

【関連質問への回答】

新規制基準適合性審査申請

重大事故等対処施設

<(8)重大事故対策>

－格納容器破損防止

令和元年10月23日
東北電力株式会社

枠囲みの内容は商業機密又は防護上の観点から公開できません。

1. 論点No.77関連質問への回答(1/3)

【論点No.77関連質問】

- フィルタベントの実施判断に使用する圧力計に不具合があった場合等, 圧力以外によるベント判断基準について説明すること。【長谷川副座長, 岩崎委員】

■フィルタベントの運用

- フィルタベントを実施する際には, サプレッションチェンバ(圧力抑制室)のプール水によるスクラビング効果により放射性物質の排出抑制を期待できるサプレッションチェンバ側からのベントを優先することから, ベント判断基準として圧力抑制室圧力を監視し, ベント操作を行う。
- 圧力抑制室圧力に不具合があった場合は, ドライウェル圧力, 圧力抑制室内空気温度等の代替パラメータにより, ベント操作を行う(代替パラメータの詳細は次頁に記載)。
- なお, フィルタベントの判断基準としては, 圧力抑制室圧力以外にも格納容器内雰囲気温度等の基準がある。

以下, 再掲(抜粋) フィルタベントの判断基準

(1)ベントの準備, 実施判断基準について

a. 炉心損傷前の判断基準

炉心状態	判断基準
炉心損傷前	[ベント準備] 格納容器圧力0.384MPa[gage] (0.9Pd)到達
	[ベント実施] 格納容器圧力0.427MPa[gage](1Pd)到達

b. 炉心損傷判断後の判断基準

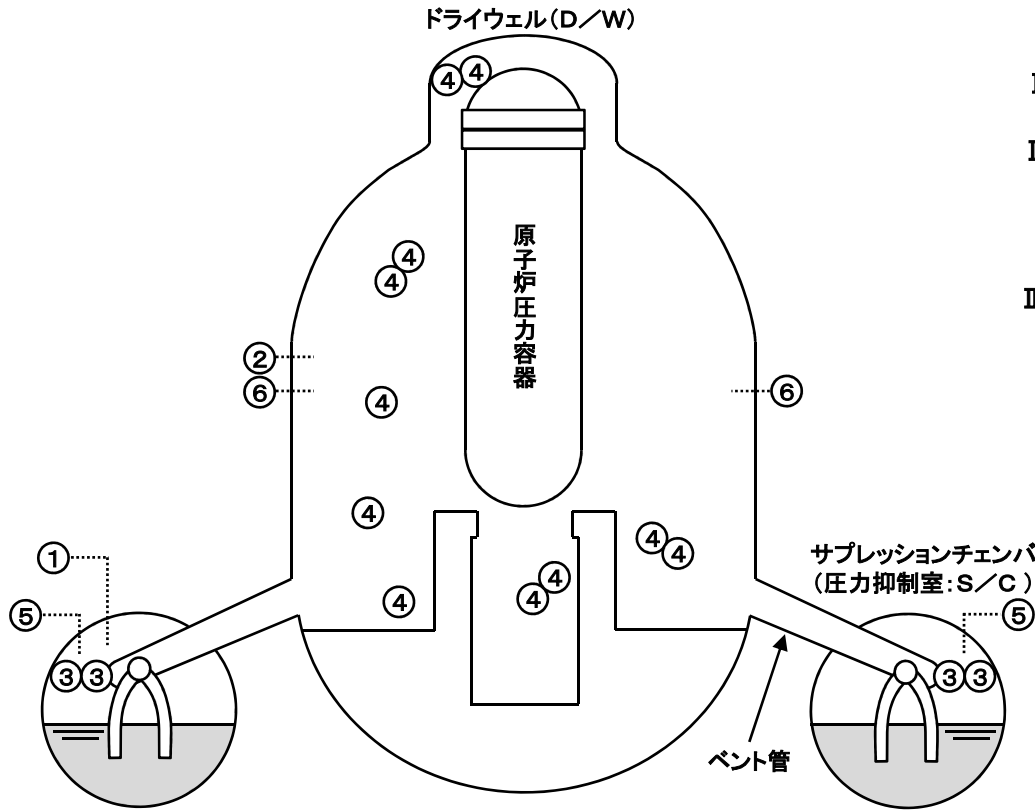
炉心状態	判断基準
炉心損傷判断後	[ベント準備] 格納容器圧力0.640MPa[gage](1.5Pd)到達
	[ベント実施] 外部水源注水量限界 (サプレッションプール水位「通常運転水位+約2m」)到達

上記のほか, 下記のような場合にもベント実施の判断をする。

- 格納容器内の酸素濃度がドライ条件で4.3vol%及びびウエット条件で1.5vol%に到達した場合
- 原子炉建屋内水素濃度が2.3vol%に到達した場合
- 格納容器内雰囲気温度が200℃以上で温度上昇が継続している場合

1. 論点No.77関連質問への回答(2/3)

■計器の故障等により、圧力抑制室圧力の計測が困難となった場合には、「推定手順と優先順位」に示す I ~ IV の順で代替パラメータにより圧力抑制室圧力を推定する。



