

安全研究成果報告（案）  
説明資料

重大事故の事故シーケンスグループ  
に係る事故進展解析  
事後評価 説明資料

令和2年4月

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ  
シビアアクシデント研究部門

## 目次

1. 研究概要
2. 研究期間を通じた主要成果
3. まとめ
4. 成果の活用について
5. 成果の公表等
6. 成果目標に対する達成状況

## 1. 研究概要(1/3)

確率論的リスク評価(PRA)によって抽出される事故シーケンスの事故進展解析は、使用する解析モデル及び解析コードに依存する。

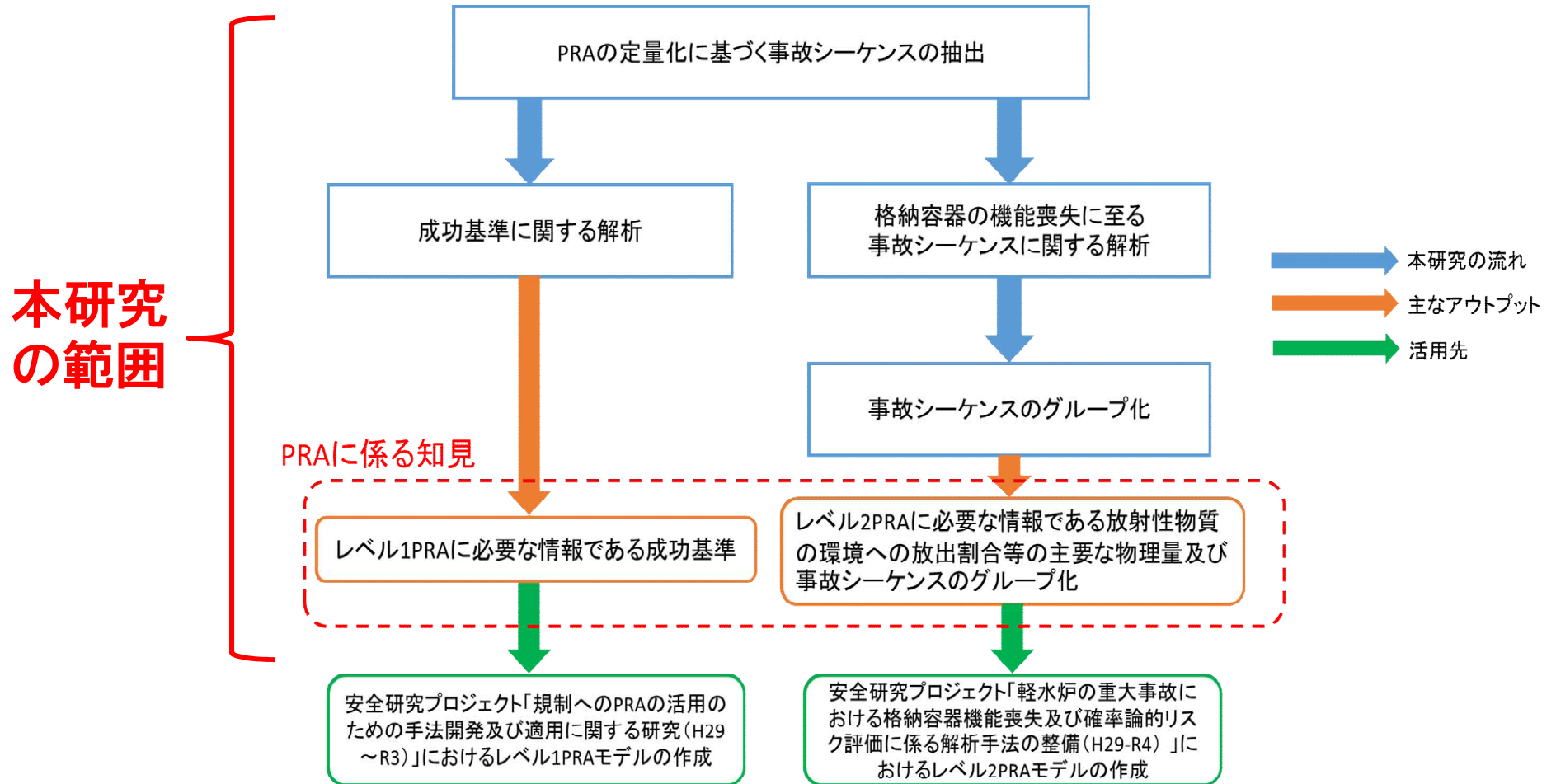
このため、最新の知見を含む解析モデル及び解析コードを用いて、新たに事故進展の解析を実施し、この解析結果に基づいてレベル1PRA及びレベル2PRAの技術的基盤になる事故シーケンスの特徴を整理することが重要である。

### レベル1及びレベル2PRAの技術基盤

- 重大事故等対処設備を組み込んだPRAの結果から得られる事故シーケンスの特徴に係る知見
- レベル1PRAに必要な情報である成功基準に係る知見
- レベル2PRAに必要な情報である放射性物質の環境への放出割合等の主要な物理量及び事故シーケンスのグループ化に係る知見

# 1. 研究概要(2/3)

## 研究の実施フロー



# 1. 研究概要 (3 / 3)

## 研究の実施行程

3ヶ年

実施項目	H29年度	H30年度	R1年度
PRAの定量化に基づく事故シーケンスの抽出	解析対象事故シーケンスの選定		
成功基準に関する解析		緩和設備の台数の条件等の知見	↓ PRAモデルへの反映
格納容器の機能喪失に至る事故シーケンスに関する解析	(炉心注水機能喪失)	(ECCS再循環失敗) (崩壊熱除去機能喪失)	(2次系除熱機能喪失) (高圧注水・減圧失敗)
		事故シーケンスの事象発生時期、水素、放射性物質等の結果を集約	
事故シーケンスのグループ化			事故シーケンスのグループ化及び事故シーケンスのグループ化に係る知見の整備 ↓ (事故シーケンスグループの結果の集約) ↓ 事故シーケンスグループの検討

## 2. 研究期間を通じた主要成果

本研究では、加圧水型原子炉施設(PWR)及び沸騰水型原子炉施設(BWR)の事故シーケンスについて、知見を整理した。

この資料では、成功基準に係る解析については、PWRプラントを例に説明する。また、格納容器の機能喪失に至る事故シーケンスに関する解析及び事故シーケンスのグループ化については、BWRプラントを例に説明する。

## 2.1 事故シーケンスの抽出

重大事故等対処設備を含む代表4ループPWRプラントのPRAモデルから、炉心損傷頻度、炉心損傷又は格納容器破損を防止するための重大事故等対処設備の作動・不作動、炉心損傷までの事象の発生時期、格納容器の破損までの事象の発生時期等を分析することで、事故進展が早い事故シーケンス等24個の事故シーケンスを抽出した。

重大事故等対処設備を含む代表BWR5プラントのPRAモデルから、炉心損傷頻度、炉心損傷又は格納容器破損を防止するための重大事故等対処設備の作動・不作動、炉心損傷までの事象の発生時期、格納容器の破損までの事象の発生時期等を分析することで、事故進展が早い事故シーケンス等14個の事故シーケンスを抽出した。



## 2.2 成功基準に関する解析

レベル1PRAに必要な以下の知見を得る。このときの解析は、プラントの状況を精度良く反映した最確推定が望ましい。

- ① 対処設備の作動・不作動の組合せ
- ② 対処設備の作動までの時間余裕

- 使用解析コード：Apros（フィンランドのVTTとFortum社が開発）

### 成功基準に関する解析の例

#### ● 主な解析条件

- 出力運転中、一次冷却系において4インチ相当の破断が発生。
- 主な設備の条件は、右表参照。
- 3ケースを実施。

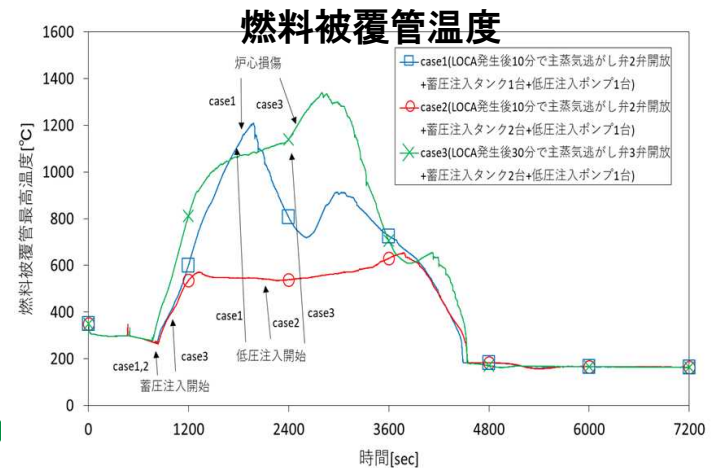
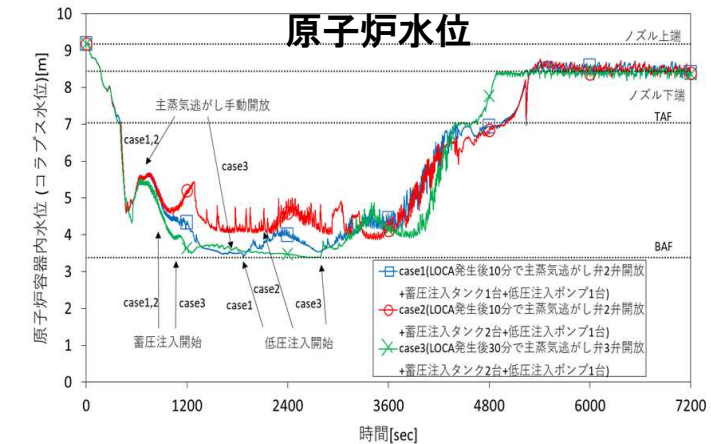
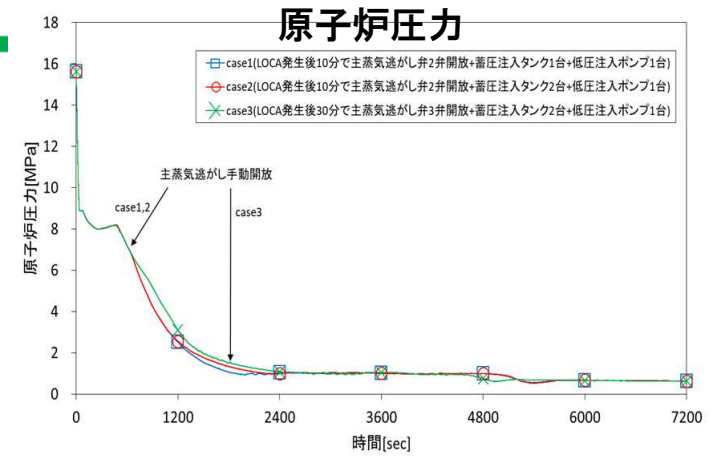
緩和設備等	case1	case2	case3
電動補助給水ポンプ	2台中1台使用可能 健全 2/3 ループの蒸気発生器へ注水成功		
タービン動補助給水ポンプ	機能喪失		
主蒸気逃がし弁	事象発生後 10 分に 2 弁手動開放	事象発生後 30 分に 3 弁手動開放	
蓄圧注入タンク	健全 1/3 ループへ注 水成功	健全 2/3 ループへ注水成功	
低圧注入ポンプ	2台中1台使用可能 健全 2/3 ループから 1 次系へ注水成功		
高圧注入ポンプ	機能喪失		

## 成功基準に関する解析の例(続き)

Case1及びCase3については、燃料被覆管温度が顕著に上昇したのに対して、Case2については600°Cくらいに上昇するものの、低圧注入ポンプによる冷却材の注水によって燃料被覆管温度は下がる。



破断の発生後10分くらいで主蒸気逃がし弁2弁を開放し、蓄圧器2個及び低圧注入ポンプ1台で冷却材の注水ができれば、炉心損傷を回避できることが分かった。



## 2.3 格納容器の機能喪失に至る事故シーケンスに関する解析

レベル2PRAに必要な以下の知見を得る。

### ① 放射性物質の環境への放出割合

使用解析コード： MELCOR（米国サンディア国立研究所が開発）  
（バージョンは2.2を使用）

### 格納容器の機能喪失に至る事故シーケンスに関する解析の例

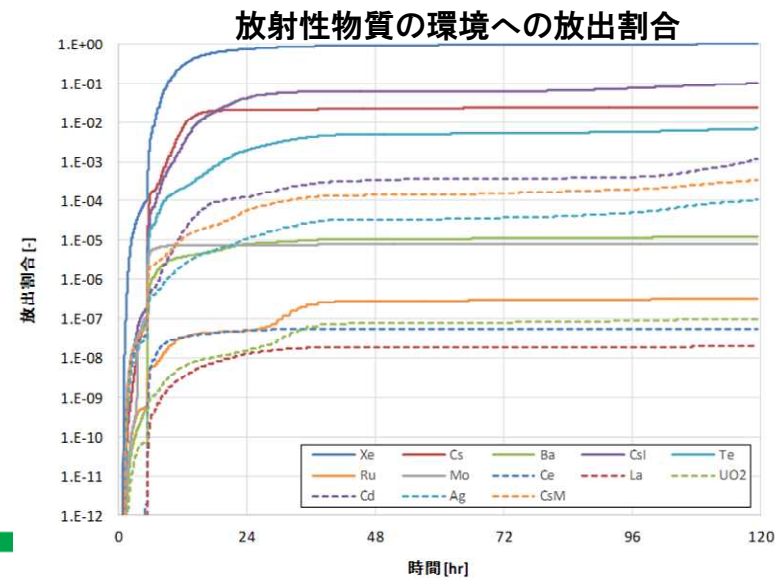
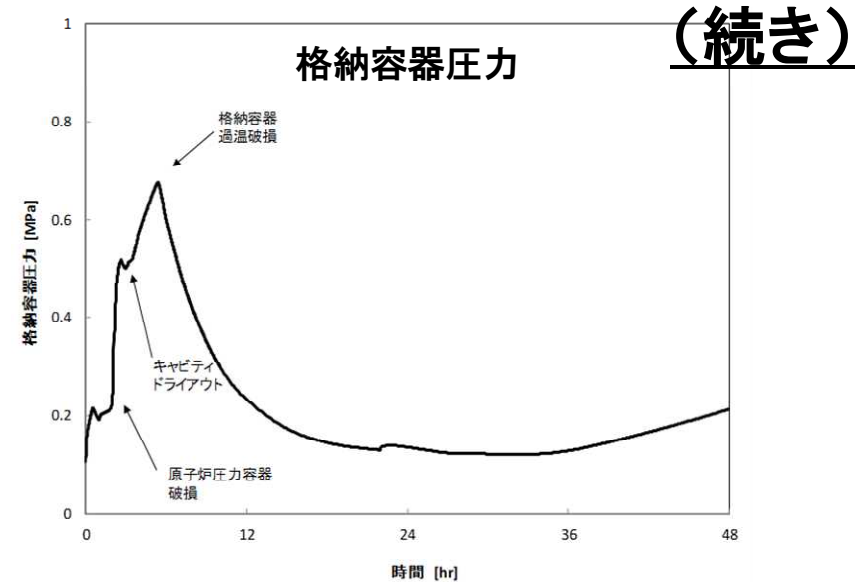
#### ● 主な解析条件

