

•原子力安全部会 第8回「原子力安全夏季セミナー」

福島第一原子力発電所の事故当時の状況検討

(4) 2, 3号機の事故進展解析と課題

2024.9.2

東芝エネルギーシステムズ株式会社
原子力安全システム設計部
中村 勇気

目次

01 背景

02 評価内容

03 評価結果

04 考察・検討

05 結論

用語・略語等

略語	正式名称・説明等
RPV	Reactor Pressure Vessel：原子炉压力容器
PCV	Primary Containment Vessel：格納容器
D/W	Dry well：ドライウェル（格納容器胴部）
S/C	Suppression chamber：サプレッションチェンバ（圧力抑制室）
RCIC	Reactor Core Isolation Cooling System：原子炉隔離時冷却系
HPCI	High Pressure Coolant Injection System：高圧注水系
SRV	Safety Relief Valve：逃し安全弁

● 01

背景



01. 背景

• 福島第一原子力発電所事故 2, 3号機に対する過酷事故解析の必要性

- 2011年3月11日の福島第一原子力発電所事故を受け、廃炉に向けた取り組みの一環として、事故進展の解明を目的とした過酷事故解析が多数実施されてきた
- シビアアクシデント解析コードMAAP※について、福島第一原子力発電所事故の知見を取り込んだバージョンがリリースされたこと、また、PCV内部調査等により現場情報が追加されたことを踏まえ、炉内状況の把握ならびにデブリ取り出し作業への貢献を目的として、MAAPコードによる解析を継続して実施している