計装設備の仕様

名称	計測範囲	種類	個数	名称	計測範囲	種類	個数
① S/C圧力	0~1MPa	弾性圧力検出器	1	④ D/W温度	0~300℃	熱電対	11
② D/W圧力	0~1MPa	弾性圧力検出器	1	⑤ S/C圧力 (常用計器)	0~0.6MPa	弾性圧力検出器	2
③ S/C内空気温度	0~300℃	熱電対	4	⑥ D/W圧力 (常用計器)	0~0.6MPa	弾性圧力検出器	2

推定手順と優先順位

- I S/C圧力(①)による監視^{※1}

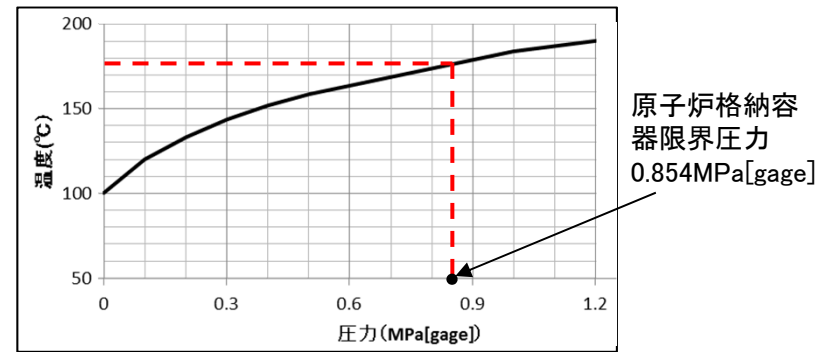
故障等

※1: S/C圧力の誤差: ±0.006MPa
- II D/W圧力(②)による監視^{※2}

故障等

 - D/WとS/Cは、ベント管を介して均圧されるため、両者の圧力は同様の挙動を示す。

※2: D/W圧力の誤差: ±0.006MPa
- III S/C内空気温度(③)又はD/W温度(④)による推定
 - 原子炉格納容器内が飽和状態であれば、飽和温度/圧力の関係(下図)を利用して、S/C内空気温度又はD/W温度による推定が可能。
 - S/C内空気温度の誤差±3.1℃、D/W温度の誤差±2.7℃を考慮した上で推定。(例えば、飽和温度が約178℃の場合、下図よりS/C圧力は0.854MPaとなるが、S/C内空気温度の誤差±3.1℃を圧力換算し、0.854±0.07MPaとして推定)



- IV S/C圧力(常用計器)(⑤)又はD/W圧力(常用計器)(⑥)による監視^{※3}

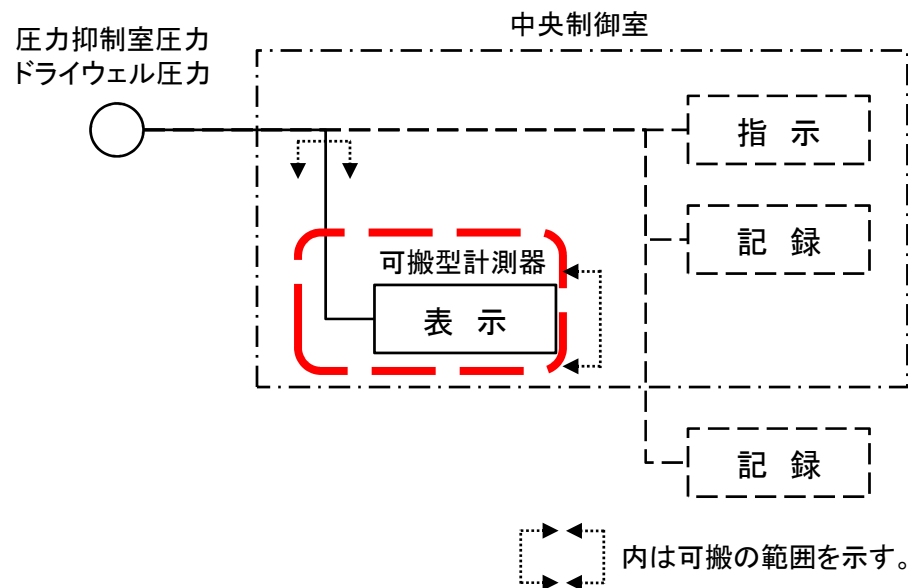
故障等

 - 常用計器のため、重大事故等に対する耐震性及び耐環境性はないが、監視可能であれば、同じ仕様の圧力計であり、0~0.6MPaの範囲で推定が可能。

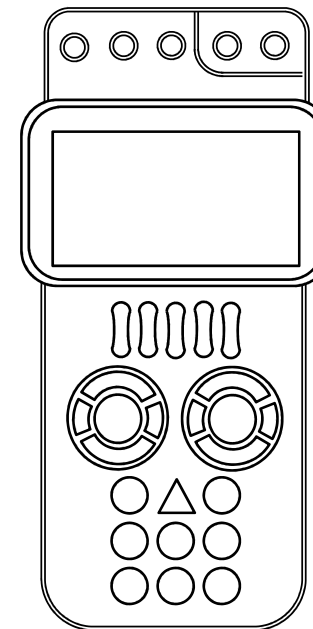
※3: S/C圧力(常用計器)及びD/W圧力(常用計器)の誤差: ±0.006MPa

1. 論点No.77関連質問への回答(3/3)

