

# 島根原子力発電所 2 号炉 運転中の原子炉における 格納容器破損防止対策の有効性評価について

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

令和 2 年 1 月  
中国電力株式会社

1. 高压溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱 (DCH)	.....	P 2
2. 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 (FCI)	.....	P16
3. 溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI)	.....	P20
4. 審査会合での指摘事項に対する回答	.....	P23

# 1. 高压熔融物放出／格納容器雰囲気直接加熱（DCH）

# 1.1 DCH 事象の概要

## 【DCHの特徴】

- 原子炉圧力が高い状態で原子炉圧力容器が損傷し、溶融炉心、水蒸気、水素ガス等が急速に放出され、原子炉格納容器雰囲気は直接加熱されることにより、急速に格納容器圧力が上昇する等、原子炉格納容器に熱的・機械的な負荷が発生して原子炉格納容器の破損に至る。

## 【DCHの事故想定】

- プラント損傷状態を高圧注水・減圧機能喪失（TQUX）とする。
- 低圧注水機能も喪失するものとし、さらに重大事故等対処設備による低圧代替注水にも期待しないものとする。
- 非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源喪失の重畳を考慮するものとする。

外部電源



非常用ディーゼル  
発電機等\*



重大事故等対処設備による低圧代替注水も期待しない

低圧原子炉  
代替注水系



低圧炉心  
スプレイ系



残留熱除去系  
(低圧注水モード)



低圧注水機能も機能喪失

※：非常用ディーゼル発電機及び  
高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機

原子炉格納容器

逃がし弁機能は健全だが自動減圧機能  
作動条件（低圧ECCSポンプ運転）を  
満たしていないため作動しない

自動減圧機能付き逃がし安全弁

原子炉  
圧力  
容器

給水系



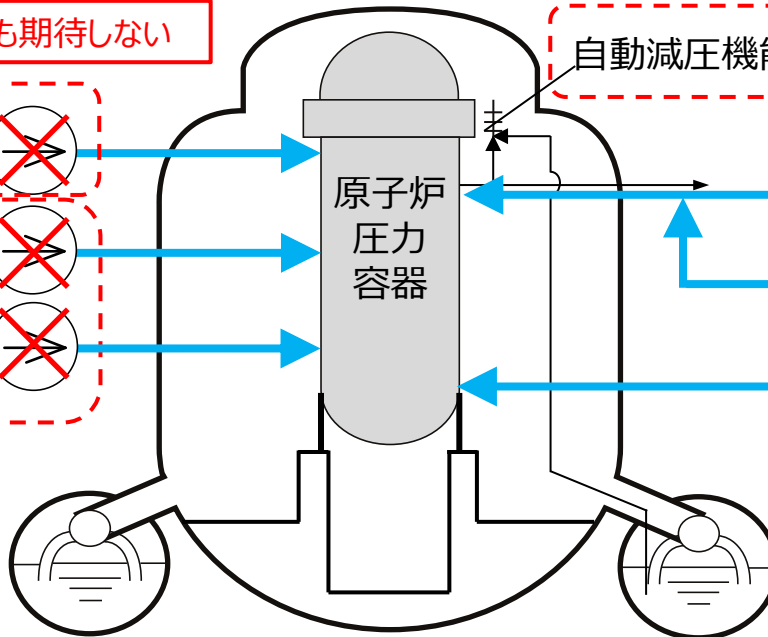
原子炉隔離時  
冷却系



高圧炉心  
スプレイ系



高圧注水機能喪失

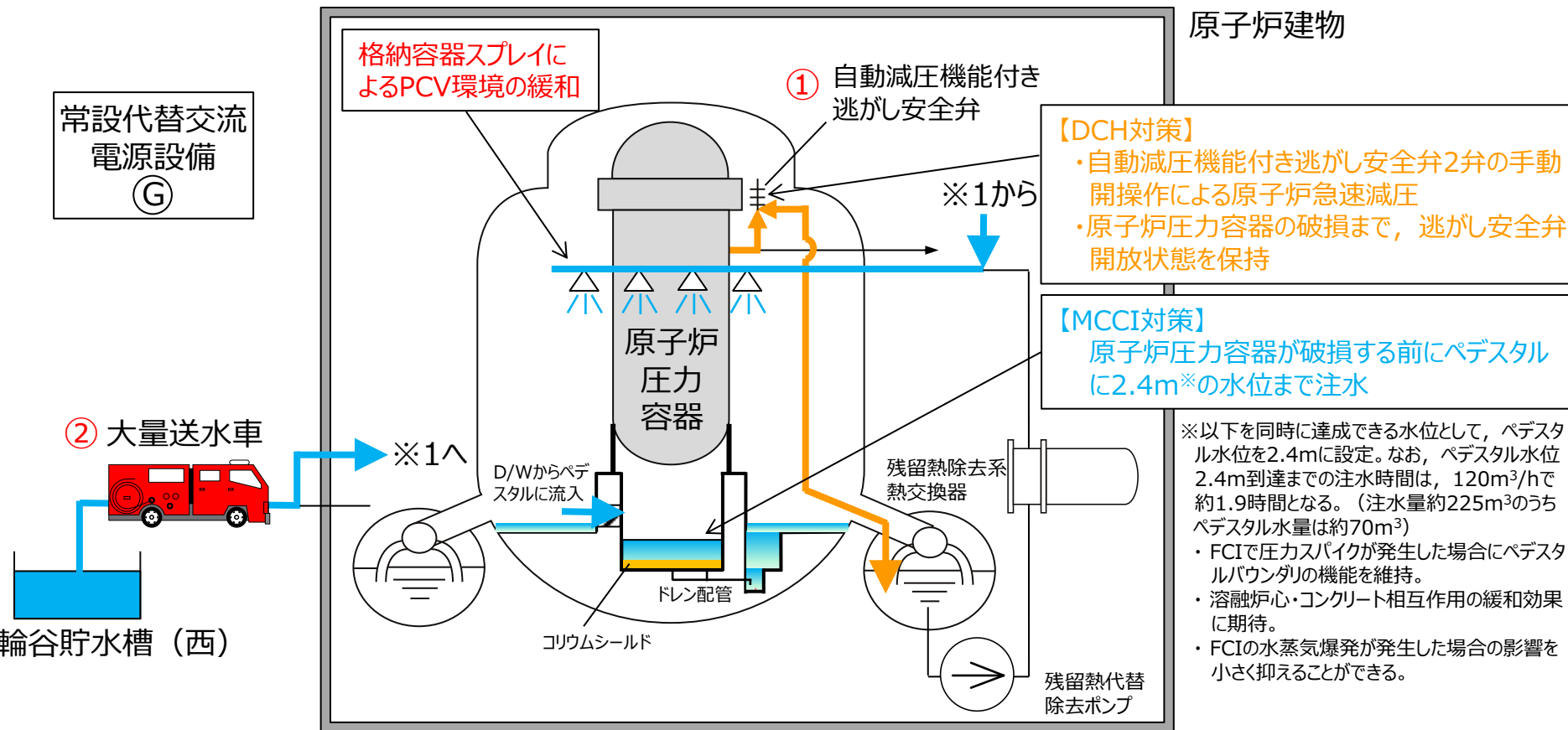


# 1.2 DCH等 格納容器破損防止対策 (1/3)

## 【DCH, FCI, MCCIの対策概要】

### 対策① 原子炉圧力容器が破損するまで

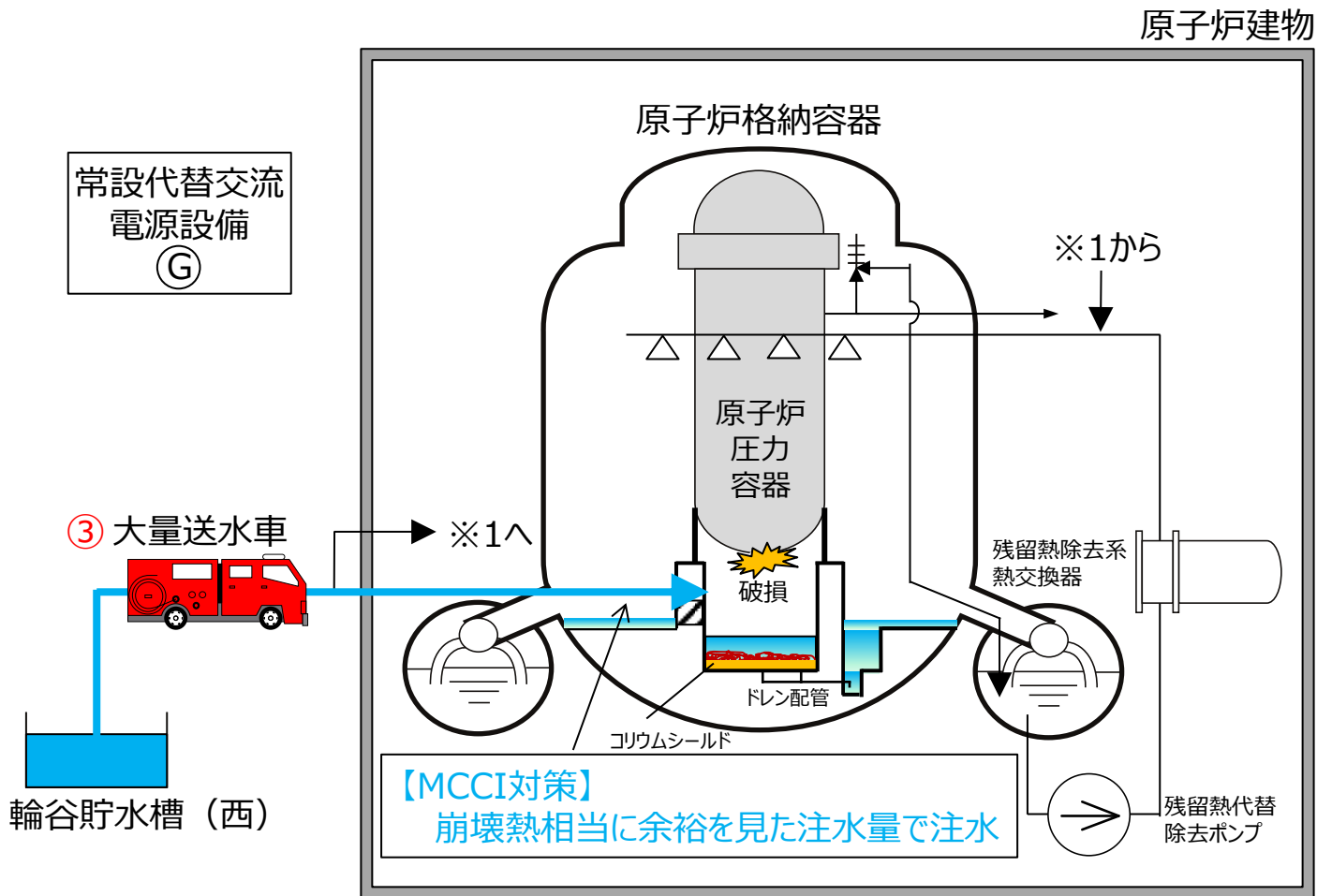
- ① 原子炉水位が燃料棒有効長底部(BAF)から燃料棒有効長の20%上の位置(BAF+20%)に到達した時点で、自動減圧機能付き逃がし安全弁2個を手動開操作し、原子炉を急速減圧する。以降、開放状態を維持する。
- ② 格納容器代替スプレイ系（可搬型）により、原子炉圧力容器破損前にペDESTALに2.4mの水位まで注水する。