- プラントの出力運転中、再循環配管において小破断  
LOCAが発生。
- 全ての非常用炉心冷却系の起動が失敗する。

## 格納容器の機能喪失に至る事故シーケンスに関する解析の例

破断の発生後、非常用冷却設備(ECCS)の機能喪失により約0.7時間で炉心が損傷し、約5.4時間で格納容器過温破損に至る。

本ケースでは、格納容器スプレイが失敗するため、コア・コンクリート反応(MCCI)によって生成する非凝縮性ガス等によって格納容器圧力が再度上昇し、約120時間でさらに過圧破損が生じて放射性物質の放出量が増加する。



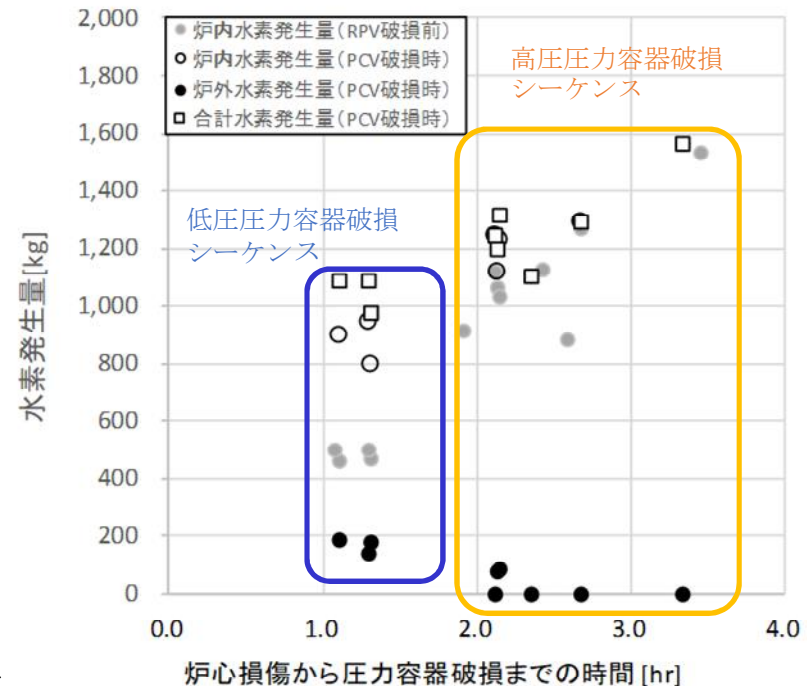
## 2.4 事故シーケンスのグループ化

格納容器の機能喪失に至る事故シーケンスに関する解析の結果を用いて、①炉心損傷、原子炉容器破損及び格納容器破損、②水素発生量及び③放射性物質の環境への放出割合について、グループ化を検討した。

### 水素発生量の例

#### ● 主な特徴

LOCA、減圧操作等によって低圧で圧力容器が損傷するTQUV, S2QUV及びAEでは原子炉圧力容器内の蒸気が格納容器に放出されるのに対して、高圧で圧力容器が損傷するTBU, TQUX, TB8, TB24, S2B8及びS2B24のシーケンスでは炉心損傷後の燃料が高温状態の時刻で圧力容器内の蒸気量が多く、結果としてZrの酸化による炉内で発生する水素の発生量が大きくなった



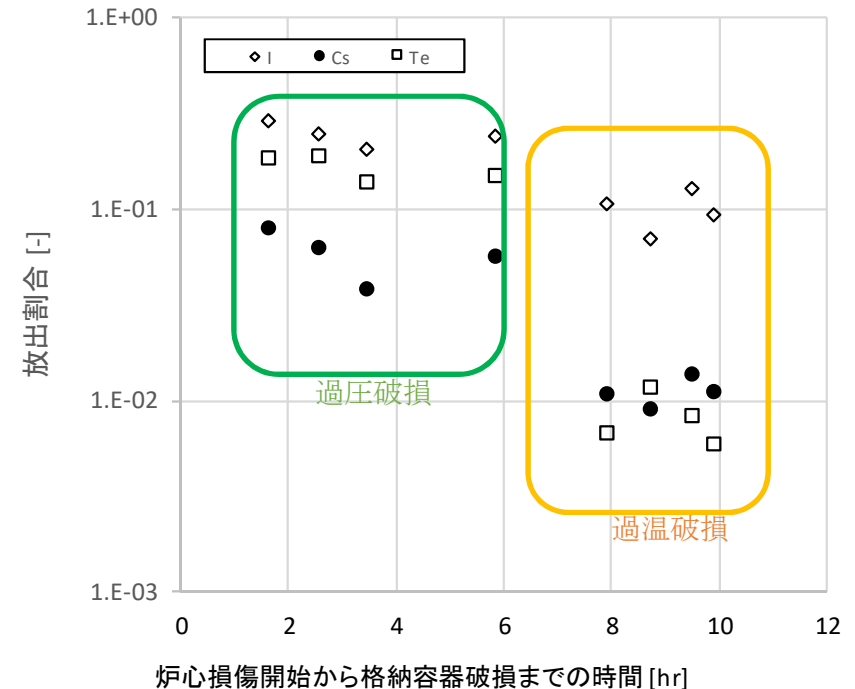
炉心損傷から原子炉圧力容器破損までの時間と水素発生量の関係

## 2.4 事故シーケンスのグループ化（続き）

### 放射性物質の環境への放出割合の例

#### ● 主な特徴

- 炉心損傷から格納容器破損までの時間が長ければ、環境放出割合が減少する傾向が得られた。これは損傷炉心から放出された放射性物質が格納容器内において、重力沈降、構造物への壁面沈着等のメカニズムによって除去されるためである。
- 中揮発性核種であるテルルは、過圧破損の破損モードにおいて放出量が顕著に多くなった。これは過圧破損の破損口径が大きいためであり、過温破損においては破損口径が小さくかつDFを考慮しているためである。



炉心損傷から格納容器破損までの時間と放射性物質の環境への放出割合の関係

### 3. まとめ

#### (1) 事故シーケンスの抽出

重大事故等対処設備を組み込んだPRAから、特に事故進展の早い事故シーケンス等を抽出した。

#### (2) 成功基準に関する解析

最新の設計値等を用いて解析モデルを作成し、炉心損傷を回避できる緩和設備の作動・不作動の組合せ及び作動開始時間を整理した。

#### (3) 格納容器の機能喪失に至る事故シーケンスに係る解析及び事故シーケンスのグループ化

事象進展のタイミング(炉心損傷、原子炉(圧力)容器破損、格納容器破損)、水素発生量、放射性物質の環境への放出割合を整理した。また、事故シーケンスのグループ化を検討した。



## 4. 成果の活用について

### 今後の活用

- 「**「実用発電用原子炉の安全性向上評価等のガイドに関する運用ガイド」**の改訂等の要否を含めた検討に活用する。
- **安全研究プロジェクトで開発を進めている確率論的リスク評価(PRA)の解析モデルの改良に活用する。**
  - **レベル1PRAモデルの改良**  
「**規制へのPRAの活用のための手法開発及び適用に関する研究(H29年度～R3年度)**」
  - **レベル2PRAモデルの改良**  
「**軽水炉の重大事故における格納容器機能喪失及び確率論的リスク評価に係る解析手法の整備(H29年度～R4年度)**」



## 5. 成果の公表等

### 5.1 NRA技術報告

なし

### 5.2 論文投稿(現時点での状況)

- a) 城島洋紀、濱口義兼、「レベル1PRAのための成功基準及び余裕時間、並びにそれらのPRAモデルへの組み込み(仮題)」(作成中)

### 5.3 国際会議プロシーディングス

なし

### 5.4 学会発表

- a) HAMAGUCHI Yoshikane, “Use and development of level 1 PRA, S/NRA/R, Japan,” OECD/NEA CSNI WGRISK 20<sup>th</sup> Annual meeting, 2019.
- b) HAMAGUCHI Yoshikane, JOJIMA Hiroki, “Use and development of level 1 PRA, S/NRA/R, Japan,” OECD/NEA CSNI WGRISK 21<sup>st</sup> Annual meeting, 2020.
- c) HAMAGUCHI Yoshikane, JOJIMA Hiroki, “Challenges of portable equipment modeling in PRA,” OECD/NEA CSNI WGRISK 21<sup>st</sup> Annual meeting, 2020.

### 5.5 その他

なし

## 6. 成果目標に対する達成状況

### (1) 事故シーケンスの抽出

重大事故等対処設備を組み込んだPRAから、事故シーケンスを抽出することができ、目的を達成した。

### (2) 成功基準に関する解析

炉心損傷を防止するための対策について情報を整理することで、レベル1PRAにおける成功基準に係る知見を整理でき、目的を達成した。

### (3) 格納容器の機能喪失に至る事故シーケンスに係る解析及び事故シーケンスのグループ化

格納容器機能喪失に至る事故シーケンスの特徴を明らかにすることで、環境への放射性物質の放出に至る事故シーケンスの発生頻度とソースタームを評価するレベル2PRAに係る知見を整理でき、目的を達成した。

# 軽水炉の重大事故の重要物理化学現象に係る実験 事後評価 説明資料

令和2年4月

原子力規制庁長官官房技術基盤グループ  
シビアアクシデント研究部門

## 目次

1. 研究概要
2. 研究期間を通じた主要成果
  - 2.1 プールスクラビング
  - 2.2 非凝縮性ガスの格納容器外面冷却等への影響
  - 2.3 ホウ素による放射性物質の移行挙動への影響
  - 2.4 デブリの冷却性に関する挙動
  - 2.5 海水注入が炉心冷却性に及ぼす影響
3. まとめ
4. 成果の活用について
5. 成果の公表等
6. 成果目標に対する達成状況
7. 今後の展開

## 1. 研究概要(1/2)

重大事故時の格納容器機能維持に係る重要な物理化学現象についての理解を深めるとともに、解析コードの整備に必要な知見を得る必要があるものとして、以下5項目が挙げられる。

- (1) プールスクラビング
- (2) 非凝縮性ガスの格納容器外面冷却等への影響
- (3) ホウ素による放射性物質の再移行挙動への影響
- (4) デブリの冷却性に関する挙動
- (5) 海水注入が炉心冷却性に及ぼす影響

これらは東京電力福島第一原子力発電所事故の分析で挙げられた解明すべき課題、あるいは格納容器機能維持への影響の大きさの観点から選定した。これら現象について、局所・非平衡性の考慮等に関する解析モデルの高度化を行い、解析コードの不確実さ低減に必要な実験データを取得する。

# 1. 研究概要(2/2)

	H27年度	H28年度	H29年度	H30年度	R1年度
プールのスクラビング	大規模実験				論文公開 ▼
	小規模実験				
				中規模実験	
非凝縮性ガスの格納容器外面冷却等への影	装置検証	予備実験	実験実施		
ホウ素による放射性物質の移行挙動への影響	気相化学反応実験			再移行実験(固気化学反応)	
デブリの冷却性に関する挙動	粒子集積、床面拡がり、デブリ-溶融物相互作用実験				論文公開 ▼
					粒子状デブリ実験装置検討
海水注入が炉心冷却性に及ぼす影響	燃料・デブリベッド実験				論文公開 ▼
	析出挙動解析手法構築				