- 更なる対策として、代替電源の喪失等、不測の事態を想定した場合でも、原子炉压力容器及び原子炉格納容器内の温度、圧力、水位、注水量等の特に重要なパラメータの測定が可能となるよう、乾電池を電源とする可搬型計測器を配備（測定値と換算表により対象パラメータを把握）



可搬型計測器を用いた計測概略構成図
(圧力抑制室圧力及びドライウェル圧力の場合)



(換算表の例)

測定値 (mA)	圧力 (MPa)
4.000	0
8.000	0.25
12.000	0.5
16.000	0.75
?	?
17.663	0.85394
<u>17.664</u>	<u>0.854</u>
17.665	0.85406
?	?
20.000	1

可搬型計測器の例

- ・配備数 : 26個(予備26個)
- ・保管場所 : 中央制御室
緊急時対策所(予備)
- ・測定場所 : 中央制御室

2. 格納容器破損防止対策の有効性評価に係る関連質問への回答(1/6)

【関連質問】

- 格納容器の破損防止の有効性評価で使用している解析コードMAAPによる解析結果と、原子力規制委員会が所有する解析コードMELCORによる解析結果が同様の傾向であることを示して欲しい。

【岩崎委員】

【はじめに】

- 原子力規制委員会では、代表的なBWRプラント（ABWR及びBWR5 Mark-I改良型）を対象とし、シビアアクシデント（SA）総合解析コードMELCORを用いた格納容器破損に至る事故シーケンスの事象進展解析を実施し、その特徴を整理している^[1]。
- MELCORは、米国原子力規制委員会（NRC）が開発した解析コードであり、事業者が使用しているMAAPコードと同様に、幅広いSA現象を扱うことが可能である。MAAPコードと同等な解析機能を有しており、原子炉／格納容器内の熱流動挙動に加え、炉心の加熱・昇温、損傷及び溶融移行挙動など、SA時に発生しうる物理化学現象を評価することが可能である。
- 次ページ以降では、BWR5を対象として、MAAPコードを用いて実施した解析結果とMELCORコードを用いて実施した解析結果の比較を行い、挙動の差異について整理する。

[1]原子力規制委員会，“格納容器破損防止対策の有効性評価に係る重要事象の分析(BWR)”，平成28年3月

2. 格納容器破損防止対策の有効性評価に係る関連質問への回答(2/6)

【主要解析条件】

- 国内代表BWR5プラントのLOCA時注水機能喪失シナリオを想定し、代替注水系により原子炉圧力容器の健全性は維持され、格納容器過圧破損防止のために格納容器圧力逃がし装置により格納容器除熱を行うシーケンスを対象として整理
- 想定事象、初期条件、境界条件は可能な限り同一とし、物理現象モデルの相違による影響を確認

主要解析条件^[1]

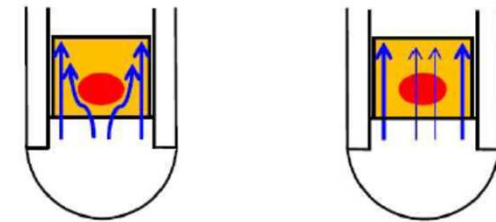
項目	解析条件
想定事象	再循環ポンプ吸い込み側配管の両端破断
電源	全交流電源喪失／直流電源利用可能
機能喪失の想定	非常用炉心冷却系
低圧代替注水	30分後に200m ³ /hの注水を開始し、水位回復後は崩壊熱による蒸発量相当の流量に制御
代替格納容器スプレイ	流量：120m ³ /h 作動条件：最高使用圧力の1.5倍(640kPa[gage])到達時より間欠運転開始
格納容器圧力逃がし装置	外部水源を用いた積算注水量が4000m ³ 到達時に作動

[1]原子力規制委員会，“格納容器破損防止対策の有効性評価に係る重要事象の分析(BWR)”，平成28年3月

2. 格納容器破損防止対策の有効性評価に係る関連質問への回答(3/6)

【主要解析結果】

- 炉心損傷進展に関わる主要なイベント発生タイミングは、MAAP, MELCORで同等
- MELCORの水素発生量評価値は、MAAPの約2倍
 - 右図のとおり、MELCORでは、炉心損傷後にも水蒸気が炉心部に供給されるモデルになっているのに対し、MAAPではスリーマイルアイランド原子力発電所事故の知見を反映し、炉心入口部の流路が閉塞するモデルとなっていることが要因
 - 物理現象の不確かさに関するモデルの相違に起因した差異



MAAP

MELCOR

炉心損傷後、炉心入口部の流路が閉塞し、水蒸気が炉心部に供給されないモデル

炉心損傷後、炉心入口部の流路は閉塞せず、水蒸気が炉心部に供給されるモデル

図 MAAPとMELCORのモデル概念図^[1]

項目	MAAP ^[2]	MELCOR ^[3]	備考
燃料被覆管破損		約15分後	MAAP: 被覆管温度 > 1000K, MELCOR: 被覆管温度 > 1173K
炉心溶融		約25分後	MAAP: 炉心温度 ≥ 2500K MELCOR: 燃料の落下開始時
炉心支持板破損		(発生しない)	—
格納容器スプレイ開始		約19時間後	格納容器圧力が最高使用圧力の1.5倍到達時
格納容器ベント		約85時間後	外部からの積算注水量が4000m ³ 到達時
水素発生量		約390kg	炉心損傷進展モデルの相違による

