要成果	シュラウド変形を考慮してデブリ移行挙動を把握。圧力容器温度実測値による検証		冷却系部分負荷運転等を考慮し、詳細なデブリ移行挙動を再評価。実機実測値による検証。		最新知見を反映した解析によりデブリの移行挙動、機器の損傷状況を詳細に評価。	

注記: 太字はH23年度実施項目

IV. 模擬試験等

- PIRT等を踏まえ、シビアアクシデント解析コードの高度化に資する模擬試験を実施（今後具体化を図る予定）
- （参考）：JAEAで計画している試験等
- － 圧力容器健全性評価として、高温材料特性試験及び構造応答解析
 - － 燃料溶融進展評価として、冷却水喪失模擬試験及び燃料溶融試験
 - － デブリ・コンクリート反応基礎試験
 - － ソースターム試験、等

V.情報基盤・国際協力

- 燃料デブリ取出しへのインプットとして、以下に示す評価対象に関する解析結果が求められる
- 広く国内外から、解析結果を集めたい

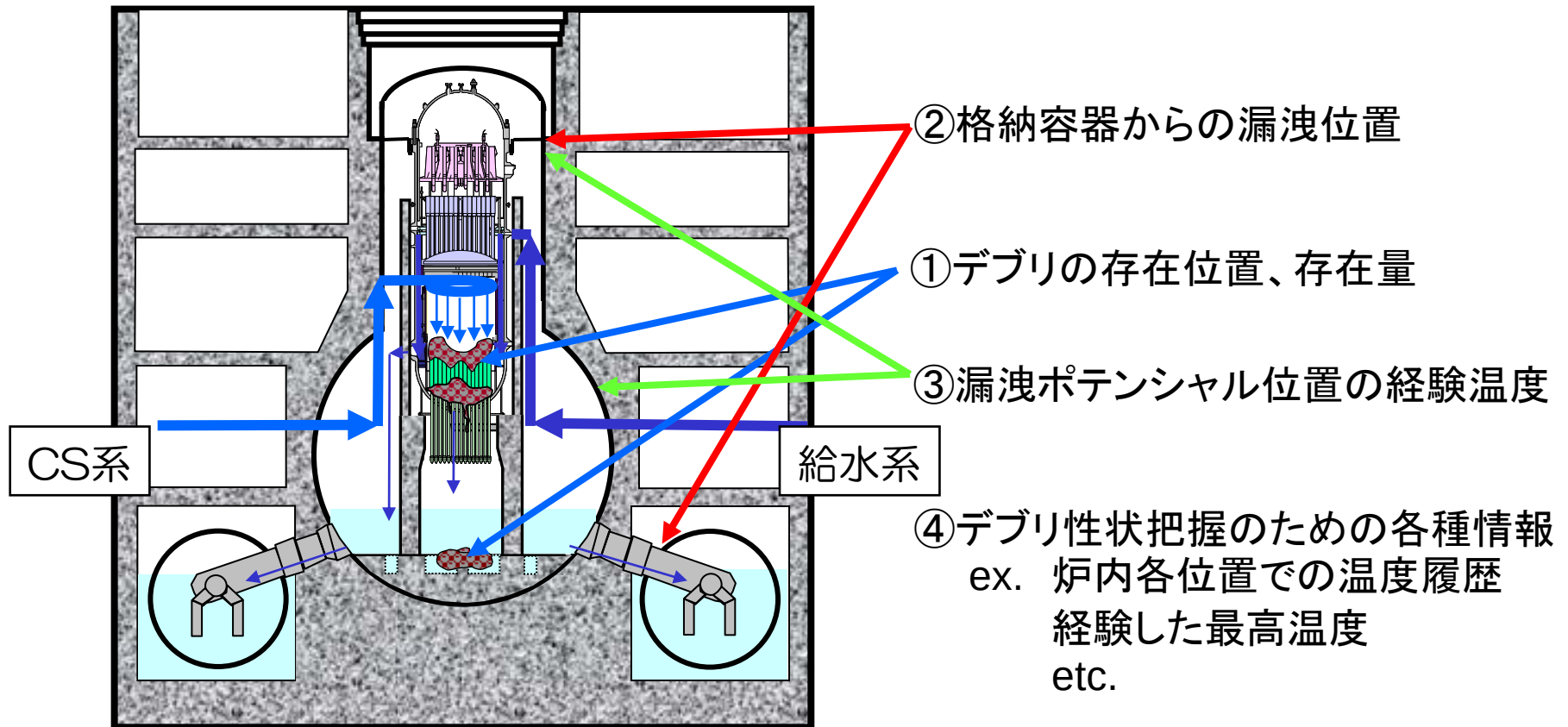


Fig. 1 燃料デブリ取り出しに向けて、有用な情報

V.情報基盤・国際協力

- デブリ位置把握に向け、質の高い解析を実施するためには、事故に関する正確な情報が必要
 - 過去に公表された情報、解析結果等を解析者が参照しやすい形でデータベース化を実施

プラント状態の実測データ	事故時の運転員の操作実績等	各プラントの材料・寸法データ等
・原子炉圧力 ・格納容器圧力 ・原子炉水位 ・CAMS γ 線線量 ・温度 ・etc.	・IC、RCIC運転操作 ・HPCI運転操作 ・ベント操作 ・電源喪失時刻 ・注水実績 ・etc.	・燃料及び制御棒 ・炉内構造物 ・原子炉及び格納容器 ・ポンプ性能 ・etc.

Fig. 1 データベース化対象となる情報の例

V.情報基盤・国際協力

- 国際ベンチマーク問題の設定等、広く情報を集めるための枠組みを構築し進めることが効果的
 - 今後、効率的に解析を実施するための枠組みを検討
 - WS参加者からもご提案を賜りたい

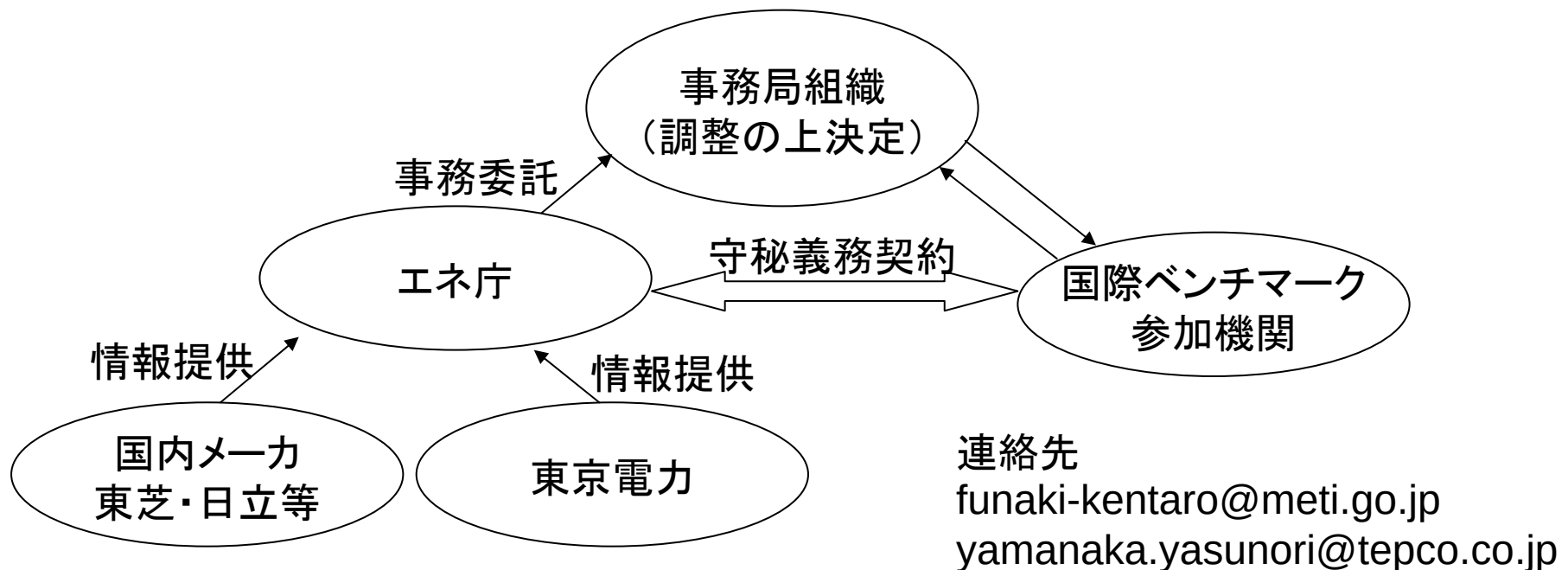


Fig. 1 国際ベンチマーク実施の体制の案

VI.スケジュール

年度	11						12									
年	12												13			
月	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	1	2	3	
PIRT作成		原子力学会での検討作業							修正、とりまとめ							
国際ベンチマーク 関係作業		データベース整備										△				
		方針検討	準備作業					△ 正式アナウンス	△	ベンチマーク第1回						
PJ進捗				ユーザチューニング活用型												
		H23年度分	H24年度分													
			機構論的モデル型													
		H23年度分	H24年度分													
実験													模擬試験等による評価			

第1期間

2011～2013

(プラント挙動の把握が中心)

第2期間

2014～2020

(第1期間の成果を踏まえたSA評価技術の高度化)

VII.まとめ –課題と今後のニーズ–

- 現在のSA解析コードは高度化が必要
 - コードの能力と限界の評価・整理が必要
 - SA解析コードのみならず、幅広い検討が必要
- 効率的に開発を進めるにはPIRTを活用
 - 福島事故に特化したPIRTが必要
 - PIRT構築には、過去の知見を有効に活用したい
- 福島の炉内状態把握のため、世界の英知を結集
 - デブリ位置把握に資する解析評価を集約
 - 必要な解析用データベースの整備については着手済み
- 国際ベンチマーク解析の実施に向け検討開始
 - 事務局等、実施の枠組みは今後調整の上決定予定

「国内外の関係者からアドバイス・協力を求めたいポイント」

1. 解析コードを活用した炉内燃料デブリ状況把握 のメソロジー

- 炉内燃料デブリ位置把握を目的とし、解析コードを改良しつつ、可能な限り正確な事象進展分析を行うこととしているが、特に留意すべきことは何か。
- EURSAFEの先行研究を活用しつつ、PIRT手法によりコード改良の進め方を検討していくこととしているか、その点でアドバイスをいただけないか。
- SA解析コードのみならず、様々な解像度で解析を実施し、現実の燃料デブリに関する情報を得たいと考えているが、各解析間の接続をどのように考慮すべきか。

2. SA解析コードの高度化

3. SA模擬実験

「国内外の関係者からアドバイス・協力を求めたいポイント」

1. 解析コードを活用した炉内燃料デブリ状況把握 のメソドロジー

2. SA解析コードの高度化

- 解析コードについては、2種類のコード(MAAP、機構論に基づくSAMPSON)を両方改良しながら組み合わせて進める予定であるが、留意すべきことはあるか。
- MELCOR、ASTECその他のSA解析コードで、燃料デブリの正確な位置・性状把握に優れているものは何か。どのような点で優れているか。
- 我々が、MAAP、SAMPSONの改良に取り組んでいく上で、前述のSA解析コードの優れている面を活用していくことが可能か。
- 国際ベンチマーク問題とし、国際協力プログラム化し、他の解析コードによる分析結果と比較していくことが有効と考えている。組織化にあたって留意すべき点は何か。