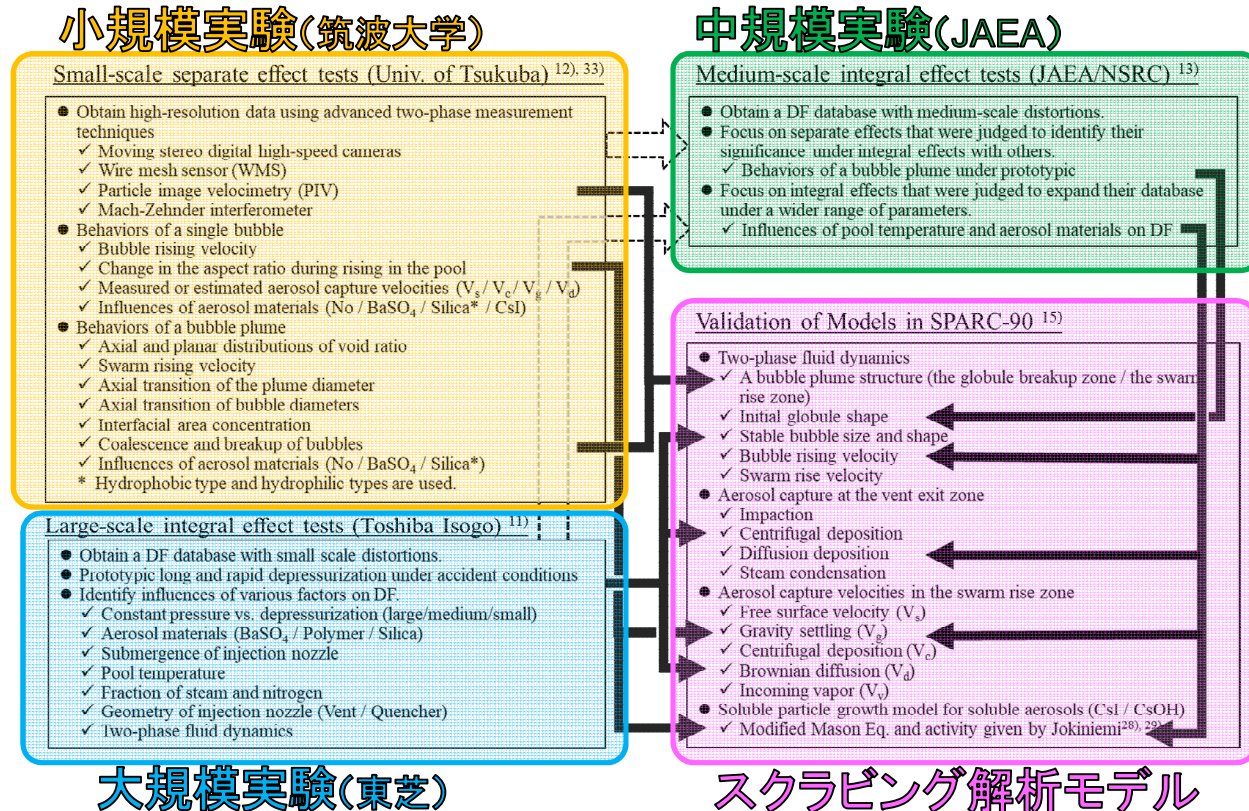
## 2. 研究期間を通じた主要成果(1/15)

### 2.1 プールスクラビング

目的:

- 福島事故で課題となった圧力抑制室減圧のプールスクラビング効果への影響評価
- 従来研究で明らかになっていない気泡内エアロゾル状放射性粒子挙動の明確化によるスクラビング解析モデル改良に向けた実験データベースの拡充

＜実施体制＞



## 2. 研究期間を通じた主要成果(2/15)

### 2.1 プールスクラビング

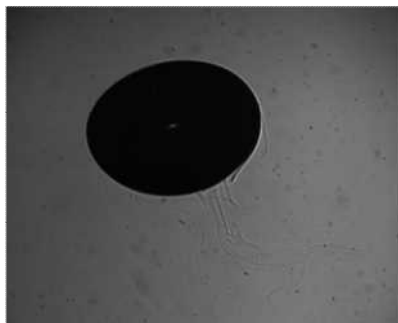
#### (1) 小規模実験(筑波大学委託)

➤ 気泡内エアロゾル状放射性粒子挙動の明確化

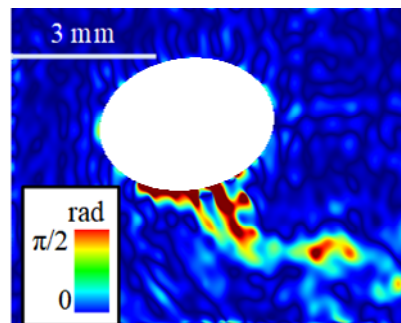
- ① 気泡は水との屈折率の違いにより気泡界面近傍が計測不可能なため、屈折率が同等な油で気泡を模擬し、油滴内粒子挙動を計測。油滴上部に従来モデルと同様なトロイダル渦を観測。ただし、油滴下部にも流動の過渡的变化が見られた。
- ② 気泡界面外側のエアロゾル濃度分布の干渉計による計測手法を開発。気泡下面で特に高い濃度が計測された。

#### ② 気泡界面近傍エアロゾル濃度

高速度カメラ画像

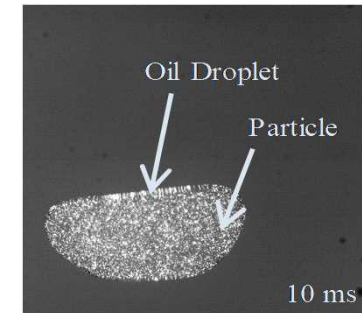


干渉計による濃度計測結果

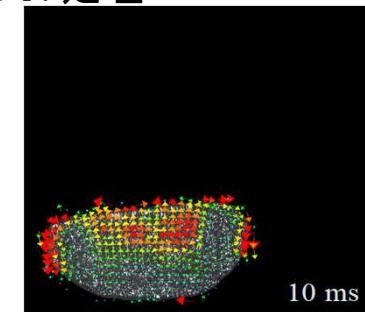


#### ① 油滴内粒子挙動

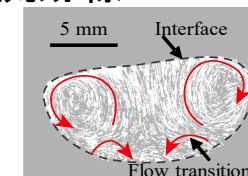
高速度カメラ画像



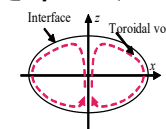
PIV処理



流跡線



従来モデル





## 2. 研究期間を通じた主要成果(3/15)

### 2.1 プールスクラビング

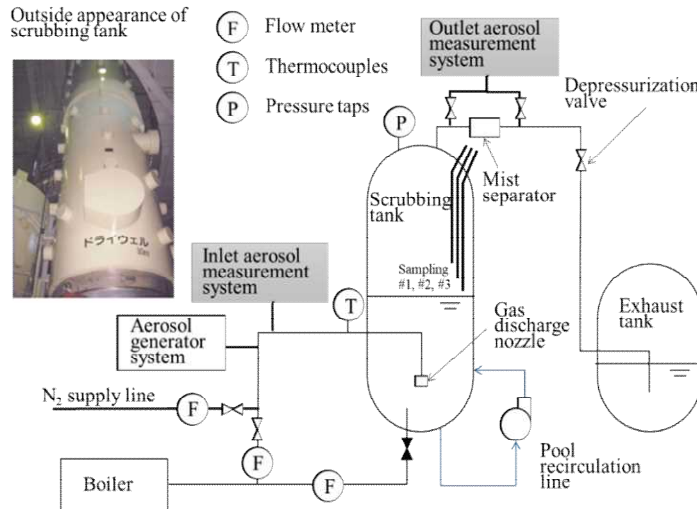
#### (2) 大規模積分実験

- 減圧がスクラビング効果(DF)へ及ぼす影響  
実機相当の大規模装置を用い、各種事故シナリオの条件範囲内における減圧がスクラビング効果へ及ぼす影響に関する実験データを取得。親水性等の異なる硫酸バリウム粒子とテクポリマー粒子ともにDFへ減圧が有意な影響を及ぼさない結果が得られた。

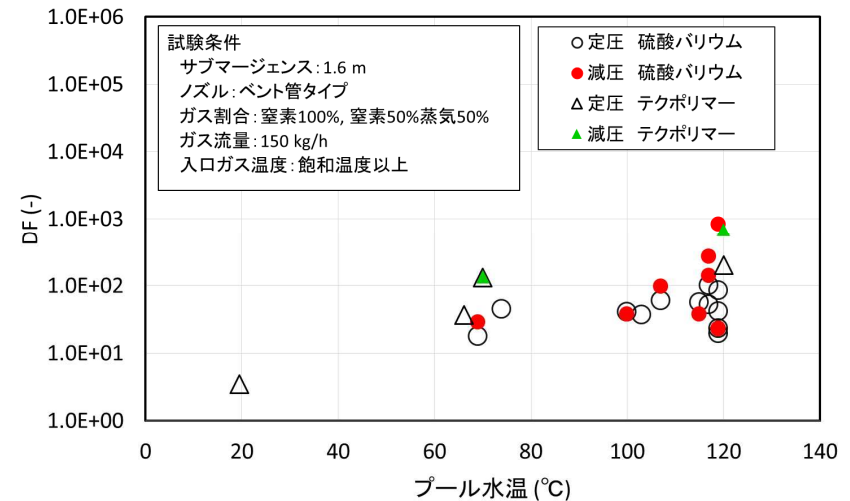
#### 実験条件と実機条件

Parameter	Unit	Large scale test facility	Typical BWR conditions
Maximum pressure	MPa	0.33	<0.6
Maximum injection gas temperature	°C	157	~150
Pool depth	m	0 - 3.8	1 - 3
Steam fraction	%	0 - 50	0 - 100
Gas flow rate	m/s	1 - 40	0.05 - 270
Maximum Depressurization rate	kPa/h	~2000	~2500

#### 実験装置



#### 代表的な実験結果



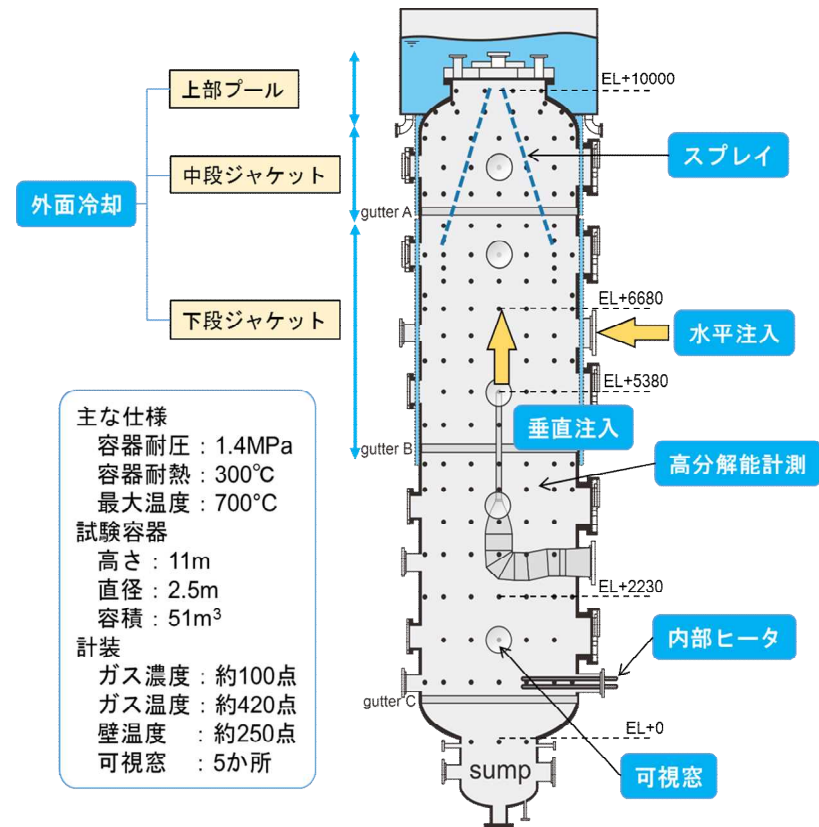
## 2. 研究期間を通じた主要成果(4/15)

### 2.2 非凝縮性ガスの格納容器外面冷却等への影響(JAEA委託)

目的:

- a) 格納容器上部フランジの機能維持を目的としてウェル注水(外面冷却)を実施する場合の冷却挙動、及びウェル注水が格納容器内混合気の詳細な流動状況に及ぼす影響を明らかにする。
- b) 格納容器ベントにおける、非凝縮性ガスを含んだ内部ガス挙動を明らかにする。

大型格納容器実験装置(CIGMA)試験部



## 2. 研究期間を通じた主要成果(5/15)

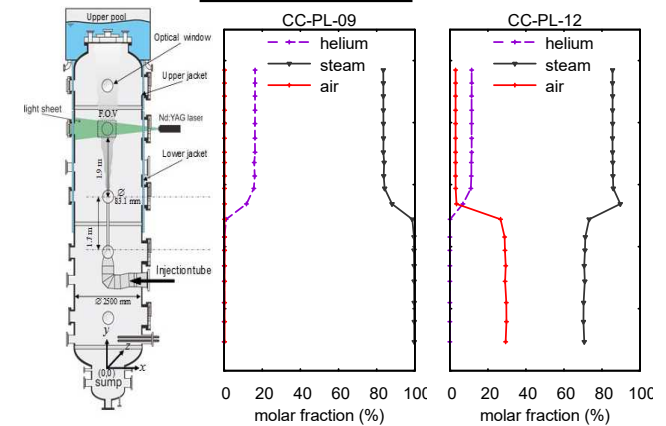
### 2.2 非凝縮性ガスの格納容器外面冷却等への影響

#### a) 非凝縮性ガスの外面冷却への影響

初期分布によっては、冷却開始直後にヘリウム層が容器頂部に形成されて長時間保持される現象(CC-PL-09)、一定時間ヘリウムと空気の層が容器上部に形成され、その後蒸気凝縮によって上昇流が発生して冷却が進む現象(CC-PL-12)等が観察された。