## 1.2 DCH等 格納容器破損防止対策 (2/3)

対策② 原子炉圧力容器破損後から残留熱代替除去系の運転開始後まで

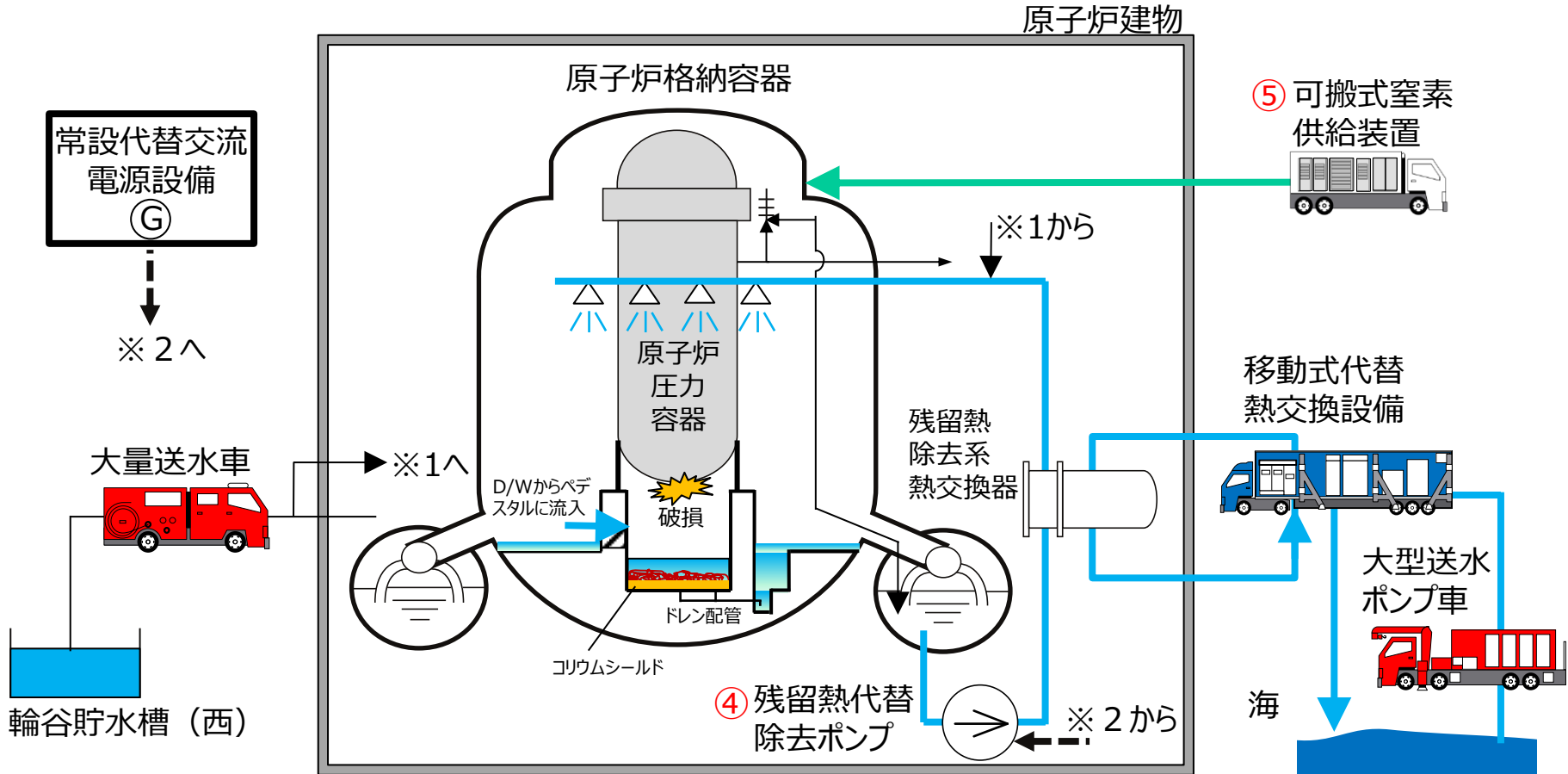
③ ペDESTAL代替注水系(可搬型)により、崩壊熱相当に余裕を見た注水量で注水する。



# 1.2 DCH等 格納容器破損防止対策 (3/3)

## 対策③ 残留熱代替除去系の運転開始後

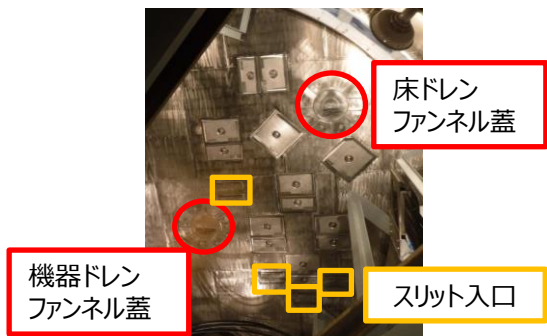
- ④ 残留熱代替除去系による溶融炉心の冷却及び原子炉格納容器除熱
- ⑤ 可搬式窒素供給装置による原子炉格納容器内への窒素注入



# 1.3 コリウムシールドについて (1/2)

## 【コリウムシールドの基本構造】

- ペDESTAL内に落下した溶融炉心のドライウエルサンプへの流出を防ぐ観点から、ペDESTAL内にコリウムシールドを設置する。コリウムシールドの外形及び基本構造を下図に示す。
- コリウムシールドは、ペDESTAL床面全体を覆う構造とし、耐熱材は溶融炉心との接触に伴う熱衝撃対策として二層構造（犠牲材 + サンプ防護材）とし、にて互いに接着する。
- 原子炉冷却材の漏えいが検出できるようスリット(床ドレン流路)を設置し、スリット形状としては、床ドレンサンプへの漏えい水の流入量が 1 gpm (0.228m<sup>3</sup>/h) 以上となるように設定する。また、スリットに溶融炉心が流入した場合でも、スリット内で溶融炉心が凝固しドライウエルサンプへ流出しない形状とする。
- スリットが何らかの原因で閉塞した場合でも漏えい水の検知ができるよう、4 か所設置する。



コリウムシールドの設置状況



コリウムシールドの外形及び基本構造



スリット部断面概略図



## 【スリット内の溶融炉心凝固評価について】

### ➤ 評価方法

- 溶融炉心のスリット内凝固評価は実溶融炉心を用いた試験による確認が困難であることから、複数の評価モデルで凝固評価を実施し、各々の結果を包絡するようにスリット長さを決定した。なお、凝固評価においては、事前注水成功によりスリット内に水が存在すると考えられるものの、水は存在しないものとして評価を行った。

評価モデル	概要	適用実績
	平行平板間の溶融デブリが凝固し流路が平衡することを想定したモデル	<ul style="list-style-type: none"> <li>米国 N R C に認可されたモデル</li> <li>US-ABWR は本モデルに基づき標準設計認証を取得</li> </ul>
	円管内での溶融デブリの流動距離を評価するモデル	<ul style="list-style-type: none"> <li>M A A P の R P V 下部プレナムにおける核計装管等の貫通部配管でのデブリ凝固評価に用いられている。</li> <li>E P R I によって行われた模擬デブリの凝固試験結果と、本モデルの評価結果とが、おおよそ一致していることが確認されている。</li> </ul>
	流路周長全体を伝熱面とし、壁面への伝熱を評価するモデル	<ul style="list-style-type: none"> <li>溶融デブリに対する凝固評価には使用実績なし</li> <li>鑄造分野で使用されている。</li> </ul>

### ➤ 評価条件

- MAAP解析結果における溶融デブリ物性値（液相・固相線温度、溶融潜熱、熱伝導率等）や流路形状等を使用

### ➤ 評価結果

- 各評価モデルでの凝固評価結果から、モデルの違いにより溶融炉心の凝固評価に多少の差異があるものの、溶融炉心の流動距離は最大でも   である。

# 1.4 DCH 主要解析条件 (1/3)

表1-1 主要解析条件 (1/3)

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
解析コード		M A A P	-
初期条件	原子炉熱出力	2,436MW	定格原子炉熱出力として設定
	原子炉圧力	6.93MPa[gage]	定格原子炉圧力として設定
	燃料	9×9燃料 (A型)	9×9燃料 (A型), 9×9燃料 (B型) は熱水力的な特性は同等であり, その相違は燃料棒最大線出力密度の保守性に包絡されること, また, 9×9燃料の方がMOX燃料よりも崩壊熱が大きく, 燃料被覆管温度上昇の観点で厳しいため, MOX燃料の評価は9×9燃料 (A型) の評価に包絡されることを考慮し, 代表的に9×9燃料 (A型) を設定
	原子炉停止後の崩壊熱	ANSI/ANS-5.1-1979 (燃焼度33GWd/t)	サイクル末期の燃焼度のばらつきを考慮し, 10%の保守性を考慮
	格納容器空間容積 (ドライウエル)	7,900m <sup>3</sup>	ドライウエル内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値) を設定
	格納容器空間容積 (サブプレッション・チェンバ)	空間部: 4,700m <sup>3</sup> 液相部: 2,800m <sup>3</sup>	サブプレッション・チェンバ内体積の設計値 (内部機器及び構造物の体積を除いた値) を設定
	サブプレッション・プール水位	3.61m (NWL)	通常運転時のサブプレッション・プール水位として設定
	熔融炉心からプール水への熱流束	800kW/m <sup>2</sup> 相当 (圧力依存あり)	過去の知見※に基づき初期水張りの効果を考慮して設定
	コンクリートの種類	玄武岩系コンクリート	使用している骨材の種類から設定
	コンクリート以外の構造材の扱い	内側鋼板及びリブ鋼板は考慮しない	内側鋼板及びリブ鋼板については, コンクリートよりも融点が高いことから保守的に考慮しない