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

[1] 電力中央研究所, “MAAP5.01及びMELCOR2.1を用いた軽水炉代表プラントの過酷事故解析”, 平成26年6月

[2]

[3] 原子力規制委員会, “格納容器破損防止対策の有効性評価に係る重要事象の分析(BWR)”, 平成28年3月

2. 格納容器破損防止対策の有効性評価に係る関連質問への回答(4/6)

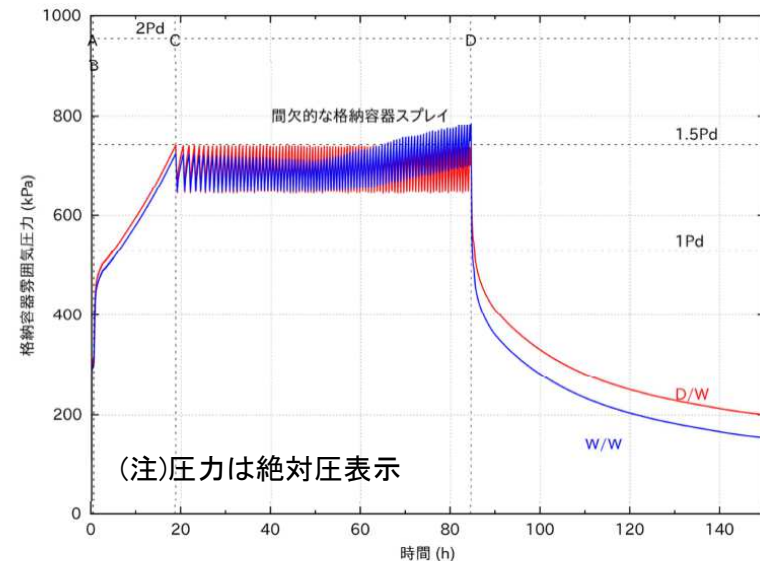
【格納容器圧力変化の比較】

- 格納容器圧力は概ね同等な変化
- 事故後初期の格納容器圧力上昇速度はMELCORの方が大
 - 炉心から発生する水素発生量の相違に起因(前述)
- 格納容器ベント時の減圧挙動も同等な変化

MAAP^[1]



MELCOR^[2]



A: 炉心損傷、B: 低圧代替注水開始、C: 格納容器スプレイ開始、D: 格納容器ベント開始

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

[1]

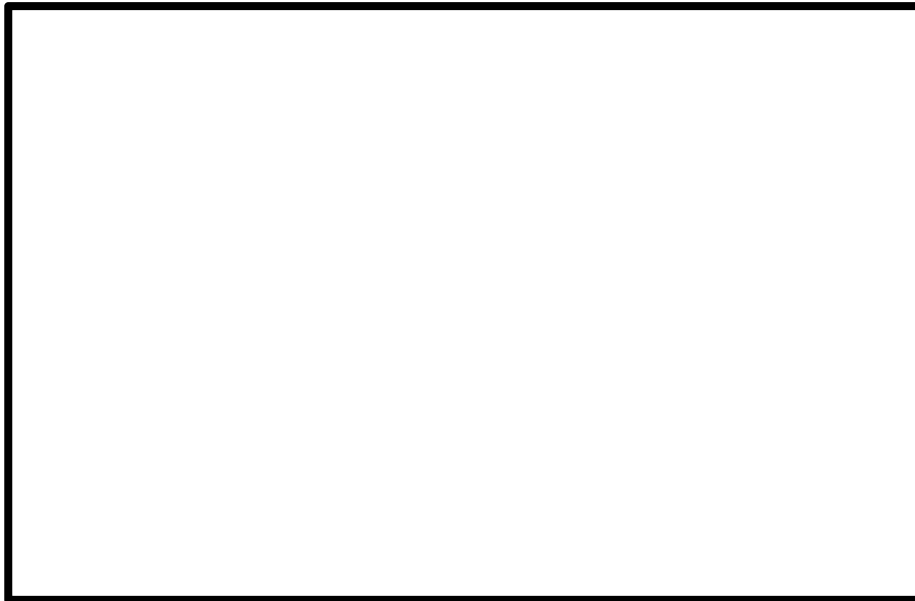
[2] 原子力規制委員会, “格納容器破損防止対策の有効性評価に係る重要事象の分析(BWR)”, 平成28年3月

2. 格納容器破損防止対策の有効性評価に係る関連質問への回答(5/6)