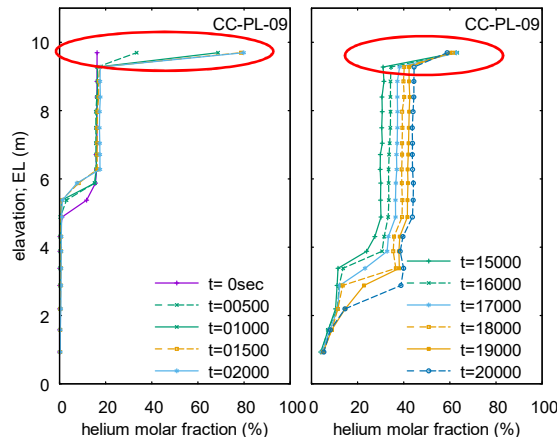
#### 初期ガス分布

#### CC-PL-09 CC-PL-12



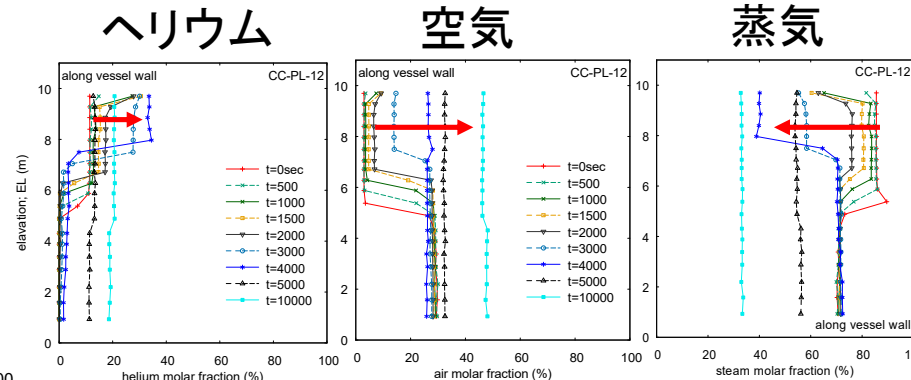
#### CC-PL-09

#### ヘリウム分布の時間変化

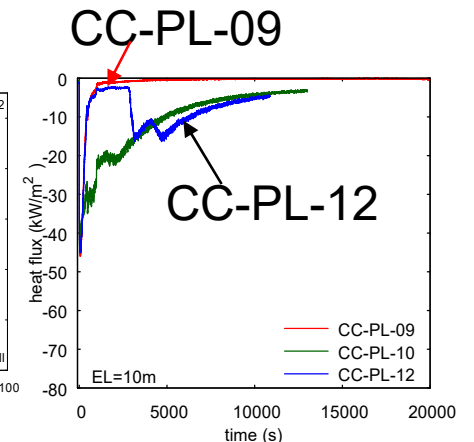


#### CC-PL-12

#### 各ガス分布の時間変化



#### 熱流束の時間変化



## 2. 研究期間を通じた主要成果(6/15)

### 2.2 非凝縮性ガスの格納容器外面冷却等への影響

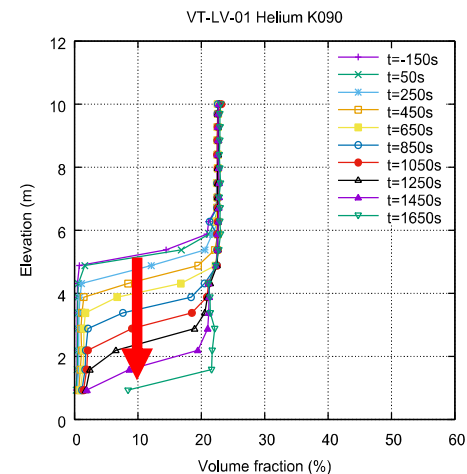
#### b) 格納容器ベントの非凝縮性ガス成層への影響

装置と実機の容器体積とベント流量の比を合わせて実験し、非凝縮性ガス(ヘリウム)の成層はほぼ保たれたままベントされる結果が得られた。

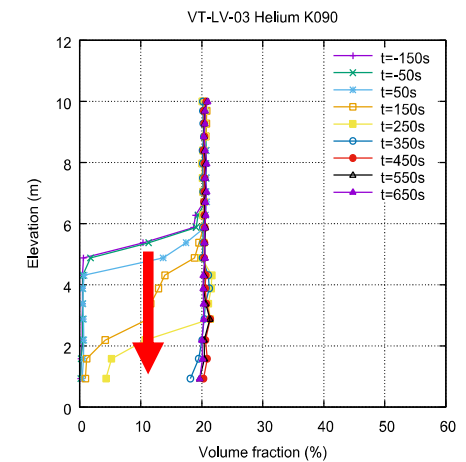
#### 実験条件

RunID	VT-LV-01	VT-LV-03
初期条件		
圧力(kPa)	400	400
温度(°C)	~140	~140
ヘリウム分圧(kPa)	34	34
空気分圧(kPa)	100	100
蒸気分圧(kPa)	266	266
初期混合	蒸気・空気予混合	蒸気・空気予混合
ベント条件		
ベント位置	下部(EL0.93 m)	下部(EL0.93 m)
流量(m <sup>3</sup> /h)	80	500
使用流量計	FE-033	FE-037

VT-LV-01



VT-LV-03

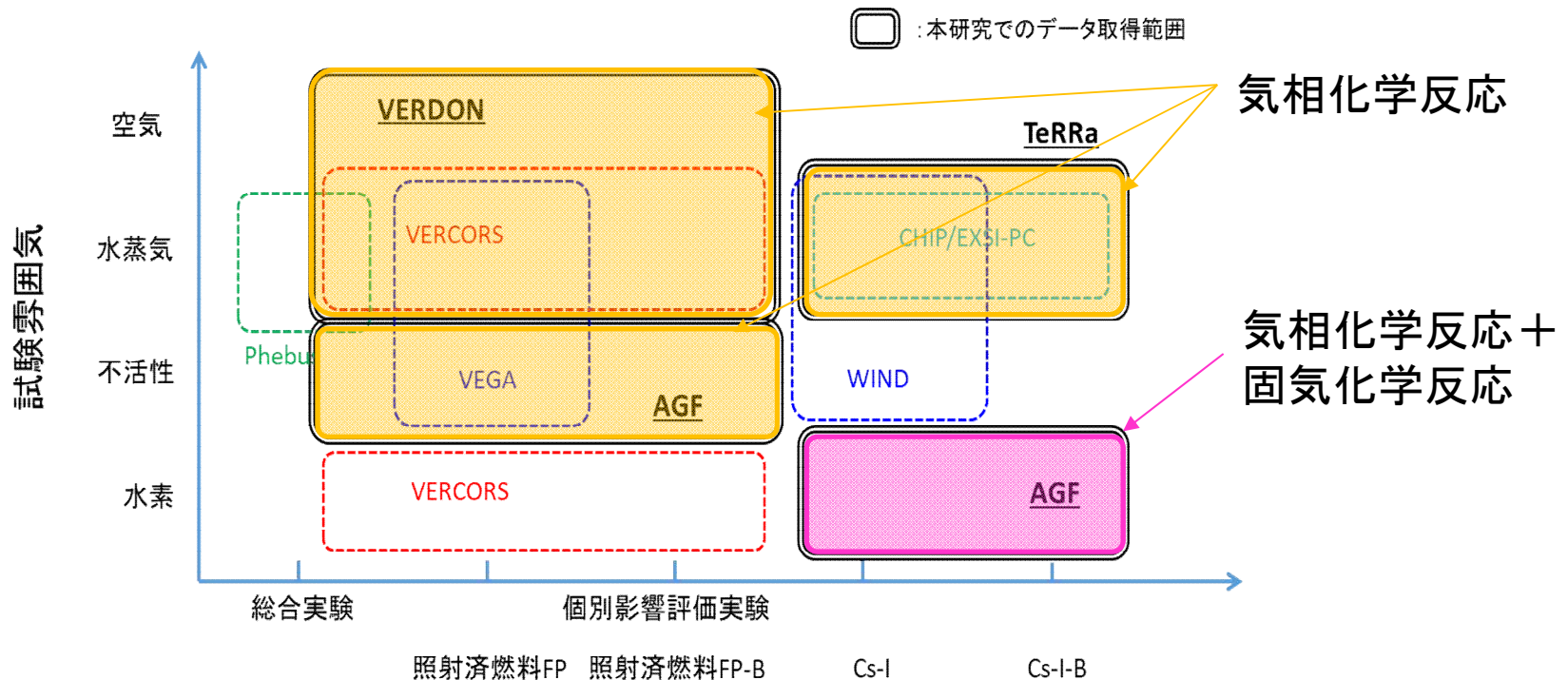


## 2. 研究期間を通じた主要成果(7/15)

### 2.3 ホウ素による放射性物質の移行挙動への影響(JAEA委託)

目的:

制御材であるホウ素(B)の放射性物質への影響を評価する。ヨウ化セシウム(CsI)試料あるいは照射済み燃料とBを同時に加熱蒸発させて双方の気相化学反応を評価する実験と、CsIを蒸発させて装置内各所に沈着させ、その後Bを蒸発させて沈着物との作用(固気化学反応)を評価する再移行に関する実験を実施



## 2. 研究期間を通じた主要成果(8/15)

### 2.3 ホウ素による放射性物質の移行挙動への影響

#### (1) 気相化学反応

ヨウ化セシウムへの制御材であるホウ素の影響(気相化学反応)を調査し、水素、水蒸気または不活性雰囲気とともに影響があることを実験で確認。

◎水蒸気雰囲気 以下のような反応の発生が候補として推定される。

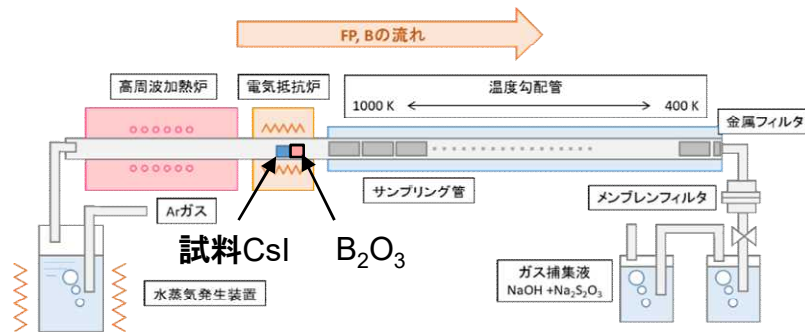


飽和温度が比較的低い

揮発性HIが金属フィルタ以降まで到達

凝縮性の高いCsBO<sub>2</sub>が沈着

#### 実験装置(TeRRa)



#### 実験結果

捕集箇所		蒸気流量		
		2 L/min	1 L/min	0.5 L/min
Cs	ホウ素るつぼ	0.20	0.48	0.29
	サンプリング管	0.27	0.23	0.35
	焼結金属フィルタ	0.31	0.00	0.01
	配管内	0.05	0.00	0.05
	ガス捕集瓶	0.00	0.00	0.00
I	ホウ素るつぼ	0.00	0.00	0.00
	サンプリング管	0.29	0.34	0.38
	焼結金属フィルタ	0.31	0.02	0.03
	配管内	0.20	0.16	0.21
	ガス捕集瓶	0.00	0.00	0.00



## 2. 研究期間を通じた主要成果(9/15)

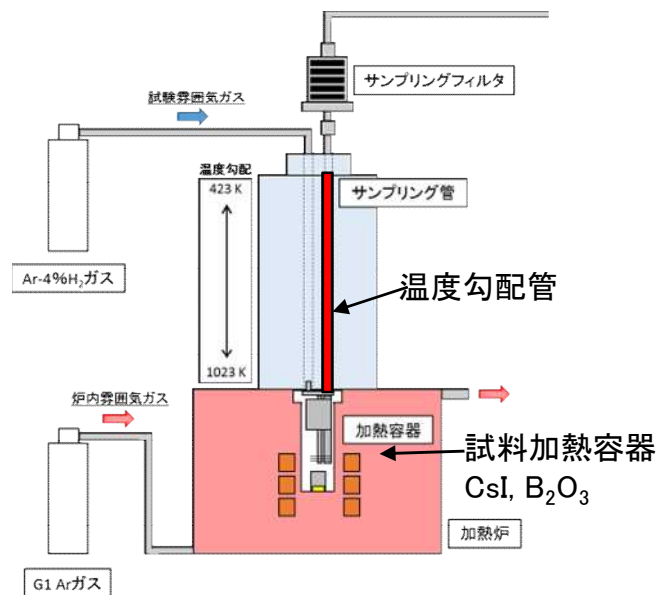
### 2.3 ホウ素による放射性物質の再移行挙動への影響

#### (2) 固気化学反応

炉心でのFPとホウ素の放出速度の違いにより発生し得る、セシウムやヨウ素の壁面沈着物がホウ素によって再移行する影響を検討。

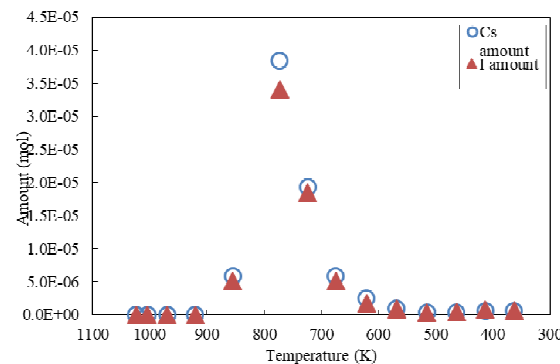
→ CsIのみ流入ではCsとIがほぼ同量沈着。CsIの後 $B_2O_3$ 流入させた場合、Iが減少。従って、CsI沈着物と $B_2O_3$ 蒸気種が反応しヨウ素が再蒸発(再移行)したと考えられる。

#### 実験装置(AGF)

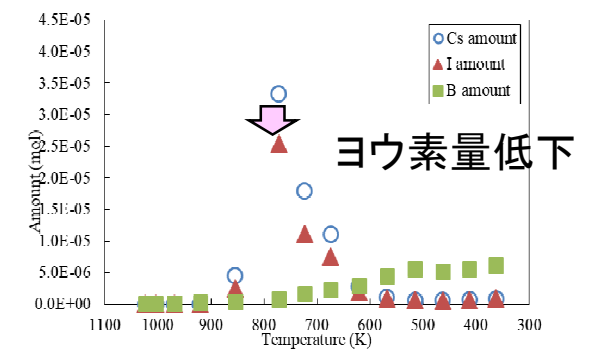


#### 温度勾配管内沈着量分布

##### ① CsIのみ流入



##### ② CsI流入後 $B_2O_3$ 流入



## 2. 研究期間を通じた主要成果(10/15)

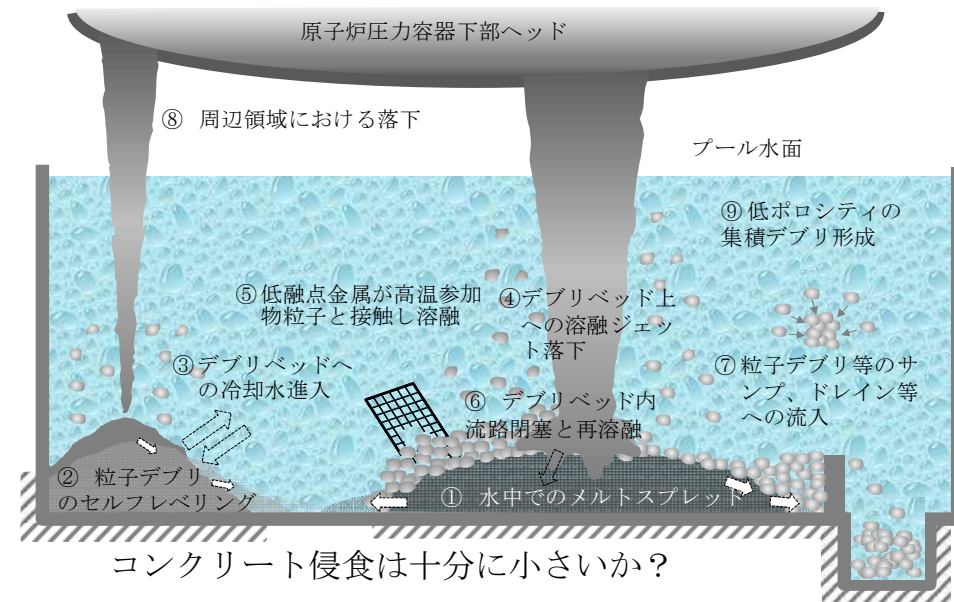
### 2.4 デブリの冷却性に関する挙動

目的:

溶融炉心-コンクリート相互作用の詳細評価に向け、溶融デブリに関し、原子炉圧力容器からの放出から事前注水されたプール水中での詳細挙動までを評価するための解析コード開発を別プロジェクト\*で実施している。この解析コードのモデル開発に必要なデータを取得するとともに現象を理解する。

解析コード開発において組み込むべき評価モデルと取得が必要な実験データ

- a. 原子炉圧力容器下部ヘッド破損
- b. 溶融ジェットのパール中での液滴化、液滴の固化・集積及び粒子デブリの堆積
- c. パール中での溶融デブリ拡がり
- d. キャビティ床面に堆積したデブリベッド内の二相流動による伝熱流動
- e. デブリベッド内の形態変化(セルフレベルング)
- f. デブリベッド内の形態変化(粒子層への溶融相浸透/酸化物、金属等の物質相互作用)



\*「軽水炉の重大事故時における不確実さの大きな物理化学現象に係る解析コードの開発」プロジェクト



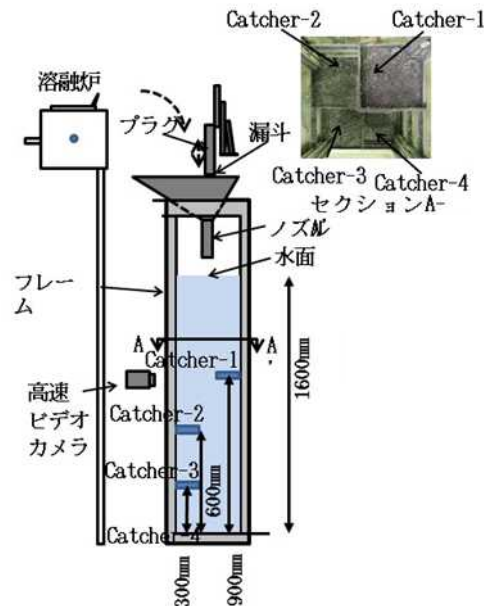
## 2. 研究期間を通じた主要成果(11/15)

### 2.4 デブリの冷却性に関する挙動

(1) 溶融ジェットのパール中での液滴化、液滴の固化・集積及び粒子デブリの堆積  
(DEFOR-A実験)

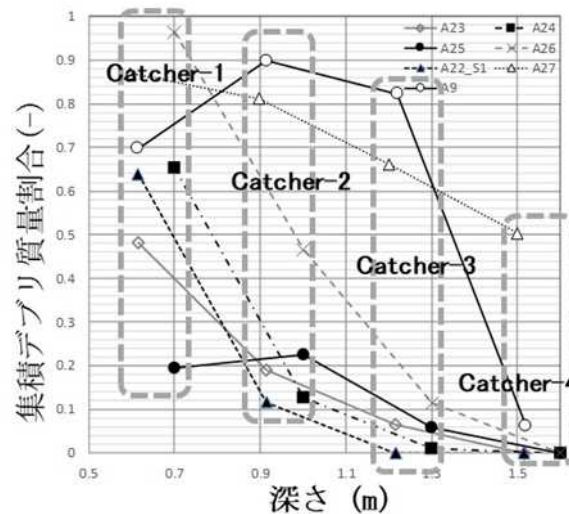
水深によるデブリ液滴の集積割合データを取得し、ほぼ水深増化に伴い集積割合が減少する傾向が得られた。デブリ過熱度の高い2ケースは単調減少していないが、キャッチャー1の位置決めが十分でなく、ここで跳ね返り捕獲できなかった液滴と粒子状デブリが下方へ沈降した可能性が考えられる。

#### 実験装置

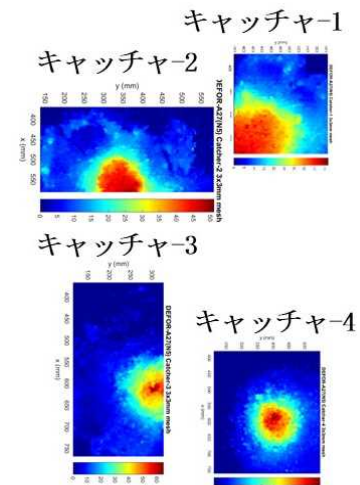


#### 実験結果

水深による集積デブリ割合変化



各キャッチャーのデブリベッド形状例(レーザースキャナ計測)



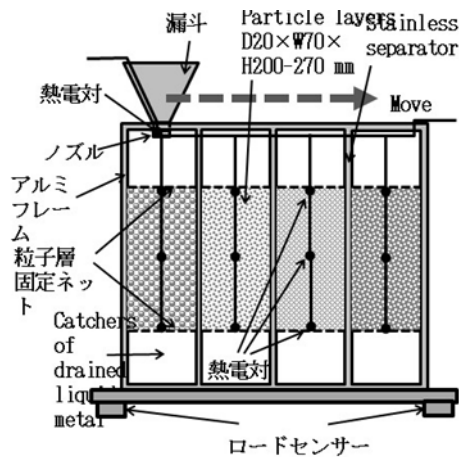
## 2. 研究期間を通じた主要成果(12/15)

### 2.4 デブリの冷却性に関する挙動

#### (2) デブリベッド内の形態変化(粒子層への溶融相浸透/酸化物相互作用) (REMCOD実験)

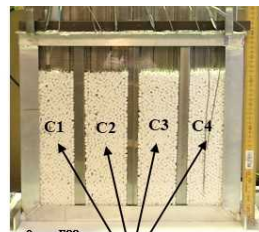
粒子層の特徴(金属融点に対する過熱度、粒子径、濡れ性及び熱伝導率等)を変化させ、溶融相の浸透挙動を観察。毛細管圧力の影響等を検討するためのデータを取得した。今後、解析コードの妥当性確認に用いる。

#### 実験装置

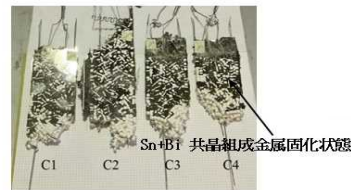


#### 実験結果例

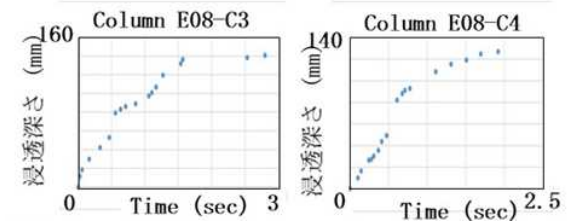
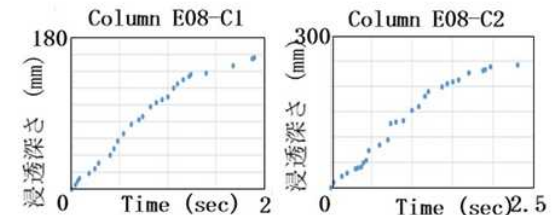
##### 実験前



##### 実験後



#### 各カラムの浸透深さの時間依存性



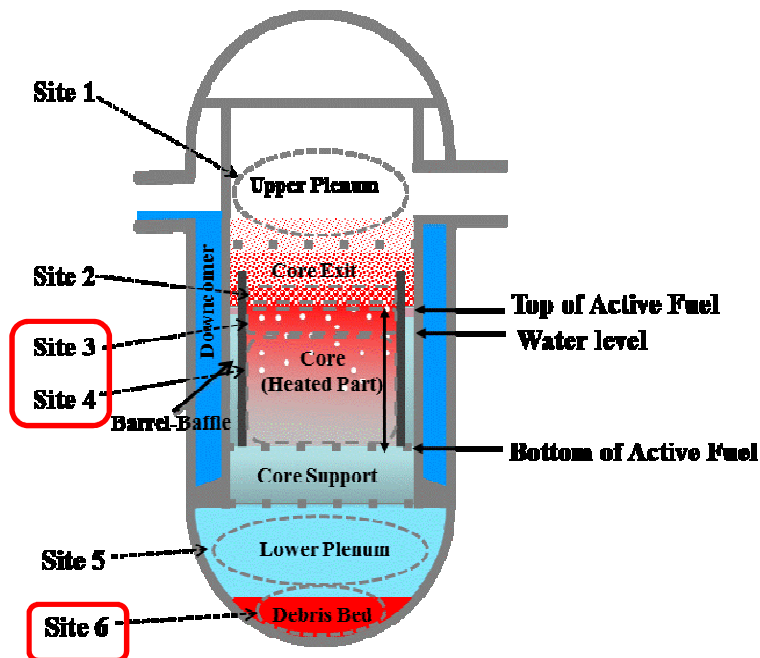
## 2. 研究期間を通じた主要成果(13/15)

### 2.5 海水注入が炉心冷却性に及ぼす影響

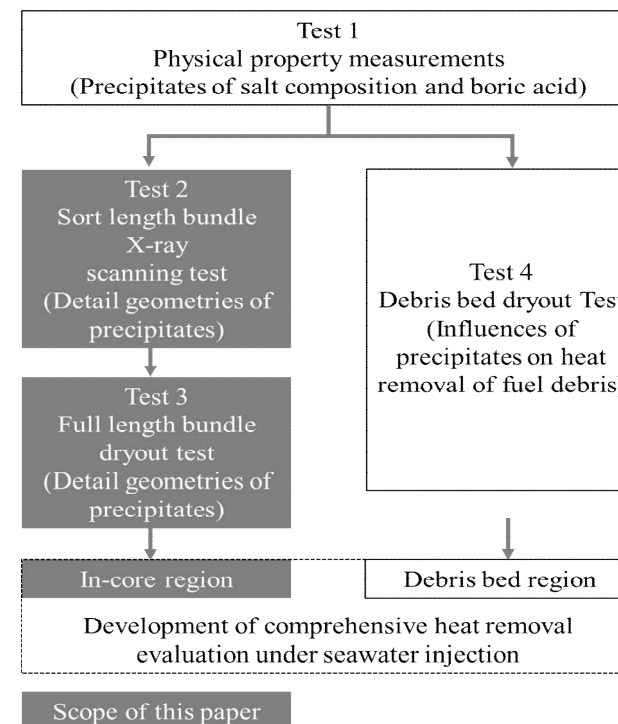
目的:

福島事故時に、炉内へ直接海水を注入する方策がとられ、崩壊熱による塩析出で除熱性能が低下することが懸念された。そこで、塩析出層の成長挙動と除熱性能の変化を実験により評価する。

塩析出発生可能性のある箇所



本研究の流れ



## 2. 研究期間を通じた主要成果(14/15)

### 2.5 海水注入が炉心冷却性に及ぼす影響

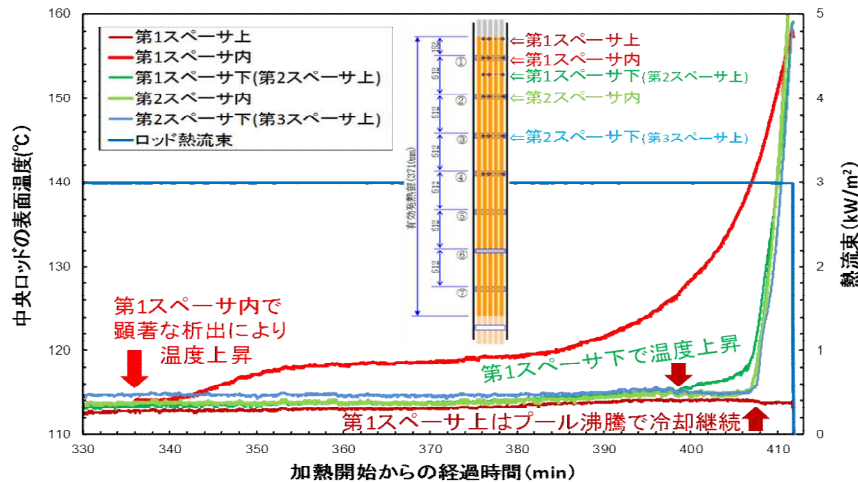
#### (1) 燃料バンドル実験(電中研委託)