※ 有効性評価の解析では, 米国国立サンディア研究所(SNL)で実施された熔融炉心とコンクリートの相互作用及び熔融炉心冷却に関する実験であるSWISS実験において報告されている溶融物から水プールへの熱流束が大気圧状態で800kW/m<sup>2</sup>程度であることに基づき, 設定している。

# 1.4 DCH 主要解析条件 (2/3)

表1-1 主要解析条件 (2/3)

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
事故条件	起因事象	給水流量の全喪失	原子炉水位の低下の観点で厳しい事象を設定
	安全機能の喪失に対する仮定	高圧注水機能喪失 低圧注水機能喪失 重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失 全交流動力電源喪失	高圧注水機能として原子炉隔離時冷却系及び高圧炉心スプレイ系の機能喪失を、低圧注水機能として残留熱除去系（低圧注水モード）及び低圧炉心スプレイ系の機能喪失を設定するとともに、重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失を設定すべての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を設定
	外部電源	外部電源なし	全交流動力電源喪失を想定するため、外部電源なしを設定
	高温ガスによる配管等のクリーブ破損や漏洩等	考慮しない	原子炉圧力を厳しく見積もるものとして設定
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム信号	事象発生と同時に原子炉スクラム	事象発生と同時に原子炉スクラムするものとして設定
	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.58MPa[gage]×2個, 367t/h/個 7.65MPa[gage]×3個, 370t/h/個 7.72MPa[gage]×3個, 373t/h/個 7.79MPa[gage]×4個, 377t/h/個	逃がし安全弁の逃がし弁機能の設計値として設定
		自動減圧機能付き逃がし安全弁の2個を開ることによる原子炉急速減圧	逃がし安全弁の設計値に基づく蒸気流量及び原子炉圧力の関係から設定
	格納容器代替スプレイ系（可搬型）	原子炉圧力容器破損前： 120m <sup>3</sup> /hにて格納容器内にスプレイ※	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮して設定
	ペDESTAL代替注水系（可搬型）	原子炉圧力容器破損後： 崩壊熱相当に余裕を見た注水量にてペDESTALに注水※	溶融炉心冷却が継続可能な流量として設定

※ 大量送水車による注水

# 1.4 DCH 主要解析条件 (3/3)

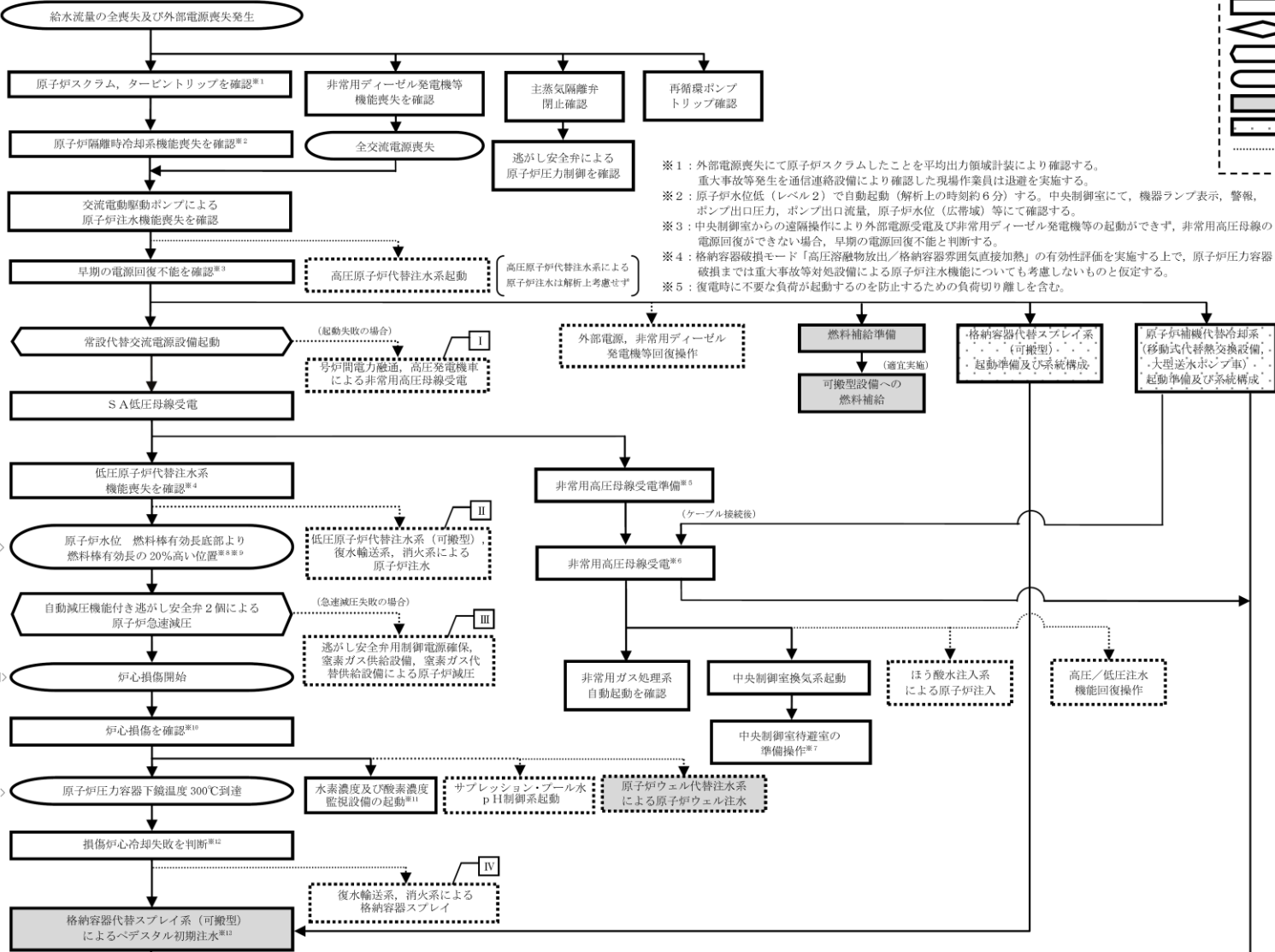
表1-1 主要解析条件 (3/3)

項目		主要評価条件	条件設定の考え方
重大事故等対策に関する機器条件	残留熱代替除去系	120m <sup>3</sup> /hにて格納容器内にスプレイ	残留熱代替除去系の設計値として設定
	可搬式窒素供給装置	総注入流量：100Nm <sup>3</sup> /h ・窒素：99.9Nm <sup>3</sup> /h ・酸素：0.1Nm <sup>3</sup> /h ガス温度：35℃	総注入量は格納容器内の酸素濃度の上昇抑制に必要な流量として設定 酸素注入流量は純度99.9%を考慮して残り全てを酸素として設定 ガス温度は気象条件を考慮して設定
	コリウムシールド	材料：ジルコニア耐熱材 侵食開始温度：2,100℃	材料は、熔融炉心のドライウェルサンプへの流出を防止する観点から、ジルコニア耐熱材を設定 侵食開始温度は、ジルコニア耐熱材の侵食試験結果に基づき設定
重大事故等対策に関連する操作条件	原子炉急速減圧操作	原子炉水位が燃料棒有効長底部より燃料棒有効長の20%上の位置に到達した時点	炉心損傷後の酸化反応の影響緩和を考慮し設定
	格納容器代替スプレイ系(可搬型)によるペDESTALへの注水操作(原子炉圧力容器破損前の初期水張り)	原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達したことを確認して開始し、ペDESTALの水位が2.4m(約70m <sup>3</sup> 相当)に到達したことを確認した場合に停止する	格納容器温度の抑制効果及び炉心損傷後の原子炉圧力容器の破損による熔融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定
	ペDESTAL代替注水系(可搬型)によるペDESTALへの注水操作(原子炉圧力容器破損後の注水)	原子炉圧力容器の破損を確認した場合	炉心損傷後の原子炉圧力容器の破損による熔融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定
	残留熱代替除去系による熔融炉心冷却及び原子炉格納容器除熱操作	事象発生から10時間後	原子炉補機代替冷却系の準備時間を考慮して設定
	可搬式窒素供給装置による格納容器内窒素供給操作	事象発生から12時間後	原子炉補機代替冷却系の準備完了後の可搬式窒素供給装置の準備時間を考慮して設定

# 1.5 DCH 対応手順の概要 (1/2)

【 】：時刻 (解析条件)  
 < >：時刻 (解析結果)

[0秒]



- ※1：外部電源喪失にて原子炉スクラムしたことを平均出力領域計装により確認する。重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する。
- ※2：原子炉水位低(レベル2)で自動起動(解析上の時刻約6分)する。中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ出口圧力、ポンプ出口流量、原子炉水位(広帯域)等にて確認する。
- ※3：中央制御室からの遠隔操作により外部電源受電及び非常用ディーゼル発電機等の起動ができず、非常用高圧母線の電源回復ができない場合、早期の電源回復不能と判断する。
- ※4：格納容器破損モード「高圧溶融物放出/格納容器雰囲気直接加熱」の有効性評価を実施する上で、原子炉压力容器破損までは重大事故等対処設備による原子炉注水機能についても考慮しないものと仮定する。
- ※5：復電時に不要な負荷が起動するのを防止するための負荷切り離しを含む。