※MAAP：米国電力研究所(EPRI)が管理・開発する過酷事故解析コード

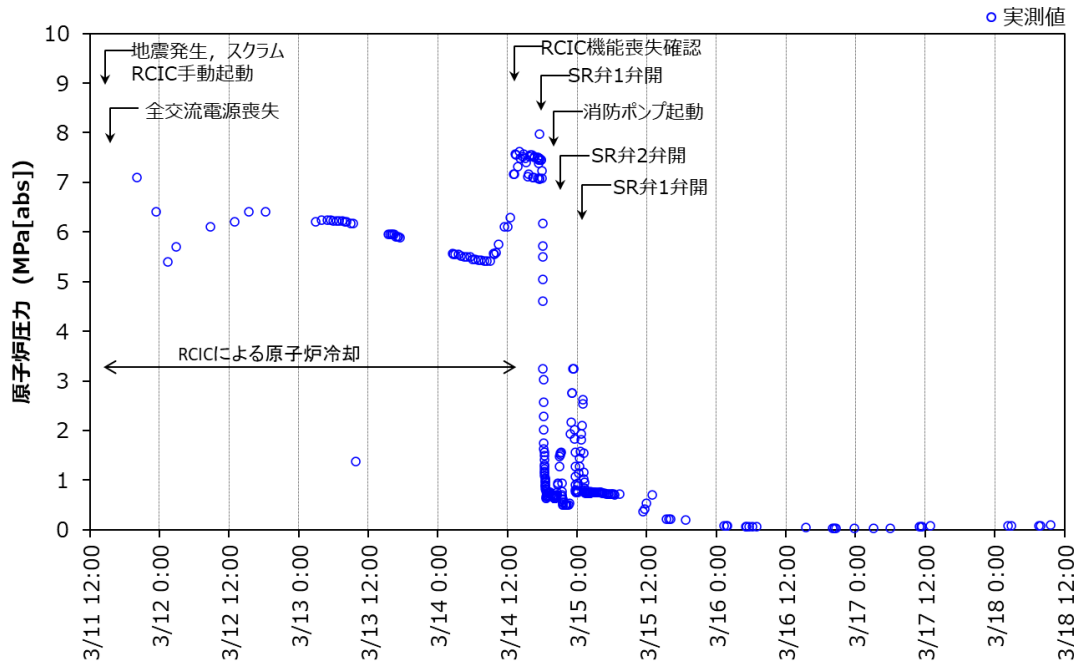
●02

評価内容

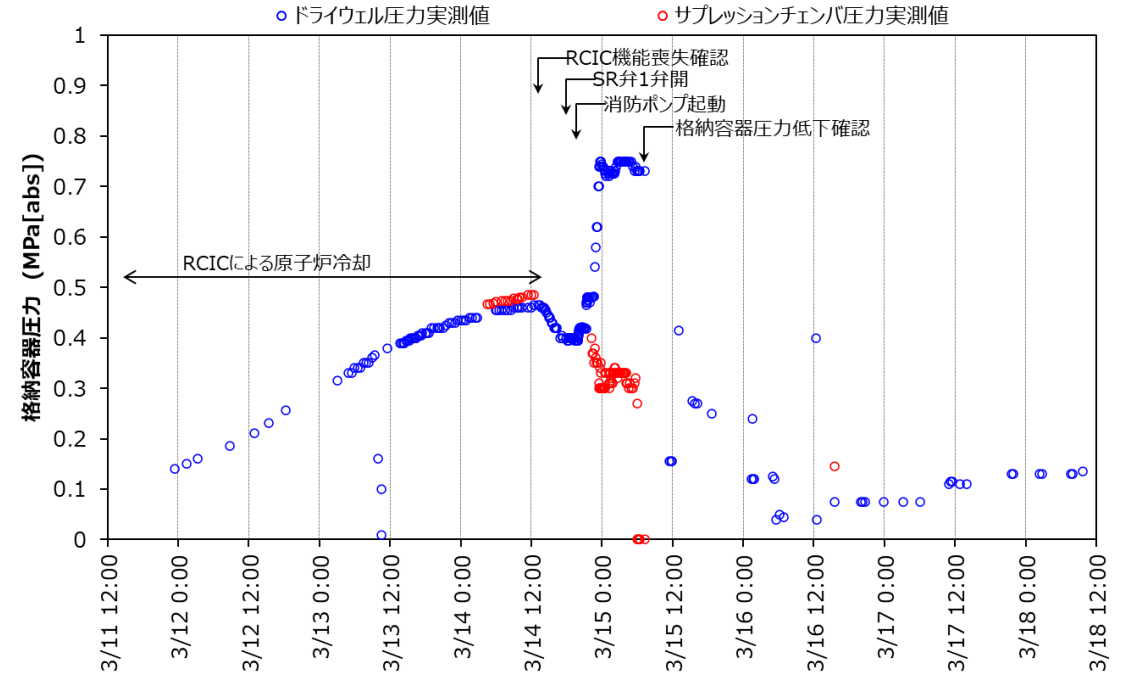
02. 評価内容

2号機 実機測定値

原子炉圧力



格納容器圧力



- 原子炉注水

一時的に成功。原子炉隔離時冷却系（RCIC）により長期の炉心冷却に成功するものの、RCIC停止後の消防ポンプ注水による冷却が不十分であった。最終的には、原子炉圧力容器から溶融した炉心構造材が格納容器に移行した。

- 格納容器冷却

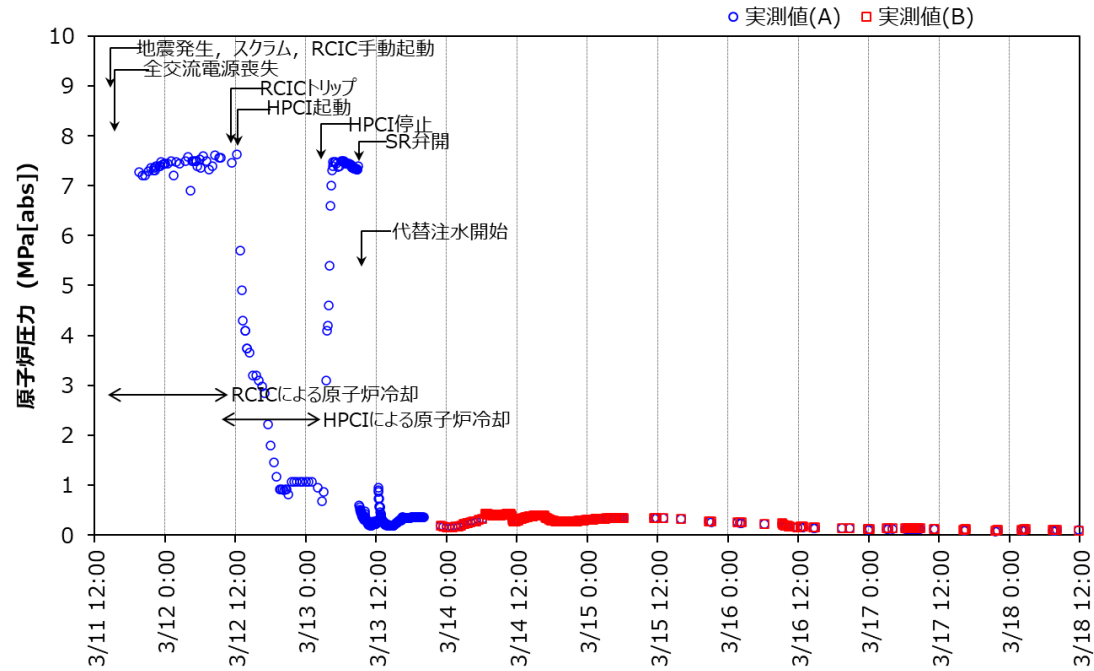
失敗。RCICタービン排気、SRV排気による格納容器圧力の上昇を受け、格納容器ベント操作を試みたものの失敗し、最終的には何らかの原因で格納容器圧力が低下するが、そのメカニズムについては未解明である。

→ **原子炉圧力容器・格納容器のバウンダリ損傷メカニズムについて、
実機の状態を踏まえた事故シナリオの推定を継続して実施**

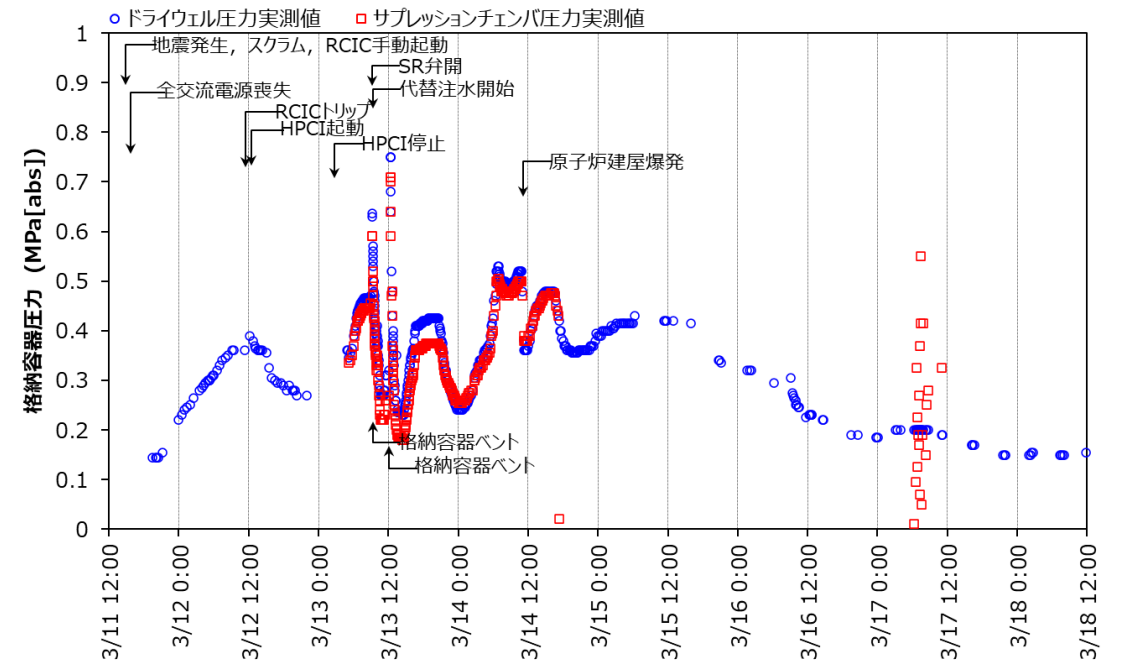
02. 評価内容

3号機 実機測定値

原子炉圧力



格納容器圧力



- 原子炉注水

一時的に成功。原子炉隔離時冷却系（RCIC）、高圧注水系（HPCI）、消防ポンプ注水により原子炉への注水を実施するものの、崩壊熱を除去できる十分な注水が実施できなかったものと推定され、原子炉圧力容器が破損し、大量の損傷炉心および炉心構造材が格納容器下部に落下した。