3. SA模擬実験

「国内外の関係者からアドバイス・協力を求めたいポイント」

1. 解析コードを活用した炉内燃料デブリ状況把握 のメソロジー

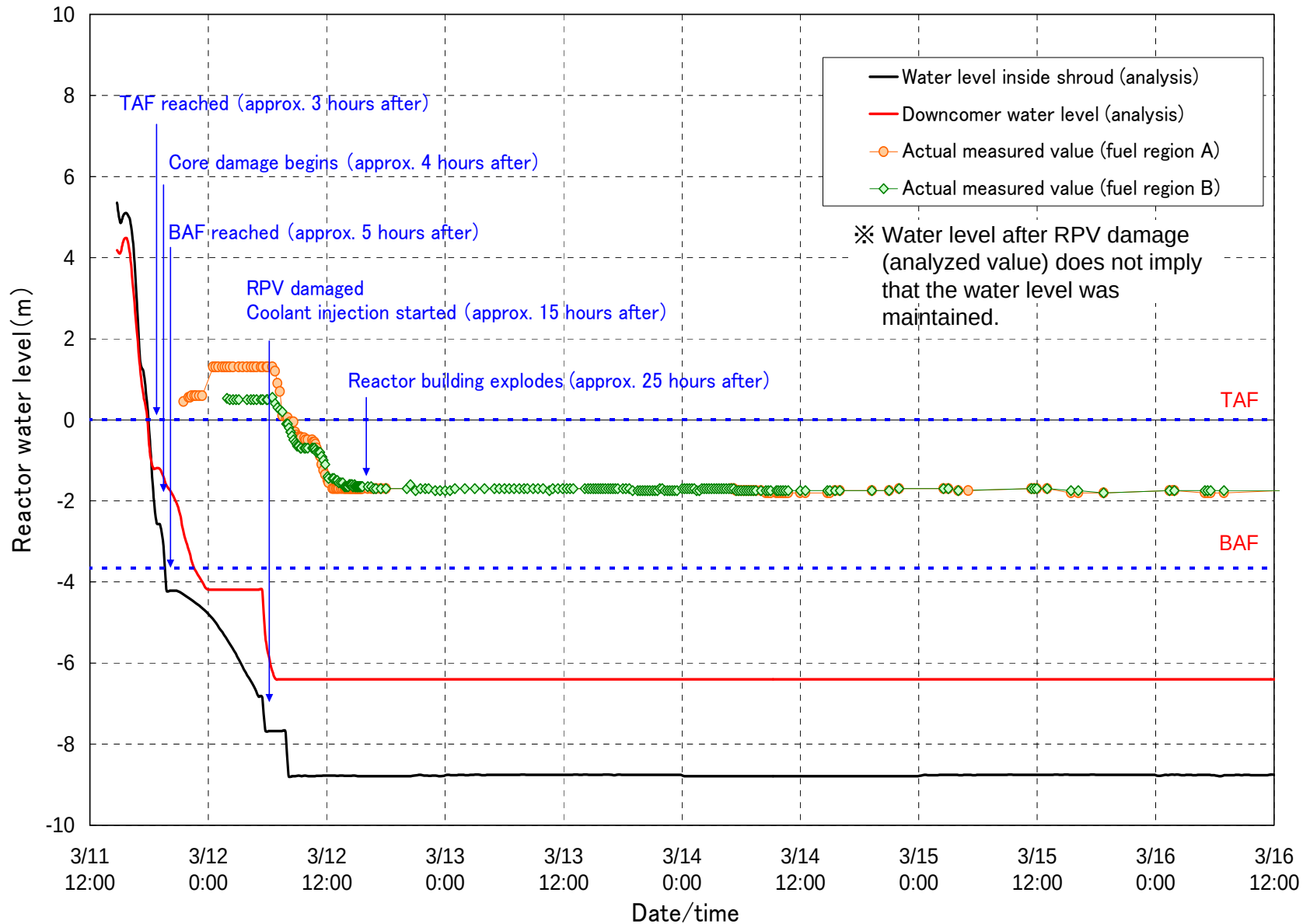
2. SA解析コードの高度化

3. SA模擬実験

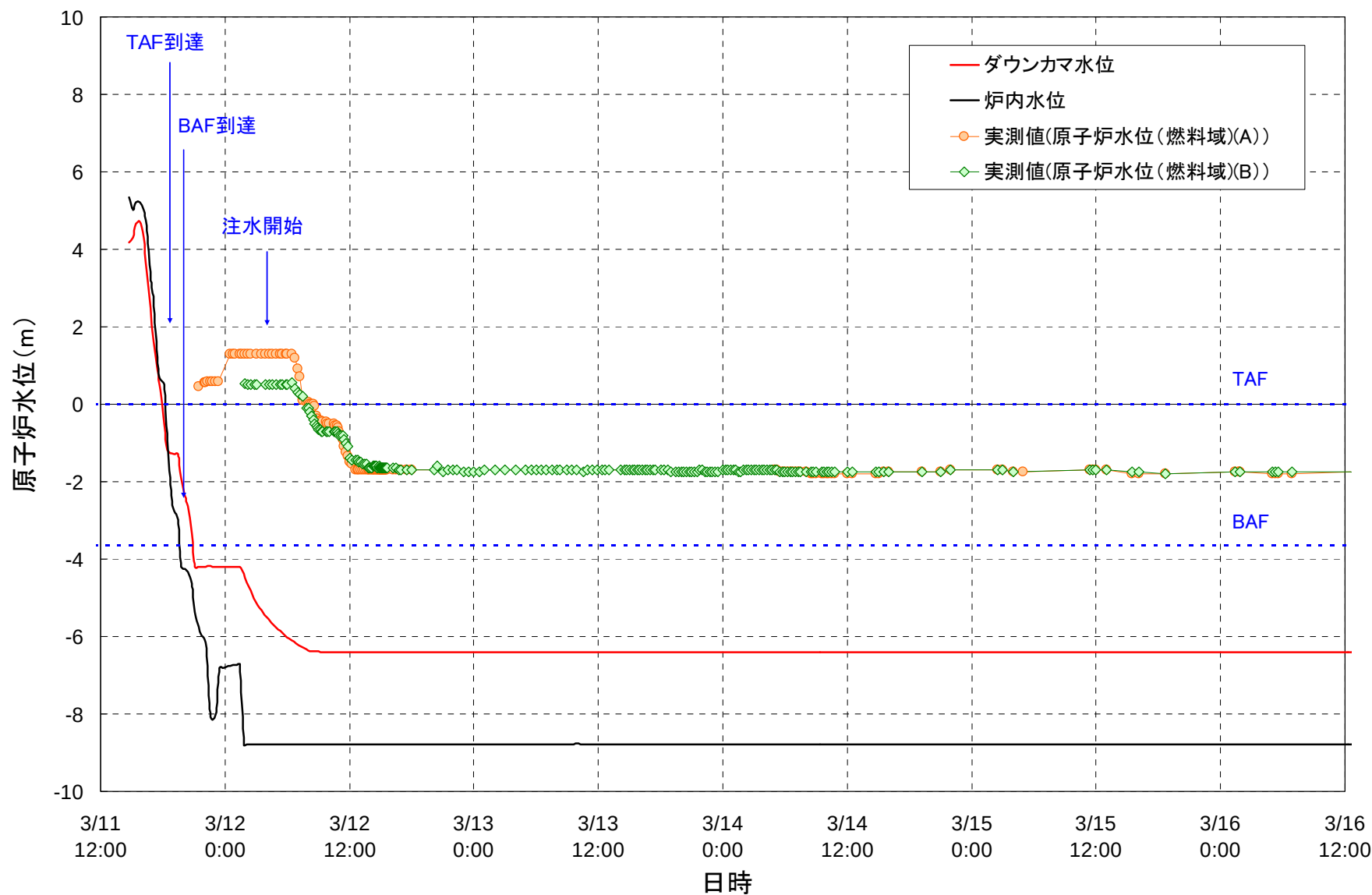
- 上記解析コードの改良にあたり、SA模擬実験をどの程度実施すべきか。
- 米国や欧州で既に実施されたSA模擬実験のうち、特に参考とすべきものは何か。
- SA模擬実験を国際協力プロジェクトとして進めることに
関心をもっている研究機関は多いか。
どのようなプロジェクトの内容が望ましいか。

参考資料集

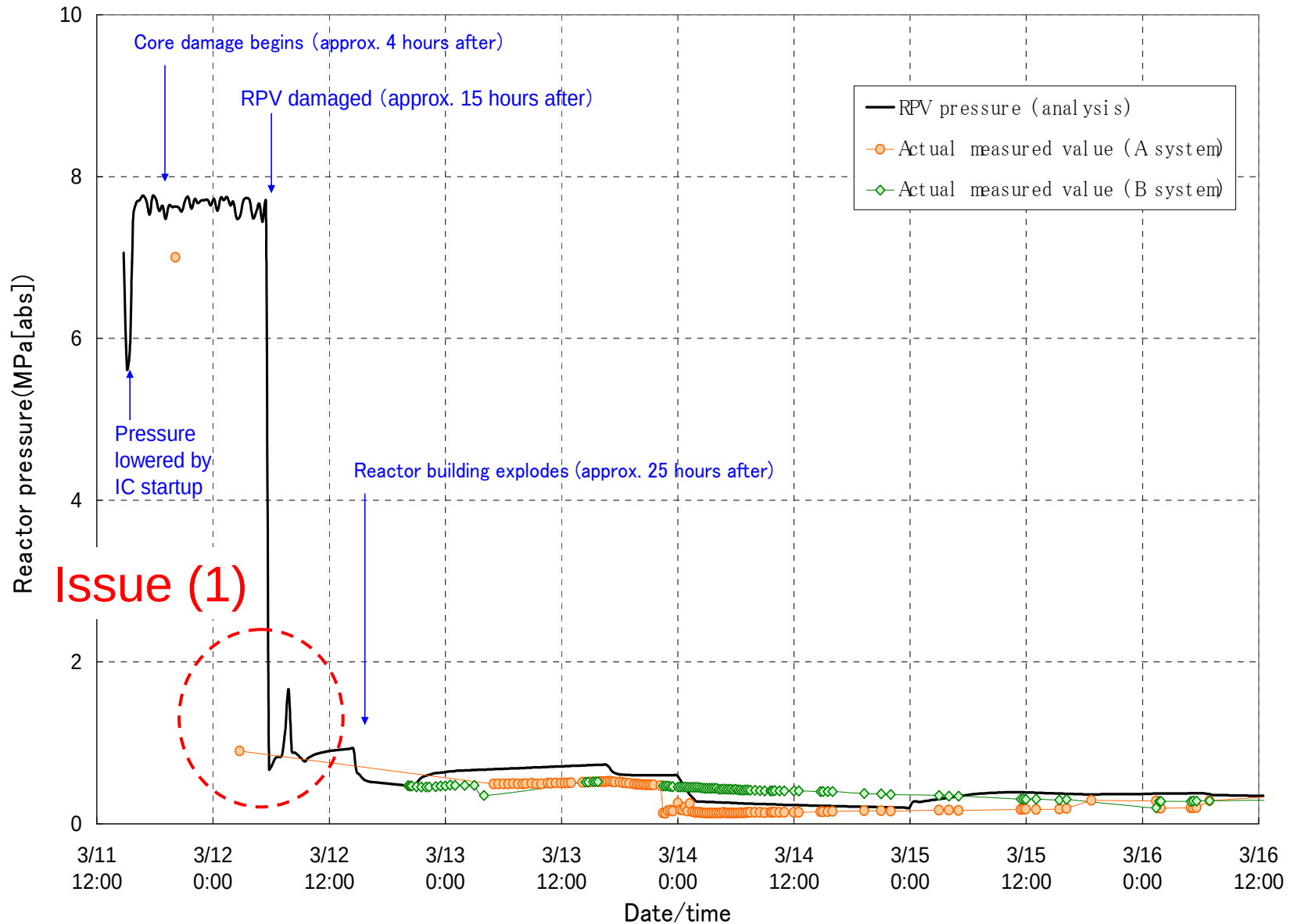
Unit 1 Analysis Results (Reactor Water Level) : March 23rd



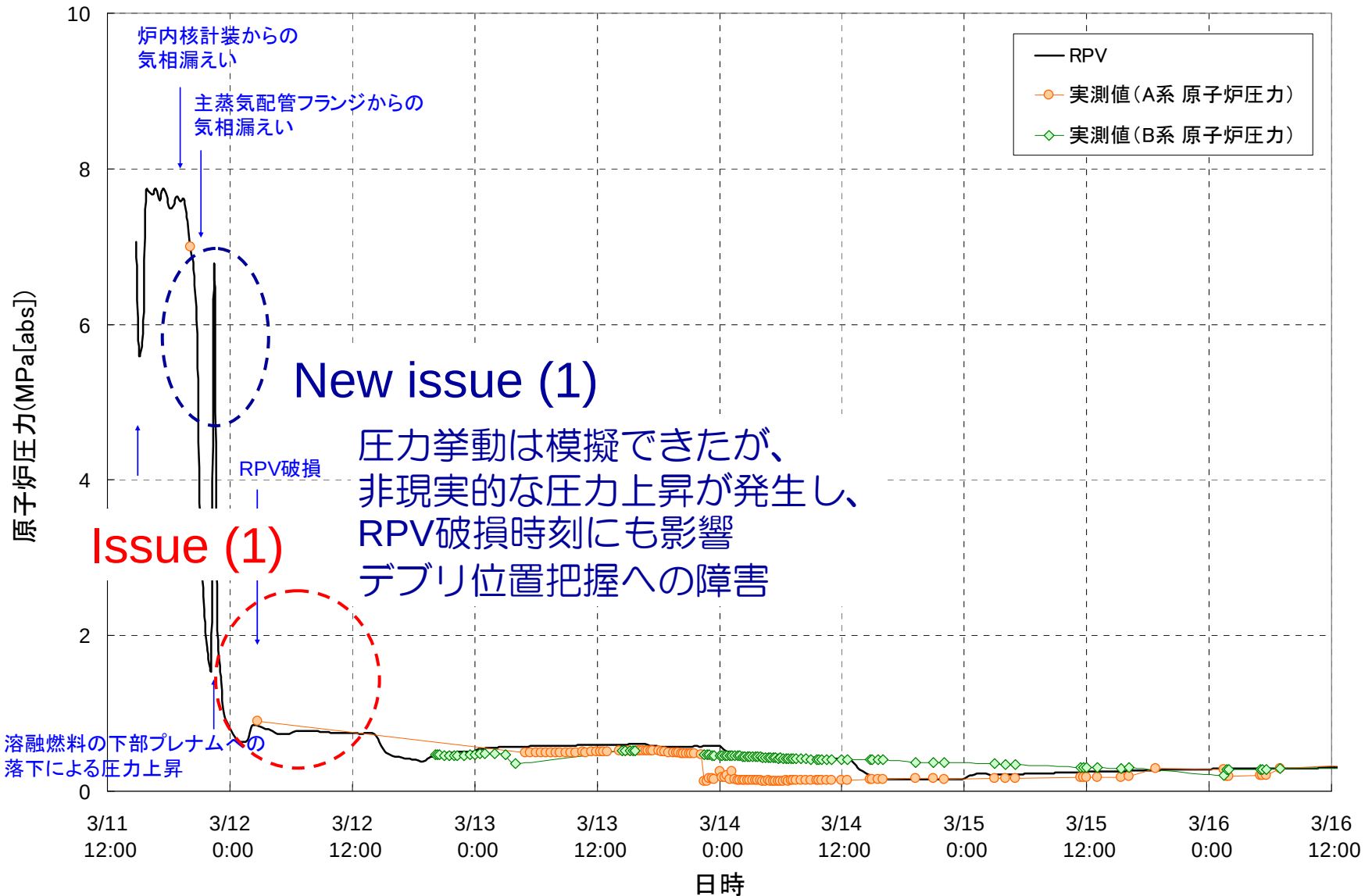
Unit 1 Analysis Results (Reactor Water Level): latest ver.



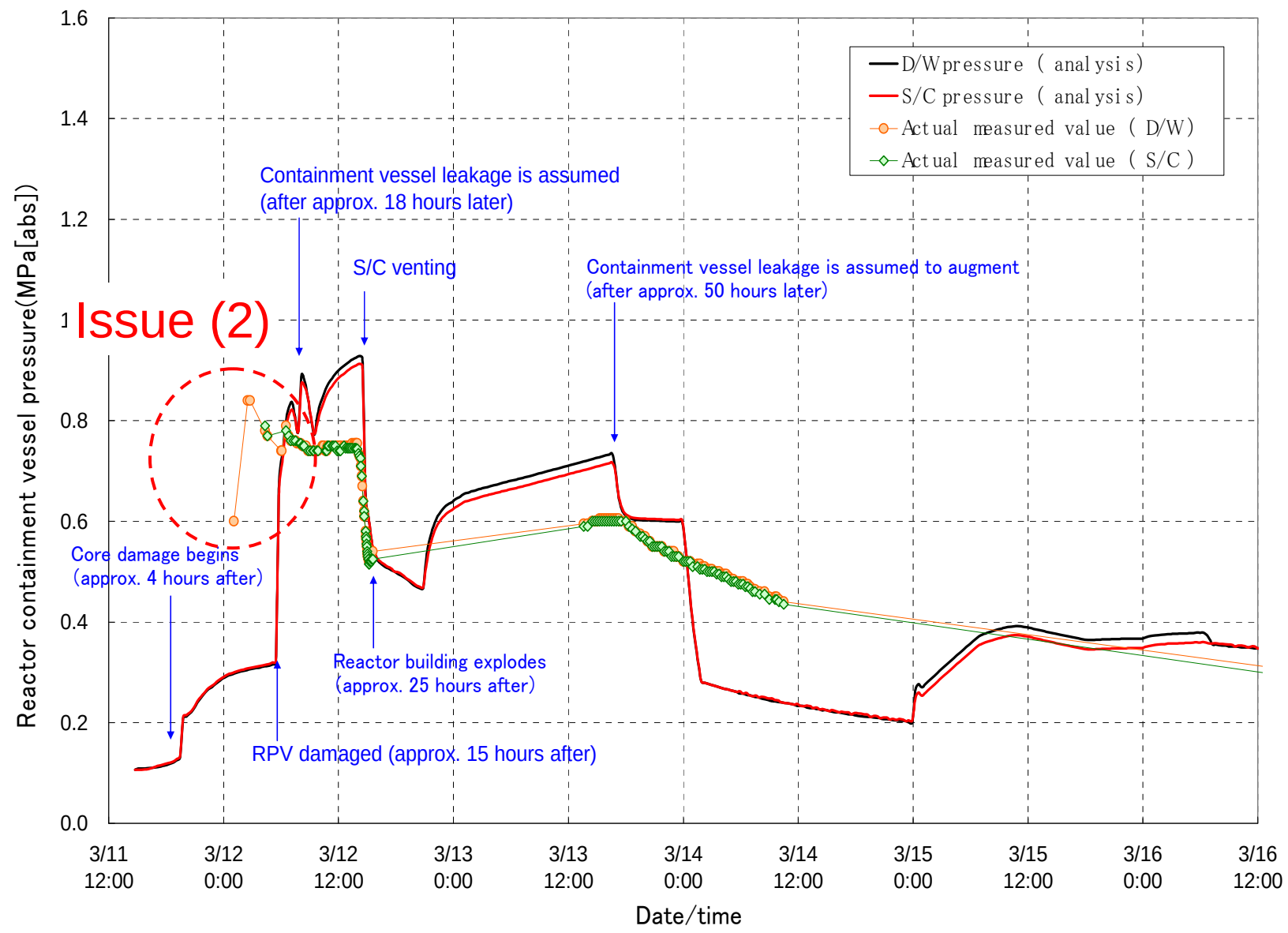
Unit 1 Analysis Results (Reactor Pressure) : March 23rd