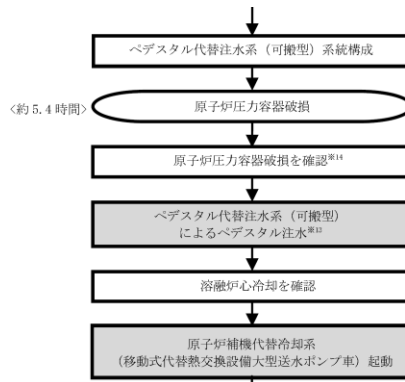


A^

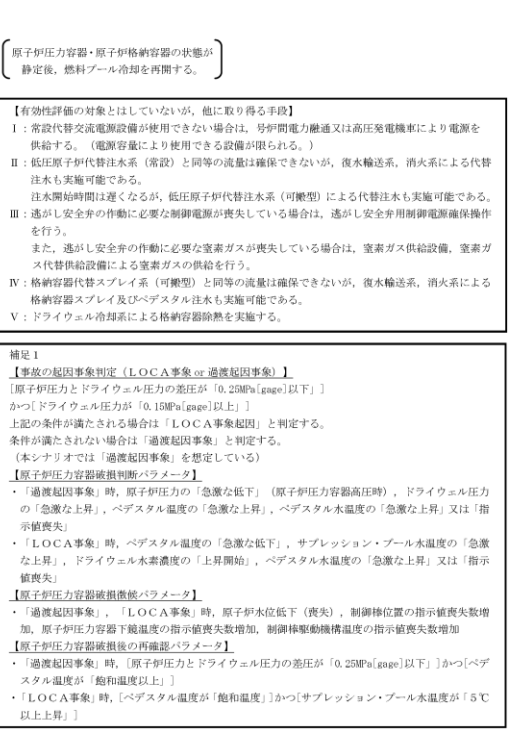
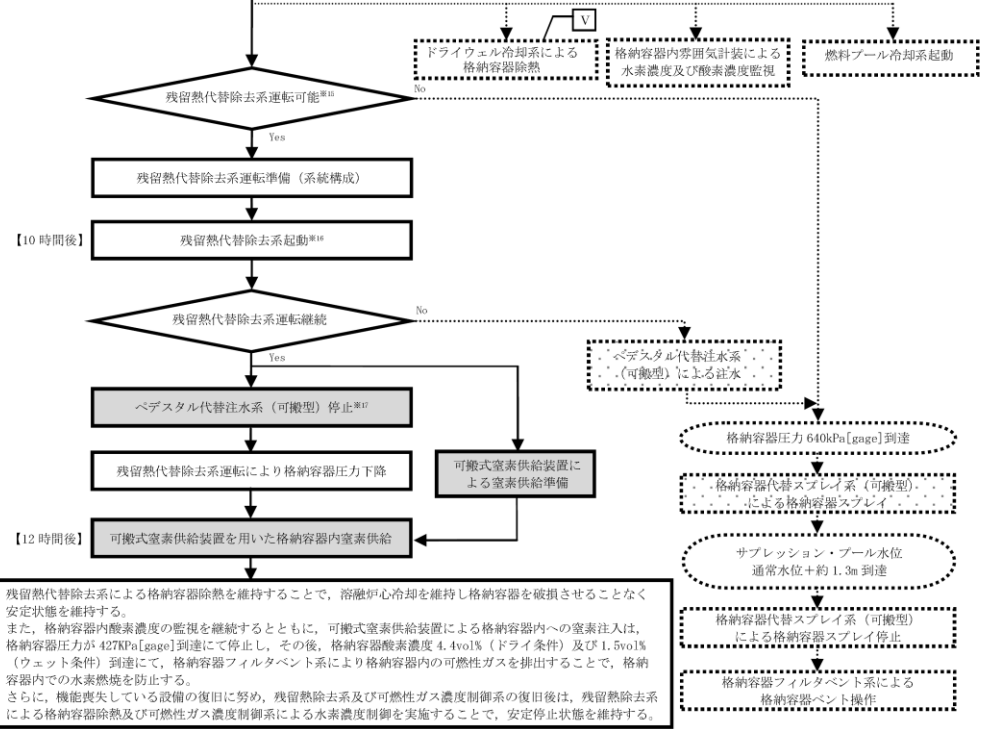
B^

# 1.5 DCH 対応手順の概要 (2/2)

Aより



- ※6：非常用高圧母線 2 系列のうち、1 系列は移動式代替熱交換設備ケーブル接続後を受電する。
- ※7：中央制御室待避室の準備操作は、以下を実施する。
  - ・中央制御室待避室内の正圧化準備操作
  - ・LEDライト（ランタンタイプ）の設置
  - ・プラントパラメータ監視装置（中央制御室待避室）の設置
- ※8：原子炉減圧時における炉心の蒸気冷却効果及び水素発生量増加の観点から、適切な時期で原子炉減圧を行う水位として設定。
- ※9：原子炉注水の手段が全くない場合、シュワド内水位が燃料棒有効底部より燃料棒有効長の 20% 高い位置に到達した時点で原子炉減圧を行う。「燃料棒有効底部より燃料棒有効長の 20% 高い位置」とは、原子炉水位計（燃料域）で-724cm を示す。
- ※10：炉心損傷は以下により判断する。
  - ・格納容器雰囲気放射線モニタのガンマ線量率が設計基準事故相当のガンマ線量率の 10 倍を超えた場合
  - なお、格納容器雰囲気放射線モニタによる炉心損傷の判断ができない場合は原子炉压力容器温度が 300℃ 以上（1 点以上）となった時点で、炉心損傷と判断する。
- ※11：格納容器水素濃度（SA）及び格納容器酸素濃度（SA）を起動する。
- ※12：原子炉压力容器下鏡温度 300℃ 到達により損傷炉心冷却失敗と判断する。
  - なお、原子炉压力容器下鏡温度の 300℃ 到達は原子炉压力容器温度（SA）により確認し、いずれか 1 点が 300℃ に達した時点で判断する。
- ※13：格納容器スプレイ流量は 120m<sup>3</sup>/h とし、コリウムシールド上面から 2.4m（注水量約 225m<sup>3</sup> 相当）まで初期水張りを実施後、格納容器スプレイを停止する。
  - 原子炉压力容器破損後はベドスタル注水に切り替え、崩壊熱相当に余裕を見た量注入する。
- ※14：原子炉压力容器破損後は、压力容器破損判断パラメータにより判断する。（補足 1）
- ※15：原子炉補機代替冷却系による冷却水の供給がされていること、残留熱代替除去系の電源が確保されていることを確認し、残留熱代替除去系の運転可能判断をする。
- ※16：残留熱代替除去系により循環流量 120m<sup>3</sup>/h にて原子炉格納容器内にスプレイを行う。
- ※17：ベドスタル代替注水（可搬型）による注水は、「残留熱代替除去系運転の確認」と及び「D/W 水位計によるベント管下端位置（ドライウエル床面+1m）到達」並びに「格納容器圧力 384kPa[gauge]未満」であることを確認後、停止する。



Bより

凡例

- : 操作・確認
- : 判断
- : 操作及び判断
- : プラント状態（解析）
- : 復旧班要員の作業
- : 運転員と復旧班要員の共同作業
- : 解析上考慮しない操作・確認

【有効性評価の対象とはしていないが、他に取れる手段】

- I：常設代替交流電源設備が使用できない場合は、另炉間電力融通又は高圧送電機車により電源を供給する。（電源容量により使用できない設備に限られる。）
- II：低圧原子炉代替注水系（常設）と同等の流量は確保できないが、復水輸送系、消火系による代替注水も実施可能である。  
注水開始時間は遅くなるが、低圧原子炉代替注水系（可搬型）による代替注水も実施可能である。
- III：逃がし安全弁の作動に必要な制御電源が喪失している場合は、逃がし安全弁用制御電源確保操作を行う。  
また、逃がし安全弁の作動に必要な窒素ガスが喪失している場合は、窒素ガス供給設備、窒素ガス代替供給設備による窒素ガスの供給を行う。
- IV：格納容器代替スプレイ系（可搬型）と同等の流量は確保できないが、復水輸送系、消火系による格納容器スプレイ及びベドスタル注水も実施可能である。
- V：ドライウエル冷却系による格納容器除熱を実施する。

補足 1

【事故の起因事象判定（LOCA事象 or 過渡起因事象）】  
[原子炉圧力とドライウエル圧力の差圧が「0.20MPa[gauge]以下」]かつ[ドライウエル圧力が「0.15MPa[gauge]以上」]  
上記の条件が満たされる場合は「LOCA事象起因」と判定する。  
条件が満たされない場合は「過渡起因事象」と判定する。  
（本シナリオでは「過渡起因事象」を想定している）

【原子炉压力容器破損判断パラメータ】

- ・「過渡起因事象」時、原子炉圧力の「急激な低下」（原子炉压力容器高圧時）、ドライウエル圧力の「急激な上昇」、ベドスタル温度の「急激な上昇」、ベドスタル水温度の「急激な上昇」又は「指示値喪失」
- ・「LOCA事象」時、ベドスタル温度の「急激な低下」、サブプレッション・プール水温度の「急激な上昇」、ドライウエル水素濃度の「上昇開始」、ベドスタル水温度の「急激な上昇」又は「指示値喪失」

【原子炉压力容器破損後確認パラメータ】

- ・「過渡起因事象」、「LOCA事象」時、原子炉水位低下（喪失）、制御棒位置の指示値喪失数増加、原子炉压力容器下鏡温度の指示値喪失数増加、制御棒駆動機構温度の指示値喪失数増加

【原子炉压力容器破損後の再確認パラメータ】

- ・「過渡起因事象」時、[原子炉圧力とドライウエル圧力の差圧が「0.25MPa[gauge]以下」]かつ[ベドスタル温度が「飽和温度以上」]
- ・「LOCA事象」時、[ベドスタル温度が「飽和温度」]かつ[サブプレッション・プール水温度が「5℃以上上昇」]

残留熱代替除去系による格納容器除熱を維持することで、溶解炉心冷却を維持し格納容器を破損させることなく安定状態を維持する。  
また、格納容器内酸素濃度の監視を継続するとともに、可搬式窒素供給装置による格納容器内への窒素注入は、格納容器圧力が 427kPa[gauge] 到達にて停止し、その後、格納容器酸素濃度 4.4vol%（ドライ条件）及び 1.5vol%（ウェット条件）到達にて、格納容器フィルタベント系により格納容器内の可燃性ガスを排出することで、格納容器内での水素燃焼を防止する。  
さらに、機能喪失している設備の復旧に努め、残留熱除去系及び可燃性ガス濃度制御系の復旧後は、残留熱除去系による格納容器除熱及び可燃性ガス濃度制御系による水素濃度制御を実施することで、安定停止状態を維持する。

## 1.6 DCH 有効性評価の結果

### 【DCHにおける有効性評価の結果】

- 表1-2に示す評価項目について、原子炉水位が燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上の位置に到達した時点で原子炉を急速減圧することにより、解析結果が判定基準を満足することを確認した。
- 原子炉圧力及び原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移を図1-1及び図1-2に示す。

表1-2 解析結果

評価項目	解析結果	判定基準
原子炉圧力容器の破損直前の原子炉圧力	0.1MPa[gage]	2.0MPa[gage]以下
Cs-137放出量評価結果（7日間） （建物からの漏えい）	約0.56TBq	100TBq未滿

