

# 第1回原子力安全専門部会会合に関する補足説明

平成29年1月19日

九州電力株式会社

- ① 事故シーケンスごとの生起確率について
- ② セシウム放出量評価の事象選定について
- ③ 想定外の地震や津波などによって、例えば、配管が破損したら、どのようになるのか
- ④ セシウム 137 (Cs-137) の放出におけるほう酸の影響について
- ⑤ 格納容器過圧破損において、水素再結合装置 (PAR) 及び電気式水素燃焼装置 (イグナイタ) の効果を期待しない根拠について
- ⑥ 重大事故等対策の作業時間と被ばく線量の関係について
- ⑦ 電気式水素燃焼装置 (イグナイタ) による水素処理について
- ⑧ 湿潤火山灰や粘度の高い火山灰における、ホイールローダ等での除去について
- ⑨ 溶融物質が原子炉下部キャビティに落下している状況での水位計の機能について

## ① 事故シーケンスごとの生起確率について (1/4)

- 新規制基準の設置変更許可申請においては、設置許可基準規則等に基づき、レベル1PRA（内部事象、地震、津波及び停止時）及びレベル1.5PRA（内部事象）を実施し、事故シーケンス及び格納容器破損モードごとの発生頻度を評価している。
- 評価結果（運転中）のポイントは以下の通り。
  - ・ レベル1PRAでは、原子炉補機冷却機能喪失時にRCPシールLOCAが発生する事故が、炉心損傷頻度の約9割を占めている。
  - ・ レベル1.5PRAにおいても、同事故の発生から炉心損傷に至り、水蒸気や非凝縮性ガスの蓄積により格納容器が過圧破損するモード（ $\delta$ モード）が、格納容器機能喪失頻度の約9割を占めている。

※レベル1PRA : 炉心損傷頻度の評価

レベル1.5PRA : 格納容器機能喪失頻度の評価

レベル2PRA : 環境へ多量の放射性物質を放出する事故シーケンスの発生頻度及び放射性物質の種類や放出量等の評価

# ① 事故シーケンスごとの生起確率について (2/4)

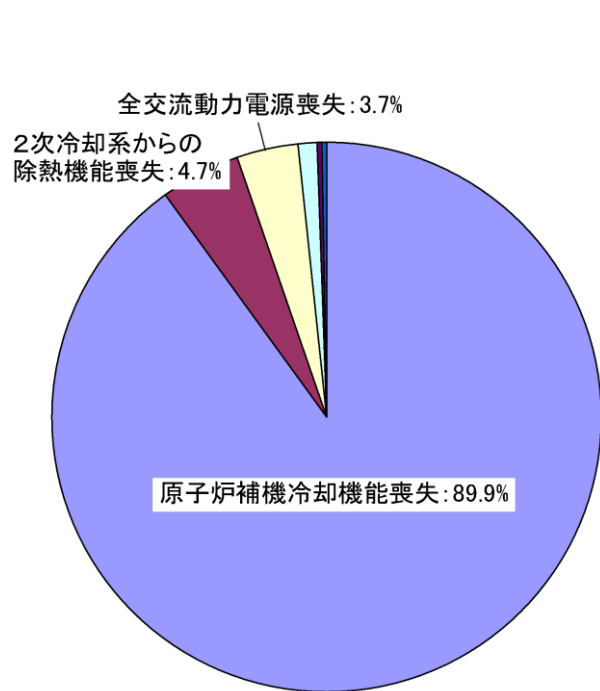


図1 炉心損傷頻度の寄与割合 (レベル1PRA結果)