①短尺バンドル実験(CTスキャナで析出層成長を計測)  
液面の揺動により濡れと乾きを繰り返す箇所に析出層が成長

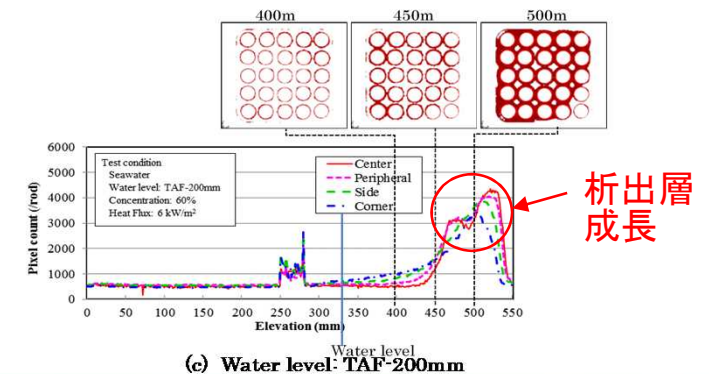
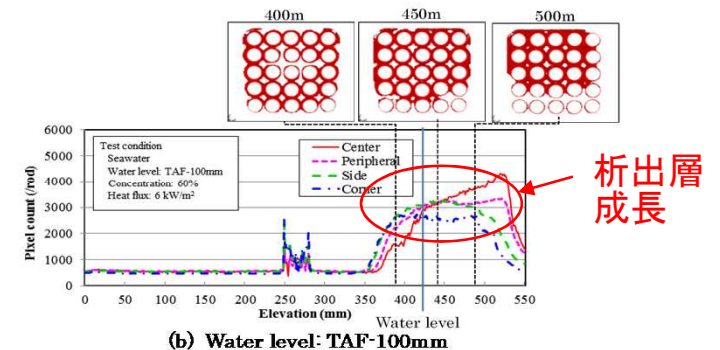
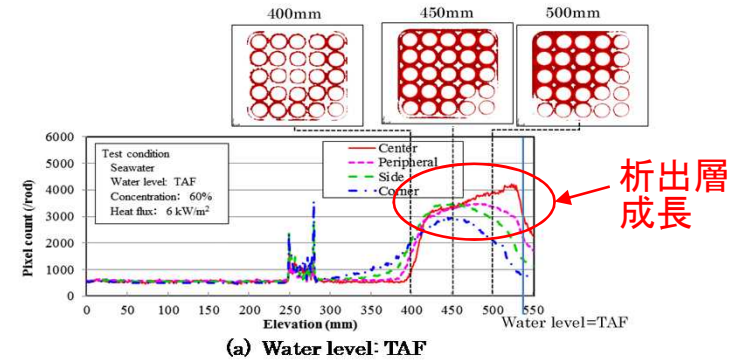
#### ②長尺バンドル実験

液面の揺動範囲にスペーサがあると、析出でスペーサ部が閉塞し、スペーサ下部がドライアウト(上部は液が残留)

#### ②長尺バンドル実験結果



#### ①短尺バンドル実験結果





## 2. 研究期間を通じた主要成果(15/15)

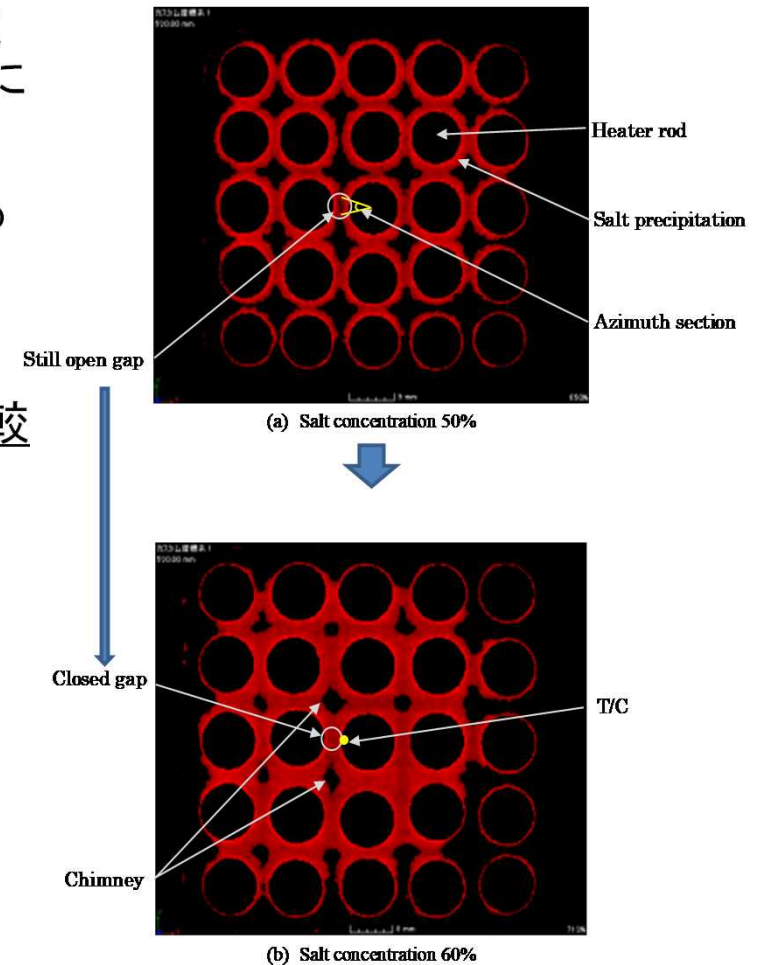
### 2.5 海水注入が炉心冷却性に及ぼす影響

#### (2) 伝熱劣化の簡易予測手法作成

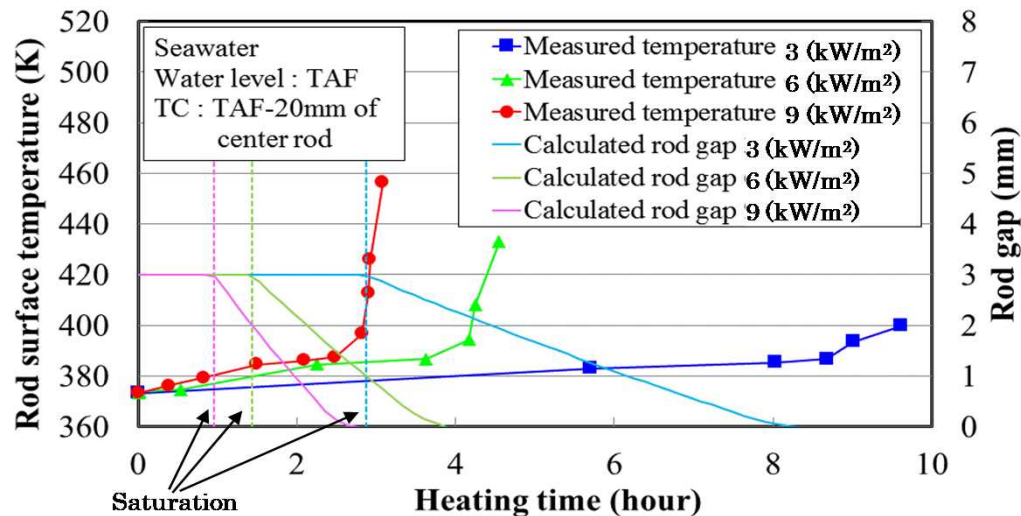
CTスキャナで計測した析出形状データ(目標塩分濃度到達時刻のみしかない)を用いて、析出の成長とそれに伴う燃料棒表面温度を予測する手法を作成。

→伝熱劣化の要因は、燃料棒間ギャップの析出による閉塞であることを示唆

#### 析出層の成長(CTスキャナ画像)



#### 燃料棒表面温度(計測)と燃料棒間ギャップ(計算)の比較



## 3. まとめ

重大事故時の格納容器機能維持に係る解析上の不確実さの大きな現象に関連し、以下の五つの課題について国内外の実験装置を用いて実験データを取得し、解析コードの整備に必要な知見の拡充を行った。

### (1) プールスクラビング

気泡内エアロゾル粒子挙動の明確化のための実験データ及び減圧沸騰のDFへの影響に関する実験データを取得した。減圧沸騰のDFへの影響に関するメカニズム検討に向けた装置を整備した。

### (2) 非凝縮性ガスの格納容器外面冷却等への影響

重大事故時の格納容器内熱流動に関する実験により、容器内雰囲気気温度150°C以下において、外面冷却、格納容器ベント及びスプレイに関するデータを取得し、詳細な流動挙動に関する知見を得た。

### (3) ホウ素による放射性物質の移行挙動への影響

ホウ素の放射性物質(ヨウ素やセシウム)との気相化学反応及び固相化学反応に関する実験を行い、再移行への影響に関するデータを取得した。

### (4) デブリの冷却性に関する挙動

①圧力容器から放出された溶融デブリジェットからの微粒化粒子の集積挙動、②水中床面での溶融デブリの拡がり挙動、③高温溶融物のデブリベッドへの浸透挙動の3種類の実験を行い、各挙動に関する詳細データを取得した。④床面に堆積している粒子状デブリから接触している構造物への伝熱に関しても、データ取得のための実験内容を検討した。

### (5) 海水注入が炉心冷却性に及ぼす影響

燃料バンドル実験及びデブリベッド実験を行い、除熱性能に関するデータを取得した。燃料バンドルに関しては、塩析出層の成長挙動データも取得し、簡易的に除熱性能の経時変化を予測評価する手法を作成した。

## 4. 成果の活用について

原子力発電所の新規制基準適合性に係る審査における議論に、本研究で得られた知見等を活用した。

評価に使用されるプラント挙動解析モデル等は、複雑な空間依存かつ非平衡性の高い現象群を、事故進展シナリオに依存するような仮定を付した集中定数化、空間・時間平均化によりモデル化している。本研究で得られた知見を活用し、こうしたモデルの不確かさを念頭においた解析結果の適用性・妥当性の議論がなされた。

### 活用された知見の具体的な例

キャビティ(ペデスタル)内のデブリベッドの形成過程及び冷却性に関する評価における検討すべき範囲、溶融デブリのブレイクアップ、粒子デブリの予混合、浅水プール等の水蒸気爆発に関する一連の最新知見、MCCIにおける不確かさ要因に関する最新知見、水中でのデブリ拡がりに関する最新知見等。

## 5. 成果の公表等

### 5.1 NRA技術報告

なし

### 5.2 論文投稿 [全4件(3件掲載済、1件起案中) その他委託先3件]

- a) Miyuki Akiba, Akitoshi Hotta, Retsu Kojo, “Characterization of salt deposit layer growth and prediction of cladding temperature of heated rod bundles under long-term seawater injection and pool boiling conditions,” Nuclear Engineering and Design Vol. 337, 2018.(査読有)
- b) A. Hotta, M. Akiba, A. Konovalenko, W. Villanueva, S. Bechta, T. Matsumoto, T. Sugiyama, M. Buck et al., “Experimental and Analytical Investigation of Formation and Cooling Phenomena,” J. Nucl. Sci. Technol. Published online: 20 Nov 2019.(査読有)
- c) 秋葉美幸, 堀田亮年, “粒子状放射性物質のプールスクラビングに関する実験的研究”, 日本原子力学会和文誌, Vol.19, No.01, Mar. 2020.(査読有)
- d) S. M. Hoseyni, A. Konovalenko, S. Thakre, W. Villanueva, A. Komlev, S. Bechta, P. Sköld, M. Akiba, A. Hotta, “Metal melt infiltration through a heated debris bed and solidification effect,” Nuclear Engineering and Design.(査読有) (起案中)

### 5.3 国際会議プロシーディングス[委託先11件]

なし

### 5.4 学会発表 [全23件(学会11件、二国間多国間会議12件) その他委託先37件]

- a) Miyuki Akiba, “State of Scrubbing Tests and State of Precipitation Tests under Seawater Injection Conditions,” Japan-U.S. Seminar on Two-Phase Flow Dynamics Workshop, May 2015.
- b) 秋葉美幸、堀田亮年、森田彰伸、重大事故時における溶融炉心のプール水中床上拡がり挙動に関する実験、日本原子力学会 秋の大会、2019.

### 5.5 その他

なし



## 6. 成果目標に対する達成状況

当初の目標をすべて達成

### (1) プールスクラビング

気泡内エアロゾル粒子挙動及び気泡挙動に関する詳細データ、及びプール水の減圧沸騰が及ぼすスクラビング効果への影響に関するデータを取得。さらに、大規模実験データのメカニズム検討のための装置を整備。

### (2) 非凝縮性ガスの格納容器外面冷却等への影響

トップヘッドフランジの外面冷却に関し、非凝縮性気体の存在分布が及ぼす、自然対流や熱伝達への効果についての系統的な実験データを取得。格納容器ベントにおける内部ガス挙動等に関する実験データを取得。

### (3) ホウ素による放射性物質の再移行挙動への影響

ホウ素の放射性物質(ヨウ素及びセシウム)への影響について、気相化学反応及び固気化学反応実験を行い、再移行挙動に関するデータを取得。

### (4) デブリの冷却性に関する挙動

①圧力容器から放出された溶融デブリジェットからの微粒化液滴の集積挙動、②水中での溶融物の拡がり挙動、③高温溶融物のデブリベッドへの浸透挙動の3種類の実験データ取得。④粒子状デブリから構造物への伝熱に関する実験の検討実施。

### (5) 海水注入が炉心冷却性へ及ぼす影響

燃料バンドル実験及びデブリベッド実験により、塩の析出挙動及び除熱性能に関するデータを取得し、その特徴等を検討。短尺燃料バンドル実験のデータを用いて、簡易的に伝熱劣化を予測可能な手法を作成。

## 7. 今後の展開

### (1) プールスクラビング

大規模実験で得られた、DFへの減圧の影響が小さいこと及びプール水温依存性に関するメカニズム検討が課題となっている。また、気泡内エアロゾル粒子挙動が明らかになってきたが、これらのエアロゾル挙動を計測する技術を確立し、解析コードに知見を集約することが課題である。

### (2) 非凝縮性ガスの格納容器外面冷却等への影響

150°C以下の条件範囲でのデータを取得した。それ以上の温度範囲でのデータを取得し、データベースを拡充することが課題である。

### (3) ホウ素による放射性物質の移行挙動への影響

シビアアクシデントの雰囲気条件で気相化学反応及び固気化学反応によって、揮発性化学種及び凝縮性化学種について、ソースタームへの影響を保守的に分析することが課題である。