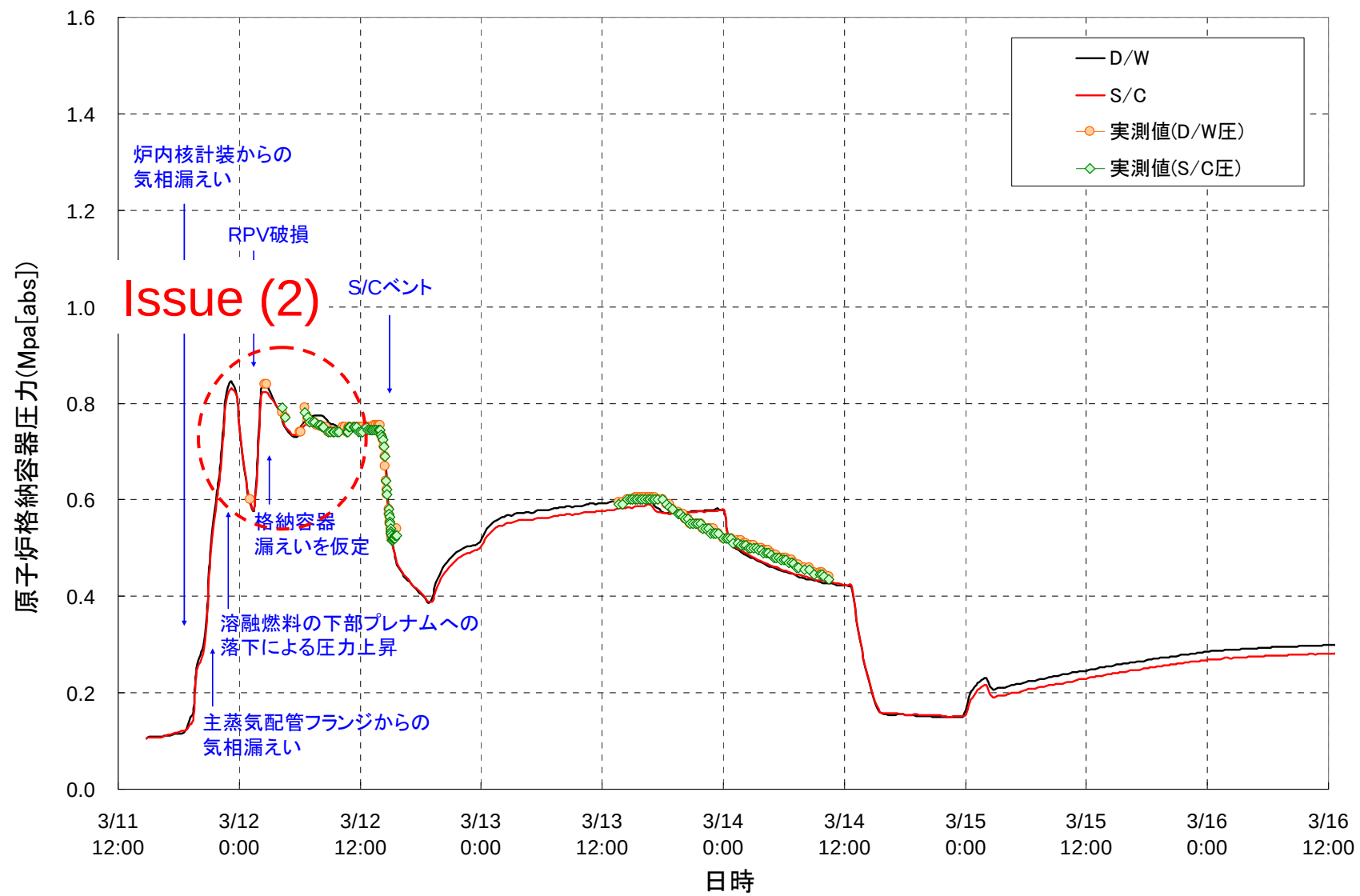
Unit 1 Analysis Results (Reactor Pressure) : latest ver.



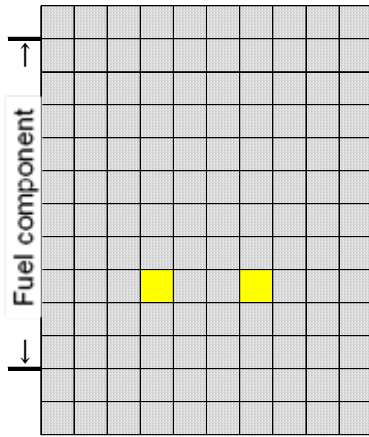
Unit 1 Analysis Results (Containment Vessel Pressure) : March 23rd



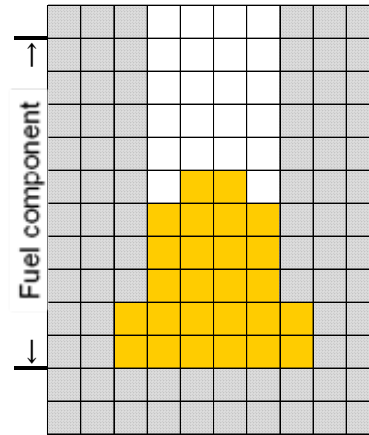
Unit 1 Analysis Results (Containment Vessel Pressure) : latest ver.



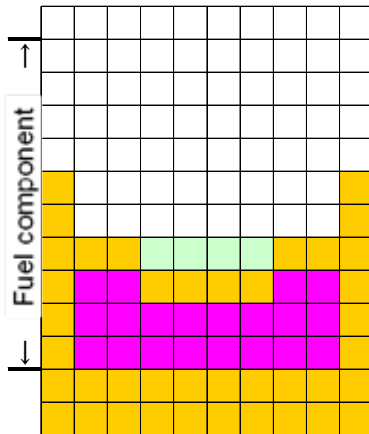
Unit 1 Analysis Results – Core Conditions : March 23rd



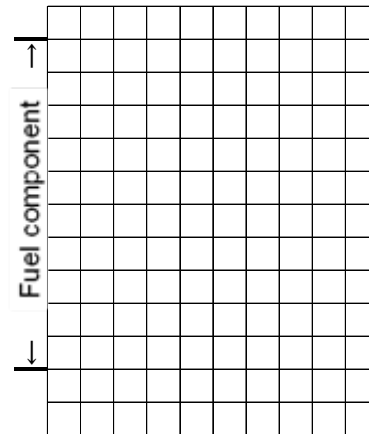
Approx. 4.7 hours after scram



Approx. 5.3 hours after scram



Approx. 14.3 hours after scram
(just prior to reactor
pressure vessel damage)

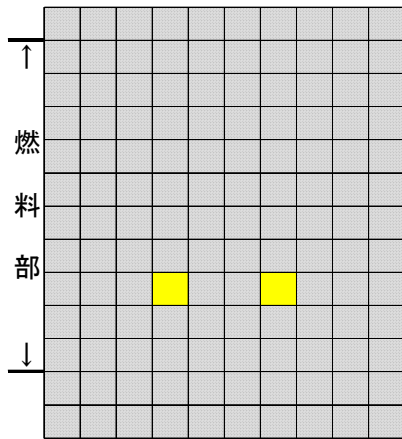


Approx. 15 hours after scram
(reactor pressure vessel damaged)

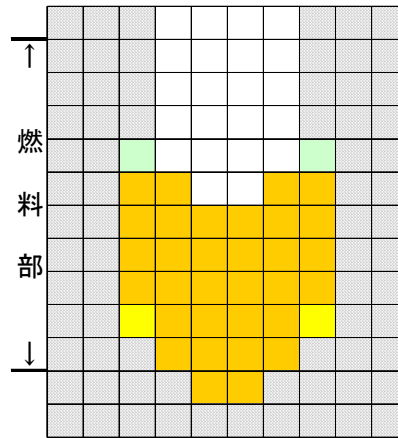
Model of damage states

- : No fuel (collapse)
- : Normal fuel
- : Damaged fuel accumulates (fuel rod form maintained)
- : Melted fuel flows down the cladding surface and cools and solidifies on the control rod surface, increasing the diameter of the control rods
- : Fuel rod diameter further increases and flow channel is blocked by fuel
- : Melt pool formed

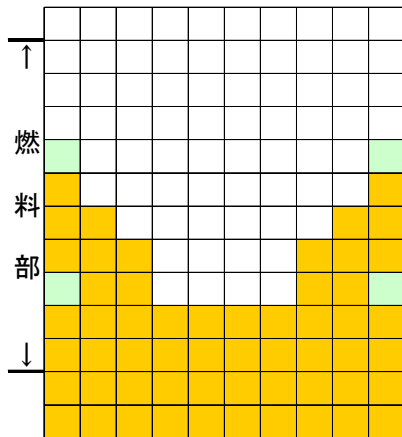
Unit 1 Analysis Results – Core Conditions : latest ver.