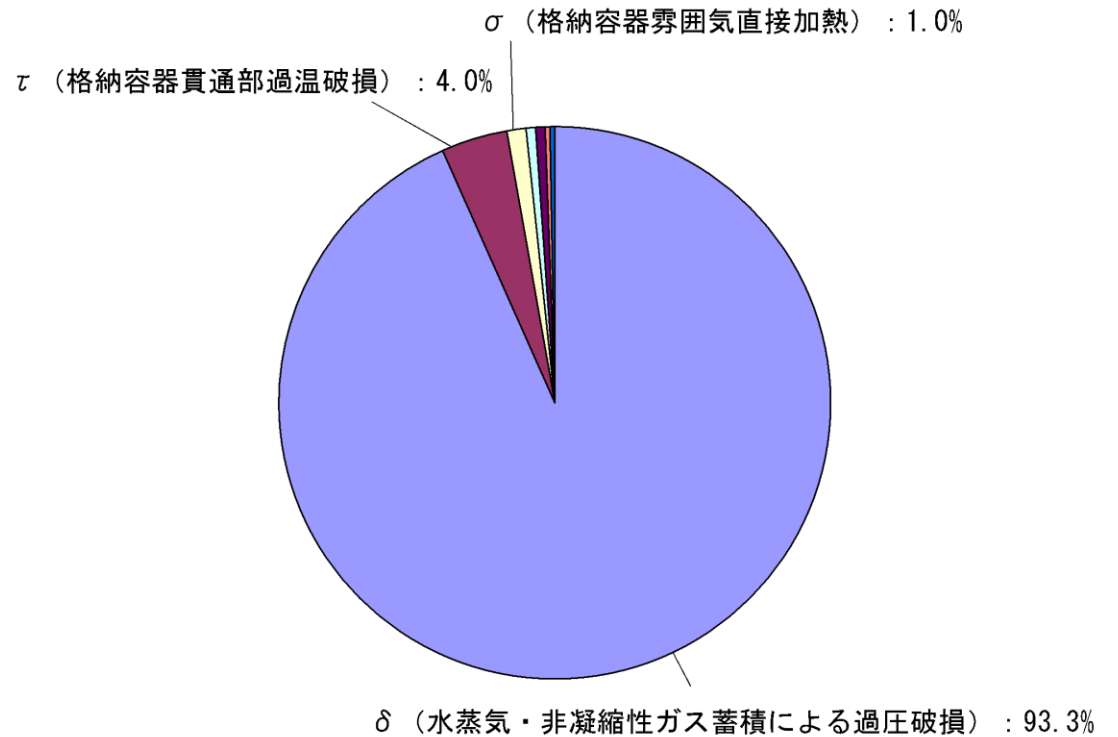


図2 格納容器機能喪失頻度の寄与割合 (レベル1.5PRA結果)

# ① 事故シーケンスごとの生起確率について (3/4)

表1 事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度 (レベル1PRA結果)