- 格納容器冷却

一時的に成功。RCIC/HPCIタービン排気、SRV排気による格納容器圧力の上昇を受け、格納容器ベント操作に複数回成功した。その後、格納容器圧力は再度上昇し低下する傾向が確認されているが、対応するベント操作記録はなく、格納容器圧力の低下メカニズムは未解明である。

→ **原子炉圧力容器・格納容器のバウンダリ損傷メカニズムについて、
実機の状態を踏まえた事故シナリオの推定を継続して実施**

02. 評価内容

解析条件（概要）

- 解析コード：
MAAP ver. 5.06
- 対象プラント
2号機 / 3号機
- 評価期間：
5日（120hr）
- 比較パラメータ：
原子炉圧力，格納容器圧力

項目	条件
初期原子炉出力	2381 MWt
初期原子炉圧力	7.03 MPa[abs]
初期原子炉水位	14.28 m (ベッセル底部より)
PCV体積	D/W空間：4240 m ³ (ベント管含む)
	W/W空間：3160 m ³
	S/Cプール水量：2980 m ³
PCV内雰囲気	D/W圧力：6.0kPa[gage]
	W/W圧力：6.1kPa[gage]
	D/W空間温度：35.85°C
	W/W空間温度：15.85°C
	S/Cプール水温：15.85°C

02. 評価内容

2号機解析条件（事故シナリオ抜粋）

日時	経過時間	内容(記録)	解析条件
3/11 14:46	0	地震発生	解析開始
3/11 15:39	53min	RCIC手動起動	RCIC起動
3/12 4:20	13.57hr	RCIC水源切替	RCIC水源切替(CST→S/P)
3/14 9:00	66.23hr	—	RCIC停止
3/14 13:25	70.65hr	RCIC機能喪失を判断	—
3/14 16:34	73.8hr	海水注入作業の開始	—
3/14 18:00	75.31hr	SRV開操作	SRV開, 原子炉注水開始
3/14 22:40	79.9hr	—	炉心支持板破損模擬
3/15 12:55	94.15hr	—	原子炉压力容器破損模擬

02. 評価内容

3号機解析条件（事故シナリオ抜粋）

日時	経過時間	内容(記録)	解析条件
3/11 14:46	0	地震発生	解析開始
3/11 16:03	1.28hr	RCIC手動起動	RCIC起動
3/12 11:36	20.83hr	RCICトリップ	RCIC停止
3/12 12:35	21.82hr	HPCI起動 (L-2)	HPCI起動
3/13 2:42	35.93hr	HPCIトリップ	HPCI停止
3/13 8:55	42.15hr	原子炉圧力の急低下を確認	ADS作動
3/13 9:10	42.4hr	PCV圧力の低下を確認	S/Cベント開
3/13 9:25	42.65hr	海水注入開始	原子炉注水開始
3/13 12:30	45.73hr	PCVベント開操作	S/Cベント開