### (4) デブリの冷却性に関する挙動

不確実さの大きい4現象のうち、本研究で実施計画を検討した「粒子状デブリから構造物への伝熱挙動」に関する実験データ取得が課題としてある。

これら課題は、本研究の継続プロジェクトで実施する予定である。

緊急時活動レベル(EAL)に係る  
リスク情報活用等の研究  
事後評価 説明資料

令和2年4月  
原子力規制庁長官官房技術基盤グループ  
シビアアクシデント研究部門

# 目次

1. 研究概要
2. 研究期間を通じた主要成果
  - 2.1 リスク情報を活用したEAL評価手法の整備
    - 2.1.1 ETを用いたEC及びEALの評価手法の適用性検討
    - 2.1.2 事象推移及びソースターム情報を考慮したプラント状態評価手法の検討
    - 2.1.3 事故時の屋外移動を考慮した被ばく線量評価と防護措置実施方法の検討
    - 2.1.4 防護措置実施に伴う放射線以外の要因による健康影響に関する事例検討
  - 2.2 被ばく解析手法の整備
    - 2.2.1 被ばく解析手法の検討
    - 2.2.2 委託研究による成果
3. まとめ
4. 今後の展開
5. 成果の活用について
6. 成果の公表等

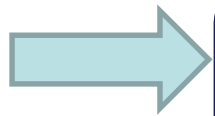
# 1. 研究概要

- 原子力災害対策指針  
⇒施設状況に応じた緊急事態区分(EC)の設定を要求  
⇒判断基準として緊急時活動レベル(EAL)を設定
- EC/EALの妥当性評価  
⇒定量的評価：実施例が少ない(NRC: NUREG/CR-7154)
  - ・ 防護措置の時期や影響の程度を含めた評価事例はない
  - ・ 避難行動そのもののリスクとの均衡が必要



リスク情報を活用したEAL評価手法の整備  
(EALとECの定量的妥当性評価を試行)

- 並行して防護措置実施時の有効性評価が必要
  - ・ 避難・屋内退避⇒地域防災計画に基づく評価手法を整備する必要



被ばく解析手法の整備  
(確率論的環境影響評価コードOSCAARの改良を実施)

# 実施行程

	平成29年度	平成30年度	令和元年度
リスク情報を活用したEAL評価手法の整備	<p>(緊急時対策へのリスク情報活用状況の調査・分析)</p> <p>EALに該当する緊急事態の事象とリスク情報の対応の整理</p> <p>(1)イベントツリーを用いた評価手法の適用性検討</p>	<p>事象進展解析及びリスク情報を活用したEAL評価の適用検討</p> <p>(1)イベントツリーを用いた評価手法の適用性検討</p> <p>(2)事象推移及びソースターム情報を考慮した評価手法の検討</p> <p>(4)防護措置実施に伴う放射線以外の健康影響に関する事例検討</p>	<p>防護措置の実施条件による被ばくリスク低減可能性の検討</p> <p>(3)防護措置及び被ばく線量を考慮した評価手法の検討</p> <p>(4)防護措置実施に伴う放射線以外の健康影響に関する事例検討</p>
被ばく解析手法の整備	<p>被ばく低減効果の評価モデルの検討</p>	<p>被ばく解析手法の整備</p> <p>(建物別の換気率、遮蔽係数等に係る最新知見の整理)</p>	

## 2. 研究期間を通じた主要成果

### 2.1 リスク情報を活用したEAL評価手法の整備

#### 2.1.1 ETを用いたEC及びEALの評価手法の適用性検討(1/2)

- 目的: ECの妥当性評価を定量的に実施する  
⇒判断基準であるEALごとにプラントの危険性をCCDP(条件付き炉心損傷確率)を指標として評価する
- これまでのEAL及びECの妥当性評価事例: NRCの評価  
フォールトツリーを用いたEALごとのCCDPを算出し、ECの妥当性を評価する  
⇒事故進展(リスクが増加/減少する可能性)との結びつきがない
- NRCの例を参考に事故対応ツールにも応用できる方法を検討  
⇒イベントツリー上でCCDPを網羅的に計算し、ECと比較する
  - ・ 同一のEALでも前提が異なればCCDPが異なる可能性を考慮
  - ・ イベントツリー上にプラント状態に応じたEALとECを書き込み、算出したCCDPと比較した

## 2.1.2 事象推移及びソースターム情報を考慮した プラント状態評価手法の検討(1/2)

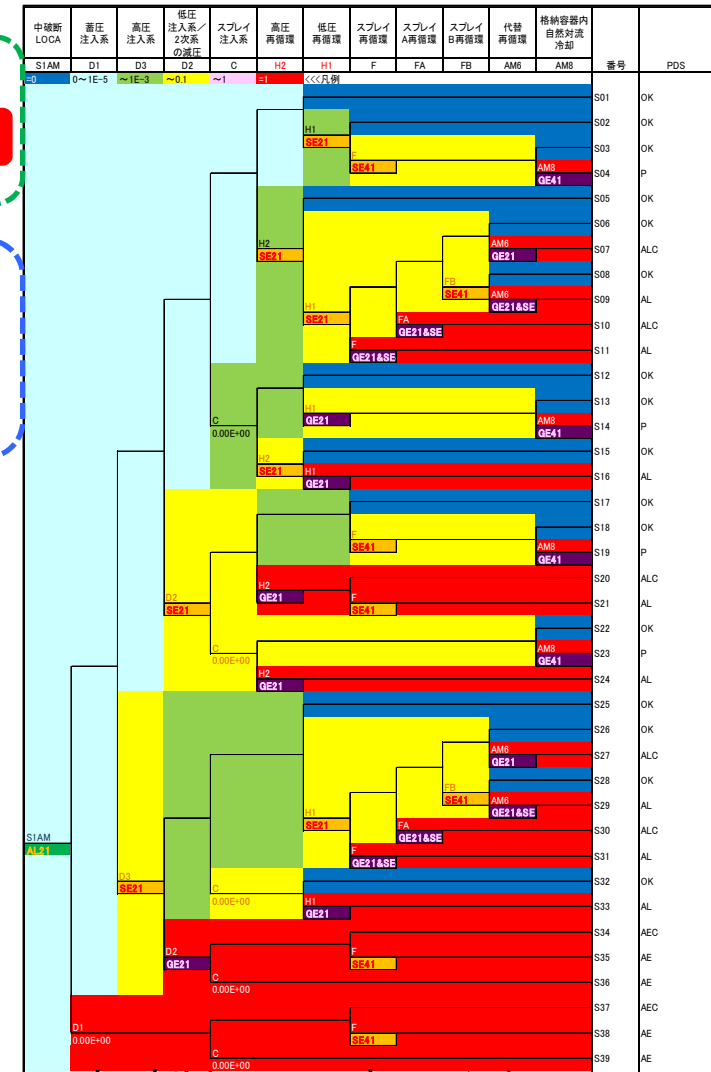
CCDPによるイベントツリー上の色分け

CCDP=0   CCDP<10<sup>-5</sup>   10<sup>-5</sup><CCDP<10<sup>-3</sup>   10<sup>-3</sup><CCDP<10<sup>-1</sup>   10<sup>-1</sup><CCDP   CCDP=1

NOUE --> Alert --> SAE --> GE  
1 x 10<sup>-5</sup>                      1 x 10<sup>-3</sup>                      1 x 10<sup>-1</sup>

Figure 2-3. Presumed CCDP Ranges for Various ECs  
NUREG/CR-7154で提示された目安

- 試算の結果
  - ・ 米国の目安に比べ、CCDPが小さい傾向にあった
  - ・ 使い方によって、事故対応ツールともなり得る

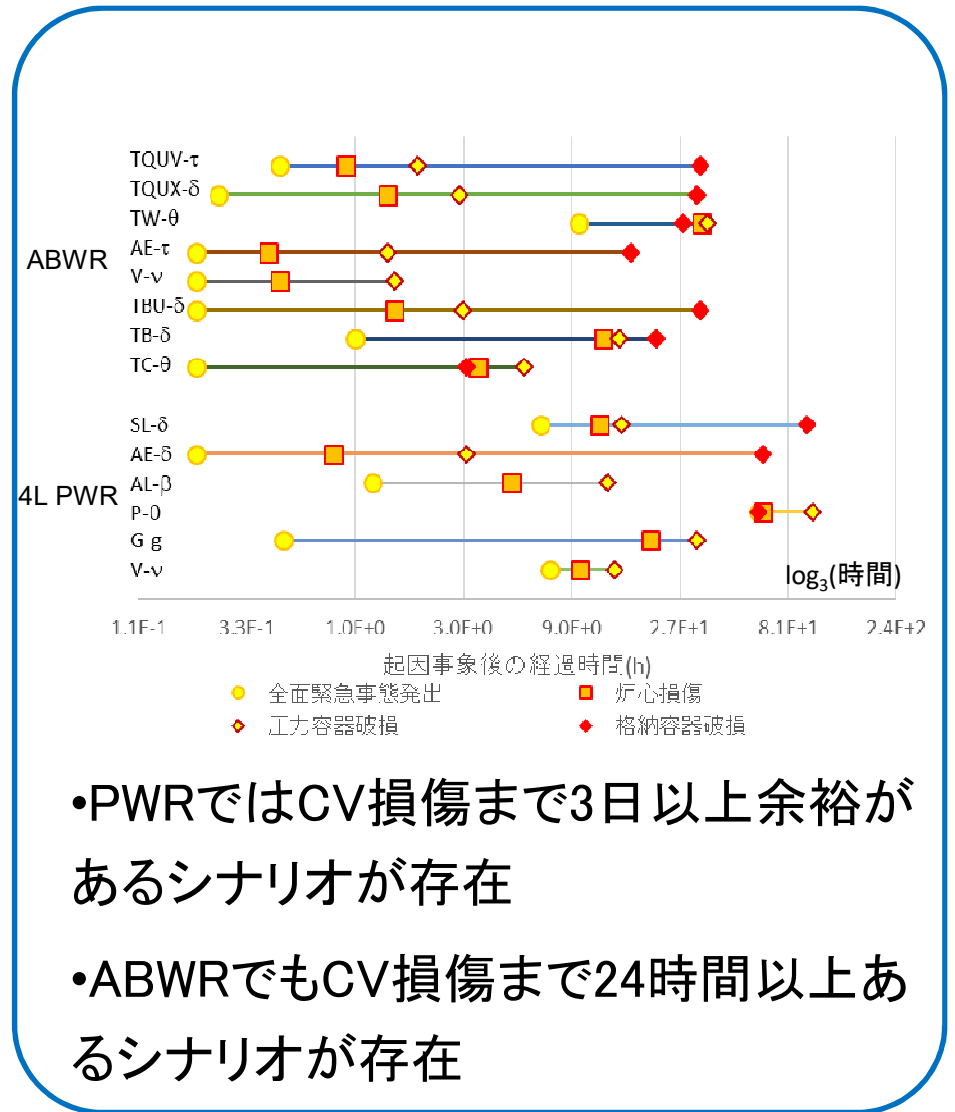


PWR 中破断LOCA時のイベントツリー



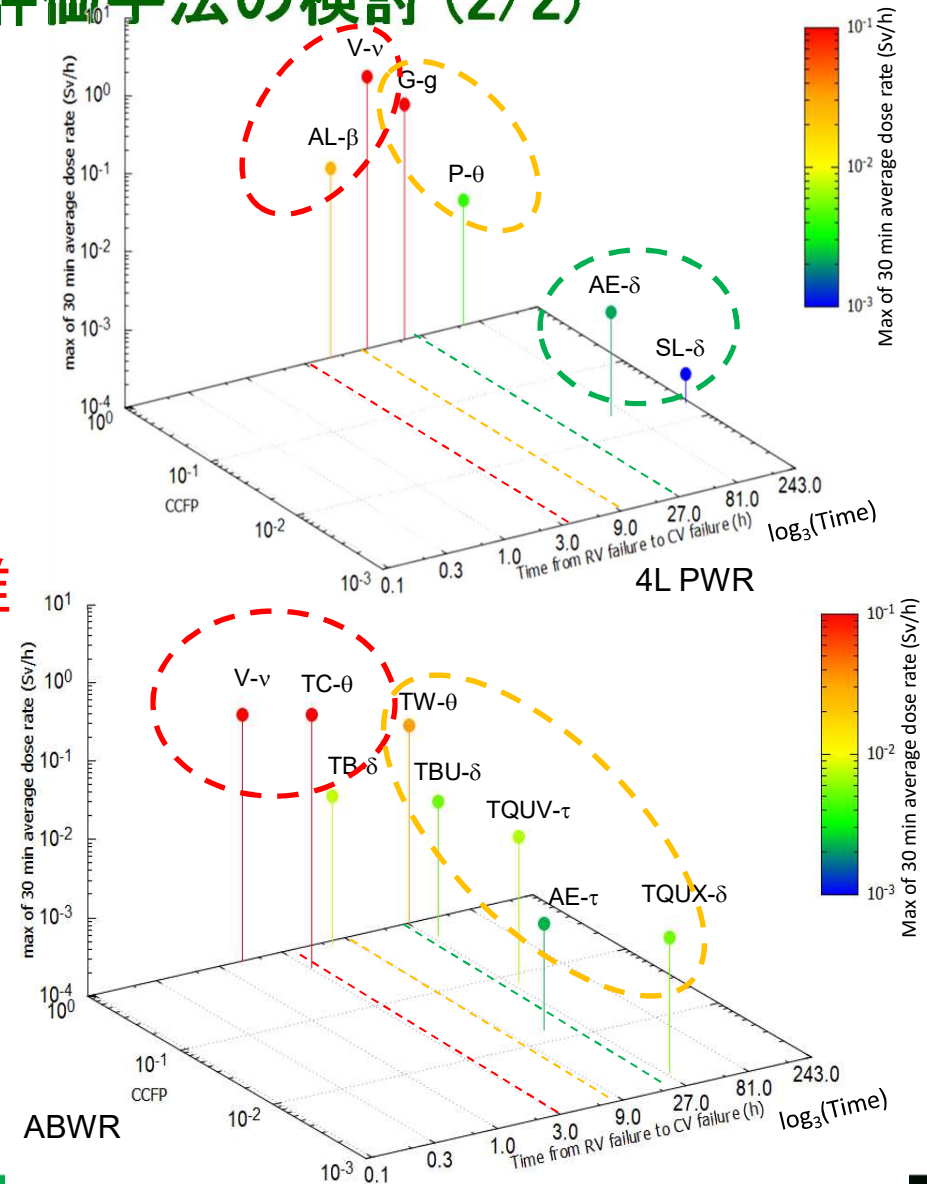
## 2.1.2 事象推移及びソースターム情報を考慮した プラント状態評価手法の検討 (1/2)