事故シーケンスグループ	事故シーケンス	対応する炉心損傷防止対策	シーケンス別CDF (/炉年)				寄与割合	グループ別CDF (/炉年)	全CDFへの寄与割合
			内部事象	地震	津波	合計			
原子炉補機冷却機能喪失	原子炉補機冷却機能喪失+RCPシールLOCA	2次系強制冷却+常設電動注入ポンプによる代替炉心注水	2.0E-04	1.3E-07	1.3E-10	2.0E-04	89.5%	2.0E-04	89.9%
	原子炉補機冷却機能喪失+加圧器逃がし弁/安全弁LOCA		9.0E-07	1.6E-10	5.8E-13	9.0E-07	0.4%		
	原子炉補機冷却機能喪失+補助給水失敗		※	5.1E-09	5.7E-10	1.0E-12	5.7E-09		
2次冷却系からの除熱機能喪失	小破断LOCA+補助給水失敗	フィードアンドブリード	5.9E-09	1.0E-08	—	1.6E-08	<0.1%	1.0E-05	4.7%
	主給水流量喪失+補助給水失敗		2.8E-07	2.1E-08	—	3.0E-07	0.1%		
	過渡事象+補助給水失敗		2.5E-06	—	—	2.5E-06	1.1%		
	手動停止+補助給水失敗		5.9E-06	—	—	5.9E-06	2.7%		
	外部電源喪失+補助給水失敗		1.4E-07	3.5E-07	—	4.9E-07	0.2%		
	2次冷却系の破断+補助給水失敗		1.2E-06	5.8E-10	—	1.2E-06	0.5%		
	2次冷却系の破断+主蒸気隔離失敗		7.9E-11	ε	—	7.9E-11	<0.1%		
	蒸気発生器伝熱管破損+補助給水失敗		8.0E-08	—	—	8.0E-08	<0.1%		
	炉内構造物損傷 (過渡事象+補助給水失敗)		※	—	8.2E-09	—	8.2E-09		
全交流動力電源喪失	外部電源喪失+非常用所内交流動力電源喪失	大容量空冷式発電機+2次系強制冷却+常設電動注入ポンプによる代替炉心注水	7.7E-06	4.3E-07	—	8.1E-06	3.7%	8.1E-06	3.7%
ECCS注水機能喪失	中破断LOCA+高圧注入失敗	2次系強制冷却+低圧注入	5.4E-07	ε	—	5.4E-07	0.2%	2.3E-06	1.1%
	小破断LOCA+高圧注入失敗		1.8E-06	1.3E-08	—	1.8E-06	0.8%		
	大破断LOCA+蓄圧注入失敗		8.8E-12	ε	—	8.8E-12	<0.1%		
	中破断LOCA+蓄圧注入失敗		2.6E-11	ε	—	2.6E-11	<0.1%		
	大破断LOCA+低圧注入失敗		3.9E-09	4.4E-09	—	8.2E-09	<0.1%		
	大破断LOCAを上回る規模のLOCA(Excess LOCA)		—	3.1E-08	—	3.1E-08	<0.1%		
ECCS再循環機能喪失	大破断LOCA+低圧再循環失敗+高圧再循環失敗	代替再循環	8.1E-08	4.2E-09	—	8.5E-08	<0.1%	5.8E-07	0.3%
	中破断LOCA+高圧再循環失敗	2次系強制冷却+低圧再循環	1.2E-07	1.2E-11	—	1.2E-07	<0.1%		
	小破断LOCA+高圧再循環失敗	3.8E-07	6.3E-09	—	3.8E-07	0.2%			
原子炉停止機能喪失	原子炉トリップが必要な起因事象+原子炉トリップ失敗	多様化自動作動設備	1.2E-08	1.1E-08	—	2.3E-08	<0.1%	2.3E-08	<0.1%
原子炉格納容器の除熱機能喪失	大破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗+低圧再循環失敗	格納容器内自然対流冷却	5.2E-12	ε	—	5.2E-12	<0.1%	3.6E-07	0.2%
	大破断LOCA+低圧再循環失敗+格納容器スプレイ再循環失敗		2.8E-11	ε	—	2.8E-11	<0.1%		
	中破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗		1.2E-08	ε	—	1.2E-08	<0.1%		
	中破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗		7.1E-08	ε	—	7.1E-08	<0.1%		
	小破断LOCA+格納容器スプレイ注入失敗		4.0E-08	3.1E-09	—	4.3E-08	<0.1%		
	小破断LOCA+格納容器スプレイ再循環失敗		2.3E-07	ε	—	2.3E-07	0.1%		
格納容器バイパス	インターフェイスシステムLOCA	クールダウンアンドリサイクリーション	3.0E-11	—	—	3.0E-11	<0.1%	4.8E-07	0.2%
	蒸気発生器伝熱管破損+破損側蒸気発生器の隔離失敗	4.8E-07	—	—	4.8E-07	0.2%			
合計			2.2E-04	1.0E-06	1.3E-10	2.2E-04	100%	2.2E-04	100%

※：国内外の先進的な対策を考慮しても炉心損傷防止が困難であるが、格納容器破損防止対策に期待できる。

ε：1.0E-11未満

CDF：炉心損傷頻度

# ① 事故シーケンスごとの生起確率について (4/4)

表2 格納容器破損モード別格納容器機能喪失頻度 (レベル1.5PRA結果)