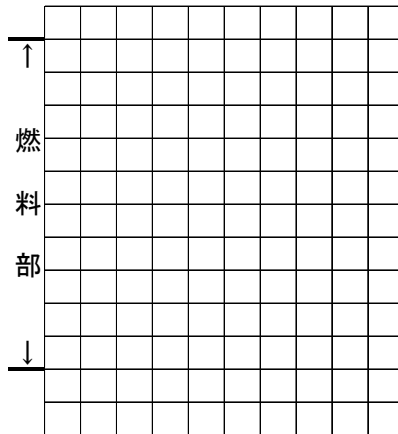
スクラム後 約4. 8時間



スクラム後 約5. 5時間



スクラム後 約7. 6時間

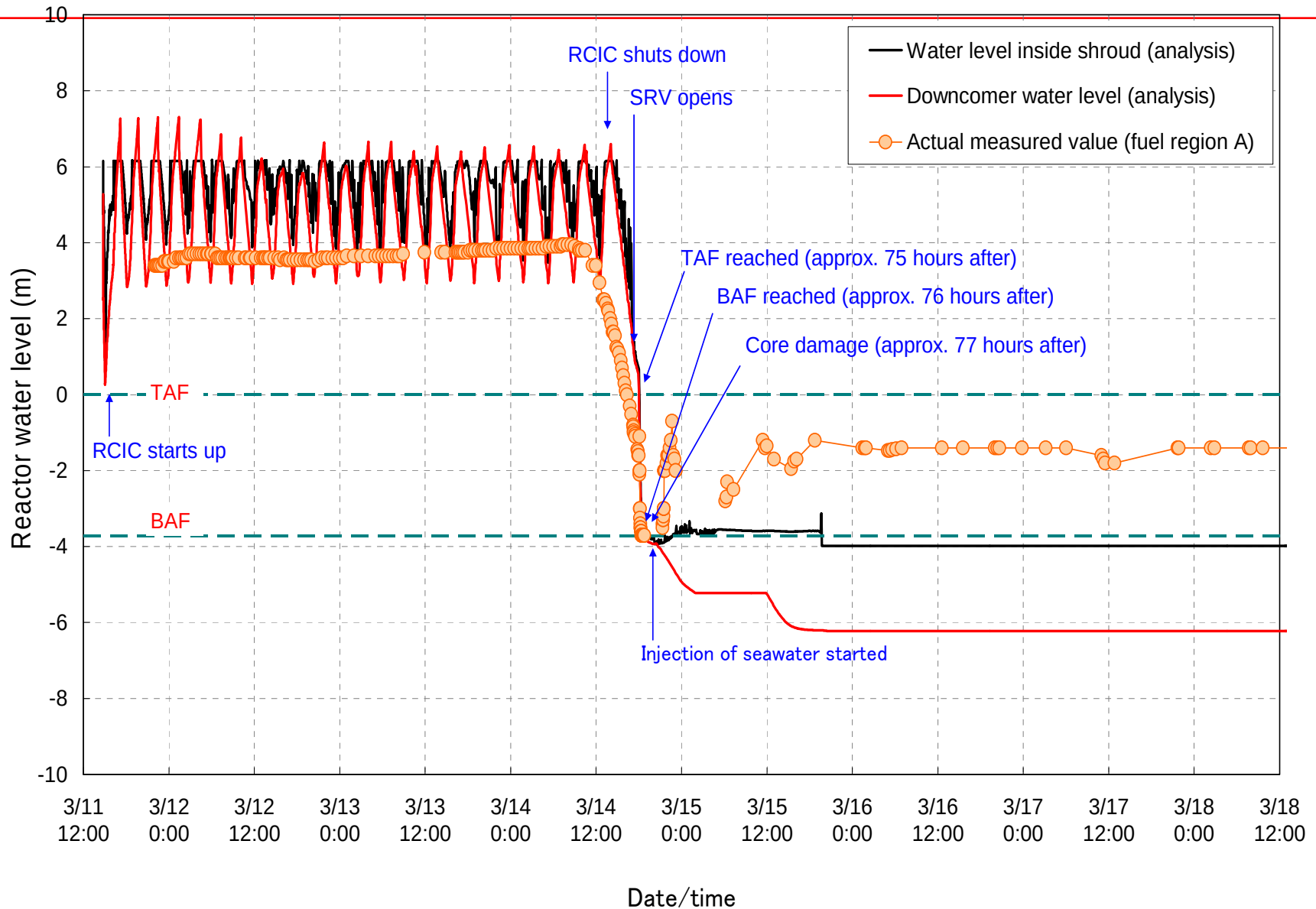


スクラム後 約8. 6時間

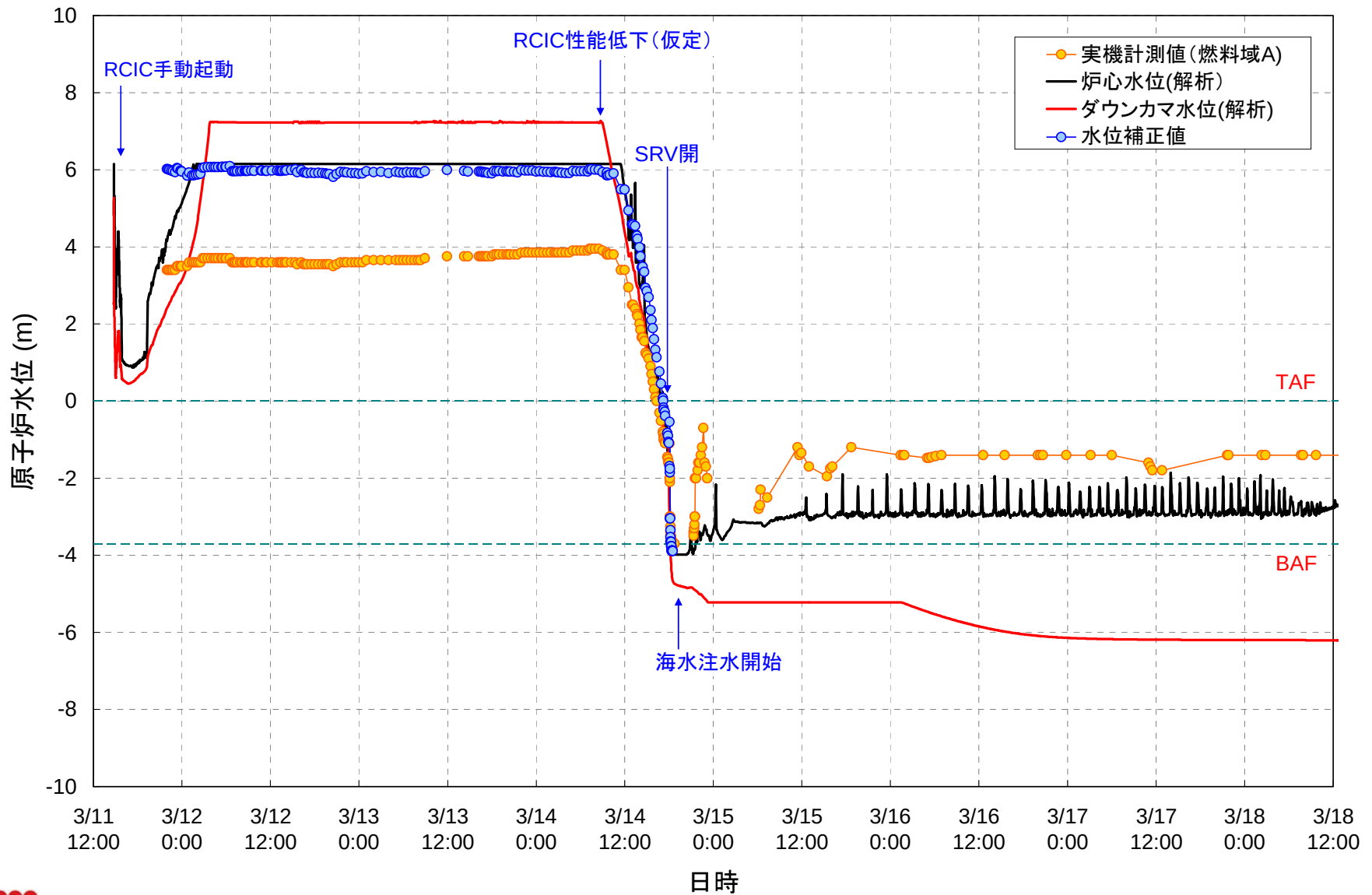
Model of damage states

- : No fuel (collapse)
- : Normal fuel
- : Damaged fuel accumulates (fuel rod form maintained)
- : Melted fuel flows down the cladding surface and cools and solidifies on the control rod surface, increasing the diameter of the control rods
- : Fuel rod diameter further increases and flow channel is blocked by fuel
- : Melt pool formed

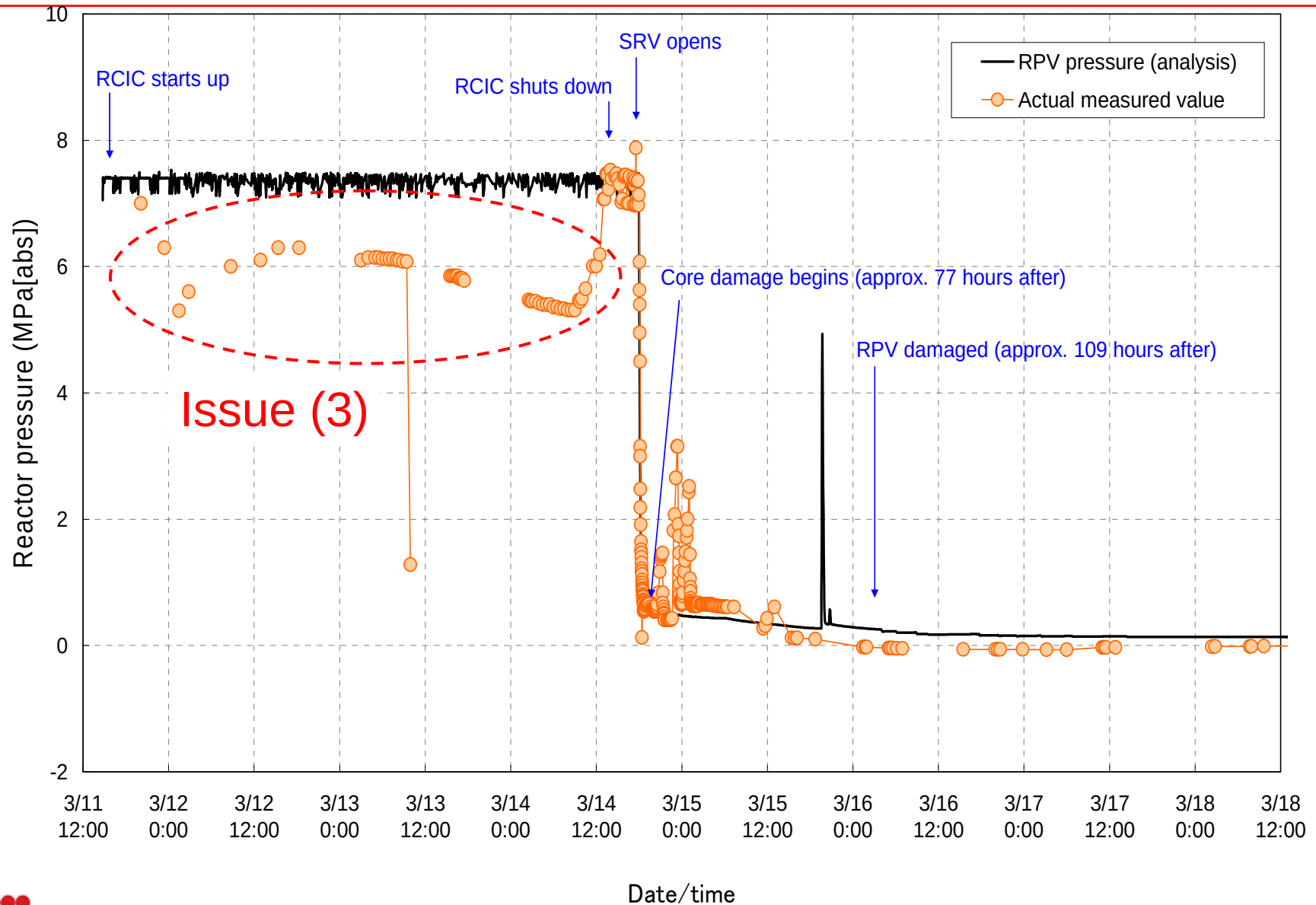
Unit 2 Analysis Results (Reactor Water Level) : March 23rd



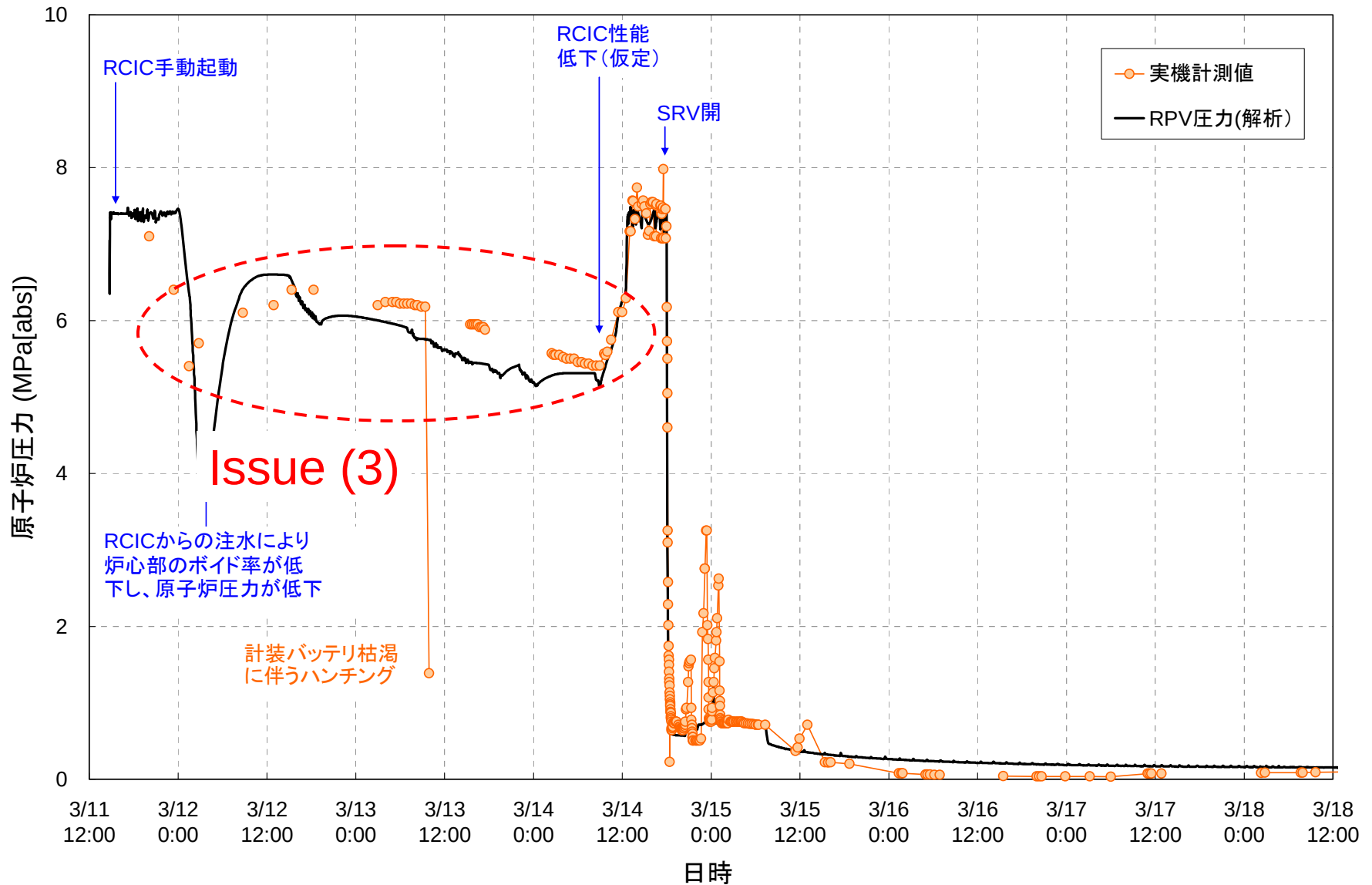
Unit 2 Analysis Results (Reactor Water Level) : latest ver.



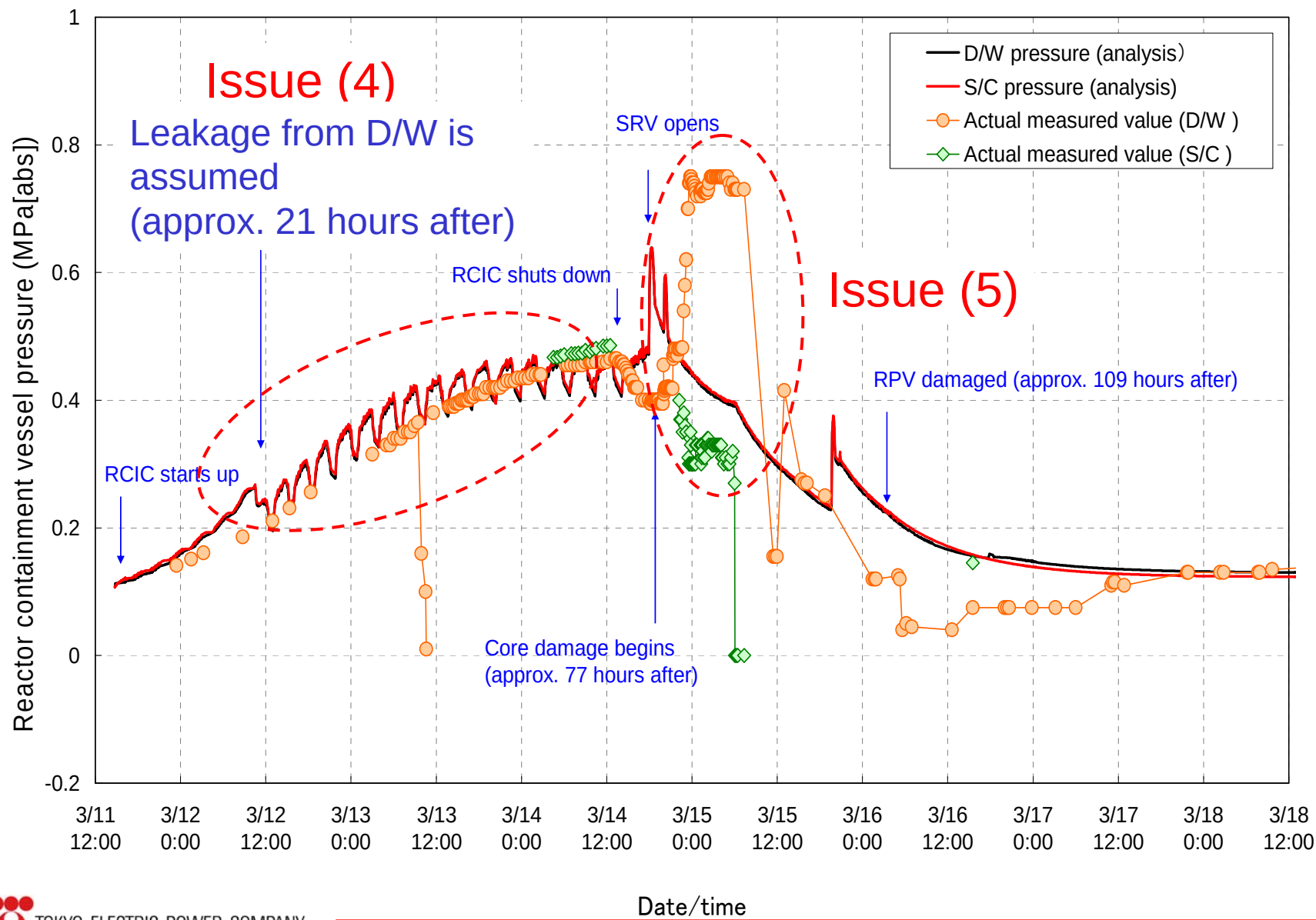
Unit 2 Analysis Results (Reactor Pressure) : March 23rd