- 目的: 確率以外のパラメーターを含めたリスク評価  
⇒ 放射性物質の環境放出が生じたときのリスクの特性を検討
  - ・ 時間がなく影響大、確実に発生するが時間的猶予は大きい等
  - ・ 既存の事故進展解析結果を再整理
  - ・ 始めに時系列情報を整理
  - ・ RV(原子炉圧力容器)損傷後のAMは考慮しないシナリオを選択  
⇒ 防護措置を実施する時間の余裕が極めて大きいこともある



## 2.1.2 事象推移及びソースターム情報を考慮した プラント状態評価手法の検討 (2/2)

- 炉心損傷時点でのCV損傷まで時間、CV損傷確率、風下1km地点での線量率をプロット
- 放射性物質放出事象の特徴:
  - 線量が高く防護措置も困難
  - 適切に避難すれば高線被ばくは避けられる
  - 時間的余裕が大きく被ばく線量も小さい
 の3グループに分類できる



## 2.1.3 事故時の屋外移動を考慮した被ばく線量評価と防護 措置実施方法の検討 (1/2)

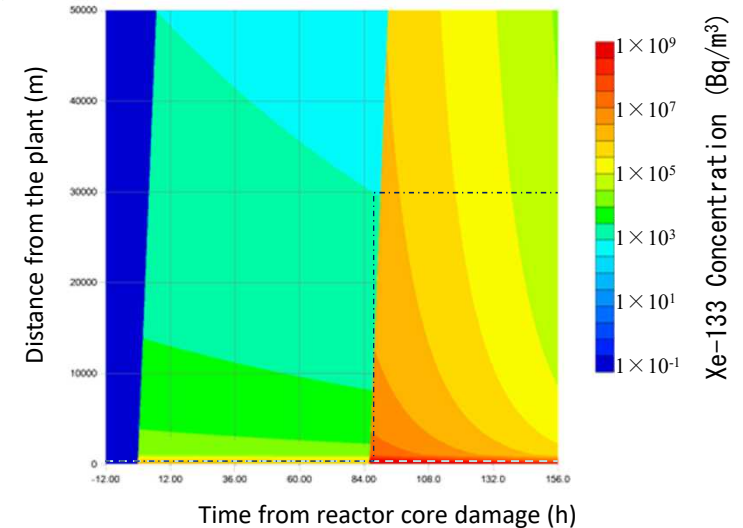
- 目的: より効果的な防護措置実施方法の検討に向けた基礎的知見の収集  
⇒ 避難を遅らせる選択の検討=避難失敗のリスクが高まる。失敗(又は避難しない)場合の被ばくが許容可能か否かで判断に影響が生じる
- 事故時の空間線量率をガウスプルームモデルを用いて試算
  - ・ 放出速度は過去の事故進展解析から設定。減衰を含めて評価
  - ・ Cs、Iについては沈着とグランドシャインも考慮
  - ・ 他の核種についてはクラウドシャインのみを考慮
  - ・ 放出高さはCV破損前: 地上100m、CV破損後: 地上0m
- 避難行動に関わる設定を変えながら被ばく線量を計算
  - ・ 避難のタイミング、方法(移動速度)、天候(風速、降水量)
  - ・ 建屋による遮蔽効果(考慮の有無等)

## 2.1.3 事故時の屋外移動を考慮した被ばく線量評価と防護 措置実施方法の検討 (2/2)

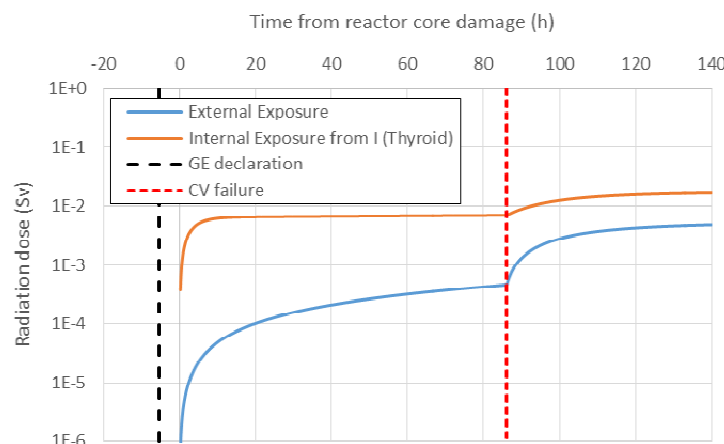
### PWR SL- $\delta$ シナリオの場合

- 風下1km地点の外部被ばくの積算線量
  - CV損傷後24時間その場に留まった場合：  
約5 mSv
  - CV損傷後30km地点まで避難した場合；  
2.5 mSv程度
- CV損傷までの時間も長い

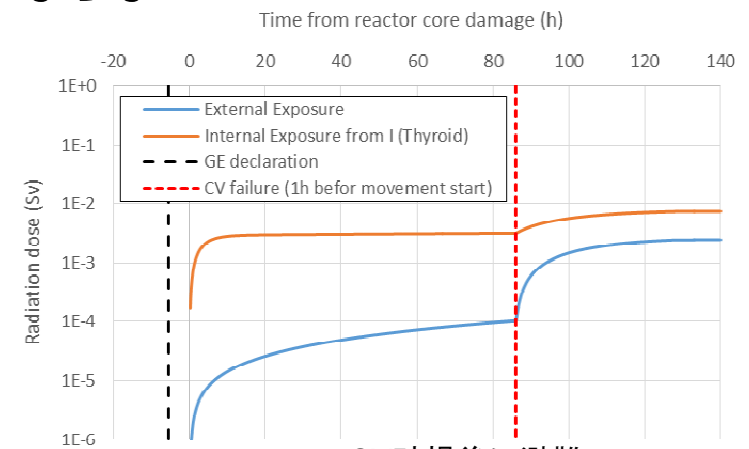
⇒天候、時間帯等によっては即時避難が最適とならな  
い可能性



PWR 小LOCA時大気中Xe-133濃度の経時変化



風下1km地点での積算値



CV破損後に避難

## 2.1.4 防護措置実施に伴う放射線以外の要因による 健康影響に関する事例検討

- 目的: 被ばくりスクと避難行動時の事故リスクを比較するための知見を收拾する
- 避難中の事故は過去の災害で実際に発生  
家屋等の被害の大きさに比べ人的被害が小さい事例もあり  
⇒おおむね避難が成功している事例として抽出

- 避難の判断と実施に係る経緯を調査

H12東海豪雨、H16新潟・福島豪雨、H3雲仙普賢岳噴火、H12有珠山噴火、H12三宅島噴火、  
H27口之永良部島噴火



- 共通した傾向: 避難に関する情報が確実に理解・伝達されていれば、避難中の事故は起こりにくい(放送が聞こえない、自己判断で残った等で逃げ遅れが発生)
- 火山災害事例の傾向: 住民の災害に対する意識が高い。避難が必要になる可能性を認識(調査した範囲では、発災後の避難でも大きな混乱が生じた記録がない)

## 2.2 被ばく解析手法の整備

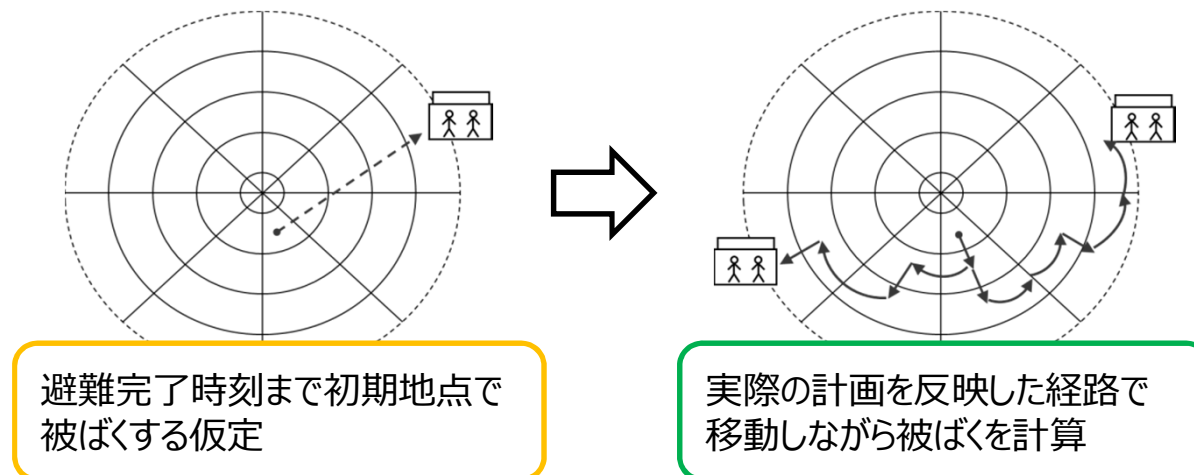
### 2.2.1 被ばく解析手法の検討

- 防護措置（避難、屋内退避、安定ヨウ素剤服用等）による被ばく低減効果を把握することが重要である。
- 地域防災計画に基づく、最新知見を反映した評価を行うため、確率論的環境影響評価コードOSCAARのモデル改良を、JAEAへの委託事業\*として実施した。
- 検討項目は次の3点とした。
  - (1)被ばく低減解析手法の整備
  - (2)解析用データの整備
  - (3)シビアアクシデント総合解析コードのインターフェース機能の作成

\*国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, “平成29年度原子力施設等防災対策等委託費（被ばく低減解析手法の整備）に関する報告書”, 平成30年3月.及び 国立研究開発法人日本原子力研究開発機構, “平成30年度原子力施設等防災対策等委託費（被ばく低減解析手法の整備）に関する報告書”, 平成31年3月.

## 2.2.2 委託研究による成果(1/2)

- 避難モデルについて、移動中の経路を考慮した解析を実施できるよう、OSCAARを改良した。また、移動経路に関するデータを、ライブラリファイルとして整備した。



避難モデルの模式図

- OSCAARの避難実施オプションとして、大気拡散・沈着計算で得られる核種の地表面沈着濃度から計算される空間放射線量率を起点とする機能を組み込んだ。

## 2.2.2 委託研究による成果(2/2)

- 被ばく評価上重要なヨウ素について、環境動態の異なる化学形別の評価モデルを検討し、OSCAARで取り扱う核種グループ数を拡張した。また、ICRPの最新勧告に基づく線量換算係数データの更新に必要な項目を抽出した。
- シビアアクシデント総合解析コードのTHALES2及びMELCORの出力データからソースタームに関するデータ及び炉内インベントリに関するデータを抽出し、OSCAARの入力データを作成するためのインターフェースを作成した。



### 3. まとめ

1. 米国の研究結果を参考にCCDPを基準としてEALごとのECの妥当性検討を実施した。CCDPは米国でECごとに適当とされる領域よりも小さい傾向が認められた。
2. 炉心損傷時点での、格納容器破損までの時間、影響の程度を含めたリスク評価を実施した。防護措置のあり方は、炉心損傷の状況からいくつかのグループに分けられることを指摘した。
3. 原災指針に定められた実施方法に限らず避難開始時期の検討を行い、条件によっては、実効性向上の余地がある可能性を指摘した。
4. 自然災害時の避難事故事例を調査し、避難時事故リスクを低減するために必要な要素を抽出した
5. JAEAへの委託事業としてOSCAARのモデル改良を実施した。

## 4. 成果の活用について

- ・ 本研究の知見は、原子力災害時に緊急時対応要員がプラントの状況・事象進展を推定・検討するために必要な基礎的情報を提供することができる。
- ・ 原子力規制庁としての対応強化、防護措置の的確な判断に資する。
- ・ 原子力事業者防災訓練等を踏まえた、原子力施設のEALの見直しに係る原災指針の改正に活用された。  
関連する原子力規制委員会の会合等を以下に挙げる。
  1. 第4回緊急時活動レベルの見直し等への対応に係る会合、令和元年9月11日
  2. 令和元年度第47回原子力規制委員会、令和元年12月18日

## 5. 成果の公表等

### 5.1 NRA技術報告

なし

### 5.2 論文投稿(現時点での状況)

- a) 宮木和美、佐藤信秀、宇津野英明、柴田敏宏、「実用発電用原子炉の緊急時活動レベルの評価手法に係る検討」(作成中)
- b) T.Shibata, “Assessment of EAL including accident propagation analysis and impact analysis”. (作成中)
- c) Masanori Kimura, Tomomi Oguri, Jun Ishikawa and Masahiro Munakata, “Development of an Evaluation Method for Planning of Urgent Protection Strategies in a Nuclear Emergency using a Level 3 Probabilistic Risk Assessment,” Journal of Nuclear Science and Technology (委託先。現在査読中)

### 5.3 国際会議プロシーディングス

なし

### 5.4 学会発表

なし

### 5.5 その他

なし

## 6. 成果目標に対する達成状況

- リスク情報を活用したEAL評価手法の整備及び被ばく解析手法の整備に向けた検討は計画どおり完了
  - EAL に該当する緊急事態の事象と炉心損傷、格納容器機能喪失、早期大規模放出等のリスク指標との関係を整理した
  - EAL の判断基準とリスク情報との対応を分析した
  - OSCCARコードに対して最新の知見を反映した
  - 解析コード間のインターフェース機能を整備した