格納容器の状態	PRAの結果による格納容器破損モード	モード記号	破損モード別CFF(／炉年)	全CFFに対する割合	規則解釈で想定する格納容器破損モード	
格納容器健全	格納容器健全	$\psi$	—	—	—	
格納容器バイパス	蒸気発生器伝熱管破損	$g$	6.7E-07	0.3%	—	
	温度誘因蒸気発生器伝熱管破損(TI-SGTR)				—	
	インターフェイスシステムLOCA	$\nu$	3.0E-11	<0.1%	—	
格納容器隔離失敗	格納容器隔離失敗	$\beta$	1.1E-06	0.5%	—	
格納容器物理的破損	早期格納容器破損	原子炉容器内での水蒸気爆発	$\alpha$	1.3E-09	<0.1%	—
		原子炉格納容器内の水蒸気爆発又は圧カスパイク	$\eta$	7.8E-09	<0.1%	原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用
		溶融物直接接触	$\mu$	2.0E-08	<0.1%	高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
		格納容器雰囲気直接加熱	$\sigma$	2.0E-06	1.0%	
		水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損以前)	$\gamma$	3.2E-10	<0.1%	水素燃焼
		水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損直後)	$\gamma'$	1.3E-09	<0.1%	
	後期格納容器破損	水素燃焼又は水素爆轟(原子炉容器破損後長時間経過後)	$\gamma''$	7.2E-09	<0.1%	
		ベースマツト溶融貫通	$\varepsilon$	1.5E-06	0.7%	溶融炉心・コンクリート相互作用
		格納容器貫通部過温破損	$\tau$	8.4E-06	4.0%	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過温破損)
		水蒸気・非凝縮性ガス蓄積による過圧破損	$\delta$	2.0E-04	93.3%	雰囲気圧力・温度による静的負荷(格納容器過圧破損)
	水蒸気蓄積による格納容器先行破損	$\theta$	3.5E-07	0.2%	—	
合 計				2.1E-04	100.0%	—

CFF : 格納容器機能喪失頻度

## ② セシウム放出量評価の事象選定について

- 新規基準の設置変更許可申請においては、事故シーケンスごとの放射性物質の放出量等を評価するレベル2PRAは実施していない。このため、Cs-137の放出量評価においては、環境に放出される放射性物質が多くなる事象を選定し、評価を実施している。

### 【事象選定の観点】

- 炉心溶融を前提とした重大事故では、Cs-137の放出量が多くなる。
- 更に、格納容器スプレイ注入に失敗する事象や炉心溶融の時間が早い事象がCs-137の放出量が多くなる。

＜格納容器スプレイ注入に失敗（格納容器破損防止対策として代替格納容器スプレイを実施）＞

- ・ 原子炉格納容器内に放出されたCs-137が、スプレイにより除去されにくくなる。
- ・ 原子炉格納容器圧力が高く推移することから、原子炉格納容器からの漏えい率が大きくなる。

＜炉心溶融時間が早い（アニュラス空気浄化設備の起動前に炉心溶融）＞

- ・ 炉心溶融時間が早いとアニュラス空気浄化設備を起動し、アニュラス空気浄化設備のフィルタによる放出量低減効果が有効になる前にCs-137が放出される。

- 以上より、炉心溶融の時間が早く、格納容器スプレイ注入に失敗する事象である格納容器過圧破損（大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）が最も放出量が多くなることから、Cs-137放出量評価で想定する事象として選定している。

### ③ 想定外の地震や津波などによって、例えば、配管が破損したら、どのようなになるのか

○設計を超える地震により複数の一次冷却材配管が同時に破損し、大破断LOCAを上回る規模のLOCA（エクセスLOCA）が発生した場合の評価を行っている。この結果、常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ及び格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却により格納容器の健全性を確保できることを確認している。