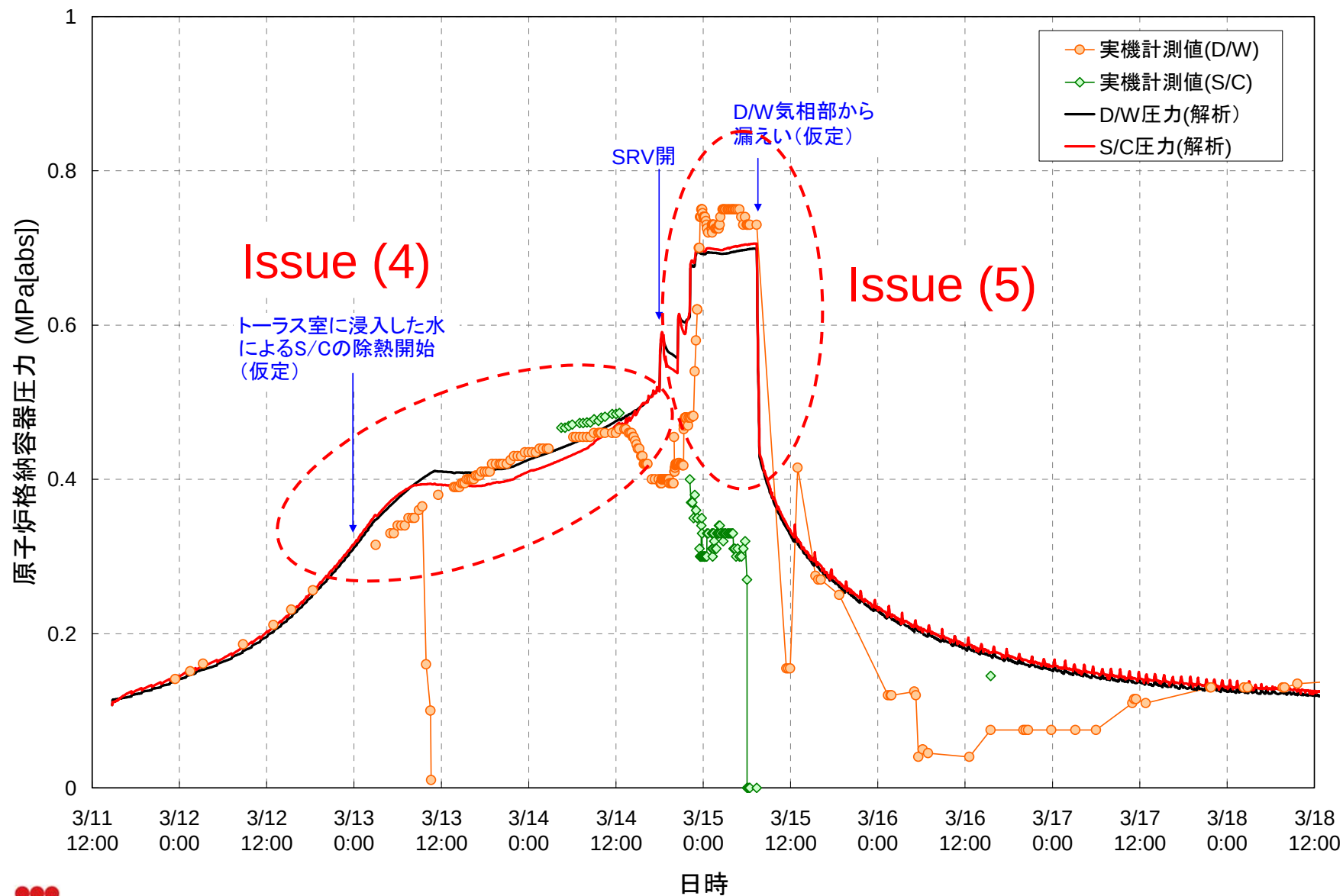
Unit 2 Analysis Results (Reactor Pressure) : latest ver.



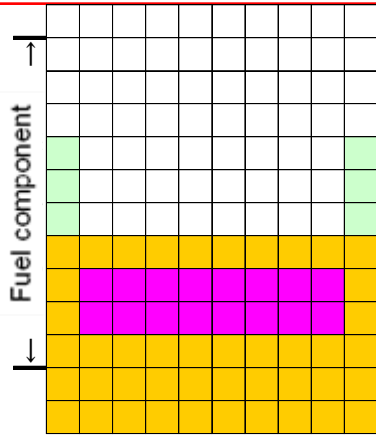
Unit 2 Analysis Results (Containment Vessel Pressure) : March 23rd



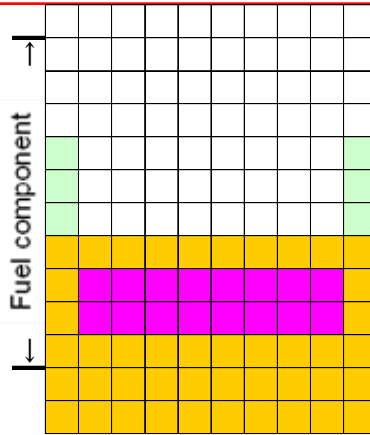
Unit 2 Analysis Results (Containment Vessel Pressure) : latest ver.



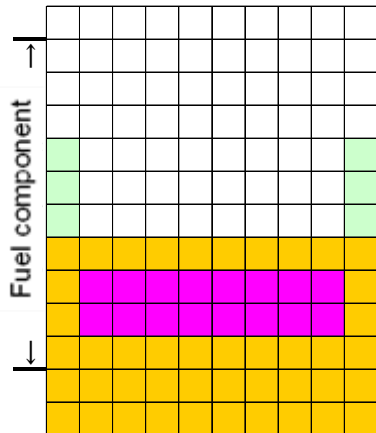
Unit 2 Analysis Results – Core Conditions : March 23rd



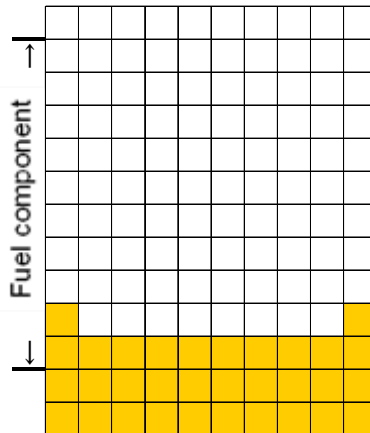
Approx. 87 hours after scram



Approx. 96 hours after scram



Approx. 100 hours after scram
(just prior to reactor pressure
vessel damage)

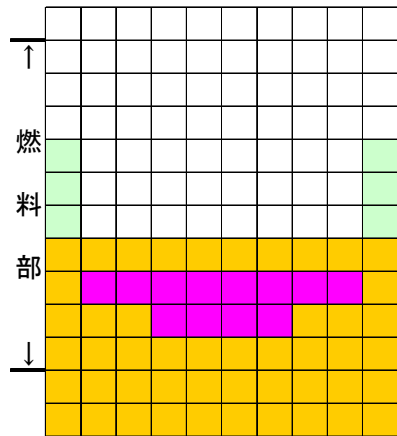


Approx. 109 hours after scram
(reactor pressure vessel damaged)

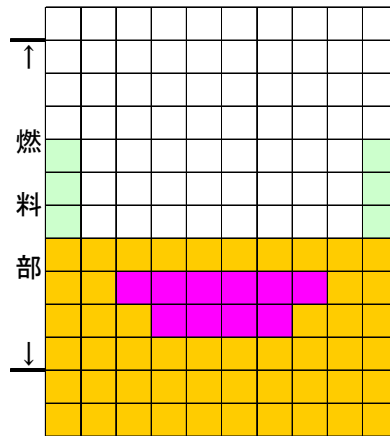
Model of damage states

-  : No fuel (collapse)
-  : Normal fuel
-  : Damaged fuel accumulates (fuel rod form maintained)
-  : Melted fuel flows down the cladding surface and cools and solidifies on the control rod surface, increasing the diameter of the control rods
-  : Fuel rod diameter further increases and flow channel is blocked by fuel
-  : Melt pool formed

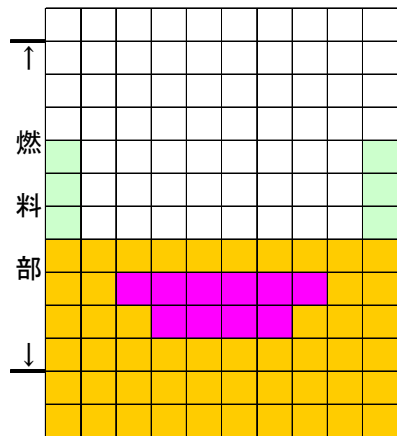
Unit 2 Analysis Results – Core Conditions : latest ver.



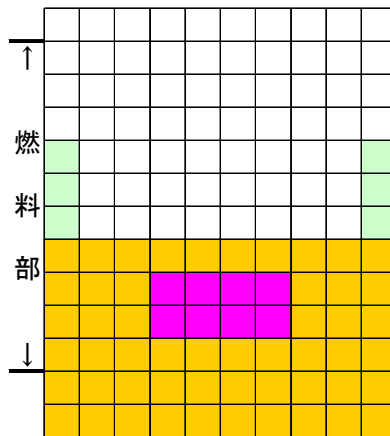
スクラム後 約96時間



スクラム後 約120時間



スクラム後 約144時間



スクラム後 約168時間

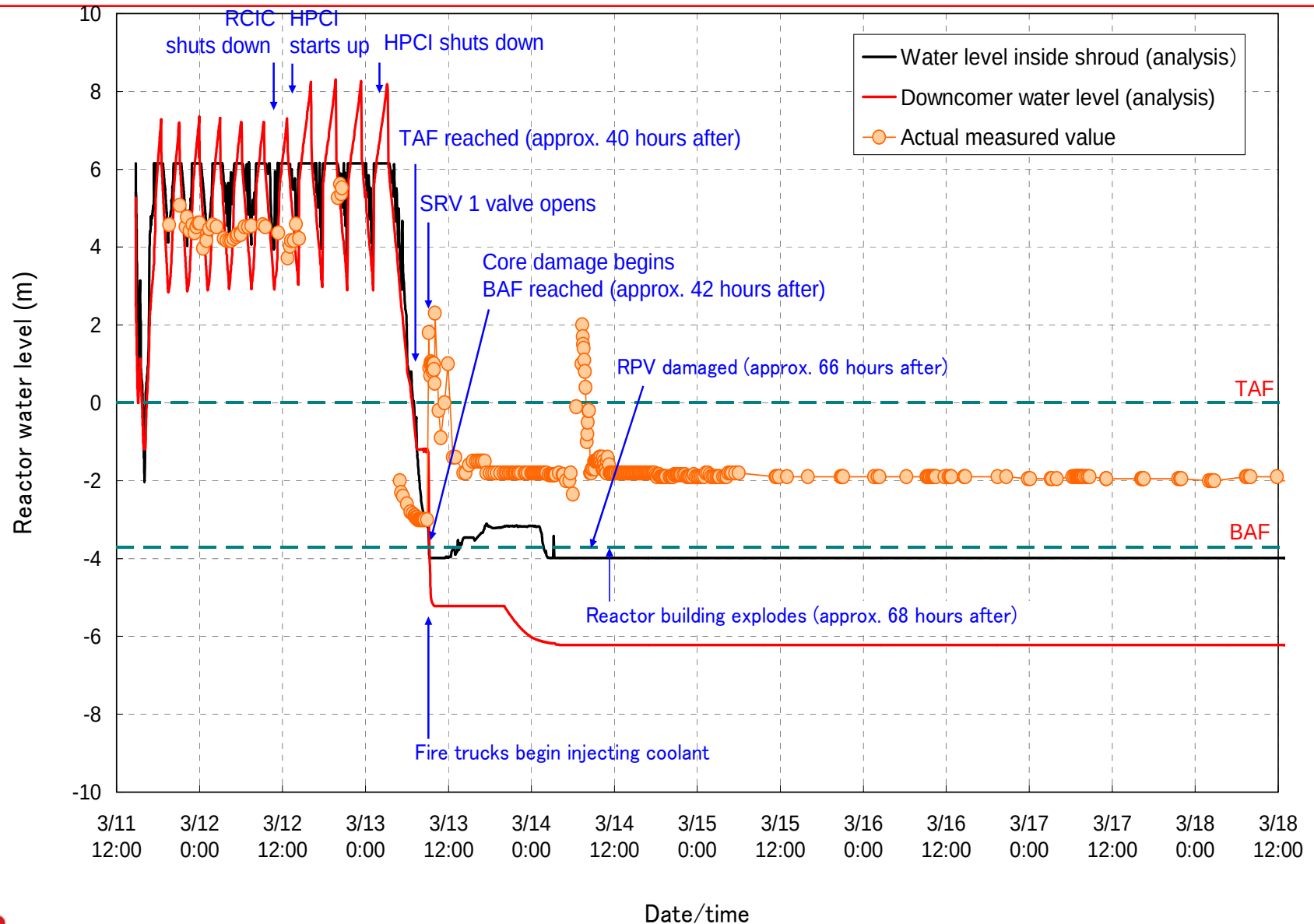
Model of damage states

-  : No fuel (collapse)
-  : Normal fuel
-  : Damaged fuel accumulates (fuel rod form maintained)
-  : Melted fuel flows down the cladding surface and cools and solidifies on the control rod surface, increasing the diameter of the control rods
-  : Fuel rod diameter further increases and flow channel is blocked by fuel
-  : Melt pool formed

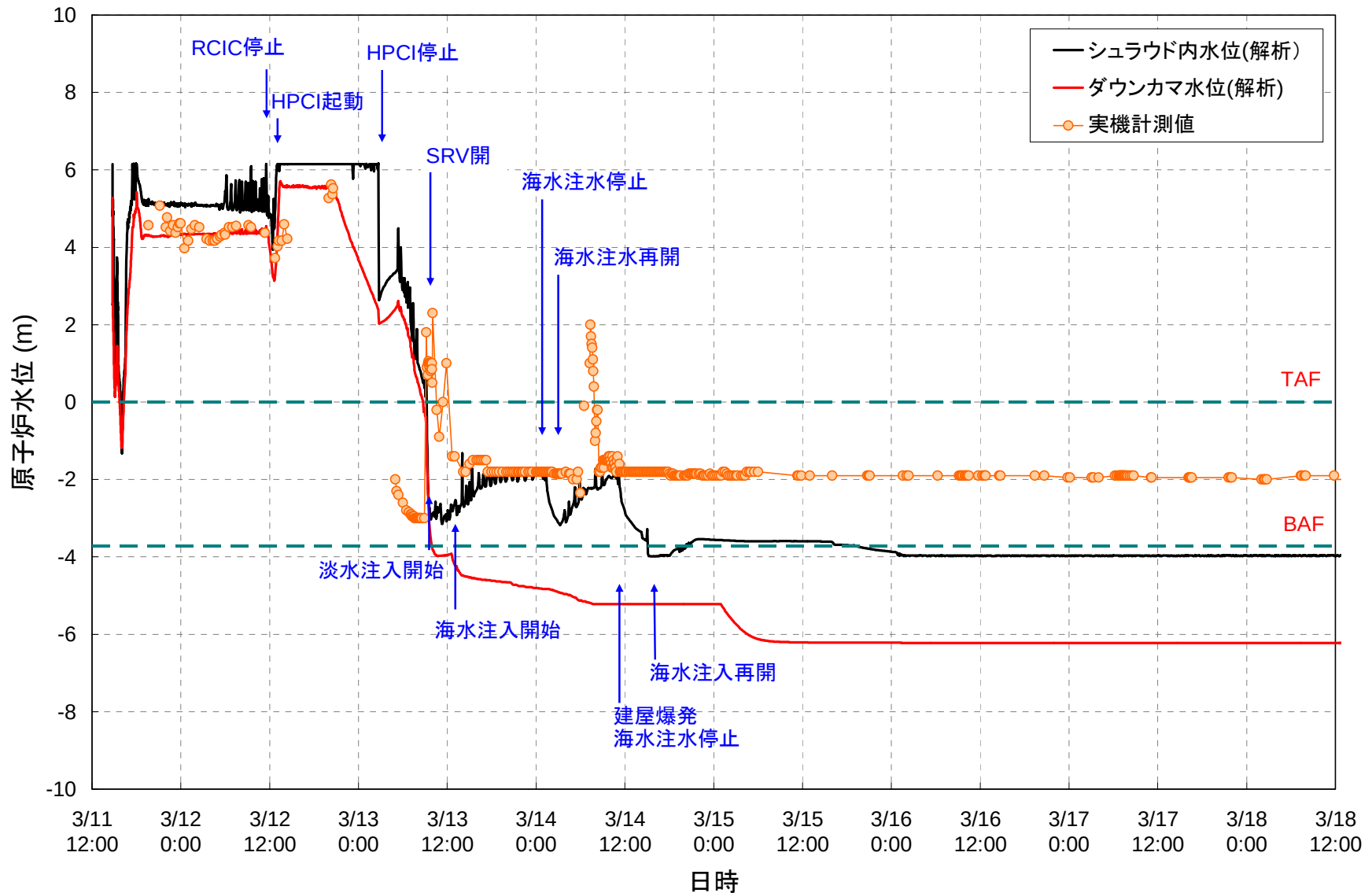
New issue (2)