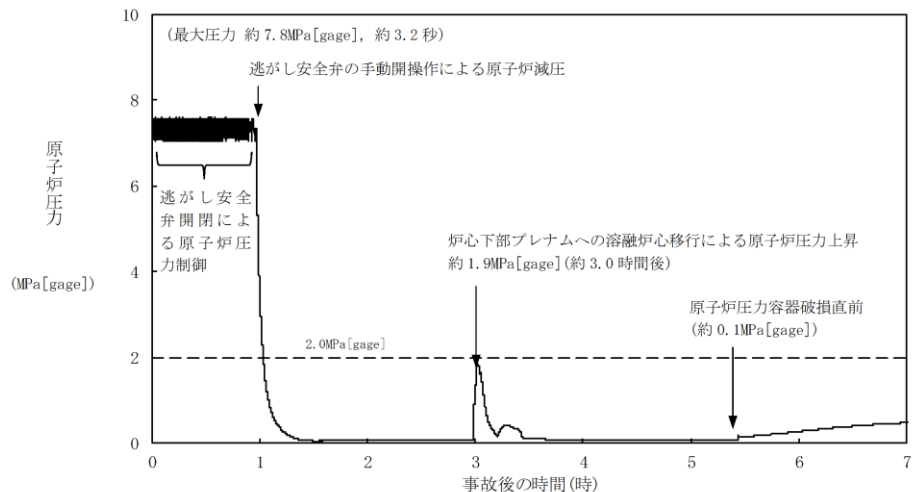


図1-1 原子炉圧力の推移

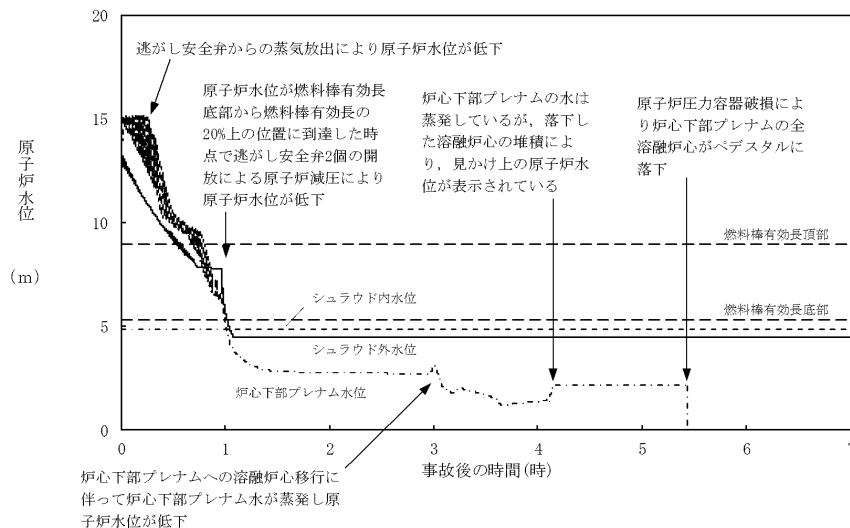


図1-2 原子炉水位（シュラウド内外水位）の推移

## 1.7 DCH 必要な要員及び資源の評価

### 【DCHにおける必要な要員及び資源の評価結果】

- 表1-3のとおり、重大事故等対策に必要な要員は、緊急時対策要員にて確保可能であり、また、必要な水源、燃料及び電源を供給可能である。
- 格納容器破損モード「FCI」、「MCCI」についても、同じ評価結果となる。

表1-3 要員及び資源の評価結果

評価項目	必要な要員, 数量	保有要員, 数量
要員	緊急時対策要員：31名 【内訳】 〔 運転員：7名 通報連絡等※ <sup>1</sup> を行う要員：5名 復旧班要員：19名 〕	緊急時対策要員：42名 【内訳】 〔 運転員：7名 通報連絡等※ <sup>1</sup> を行う要員：5名 復旧班要員：30名 〕
水源	約600m <sup>3</sup>	輪谷貯水槽（西）※ <sup>2</sup> ：約7,000m <sup>3</sup>
燃料	常設代替交流電源設備による 電源供給等：約423m <sup>3</sup>	ガスタービン発電機用軽油タンク ：約450m <sup>3</sup>
	—	ディーゼル燃料貯蔵タンク ：約730m <sup>3</sup>
	緊急時対策所用発電機による 電源供給：約9m <sup>3</sup>	緊急時対策所用燃料地下タンク ：約45m <sup>3</sup>
電源	約1,905kW	常設代替交流電源設備：4,800kW

※1：指示者1名、連絡責任者1名、連絡担当者3名

※2：設置許可基準規則56条【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）



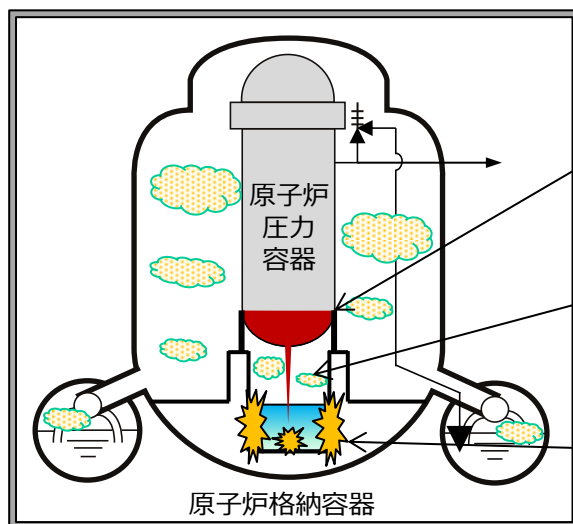
## 2. 原子炉压力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用 (FCI)

### 【FCIの特徴】

- 溶融炉心と原子炉圧力容器外の水が接触して一時的な格納容器圧力の急上昇が生じ、このときに発生するエネルギーが大きい場合に構造物が破壊され、格納容器の破損に至る。
- ※ FCIには、溶融炉心から冷却材への伝熱による水蒸気発生に伴う急激な圧力上昇(圧カスパイク)と、衝撃を伴う水蒸気爆発があり、実機条件における大規模な水蒸気爆発の発生の可能性は低いと推定されるものの、水蒸気爆発が発生する可能性も考慮する。

### 【FCIの事故想定】

- FCIに対する格納容器破損防止対策の有効性評価を確認する観点から、原子炉圧力容器の損傷まで事象を進展させるため、注水手段のすべてが使用できないと仮定する。そのため、シナリオ及び対策については、格納容器破損モード「DCH」と同一となる。
- 初期の対策のうち本件に対応するものは、圧カスパイクが発生した場合に格納容器バウンダリの機能を維持し、同時に実施するMCCIの緩和効果に期待でき、さらに水蒸気爆発が発生した場合の影響を小さく抑えることができる水位として、ペDESTALへの注水水位を2.4mに設定することである。



①原子炉圧力容器が損傷し溶融炉心が原子炉圧力容器外に落下する。

②溶融炉心から冷却材への伝熱により水蒸気が発生し、急激な圧力上昇(圧カスパイク)が生じる。  
このとき発生するエネルギーが大きいと格納容器の破損(格納容器バウンダリの機能喪失)に至る可能性がある。

FCIには、衝撃を伴う水蒸気爆発もあるが、発生の可能性は極めて低いと考えられる。

## 2.2 FCI 有効性評価の結果

### 【FCIにおける有効性評価の結果】

- 表2-1に示す評価項目について、解析結果が判定基準を満足することを確認した。
- 格納容器圧力及び格納容器温度の推移を図2-1及び図2-2に示す。

表2-1 解析結果

評価項目	解析結果	判定基準
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	約193kPa[gage]	853kPa[gage] (格納容器限界圧力) 未満
原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約123℃	200℃ (格納容器限界温度) 未満

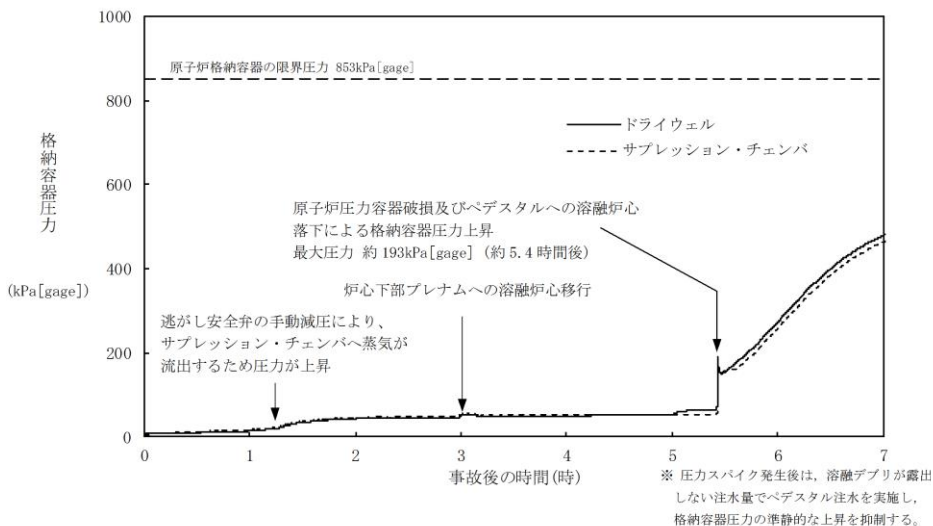


図2-1 格納容器圧力の推移

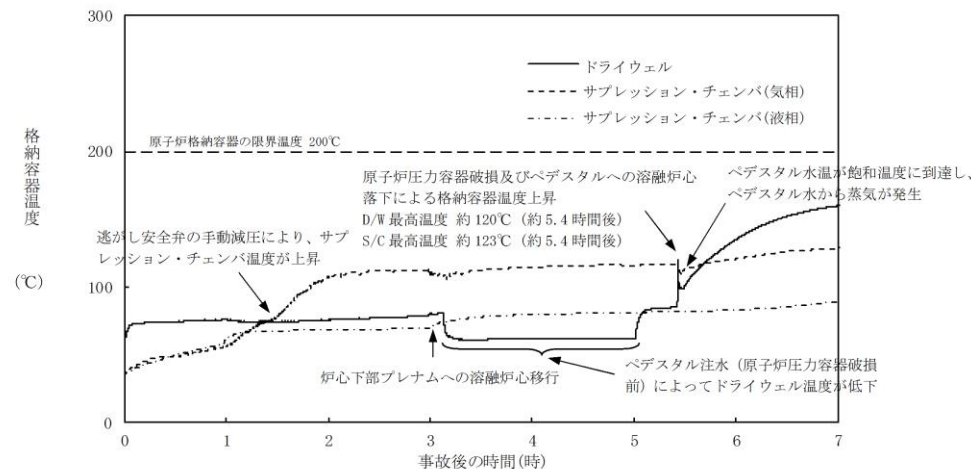


図2-2 格納容器温度の推移

### 【仮に水蒸気爆発が発生した場合の影響評価】

#### 背景

- 仮に「水蒸気爆発」が発生した場合においてペDESTALの原子炉圧力容器の支持機能への影響が生じる懸念があることから、参考として、水蒸気爆発が発生した場合に想定される原子炉圧力容器の支持機能への影響についても、評価を実施。