●03

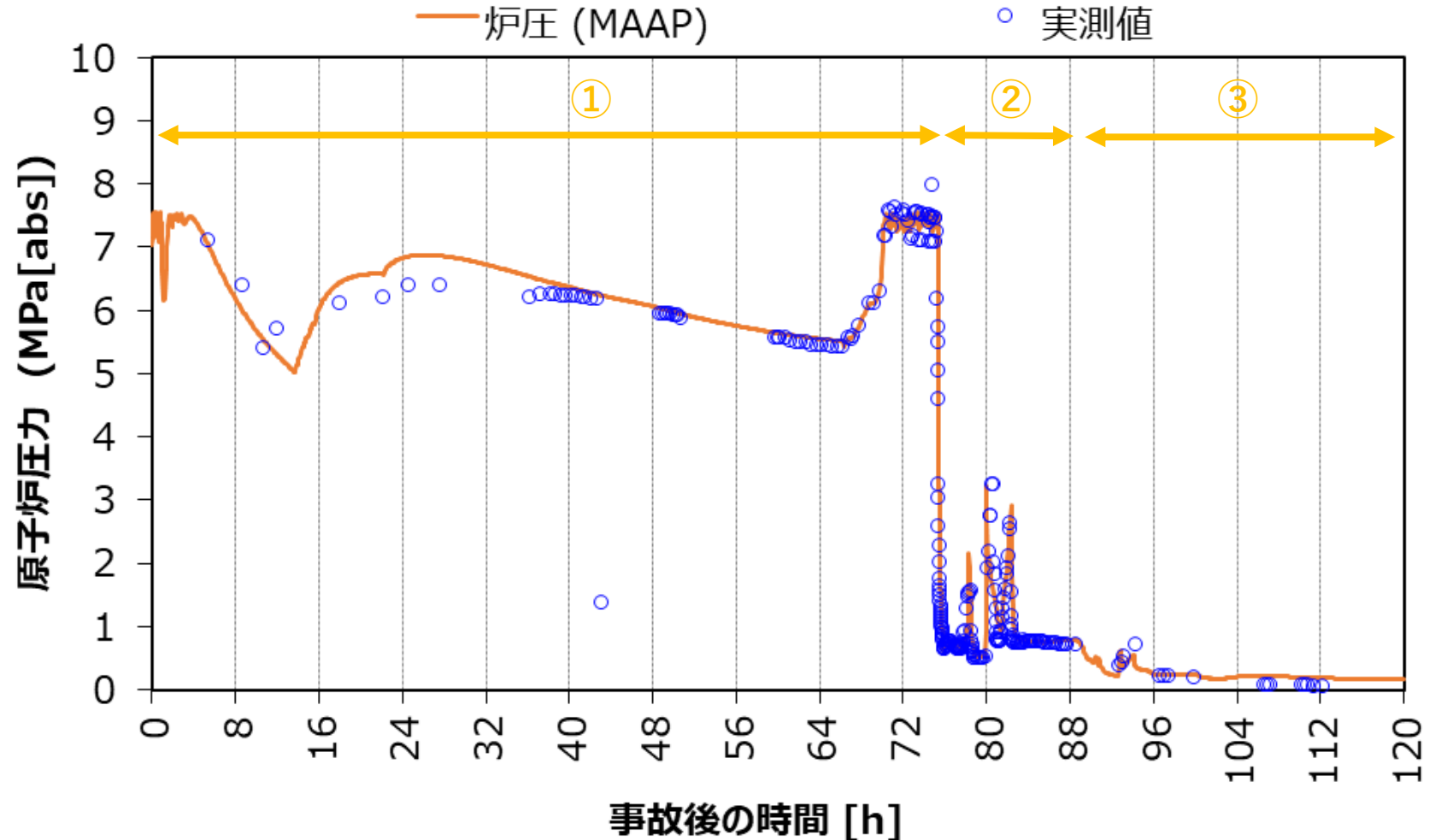
評価結果



03. 評価結果

2号機 原子炉圧力

- 事象初期 (0~76h : ①)
RCIC (二相流タービン駆動) の模擬により原子炉圧力が高圧帯に維持された後, SRV開操作による減圧
- 事象中期 (76h~88h : ②)
原子炉減圧後の炉心損傷進展に伴う原子炉圧力の3ピークを再現
- 事象後期 (88h~ : ③)
格納容器圧力と連動した挙動を示したのち, 一時的な圧力上昇を示し, 圧力容器破損の模擬により減圧



03. 評価結果

2号機 格納容器圧力

- 事象初期 (0~76h : ①)

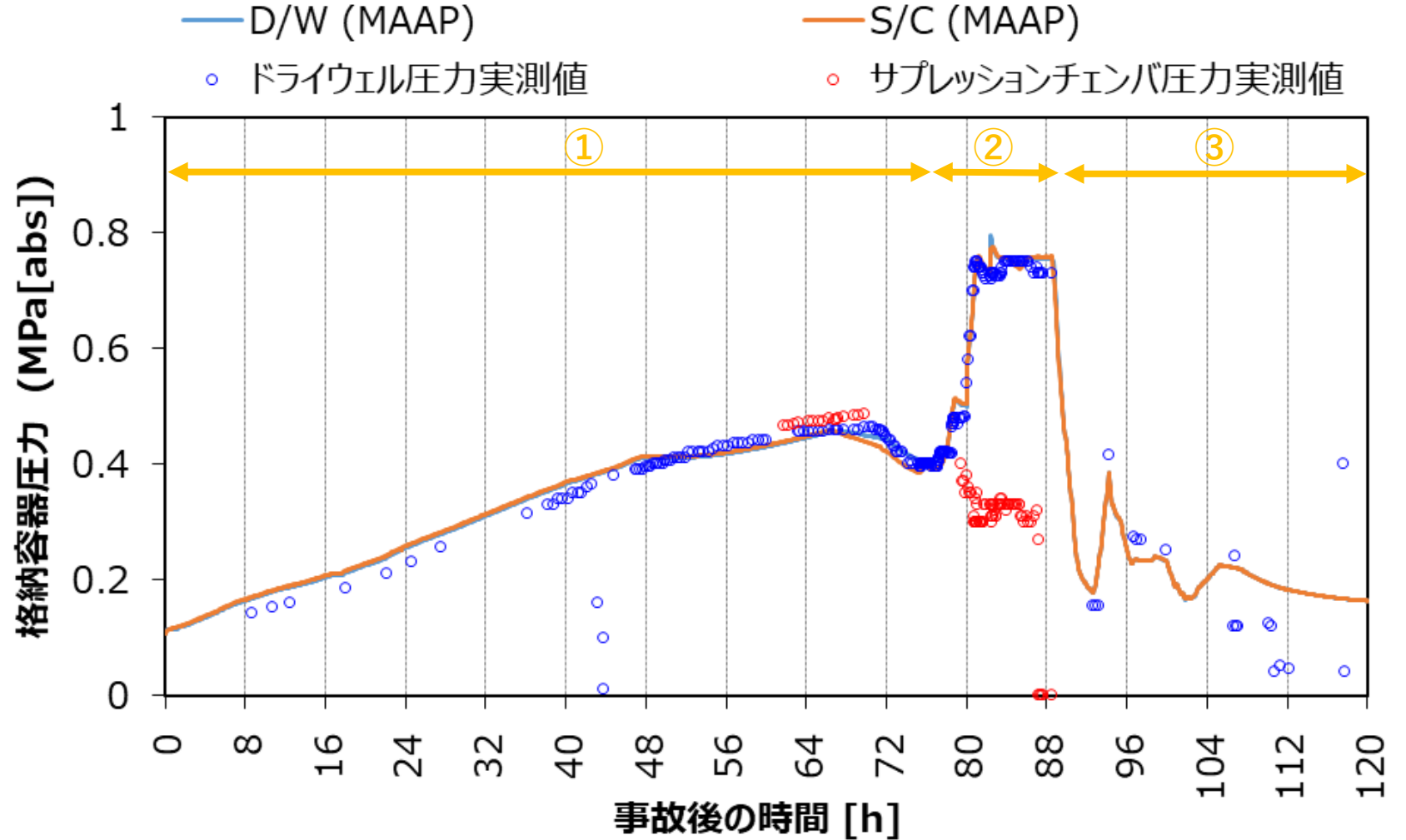
RCICから流入する蒸気が温度成層化状態を形成し格納容器圧力上昇 (津波の流入によるトーラス室冷却を考慮)