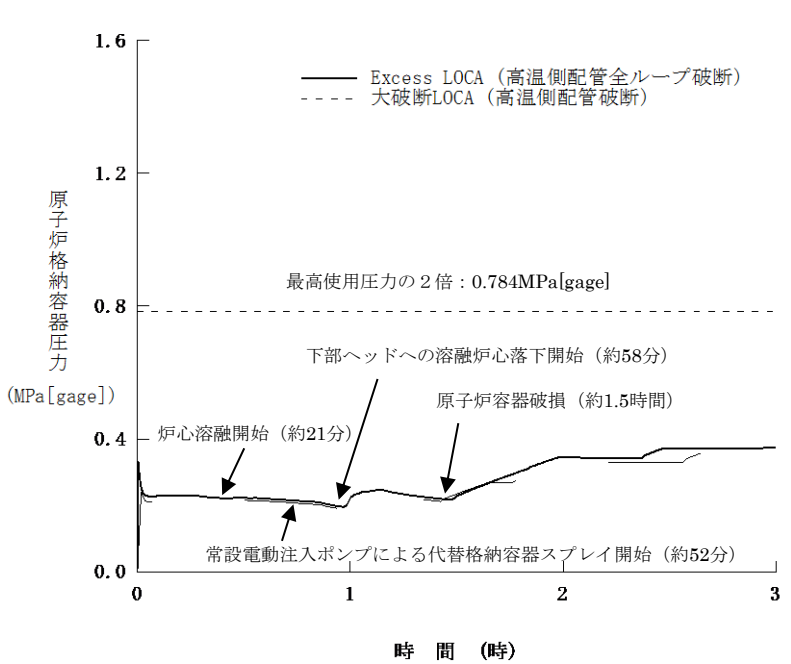


図1 エクセスLOCA発生時（RCS高温側配管全ループ破断）の原子炉格納容器圧力の推移

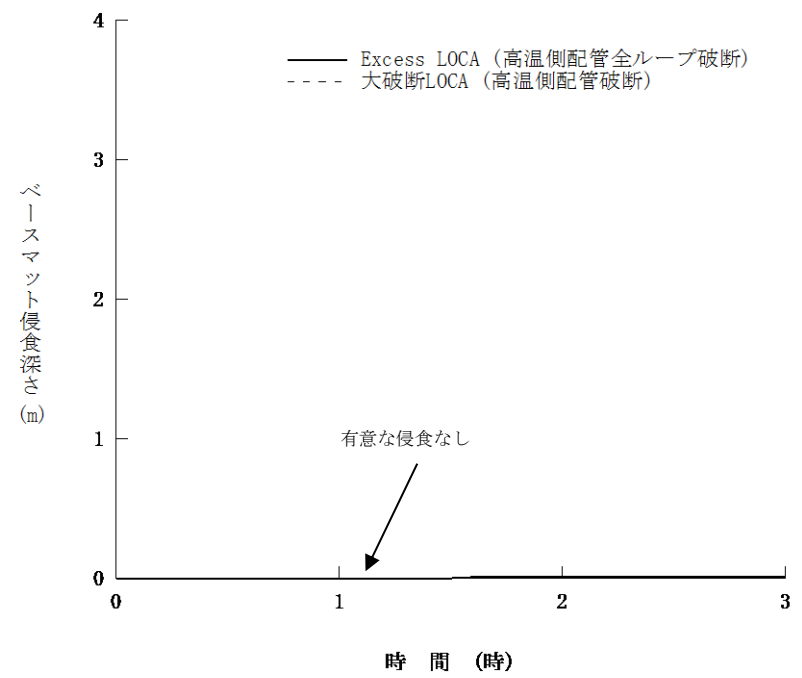


図2 エクセスLOCA発生時（RCS高温側配管全ループ破断）のベースマツト侵食深さの推移



#### ④ セシウム137 (Cs-137) の放出におけるほう酸の影響について

○Cs-137の放出量評価において、炉心内蓄積量は炉心熱出力に対して定常誤差を考慮した上限値を設定していること、放出量は原子炉格納容器圧力からの漏えい率に余裕を見込んだ値等、保守的な条件にて評価を実施していることから、評価結果は保守性があると判断しており、ほう酸の影響については考慮していない。