#### 評価内容

- 水蒸気爆発解析コードJASMINE,構造解析コードAUTODYNを用いて、水蒸気爆発に伴いペDESTALの水に伝達される運動エネルギーを評価するとともに、ペDESTALにおいて支持機能を有する内側及び外側鋼板に発生する応力の評価を実施。

#### 評価結果

- 図2-3及び図2-4に示すとおり、内側及び外側鋼板に発生する最大応力は各々約233MPa,約140MPaであり、降伏応力(490MPa)を大きく下回る値であり、かつ弾性範囲内であることから、原子炉圧力容器の支持機能への影響はない。
- なお、上記の評価では、溶融炉心の落下量、粗混合粒径等について相当の保守性が考慮されている。溶融炉心が壁側に偏って落下した場合の評価として、溶融炉心の落下位置を制御棒駆動機構ハウジング最外周とし、前述の保守的な条件を現実的と考えられる評価条件とした評価も実施しており、上記の結果に包絡されていることを確認。

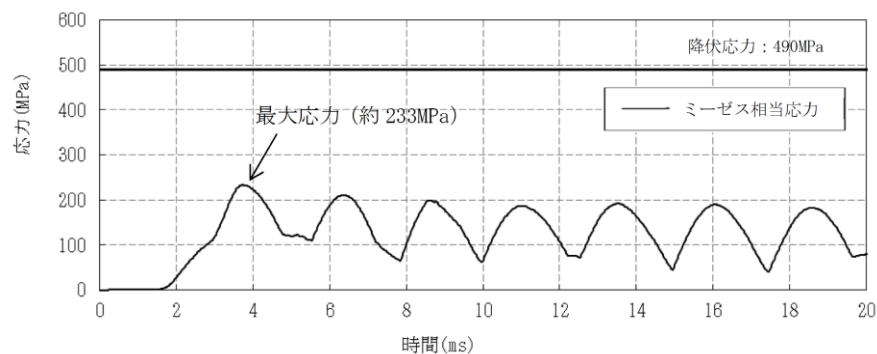


図2-3 ペDESTAL内側鋼板の応力の推移

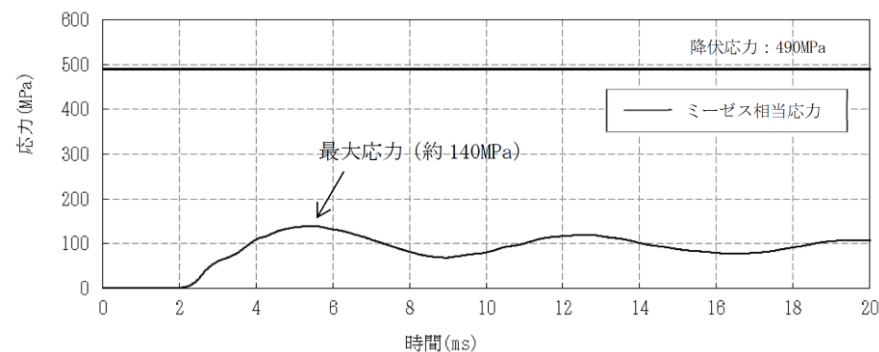


図2-4 ペDESTAL外側鋼板の応力の推移

### 3. 溶融炉心・コンクリート相互作用 (MCCI)

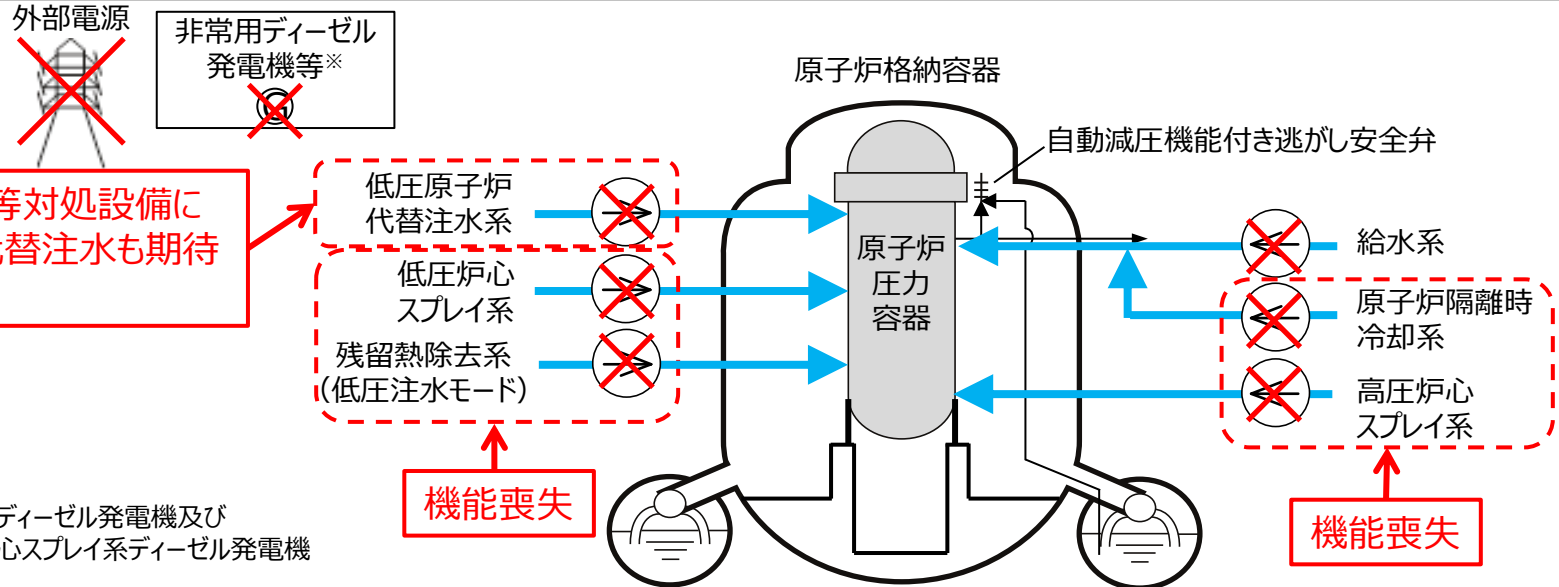
### 3.1 MCCI 事象の概要

#### 【MCCIの特徴】

- ペDESTALへの溶融炉心の落下に伴い発生する水蒸気及び非凝縮性ガスによって、格納容器内の圧力及び温度が上昇し、格納容器の破損に至る。
- ジルコニウム-水反応、水の放射線分解、コンクリート侵食等によって水素が発生し、発生した水素と格納容器内の酸素が反応することにより激しい燃焼が生じ、格納容器の破損に至る。
- 原子炉圧力容器から溶融炉心が格納容器内の床上に流出し、溶融炉心と接触したコンクリートが溶融炉心によって侵食され、格納容器の構造部材の支持機能が喪失し、格納容器の破損に至る。

#### 【MCCIの事故想定】

- プラント損傷状態を高圧・低圧注水機能喪失（TQUV）とする。
- 重大事故等対処設備による低圧代替注水にも期待しないものとする。
- 非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し、全交流動力電源喪失の重畳を考慮するものとする。
- DCHとは異なるプラント状態を想定しているが、対策は同一であるため同じ事故シーケンスで評価する。



### 3.2 MCCI 有効性評価の結果

#### 【MCCIにおける有効性評価の結果】

- 表3-1に示す評価項目について、解析結果が判定基準を満足することを確認した。
- ペDESTAL床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移を図3-1に示す。

表3-1 解析結果

評価項目	解析結果	判定基準
ペDESTAL床面のコンクリート侵食量	0 m (コリウムシールド及びコンクリートの侵食は生じない)	約 4 m
ペDESTAL壁面のコンクリート侵食量	約0.04m	約1.6m

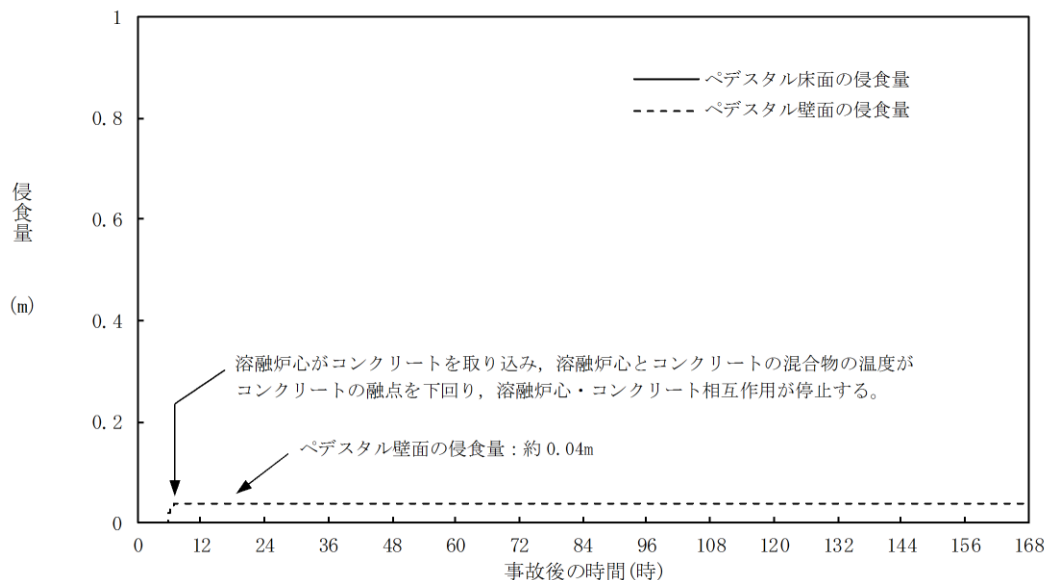


図3-1 ペDESTAL床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答



## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答（1/3） （運転中の原子炉における格納容器破損防止対策）