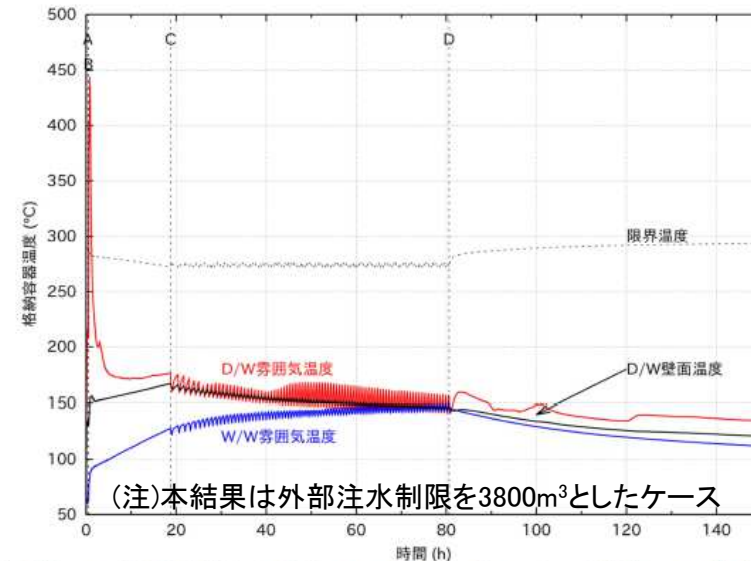
【格納容器温度変化の比較】

- 格納容器温度は概ね同等な変化
- 事故後初期のドライウェル空間温度は、MELCORは過大な上昇を示す。
 - 水素発生量(酸化反応熱)が大きく、LOCA破断口からドライウェルに高温ガスが放出されていることに起因する。
 - 物理現象の不確かさに起因
- 両コードともに、雰囲気温度は 200°C を超えるものの、ドライウェル壁面の健全性は維持されることが確認されている。

MAAP^[1]



MELCOR^[2]



A: 炉心損傷、B: 低圧代替注水開始、C: 格納容器スプレイ開始、D: 格納容器ベント開始

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

[1]

[2] 原子力規制委員会, “格納容器破損防止対策の有効性評価に係る重要事象の分析(BWR)”, 平成28年3月

2. 格納容器破損防止対策の有効性評価に係る関連質問への回答(6/6)

【結論】

- 下記のとおり、MAAPとMELCORの解析結果は同等であることを確認した。
 - 炉心損傷進展に関わる主要なイベント発生タイミングは同等である。
 - 格納容器圧力／温度は概ね同等な変化である。

- MAAPとMELCORで差異が現れたのは水素発生量であり、物理現象の不確かさに関するモデルの相違に起因したものである。水素発生量の差については、有効性評価において、MELCORと同様に炉心損傷後にも水蒸気が炉心部に供給される(水素が発生しやすい)と仮定した場合の感度解析により影響が小さいことを確認した上で、評価項目への適合性の確認を実施している。

- なお、設備の設計の観点では、水素発生量は建屋内の水素を処理する設備である静的触媒式水素再結合装置の容量の設計に影響があるが、設計においては、MAAPの評価結果ではなく、有効燃料部の被覆管の全てがジルコニウム－水反応により反応したときに発生する水素量に基づき設計されていることから、前述のモデルの相違による水素発生量の相違の影響はない。

3. 格納容器破損防止対策の有効性評価に係る関連質問への回答(1/1)

【関連質問】

- 溶融炉心の移行挙動の不確かさの扱いにおける「推定される実現象」に関して、福島第一事故の知見を踏まえて設定していることを説明すること。【長谷川副座長，岩崎委員】
- 推定される実現象と福島第一事故の知見の関係は，下記の通り。
- 実現象に対する福島第一事故知見を踏まえ，保守的に，あるいはその影響を適切に考慮して，評価条件を設定し，有効性評価を実施していることを確認した。

現象	推定される実現象	福島第一事故の知見	有効性評価との対応関係
① 下部プレナムへのリロケーション挙動	崩壊した燃料は瓦礫状態で炉心部に留まり，さらに温度が上昇して溶融に至る過程で段階的にリロケーションする。	● 炉心・格納容器内の燃料デブリ分布の知見 ^[1] ・現時点で，炉内の燃料デブリの状況について直接的な測定結果はないが，格納容器内部調査やミュオン測定等による知見を踏まえると，1号～3号とも炉心部に残存している燃料はごく一部であり，溶融炉心はRPV下部または格納容器に分布していると推定されている。 ・事故対応の過程で，消防車による注水は行われていたものの，水位の回復は限定的であったため，下部プレナムへのリロケーション，RPV破損に至ったものと推定されている。	・有効性評価（高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱，原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用，溶融炉心・コンクリート相互作用）では，損傷炉心冷却がなされず，RPV破損後，RPV底部（中央部）からの溶融炉心の全量落下を想定しており保守的な評価となっている。
② 下部プレナムでの堆積状態	段階的なリロケーションにより，溶融炉心はプール水により粒子化及び冷却・固化し，大部分は固相として堆積する。		
③ RPV破損挙動	計装管等の局所的な小口径の破損が発生し，固相を巻き込んで緩やかに流出する。	● 格納容器内部調査結果の知見 ^[2] ・平成29年2月の東京電力福島第一原子力発電所2号炉における格納容器下部の調査結果により，格納容器下部の中心軸から外れた位置のグレーチングの落下が確認されている。グレーチング落下の可能性の一つとして，圧力容器から流出した溶融炉心が中心から偏った位置に落下していることが考えられる。	・溶融炉心が偏心位置から落下することを考慮した場合，ペDESTAL壁側にデブリが高く堆積することが考えられるため，溶融炉心・コンクリート相互作用の評価への影響を確認している。（次ページ参照）

[1]東京電力株式会社，福島原子力事故における未確認・未解明事項の調査・検討結果～第5回進捗報告～ 2017年12月25日
http://www.tepco.co.jp/decommission/information/accident_unconfirmed/pdf/2017/171225j0101.pdf