- 事象中期 (76h~88h : ②)

SRVから流入するガスにより, 格納容器は高圧維持

- 事象後期 (88h~ : ③)

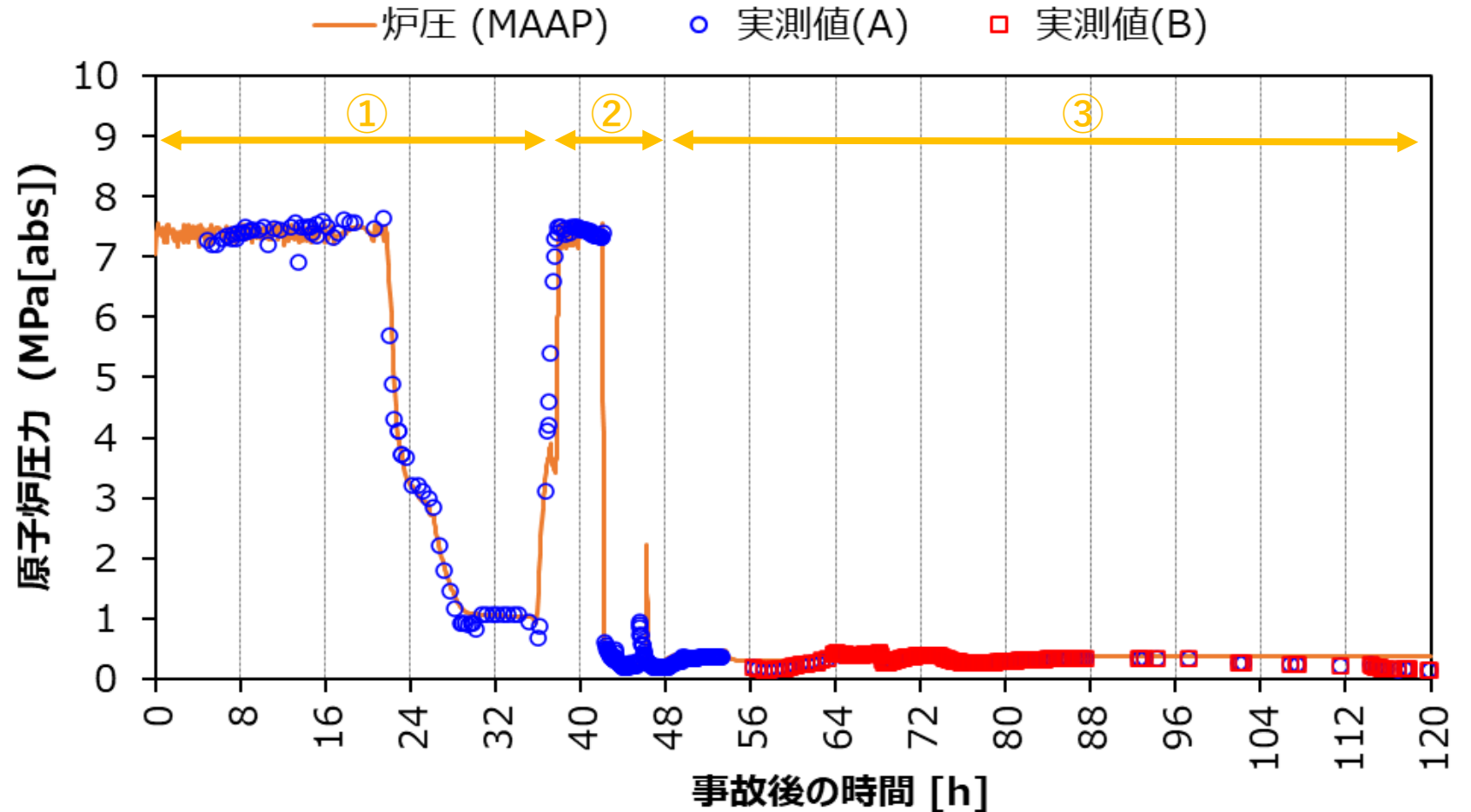
S/C底部に漏えい口を想定, トーラス室における水位形成とその解消を模擬し, 格納容器圧力の乱高下挙動を再現