No.	審査会合日	指摘事項の内容	回答頁
1	平成26年9月30日	ペDESTAL内に落ちた溶融デブリの体積について、炉内構造物や注水された水など、燃料以外の物が網羅的に考慮されていることを説明すること。	32～35
60	平成27年1月15日	DGがあるかないかに関連して、評価事故シーケンスが全体を網羅できているか。一番厳しいシーケンスで評価すること。	45
61	平成27年1月15日	逃し安全弁の対策の妥当性について整理して説明すること。	27, 28
62	平成27年1月15日	代替減圧について詳細に説明すること。	29
65	平成27年1月15日	ペDESTAL床面の水位の設定の妥当性について説明すること。	36, 37
66	平成27年1月15日	ペDESTAL注水について、開けなくてはならない弁の駆動源、閉める必要がある弁が閉められることについて、まとめて説明すること。	38～42
67	平成27年1月15日	ペDESTAL下部の注水の形態について、検討すること。	36, 37
69	平成27年1月15日	ペDESTAL注水量に関して、細粒化したものがペDESTAL上部等から漏れることはないか説明すること。	32～35
70	平成27年1月15日	格納容器圧力の推移に関し、格納容器スプレイ及びフィルターベントまでの時間を説明すること。	46, 47
71	平成27年1月15日	ペDESTAL注水の方法を説明すること。	38～42
72	平成27年1月15日	ペDESTALに落下するデブリの組成について説明すること。	32～35

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答（2/3） （運転中の原子炉における格納容器破損防止対策）

No.	審査会合日	指摘事項の内容	回答頁
73	平成27年1月15日	MCCIで生成するガスによる格納容器への静的負荷を説明すること。	46, 47
74	平成27年1月15日	格納容器破損防止対策として使用する逃し安全弁がDCHの環境下で作動することを示すこと。	27, 28
75	平成27年1月15日	格納容器破損防止対策として逃し安全弁を2弁開ける根拠を説明すること。	30, 31
76	平成27年1月15日	原子炉の水位計の信頼性について示すこと。	
77	平成27年1月15日	対応要員の数について、FCI、DCH等個別に示すのではなく、TQUVを含め全体の数を示すこと。	48
78	平成27年1月15日	ペDESTALに注水し、水位計といった設備で注水が確認できることを示すこと。	38～42
82	平成27年1月15日	ペDESTALのコンクリート成分及びMCCI解析評価として鉄筋を考慮しているか示すこと。	49
85	平成27年1月20日	ドライウエルの水位を考慮に入れて、格納容器スプレイの手順を説明すること。	43, 44
86	平成27年1月20日	格納容器の静的負荷の観点から、評価した2つの事故シーケンスの包絡性を説明すること。	46, 47
93	平成27年1月20日	格納容器下部注水による水位の適切性については、FCIの議論の後、再度議論するので、準備しておくこと。	36, 37
109	平成27年3月10日	逃し安全弁を炉心損傷後の高温蒸気が通過する場合にも確実に減圧できることを示すこと。	27, 28

No.は「島根原子力発電所2号炉審査会合における指摘事項に対する回答一覧表（有効性評価：格納容器破損防止）」の番号を記載

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答（3/3） （運転中の原子炉における格納容器破損防止対策）

No.	審査会合日	指摘事項の内容	回答頁
111	平成27年3月10日	ペDESTALへの注水を確実にできることを説明すること。	38～42
113	平成27年3月10日	デブリ堆積厚についてペDESTAL内の構築物の取扱いを説明すること。	32～35
125	平成27年9月15日	不確かさがどこにあるのかを示した上で、重点的に見るべき点を説明すること。	50～52
126	平成27年9月15日	解析条件等の不確かさの表の考え方を整理した上で再度説明すること。	
127	平成27年9月15日	SRVの機能維持を示す試験について説明すること。	27, 28
128	平成27年9月15日	L O C A が起きたときの流入量などを踏まえて下部注水の運用について十分に検討すること。	43, 44
129	平成27年9月15日	下部注水の運用に合わせた水位監視の考え方を検討すること。	38～42
130	平成27年9月15日	比重等のデータを記載するとともに、デブリが均一に広がらない場合にどうなるかなど、形状の不確かさに繋げて資料を作成すること。	32～35
131	平成27年9月15日	原子炉減圧のタイミングの違いによる水素発生量の評価が表 1 のようになった理由を整理して説明すること。	30, 31
132	平成27年9月15日	下部ヘッド破損後の追加の注水について考え方をまとめておくこと。	53
136	平成28年7月12日	SRVの排気温度計について位置づけと検知の可能性について整理すること。	54

No.は「島根原子力発電所 2 号炉審査会合における指摘事項に対する回答一覧表（有効性評価：格納容器破損防止）」の番号を記載

# 4. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.61,74,109,127) (1/2)

## ■ 指摘事項

- 第182回審査会合 (平成27年1月15日) DCH
  - ・ 逃し安全弁の対策の妥当性について整理して説明すること。
  - ・ 格納容器破損防止対策として使用する逃し安全弁がDCHの環境下で作動することを示すこと。
- 第205回審査会合 (平成27年3月10日) DCH
  - 逃し安全弁を炉心損傷後の高温蒸気が通過する場合にも確実に減圧できることを示すこと。
- 第274回審査会合 (平成27年9月15日) DCH
  - SRVの機能維持を示す試験について説明すること。

## ■ 回答

事象発生からRPV破損直前までの間、RPV気相温度が最も高い条件 (条件①) またはD/W気相温度が最も高い条件 (条件②) にて定常解析を実施した結果を図61-1及び図61-2に示す。SRV各部の温度は、RPVが破損するまでの時間内で健全性が確認されている温度である160℃を約20℃下回ったことから、DCH防止のために原子炉の減圧を継続している状況を想定した環境下でも、SRVの機能を維持できると考える。

表61-1 評価条件および結果

	条件①	条件②
RPV 気相温度	約521℃	約469℃
D/W 気相温度	約85℃	約90℃
コイルウヅンク 温度	約141℃	約136℃
ヒートン部 温度	約136℃	約132℃

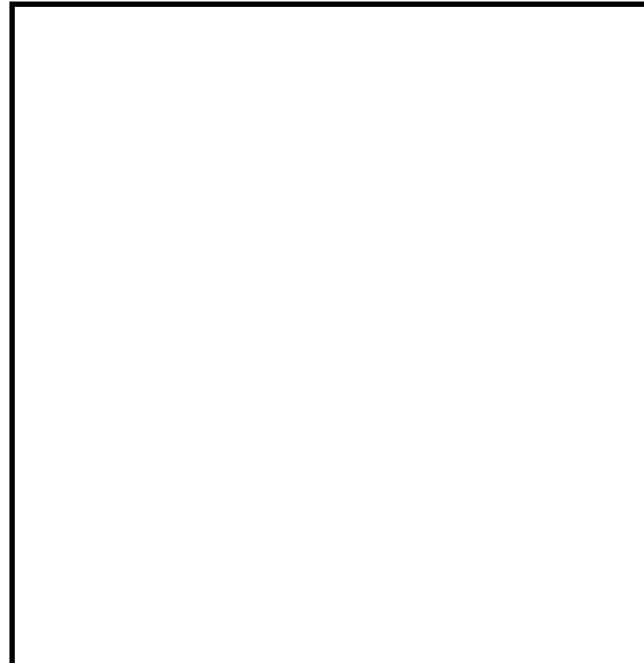


図61-1 条件①評価結果



図61-2 条件②評価結果

### ■ 回答（続き）

- 逃がし安全弁（SRV）については、電力共同研究「安全上重要な機器の信頼性確認に関する研究」において設計基準事故時を想定した環境試験を実施し、信頼性を確認している（図61-3）。
- 環境試験中はSRVが正常に動作することが確認されたことから、図61-3に包絡される環境下ではSRVの機能は正常に維持されることを確認している。

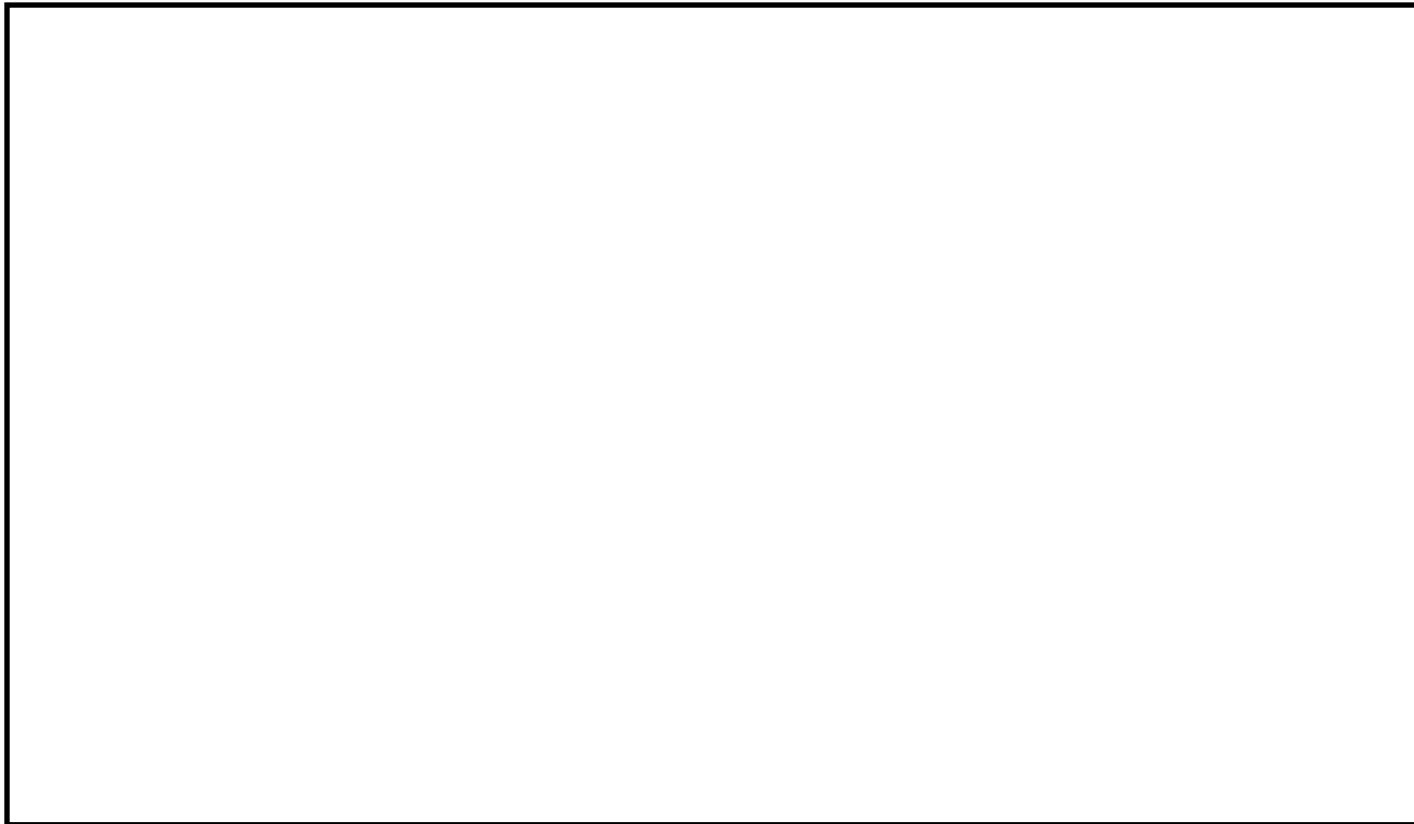


図61-3 設計基準事故環境下における加速劣化試験の試験条件

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.62)