[2]東京電力株式会社，“第3回福島第一廃炉国際フォーラム 福島第一原子力発電所の現状と今後の課題，” 2018年8月6日
http://ndf-forum.com/pdf/ref/day2/day2-jp_ono.pdf

4. 格納容器破損防止対策の有効性評価に係る関連質問への回答(1/1)

【関連質問】

- MCCIIに係る評価の妥当性について、堆積形状のバリエーションをどのような理由で想定したのか説明すること。【長谷川副座長】

- 有効性評価のベースケースにおいては、溶融炉心が压力容器下部中心位置から全量落下し、格納容器下部全面に均一に堆積することを想定して評価を行っている(No.1)。
- 溶融炉心の拡がりに関する実験であるPULiMS実験結果^[1]を考慮し、円錐状に堆積した場合の形状を想定した(No.2)。ただし、崩壊熱を発生する溶融炉心では、堆積した粒子状の溶融炉心内の継続的沸騰によるセルフレベルング効果により、時間と共に堆積厚さが均一化することが考えられる^[2]ことから均一化する途中の形状を想定した(No.3, 4)。
- 福島第一2号炉の調査結果から偏心位置での落下を考慮した場合、壁側にデブリが高く堆積することが考えられるため、壁側を頂点として円柱を斜めに切った形状の堆積を想定した(No.5)。
- 仮に溶融炉心の拡がりが抑えられた場合、溶融炉心上面の水との伝熱面積は小さくなるものの、側面と水との伝熱に期待できるようになることから、その影響を評価するため、拡がりが抑制された形状を想定した(No.6)。

No.	落下位置	堆積形状	溶融炉心堆積形状のバリエーション (1100MWe BWR/5 Mark-I改相当)	
			1 円柱(有効性評価)	2 円錐
1	中心	均一	円柱(有効性評価)	円錐
2	中心	円錐状	円錐	円錐台
3	中心	均一と円錐状の間	円錐台	円錐台
4	中心	均一と円錐状の間	円錐台	円錐台
5	偏心	円錐状	部分球	斜切円柱
6	中心	均一	部分球	円柱(拡がり面積1/2)

[1] A.Konvalenko, et al., "Experimental Results on Pouring and Underwater Liquid Melt Spreading and Energetic Melt-Coolant Interaction," Proceedings of NUTHOS-9, N9P0303, Taiwan (2012).
 [2] J. D. Gabor, L. Baker, Jr., and J. C. Cassulo, (ANL), "Studies on Heat Removal and Bed Leveling of Induction-heated Materials Simulating Fuel Debris," SAND76-9008 (1976).

5. 格納容器破損防止対策の有効性評価に係る関連質問への回答(1/1)

【関連質問】

- 原子力規制委員会が定める大気中へのCs-137放出量の評価判断基準(100TBq)について、環境影響がどの程度あるのかという観点での説明の方が理解し易い。【長谷川副座長, 関根委員, 栗田委員】

- 原子炉格納容器破損時において放出されると想定される放射性物質は、希ガス, ヨウ素131¹⁾, セシウム134²⁾, セシウム137³⁾などがあるが、長期避難を余儀なくされる可能性がある放射性物質を基準とする観点から、半減期が短い希ガス, ヨウ素などではなく、想定される放出量が多く、半減期が長いセシウム137の放出量を元に評価をすることを求められている。⁴⁾
- 福島第一原子力発電所の事故では、解析結果等から、環境へのセシウム137の総放出量は約1万テラベクレルであったと評価されている。⁴⁾
- 長期避難を防ぐという観点からすれば、重大事故発生時におけるセシウム137の総放出量が100テラベクレル(福島第一事故の1/100)を下回れば、セシウム137以外の放射性物質を考慮しても、環境への放射性物質による汚染の影響を抑えることができ、長期避難を余儀なくされる事態となる見込みは少ないと考えられる。⁴⁾
- 女川2号機においては、炉心の著しい損傷が発生した場合のセシウム137の放出量は1.4テラベクレル(福島第一事故の約1/7000)と評価しており、さらに影響は小さいと考えられる。

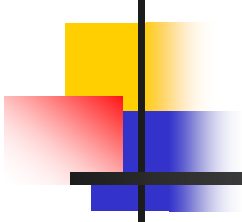
1) ヨウ素131の半減期は約8日 2) セシウム134の半減期は約2年 3) セシウム137の半減期は約30年

4) 実用発電用原子炉に係る新規基準の考え方について(平成30年12月19日改訂, 原子力規制委員会)より

6. 格納容器破損防止対策の有効性評価に係る関連質問への回答(1/1)