炉心溶融までのプラント挙動は概ね模擬できたが、RPVは破損しないとの結果となった

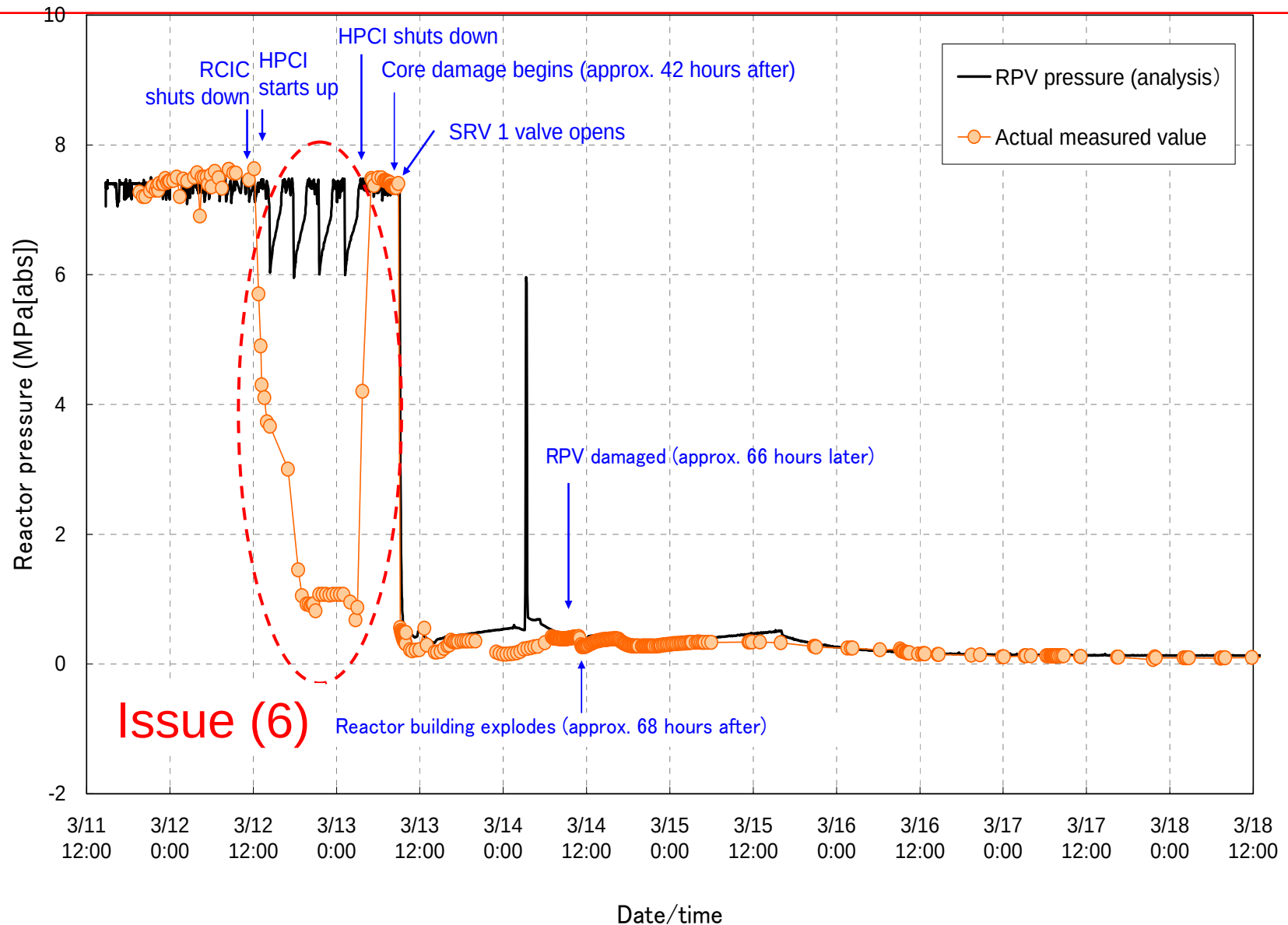
Unit 3 Analysis Results (Reactor Water Level) : March 23rd



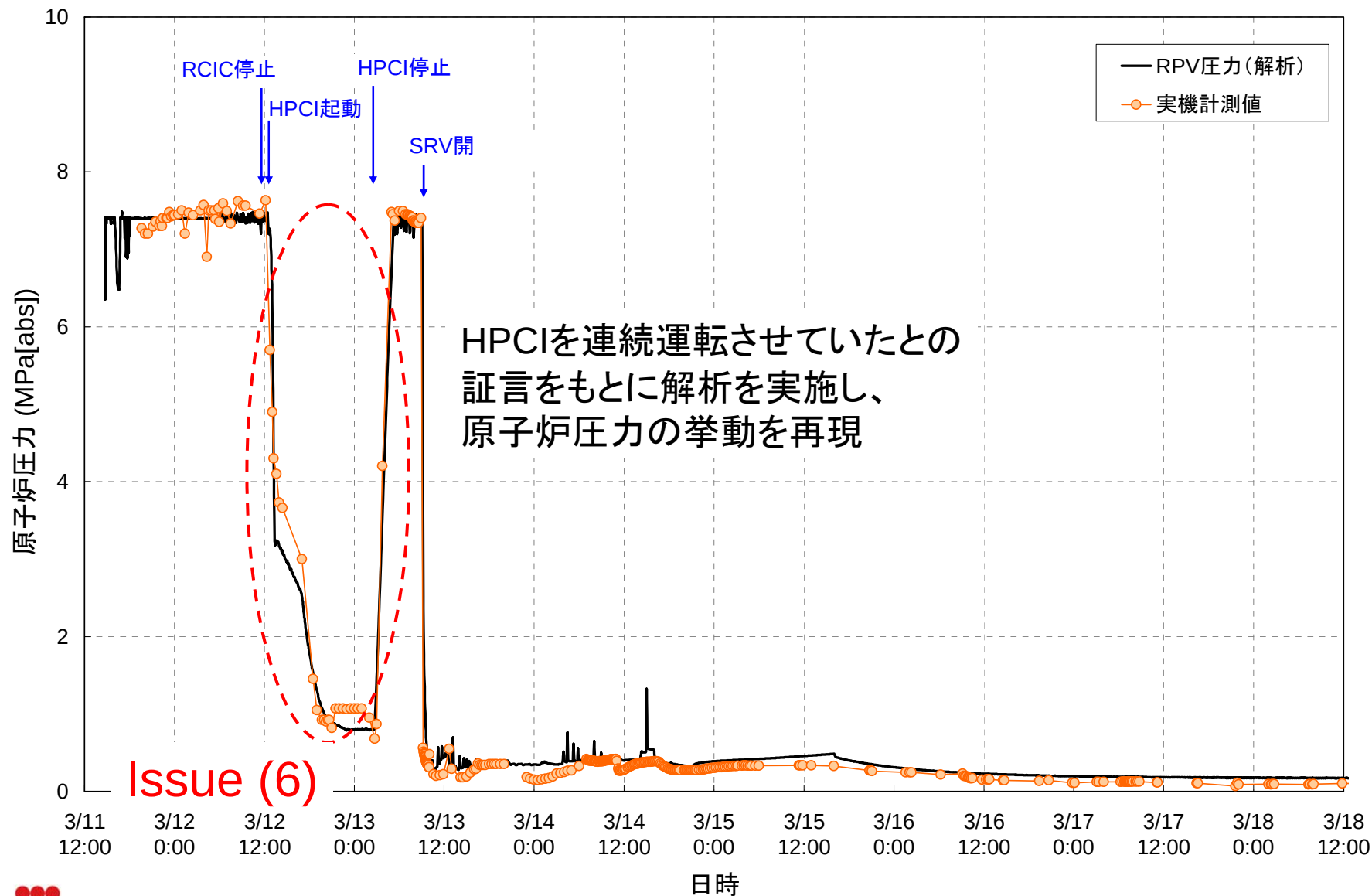
Unit 3 Analysis Results (Reactor Water Level) : latest ver.



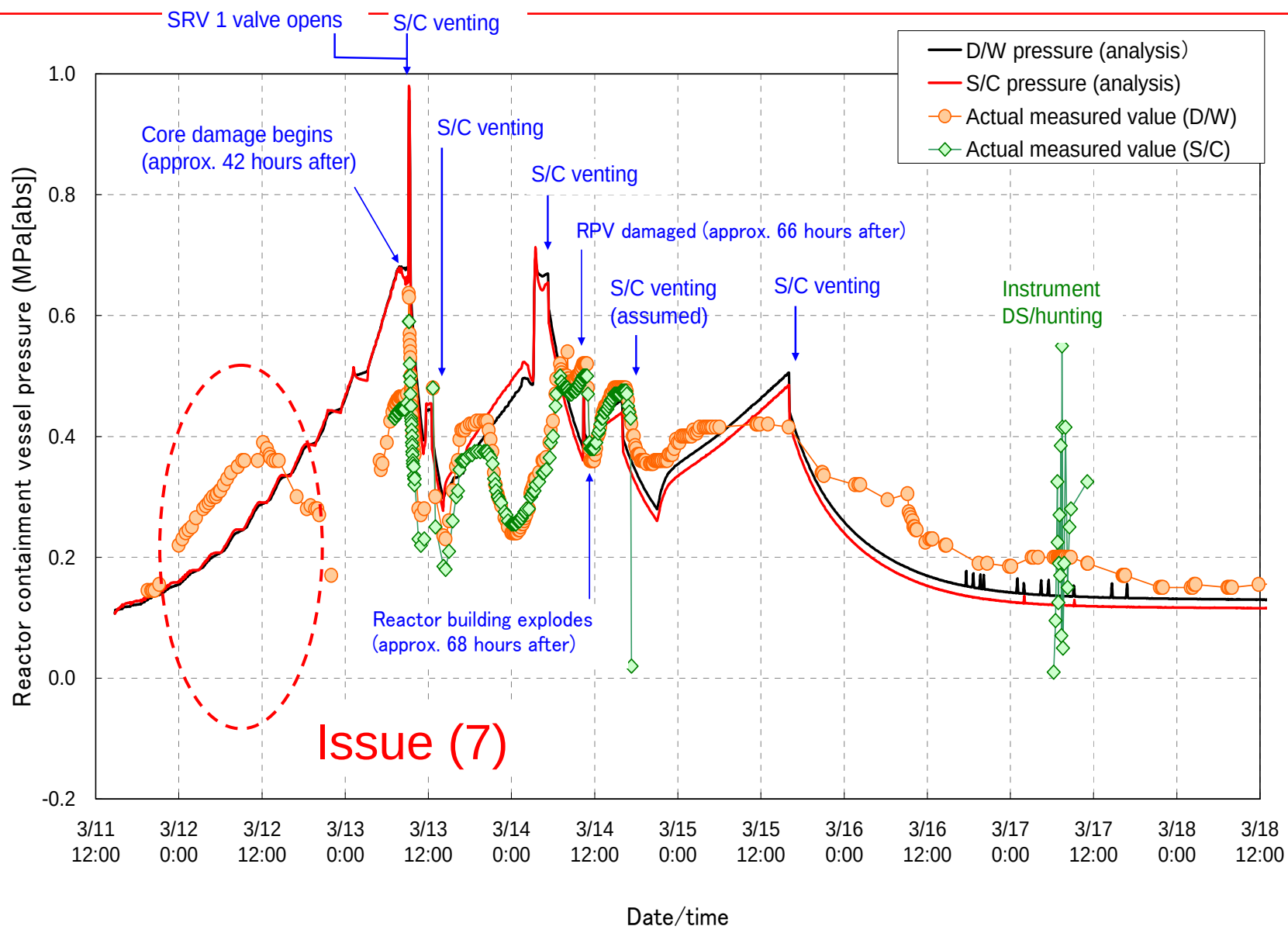
Unit 3 Analysis Results (Reactor Pressure) : March 23rd



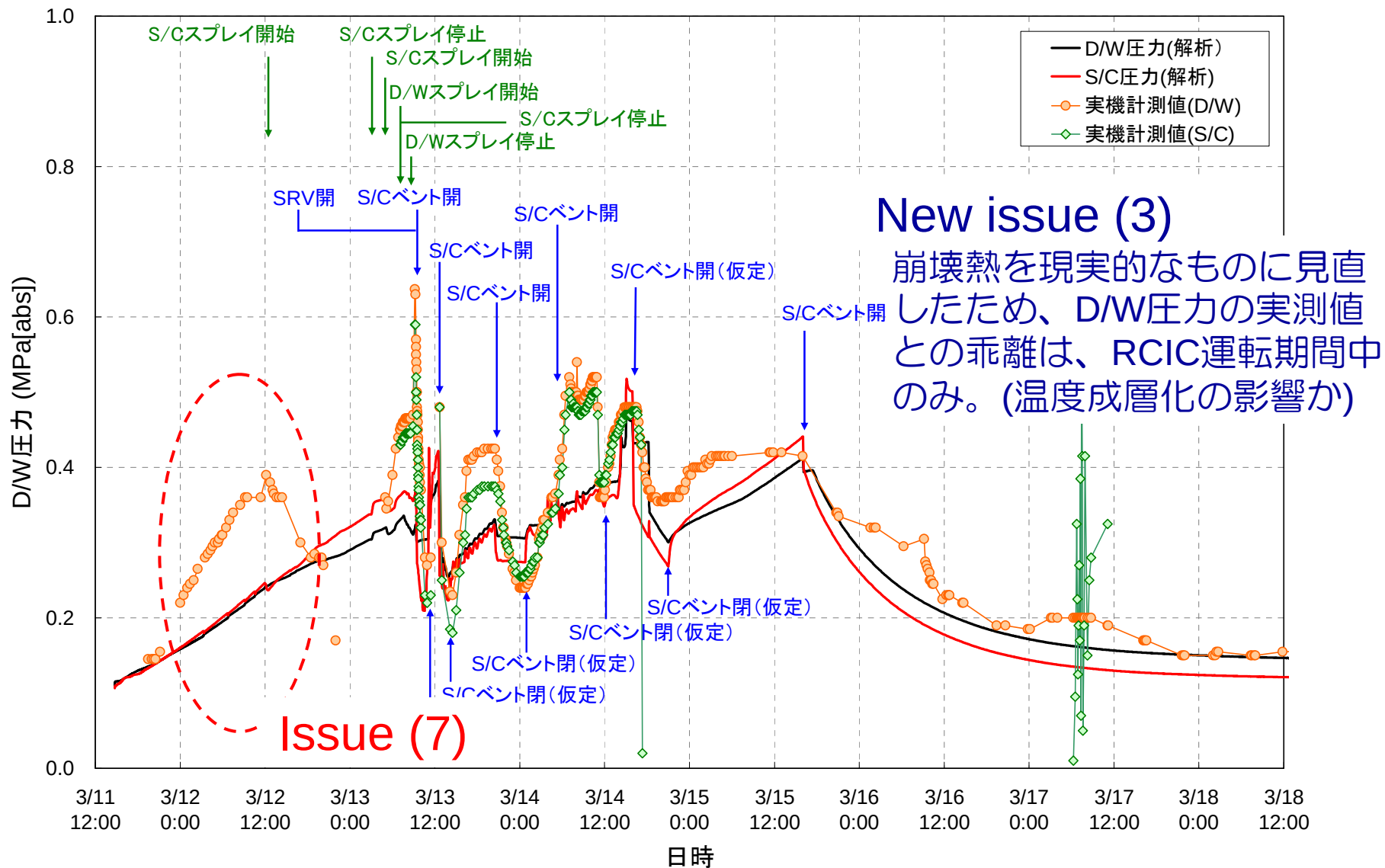
Unit 3 Analysis Results (Reactor Pressure) : latest ver.