03. 評価結果

3号機 原子炉圧力

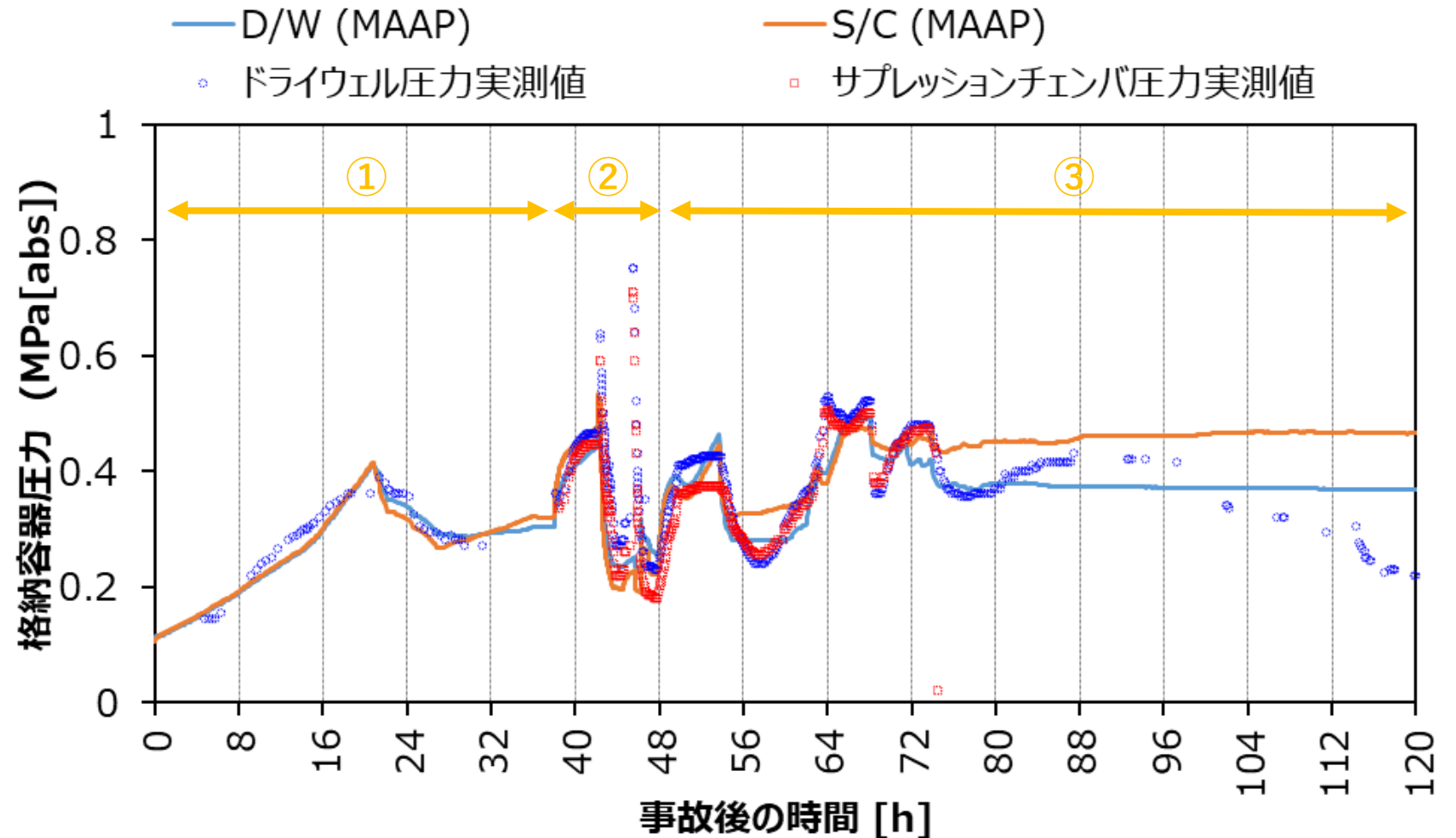
- 事象初期 (0~36h : ①)
SRV/RCICにより原子炉圧力を高圧帯に維持し、HPCIの起動によって減圧模擬
- 事象中期 (36h~48h : ②)
HPCIの停止後、原子炉圧力が上昇し、SRVの作動によって高圧帯を維持。のちにADS作動により減圧模擬
- 事象後期 (48h~ : ③)
炉心損傷が進展し、下部プレナムリロケーション発生後、原子炉圧力容器破損、MCCIの進展を評価



03. 評価結果

3号機 格納容器圧力

- 事象初期 (0~36h : ①)
SRV/RCICから流入する蒸気が温度成層化状態を形成し格納容器圧力を模擬, HPCIの排気による温度成層化状態の解消で圧力低下を模擬
- 事象中期 (36h~48h : ②)
2度のPCVベントにより格納容器圧力低下を模擬
- 事象後期 (48h~ : ③)
D/Wに漏えい口を模擬し, RPV破損に伴うMCCI起因のガス発生により, 格納容器圧力はバランス