【関連質問】

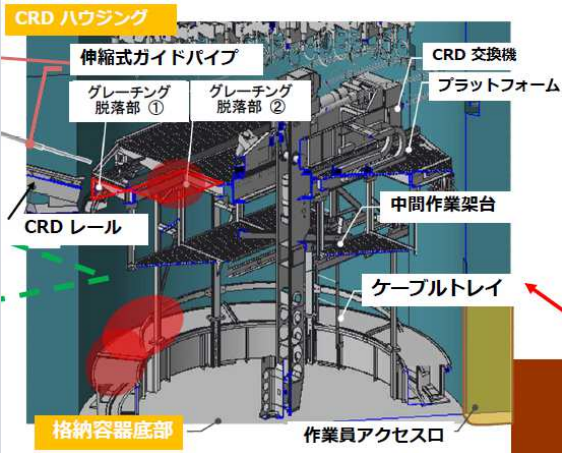
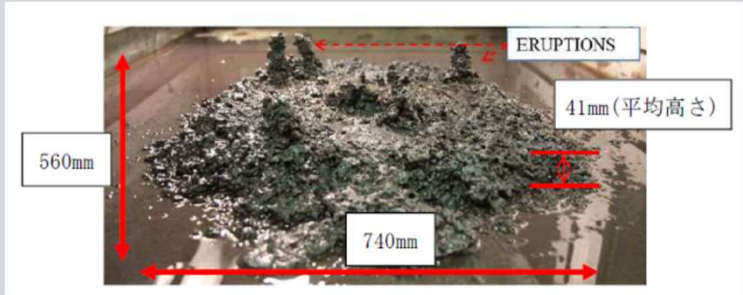
- 水蒸気爆発を仮定した場合の影響評価について、降伏応力490MPaは新プラントの値で、被災プラント・経年照射を受けたプラントの場合、どのように評価しているのか。【岩崎委員】
- 東北地方太平洋沖地震等(3.11/4.7 地震)における影響については、地震後健全性確認の中で、原子炉本体の基礎(ペDESTAL)の内側鋼板、外側鋼板及びリブ鋼板等の地震応答解析を行っている。評価の結果、内側鋼板、外側鋼板及びリブ鋼板にかかる応力は弾性範囲内(最大でも弾性範囲の評価基準値に対して6割程度)であることを確認しており、各鋼板の降伏応力は変わらない。
- 経年照射については、水蒸気爆発により応力がかかる部位の内側鋼板および外側鋼板は格納容器下部に設置されていることから、中性子照射により劣化が生じるほどの照射を受ける部位ではない。そのため、経年照射による影響は小さい。
- 東北地方太平洋沖地震等・経年照射の影響は小さいことから、水蒸気爆発を仮定した場合の影響評価の判断基準は、新プラントの値※を設定している。
- ※JSME S NC1 - 2007より設定
- なお、水蒸気爆発が発生した場合の評価結果は、外側鋼板にかかる応力は約192MPaであり、降伏応力(490MPa)を大きく下回る値であり、十分余裕がある。



参考



1. 福島第一2号炉の調査結果及びPULiMS実験結果から得られた知見

	落下位置	堆積形状
<p>概要説明</p>	<p>平成29年2月の東京電力福島第一原子力発電所2号炉における格納容器下部の調査結果により、格納容器下部の中心軸から外れた位置のグレーチングの落下が確認されている。グレーチングの落下理由の可能性の一つとして、圧力容器から流出した溶融炉心が中心位置から偏った位置に落下したことが考えられる。</p>  <p>2号機原子炉格納容器内部調査^[1]</p>	<p>PULiMS実験は溶融物を水中に落下した実験であり、溶融炉心の堆積高さや拡がり距離のアスペクト比としては1:18～1:14程度となっており、おおよそ1:16程度の円錐状の拡がり挙動を示している。</p>  <p>PULiMS実験結果^[2]</p>

[1] 東京電力株式会社, “第3回福島第一廃炉国際フォーラム 福島第一原子力発電所の現状と今後の課題,” 2018年8月6日
http://ndf-forum.com/pdf/ref/day2/day2-jp_ono.pdf

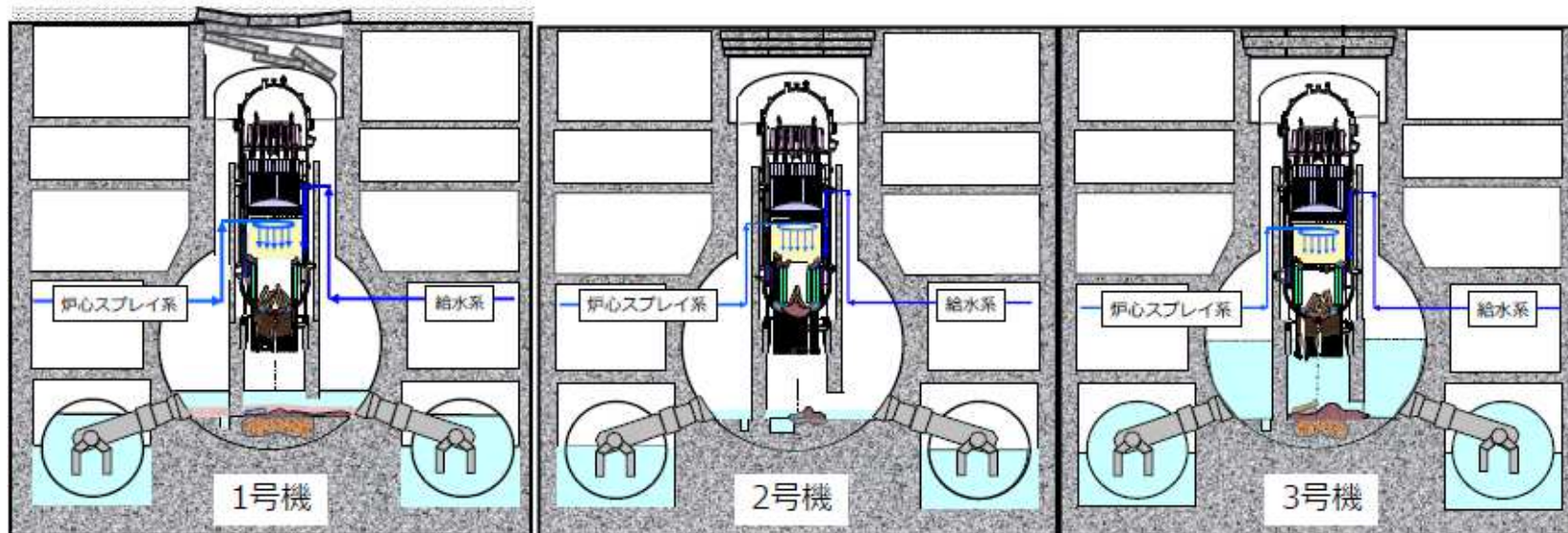
[2] A.Konovalevko, et al., “Experimental Results on Pouring and Underwater Liquid Melt Spreading and Energetic Melt-Coolant Interaction,” Proceedings of NUTHOS-9, N9P0303, Taiwan (2012).