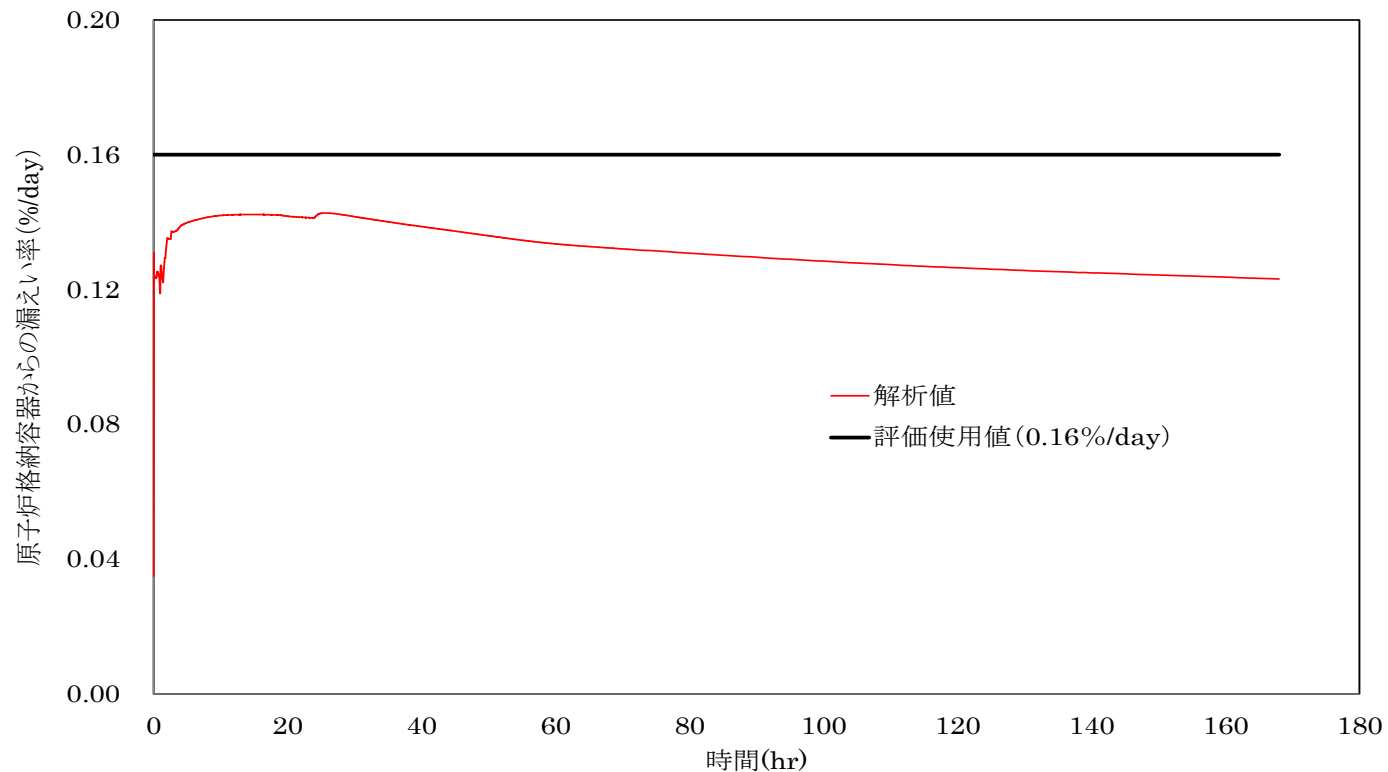


図1 原子炉格納容器圧力に応じた原子炉格納容器からの漏えい率

## ⑤ 格納容器過圧破損において、水素再結合装置（PAR）及び電気式水素燃焼装置（イグナイタ）の効果을期待しない根拠について

○格納容器過圧破損（大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）においては、原子炉格納容器圧力及び温度の上昇を抑制する観点から、格納容器破損防止対策として整備した常設電動注入ポンプによる代替格納容器スプレイ、格納容器再循環ユニットによる格納容器内自然対流冷却における有効性評価を実施している。

○評価の結果、図1に示すとおり、原子炉格納容器内の水素分圧は、全圧約0.5MPa[abs]に対して0.01MPa[abs]程度であり、原子炉格納容器圧力に与える影響は小さいことが明らかとなっている。

○解析は、原子炉格納容器圧力の観点で厳しくなるよう、PAR及びイグナイタの作動については期待していないが、PARによる発熱反応が原子炉格納容器圧力に与える影響を評価している。