●04

考察・検討

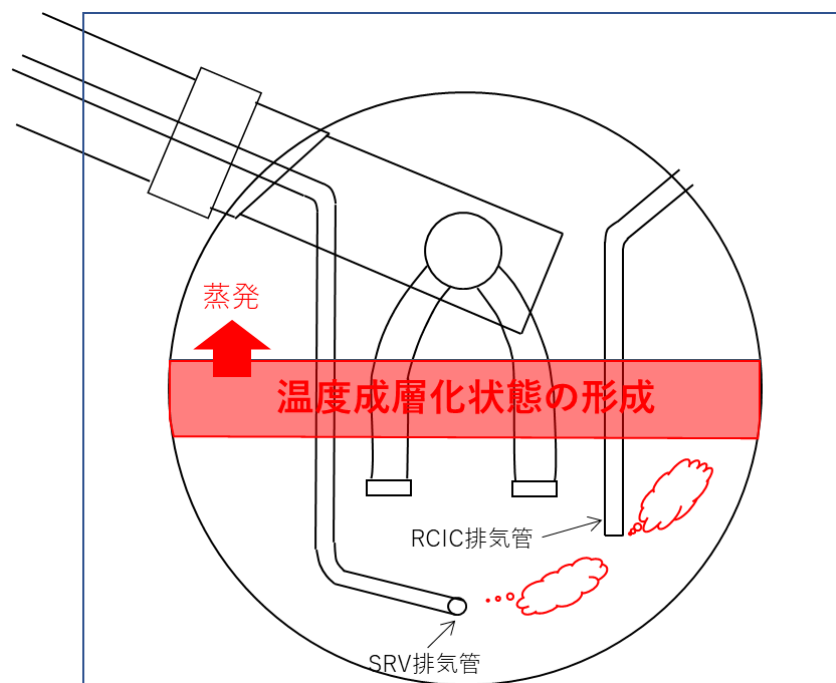


04. 考察・検討

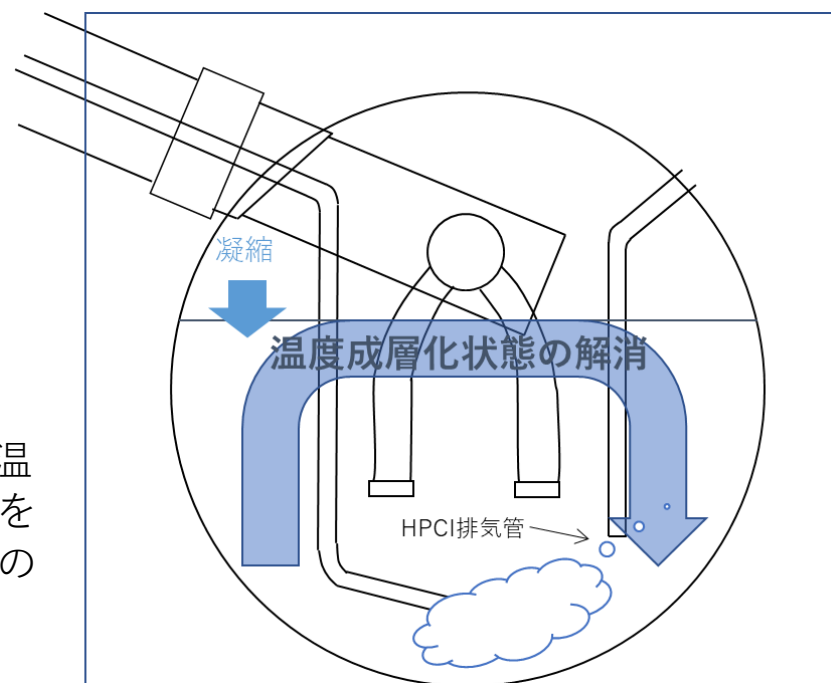
S/Cプール水の温度成層化の可能性 (2/3号機)