2. 東京電力福島第一原子力発電所における燃料デブリ分布の推定^[1]

1.燃料デブリ分布の推定について

炉心・格納容器内の状況推定のまとめ

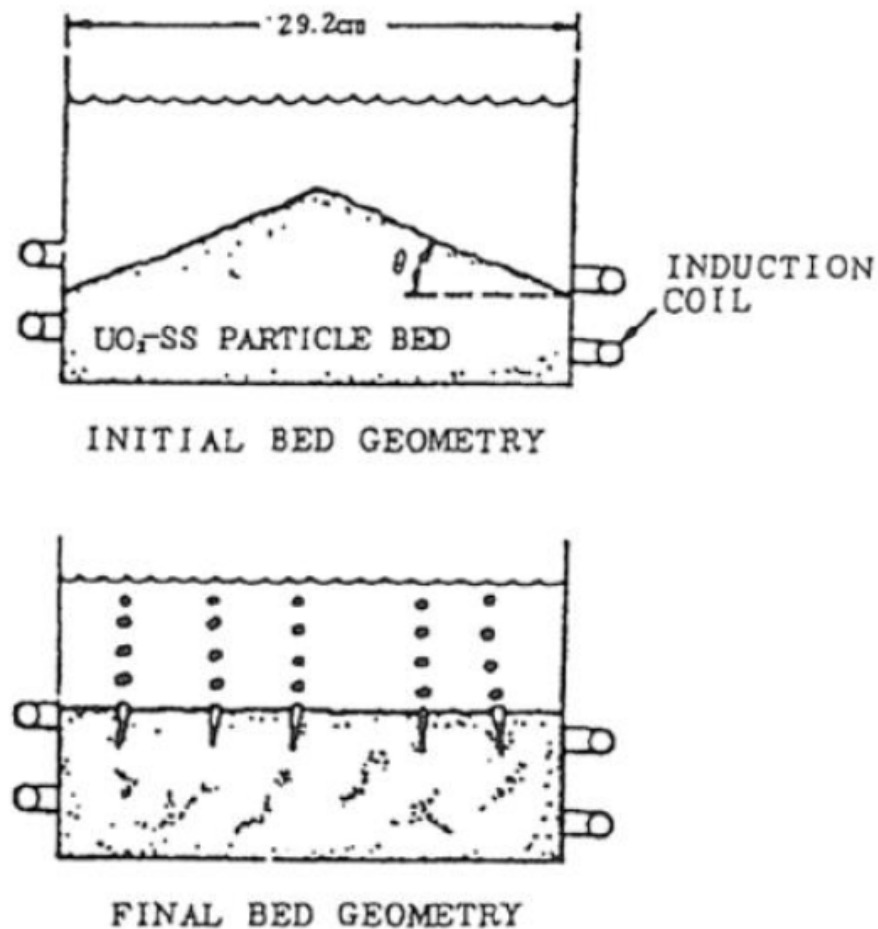
	炉心部	下部プレナム	格納容器	D/W水位	S/C水位
1号機	ほとんどない	ほとんどない	大部分	2m	ほぼ満水
2号機	少ない ∨	多い ∨	少ない ∧	0.3m	中間
3号機	少ない	少ない	ある程度	6m	満水



[1] 東京電力株式会社, 福島原子力事故における未確認・未解明事項の調査・検討結果 ~第5回進捗報告~ 2017年12月25日
http://www.tepco.co.jp/decommission/information/accident_unconfirmed/pdf/2017/171225j0101.pdf

3. 溶融炉心のセルフレベルリング

- 非均一の厚さに堆積した粒子ベッド(上図)は、誘導加熱により粒子ベッド内に沸騰が生じ、粒子が吹き上げられて再堆積する過程で厚さが均一化する(下図)。
- 均一化に要した時間は2~3分程度であると報告されている。



セルフレベルリング実験におけるデブリベットの均一化概念図^[1]

[1] J. D. Gabor, L. Baker, Jr., and J. C. Cassulo, (ANL), "Studies on Heat Removal and Bed Leveling of Induction-heated Materials Simulating Fuel Debris," SAND76-9008 (1976).

4. 斜切円柱の立体図

- 溶融炉心の堆積形状バリエーションNo.5