○この結果、PARによる発熱量は、炉心崩壊熱の約2%であり、原子炉格納容器圧力に与える影響は小さい。

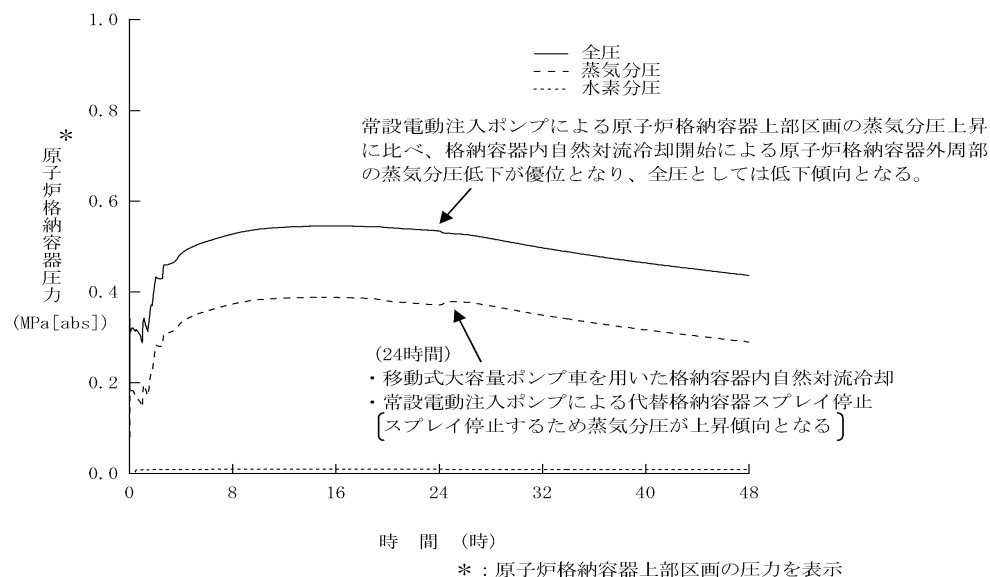


図1 原子炉格納容器圧力に占める水蒸気及び水素の分圧（絶対圧）の推移

## ⑥ 重大事故等対策の作業時間と被ばく線量の関係について（1/2）

- 重大事故等対策の作業の成立性を確認するため、以下のとおり被ばく線量を評価している。
- 評価としては、炉心溶融が早く、事象進展中は原子炉格納容器圧力が高く推移し、放出放射エネルギーが多くなる格納容器過圧破損（大破断LOCA時に低圧注入機能、高圧注入機能及び格納容器スプレイ注入機能が喪失する事故）を対象としている。
- 評価の対象としては、作業に要する時間等を考慮して復水タンクへの給水確保及び移動式大容量ポンプ車の配備を対象としている（線量評価点は図1参照）。
- 評価の結果、表1のとおり、3号炉及び4号炉において、同時に上記事故が発生した場合についても、作業が問題なくできることを確認している。

表1 被ばく線量の確認結果

屋外作業		復水タンクへの給水確保	移動式大容量ポンプ車の配備
線量評価点		原子炉周辺建屋横	移動式大容量ポンプ車設置場所
滞在時間想定		5時間50分※～9時間50分	10時間※～22時間
線量 確認結果 (マスク 考慮)	①建屋からの直接ガンマ線・スカイシャインガンマ線による被ばく	3号炉：約1.8mSv 4号炉：約36mSv	3号炉：約4.6mSv 4号炉：約1.1mSv
	②大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による外部被ばく（クラウドシャインガンマ線）	約1.3mSv	約1.5mSv
	③大気中へ放出された放射性物質による内部被ばく	約2.3mSv	約0.44mSv
	④大気中へ放出された放射性物質のガンマ線による外部被ばく（グランドシャインガンマ線）	約6.2mSv	約3.7mSv
	合計（①+②+③+④）	約47mSv（≦100mSv）	約11mSv（≦100mSv）

※炉心溶融時には屋内に退避し、屋外作業は、復水タンクへの給水確保を5時間50分後、移動式大容量ポンプ車の配備を10時間後に実施することで作業員の被ばく低減を図る。

⑥ 重大事故等対策の作業時間と被ばく線量の関係について (2 / 2)



図 1 線量評価点

## ⑦ 電気式水素燃焼装置（イグナイタ）による水素処理について

- 格納容器破損防止対策として整備したイグナイタについては、水素濃度の観点で厳しくなる「大破断LOCA時に低圧注入機能及び高圧注入機能が喪失する事故」において、有効性を確認している。
- 本評価では、溶融炉心の拡がりの不確かさを考慮して、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）によって発生する水素を考慮している。
- 評価の結果、イグナイタによる水素処理を考慮することにより原子炉格納容器内の水素濃度は最大約9.5vol%となり