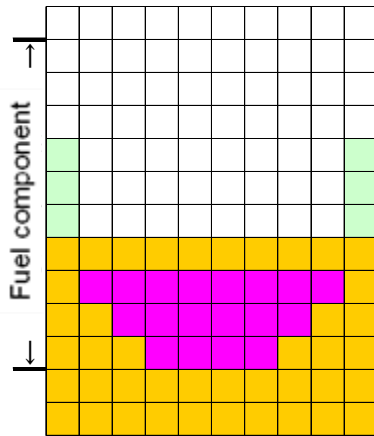
Unit 3 Analysis Results (Containment Vessel Pressure) : March 23rd



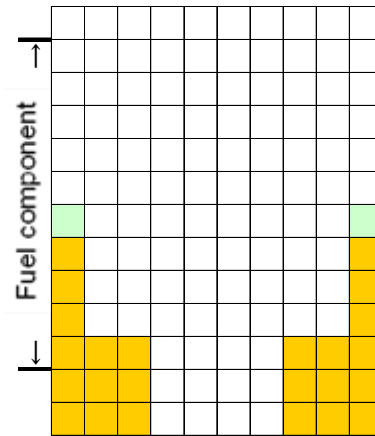
Unit 3 Analysis Results (Containment Vessel Pressure) : latest ver.



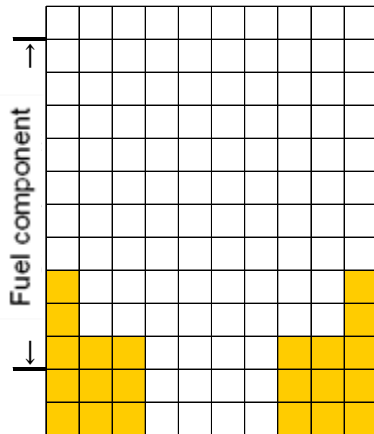
Unit 3 Analysis Results – Core Conditions : March 23rd



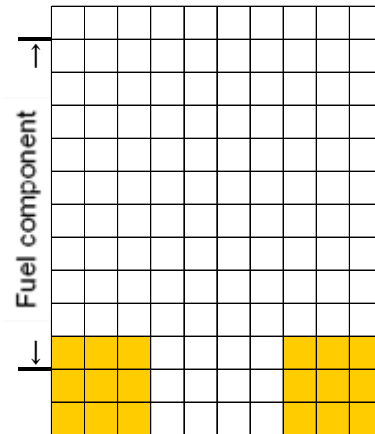
Approx. 58 hours after scram



Approx. 62 hours after scram
(just prior to reactor pressure
vessel damage)



Approx. 66 hours after scram
(reactor pressure vessel damaged)

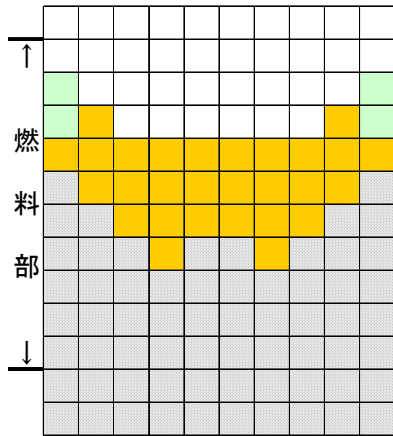


Approx. 96 hours after scram

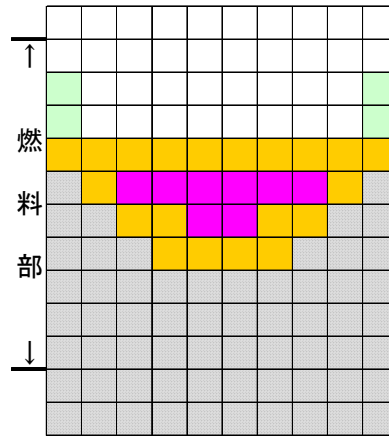
Model of damage states

-  : No fuel (collapse)
-  : Normal fuel
-  : Damaged fuel accumulates (fuel rod form maintained)
-  : Melted fuel flows down the cladding surface and cools and solidifies on the control rod surface, increasing the diameter of the control rods
-  : Fuel rod diameter further increases and flow channel is blocked by fuel
-  : Melt pool formed

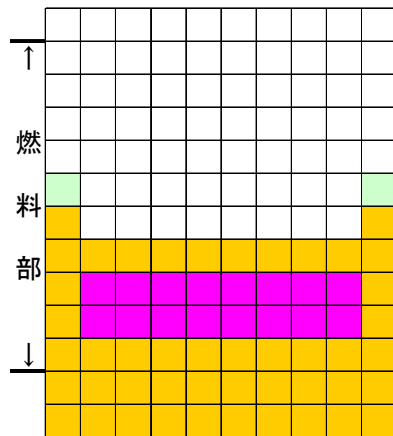
Unit 3 Analysis Results – Core Conditions : latest ver.



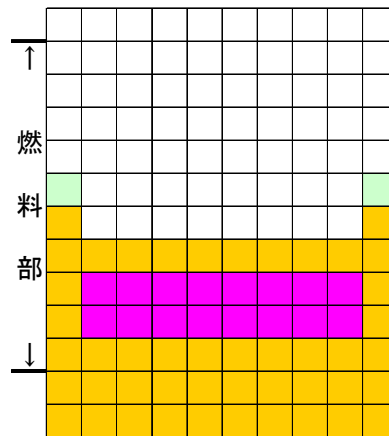
スクラム後 約48時間



スクラム後 約72時間



スクラム後 約96時間



スクラム後 約168時間

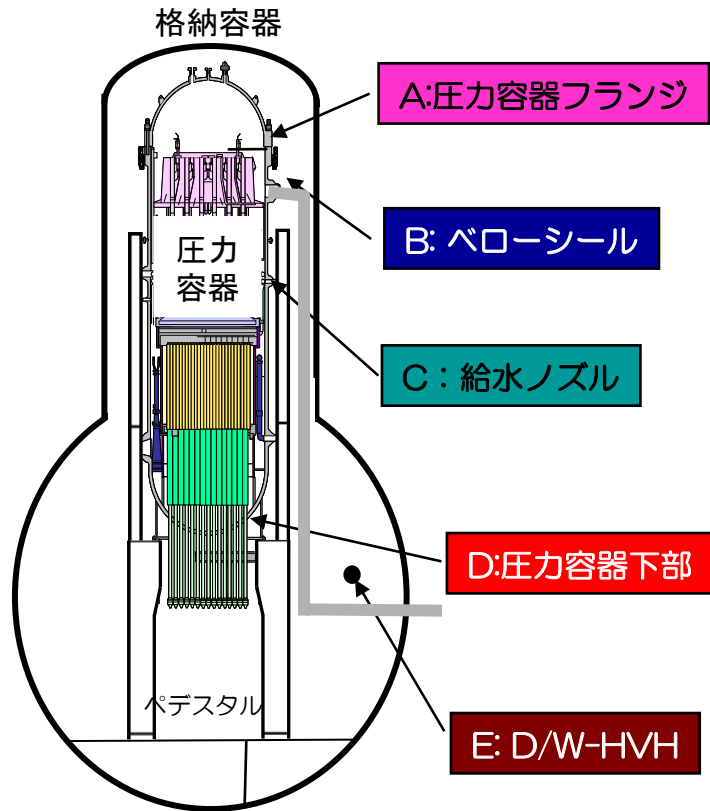
Model of damage states

- : No fuel (collapse)
- : Normal fuel
- : Damaged fuel accumulates (fuel rod form maintained)
- : Melted fuel flows down the cladding surface and cools and solidifies on the control rod surface, increasing the diameter of the control rods
- : Fuel rod diameter further increases and flow channel is blocked by fuel
- : Melt pool formed

New issue (4)

炉心溶融までのプラント挙動は概ね模擬できたが、RPVは破損しないとの結果となった

1号機の温度・圧力挙動(全体挙動:3月-11月)