水面温度上昇→格納容器圧力上昇

プール水の攪拌混合→格納容器圧力低下



MAAPコードの温度成層化モデルを使用し、両状態の移行を模擬



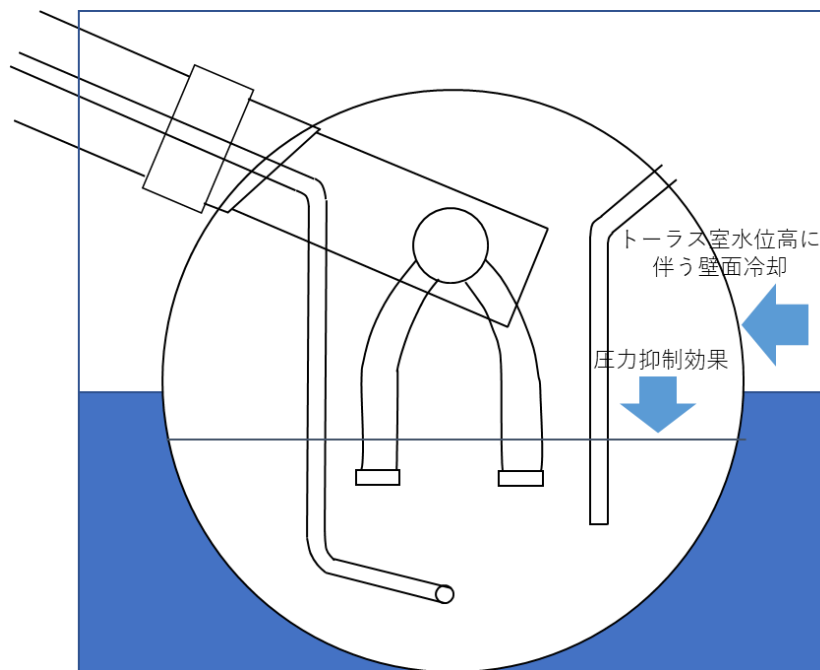
- 2号機 RCIC運転期間
- 3号機 RCIC/SRV運転期間

- 2号機 SRV開操作時
- 3号機 HPCI動作時

04. 考察・検討

津波浸水によるトーラス室からのS/C外壁面冷却（2号機）

トーラス室水位高→格納容器圧力低下

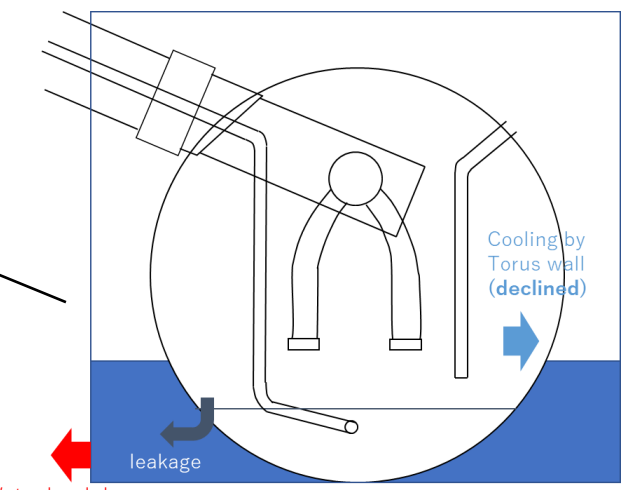
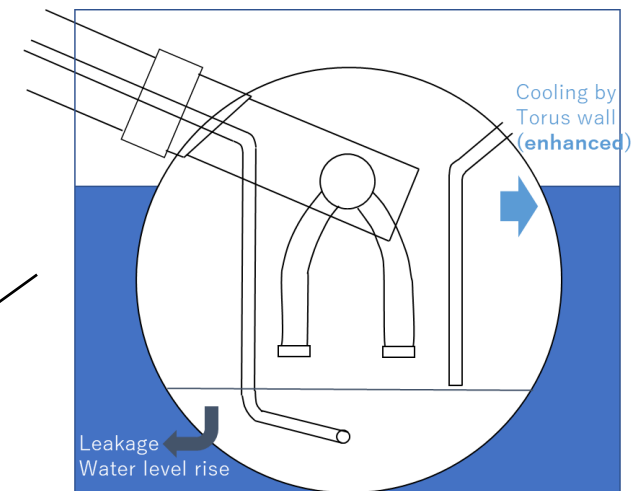
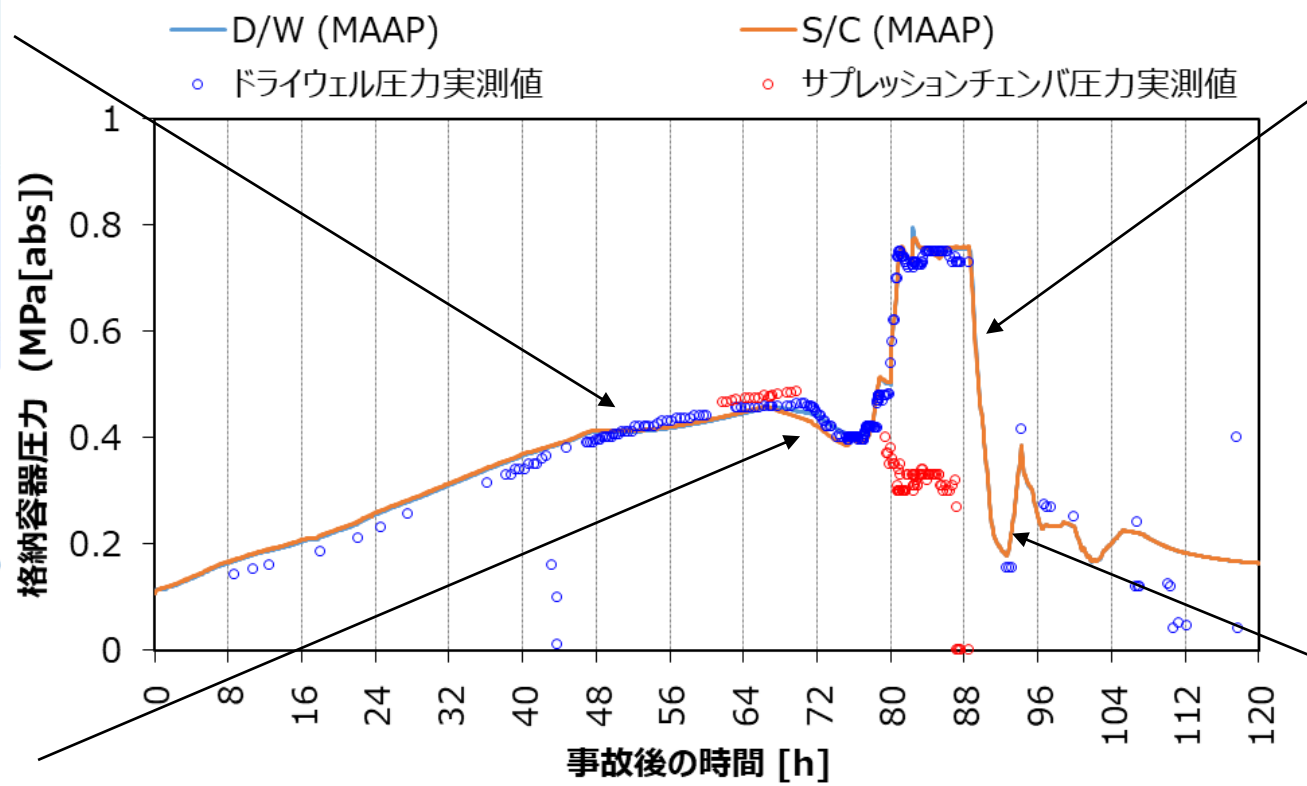
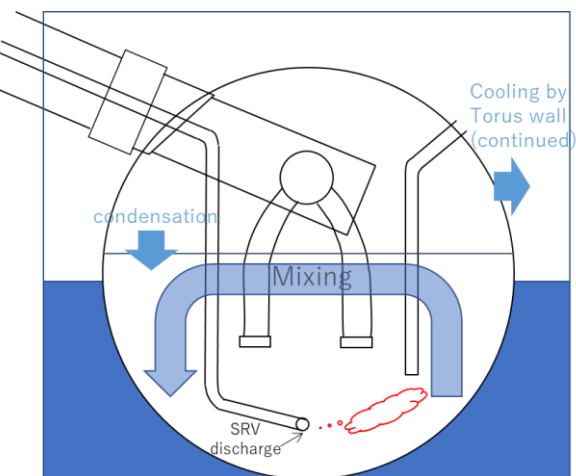
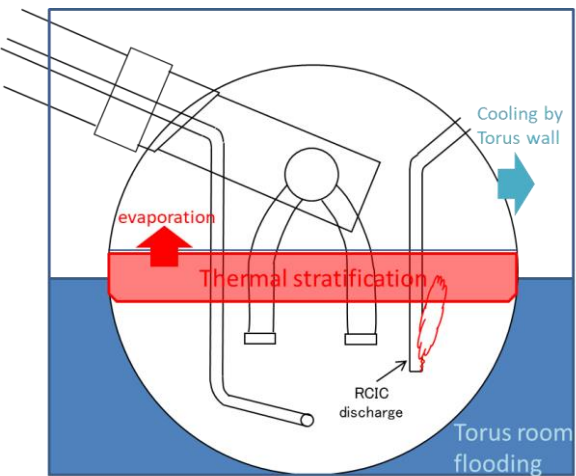


- 2号機 津波襲来後

- 津波の襲来によって形成されたトーラス室水位により，S/C外壁面を冷却した可能性
- 格納容器圧力の上昇を抑制する境界条件として事象初期からトーラス室水位を模擬し，格納容器圧力の再現性が向上することを確認
- 具体的なトーラス室水位高さなどは未解明であり，その程度については仮定を用いて設定

04. 考察・検討

2号機格納容器圧力挙動から事故シナリオの推定を実施



●05

結論

05. 結論

・福島第一原子力発電所事故2/3号機に対する過酷事故解析を実施

- ・シビアアクシデント解析コードMAAPの最新バージョンを使用して、福島第一原子力発電所事故2/3号機を対象とした過酷事故解析を実施した
- ・格納容器の温度成層化状態等の物理現象を解析コード上で模擬することで、既往評価の課題であった格納容器圧力の再現性を向上し、事故シナリオの推定を実施した
- ・デブリ取り出し作業への貢献を目的とし、解析によるアプローチを継続して実施する

※本研究は、経済産業省資源エネルギー庁 令和5年度開始「廃炉・汚染水・処理水対策事業費補助金（燃料デブリの性状把握のための分析・推定技術の開発）」の成果の一部である。