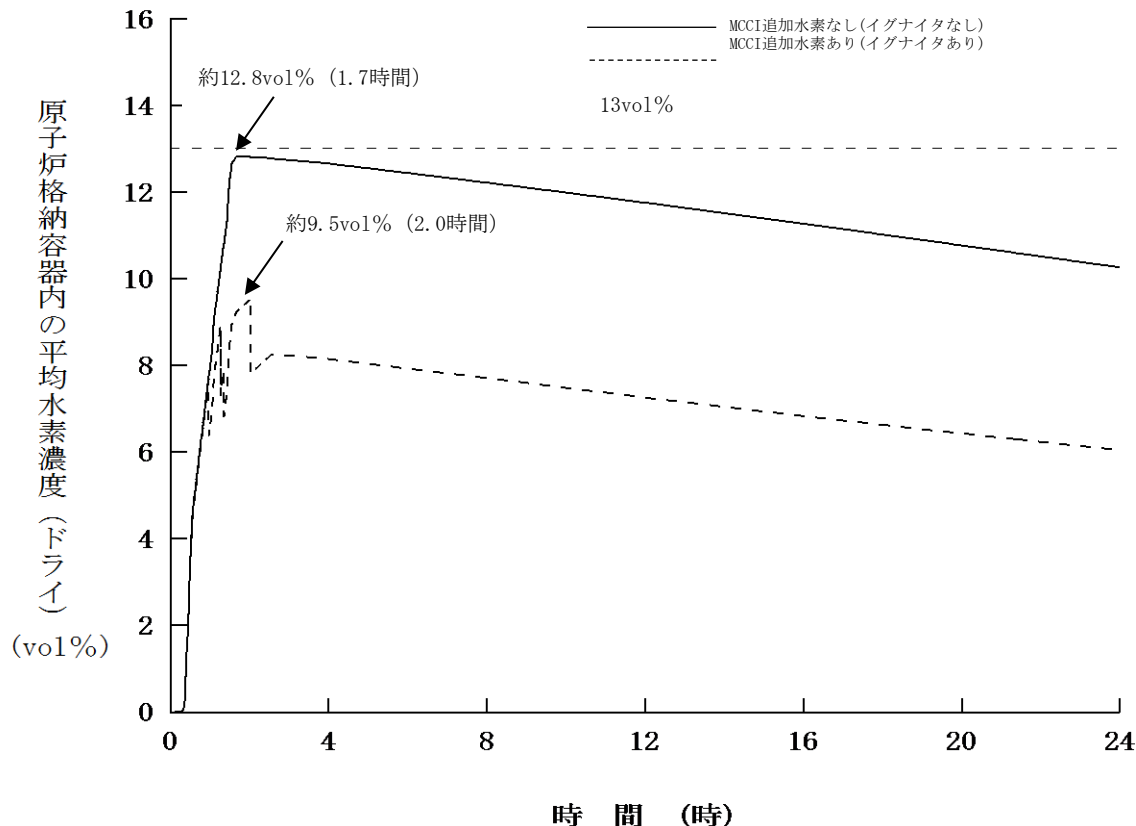


図1 原子炉格納容器内の平均水素濃度の推移

## ⑧ 湿潤火山灰や粘度の高い火山灰における、ホイールローダ等での除去について

○実際の火山灰を用いた検証試験を行っており、乾燥状態及び湿潤状態いずれの場合もホイールローダにより火山灰を除去可能であることを確認している。



[全長32m]



[幅員3m]



[厚さ15cm]



### 試験条件

- 15cmの火山灰を道路上に堆積（玄海原子力発電所で想定する火山灰の層厚：10cm）
- 乾燥状態及び散水により火山灰の湿潤状態を模擬（写真は湿潤状態の検証試験）
- ホイールローダによる火山灰の除去を検証

### 試験結果

- 乾燥状態及び湿潤状態いずれの場合もホイールローダにより火山灰を除去可能であることを確認した。

## ⑨ 溶融物質が原子炉下部キャビティに落下している状況での水位計の機能について（1／2）

- 原子炉下部キャビティでの溶融炉心冷却に必要な水量については、格納容器再循環サンプ水位計や積算流量計等により測定した注水量から格納容器内の水位の把握は可能であると考えている。
- しかし、更なる監視性向上のために、原子炉下部キャビティ室に必要な水量が確保できていることを直接検知する電極式の水位検出器を設置することとした。
- この検出器は、2本の電極間の抵抗値の変化により水の有無を検知するものであり、また、ケーブルは無機物で絶縁したケーブルを使用しており耐環境性に優れたものである。
- 水位計の設置位置及びその計器の構成等については、次ページに記載する。

# ⑨ 溶融物質が原子炉下部キャビティに落下している状況での水位計の機能について (2/2)

## 【原子炉下部キャビティ水位監視装置概要】