炉心に直接届かないFDWからの注水のみで、100℃以下を達成

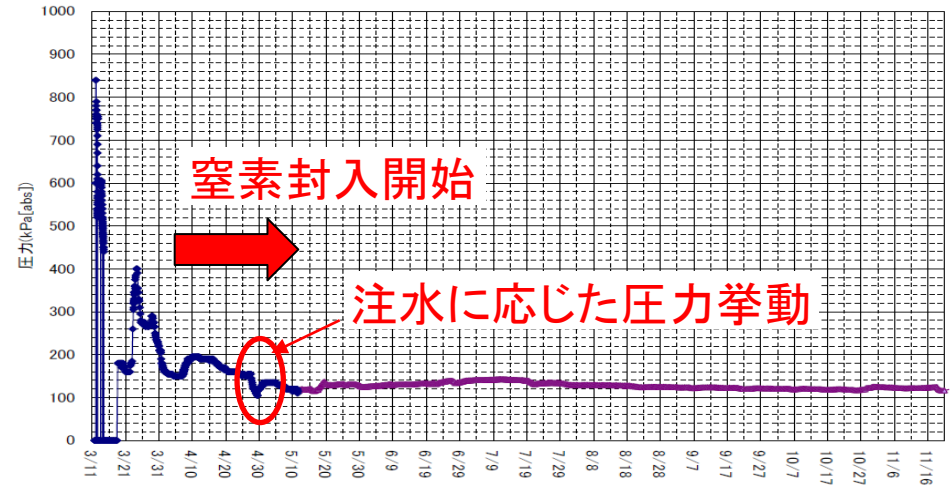


図-1 事故後のD/W圧力挙動

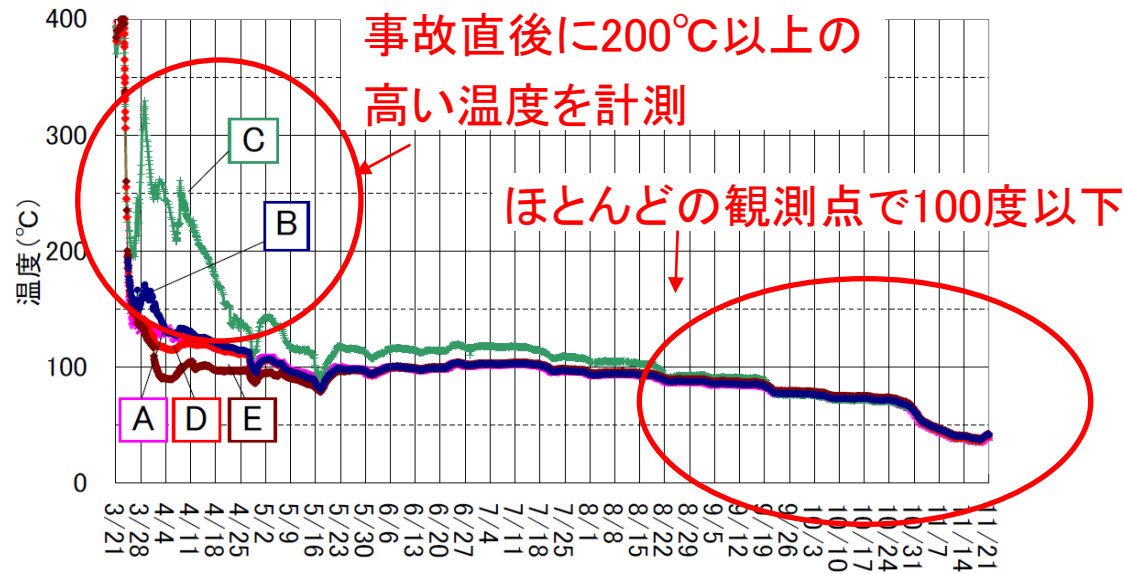
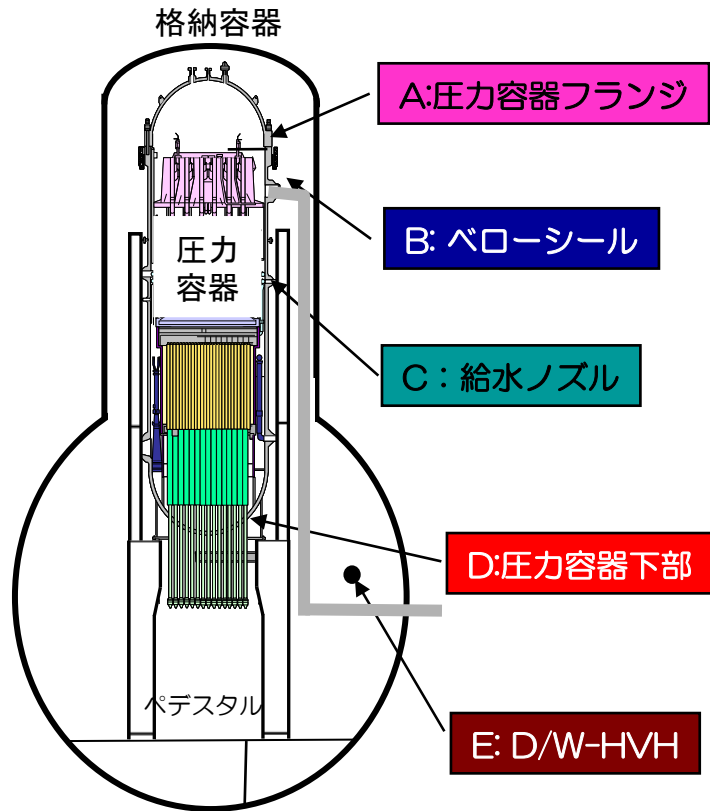
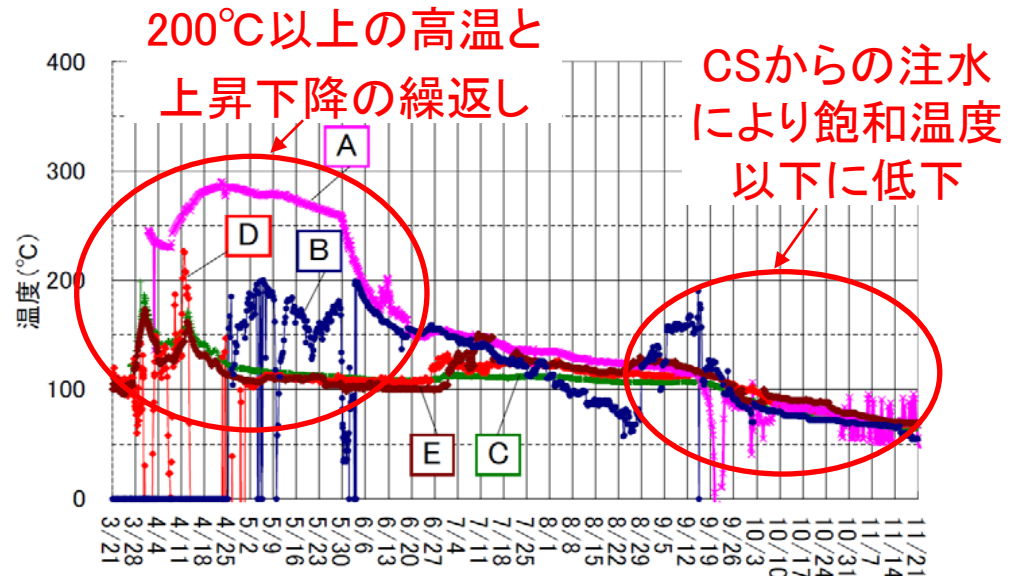
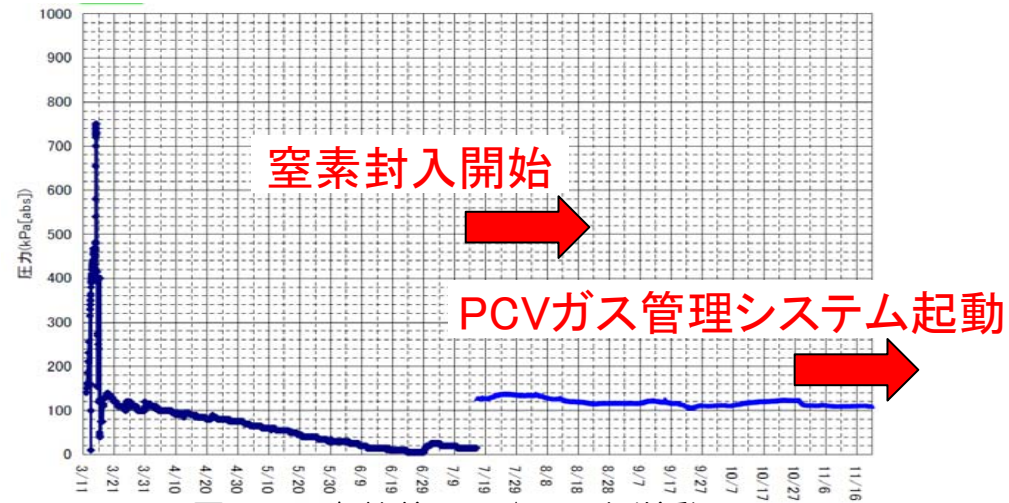


図-2 事故後の温度挙動

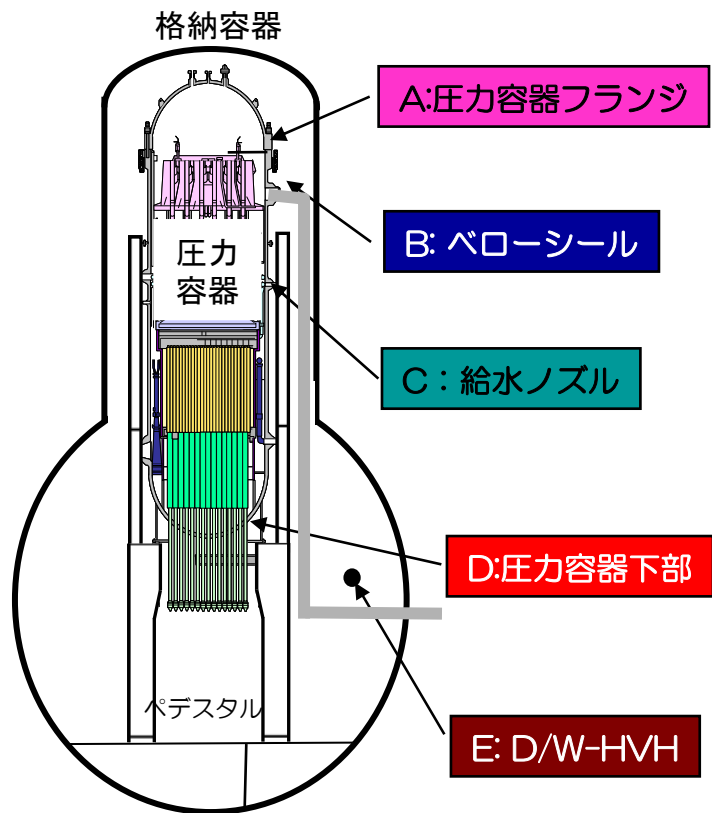
2号機の温度・圧力挙動(全体挙動:3月-11月)



炉心に直接届くCSからの注水の
実施後、100℃以下を達成



3号機の温度・圧力挙動(全体挙動:3月-11月)



炉心に直接届くCSからの注水の実施後、100℃以下を達成

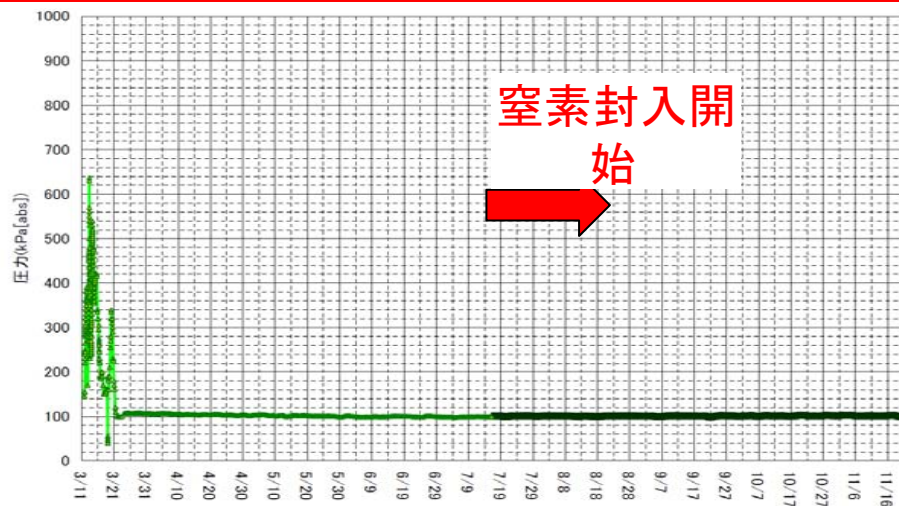


図-9 事故後のD/W圧力挙動

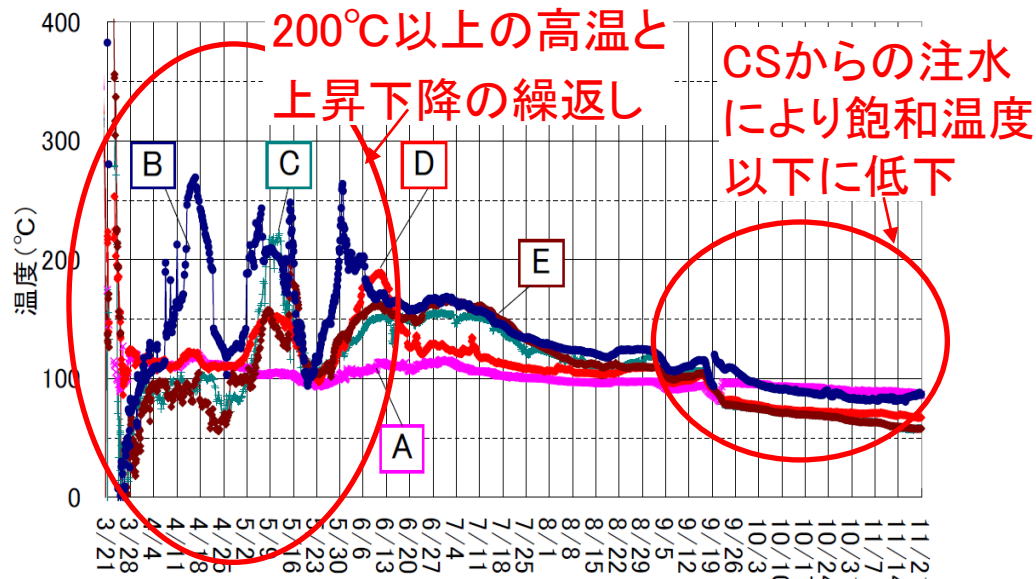


図-10 事故後の温度挙動

格納容器内ガスの組成分析(1・2号機)

核種分析を実施したサンプルに対し、ガスクロマトグラフィーによるガス分析を実施
水素、一酸化炭素、二酸化炭素の濃度を測定することにより、
現時点でのMCCI進展の可能性を評価
(蒸気・窒素で希釈されているため、過去に発生した気体の量の推定は困難)

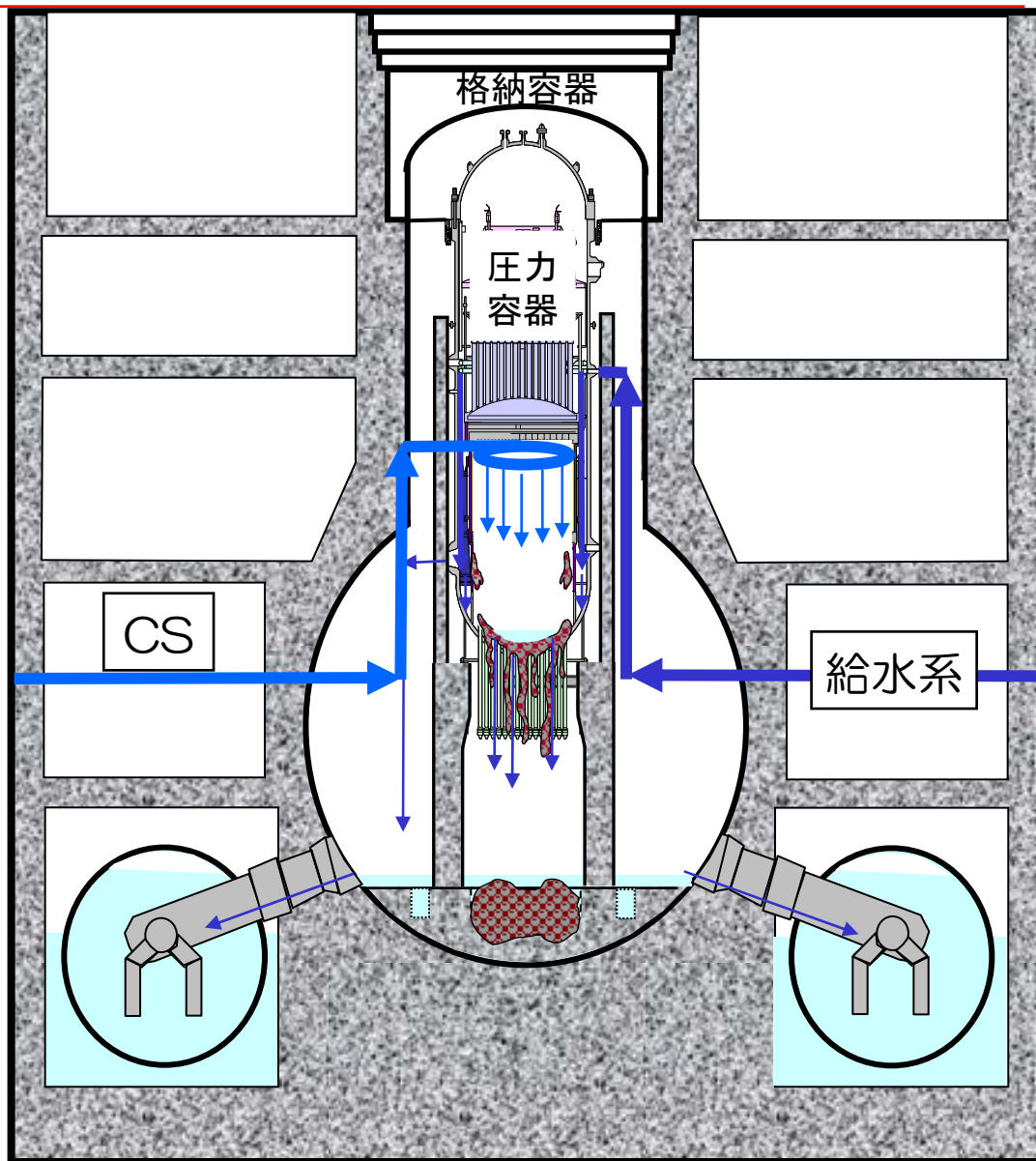
表) 1号機PCVガス分析結果(格納容器内濃度換算値)
単位[%]

試料	H	CO	CO ₂
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
2号(8月分)①	0.558	0.014	0.152
2号(8月分)②	1.062	0.016	0.150
2号(8月分)③	<0.001	<0.01	0.152

CO₂濃度が有意に高いが、MCCIでの気体発生割合(H₂:CO:CO₂)と組成が異なる。
(炉注水中に溶解しているCO₂(遊離炭酸)が寄与している可能性が高い)

炉心の状態、格納容器内の状態に関するまとめ(1号機)

- 燃料は、地震発生前にあった位置にはほとんど残存せず、そこから完全に溶けて下方に全て移動
- 下方に移動した燃料により、圧力容器の破損も発生している可能性が高く、格納容器の底部に相当量滴下していったと推定
(滴下量の詳細は不明)
- 滴下した燃料は、MCCIを引き起こしたと推定
- いずれに移動した燃料も注水により概ね水に接する状態で冷却されているものと評価。
MCCIも現在は停止



3. 炉心の状態、格納容器内の状態に関するまとめ(2,3号機)

- 評価結果は、「損傷燃料が一部格納容器底部に滴下」から「原子炉圧力容器内にほぼ残っている状況」まで推定の幅がある
- 仮に、損傷燃料の一部が格納容器底部に滴下したとすると、MCCIを引き起こしたものと推定される
- いずれに移動した燃料も注水により概ね水に接する状態で冷却されているものと評価。仮に、MCCIが起こっていたとしても、現在は停止