- 指摘事項 (第182回審査会合 (平成27年1月15日) DCH)  
代替減圧について詳細に説明すること。

- 回答
  - 原子炉冷却材圧力バウンダリを減圧するための重大事故等対処設備として、逃がし安全弁窒素ガス供給系及び主蒸気逃がし安全弁用蓄電池を整備する他、自主対策設備として窒素ガス代替供給設備を整備する。
  - 窒素ガス代替供給設備は、逃がし安全弁窒素ガス供給系と独立性、位置的分散を図る設計とする。自圧式切替弁をSRV電磁弁の排気ポートに設置し、窒素ガスをSRV駆動用アクチュエータに供給することで、電磁弁を操作することなく2個のSRV (自動減圧機能なし)を開操作可能とする。

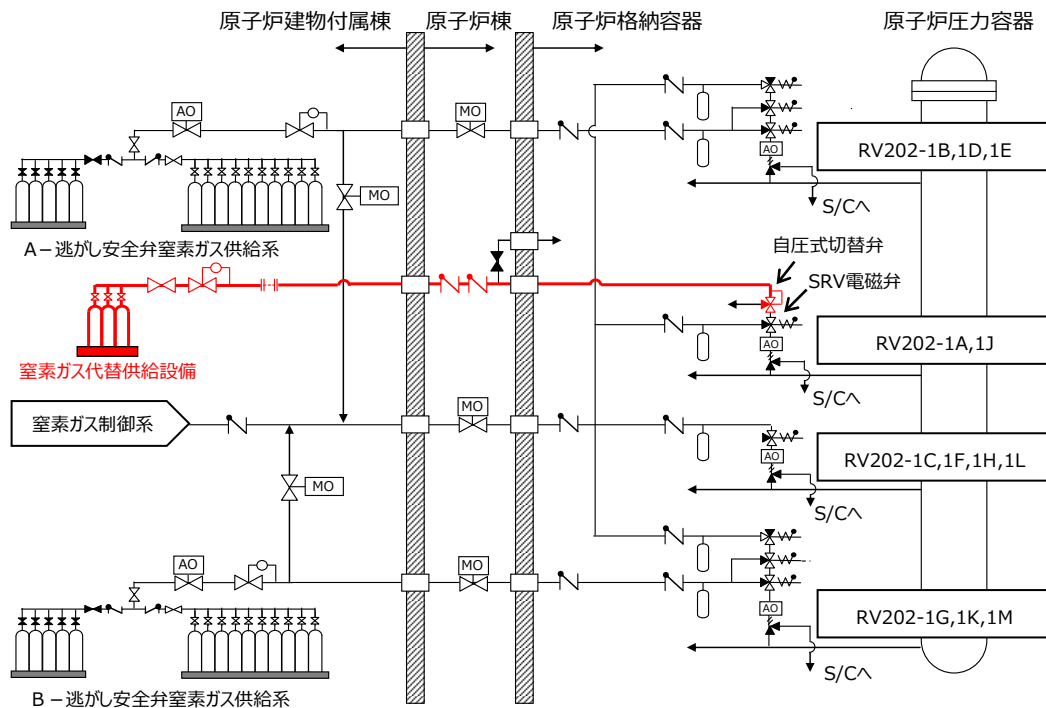
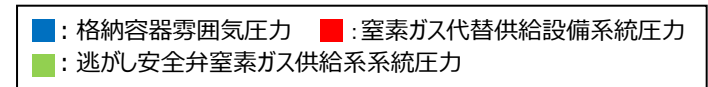
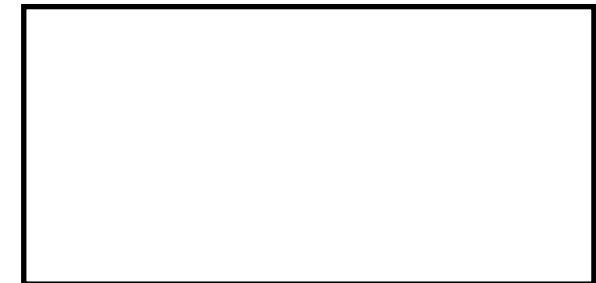


図62-1 窒素ガス代替供給設備概要図



(1) 通常時 (SRV待機時)



(2) 窒素ガス代替供給設備による開操作

図62-2 自圧式切替弁動作概要図

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.75,76,131）（1/2）

### ■ 指摘事項

- 第182回審査会合（平成27年1月15日）DCH
  - ・ 格納容器破損防止対策として逃がし安全弁を2弁開ける根拠を説明すること。
  - ・ 原子炉の水位計の信頼性について示すこと。
- 第274回審査会合（平成27年9月15日）FCI  
原子炉減圧のタイミングの違いによる水素発生量の評価が表1のようになった理由を整理して説明すること。

### ■ 回答

- 原子炉へ注水できない場合の原子炉減圧のタイミングを決定するため、原子炉水位が「原子炉水位低（レベル1）」に到達してから10分、20分、30分、40分、50分、60分後のそれぞれのタイミングで自動減圧機能付き逃がし安全弁6個により原子炉減圧する場合の解析により水素の積算発生量を評価した。評価の結果、表75-1及び図75-1に示すとおり、原子炉水位低（レベル1）到達後40分と50分後の間に大きな差が表れた。  
本評価結果から、酸化反応（ジルコニウム－水反応）が活発になる前の、原子炉水位（レベル1）到達後40分までに原子炉減圧を実施することが望ましいと判断できる。この時の原子炉水位が、燃料棒有効長底部から燃料棒有効長の20%上（BAF+20%）であることから、原子炉減圧タイミングをBAF+20%としている。
- また、表75-2に示すとおり、自動減圧機能付き逃がし安全弁の個数について、6個、2個、1個にて原子炉減圧した場合の評価を実施しており、1個の場合は水素発生量が大きくなっている。また、6個の場合よりも2個の場合の方が、炉内蒸気流量が小さいことから、被覆管に対する負荷が小さいものとする。低圧注水がある場合、水位回復の観点から早めに減圧すべきであるが、低圧注水がない場合は出来るだけ燃料破損を遅らせる観点から2弁減圧を採用する。  
水素発生量については、減圧が遅くなるほど蒸気量は小さくなるが炉心ヒートアップは進むこともあり、減圧時間の遅い方が水素発生量は多くなる傾向となっている。水素発生量、及び被覆管の荷重を低く抑える観点から、減圧時に開放する適切な弁数として2個を設定する。上記より、原子炉への注水ができない場合には、BAF+20%に到達後、自動減圧機能付き逃がし安全弁2個にて原子炉を減圧する。
- 原子炉水位は、原子炉水位計（燃料域）によって確認する。原子炉水位がBAF+20%に到達する時点では、原子炉圧力容器内の気相部温度は飽和温度を超えているが、ドライウェル内は約77℃であることから、原子炉水位計の凝縮槽内の水は維持され、原子炉水位計による原子炉水位の確認は可能と考える。  
また、原子炉水位計の凝縮槽内の水位を確認する手段として、凝縮槽表面の気相部と液相部に温度計を設置することとしており、気相部と液相部に温度差がある場合には、凝縮槽内の水位が維持されており、また、気相部と液相部に温度差がない場合には、凝縮槽内の水が蒸発し、水位不明となっていることを判断することが可能である。

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.75,76,131) (2/2)

### ■ 回答 (つづき)

表75-1 原子炉減圧のタイミングに関する評価結果  
(自動減圧機能付き逃がし安全弁 6 個で減圧した場合)

原子炉水位低 (レベル 1) 到達後の時間遅れ	10分	20分	30分	40分	50分	60分
積算水素発生量[kg]	70	70	70	80	350	310

表75-2 減圧弁数に関する評価結果

減圧弁数	L 1 到達後の 時間遅れ[分]	積算水素発生量 [kg]	被覆管への 荷重 *
自動減圧機能付き 逃がし安全弁 6 個	10	70	130
	20	70	110
	30	70	130
	40	80	150
自動減圧機能付き 逃がし安全弁 2 個	10	140	80
	20	130	70
	30	140	60
	40	160	100
自動減圧機能付き 逃がし安全弁 1 個	10	200	60
	20	200	50
	30	220	30
	40	380	30

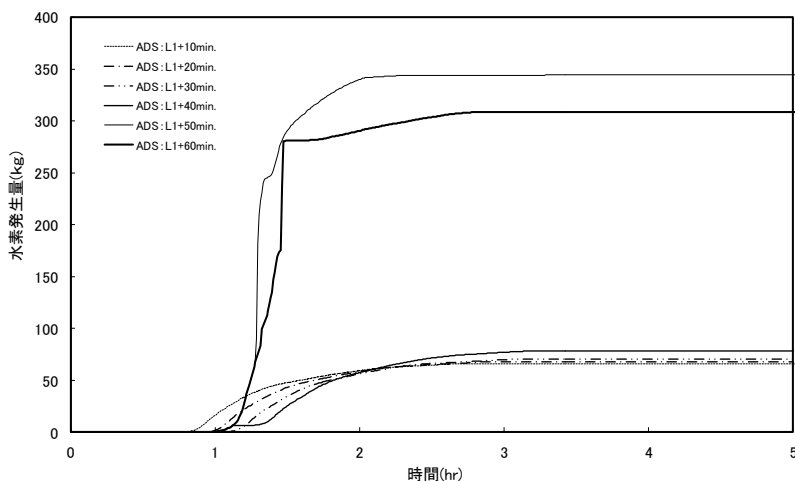


図75-1 積算水素発生量の時間変化  
(自動減圧機能付き逃がし安全弁全弁 (6 個))

\* 原子炉減圧時の最大炉内蒸気流量[kg/s]  
(減圧時に燃料被覆管が受ける荷重としては、燃料被覆管内外の圧力差による応力等が考えられ、蒸気流量の増加とともに大きくなると考えられることから、加わる荷重の指標として蒸気流量を参考としている。)



# 4. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.1,69,72,113,130) (1/4)

## ■ 指摘事項

- 第142回審査会合 (平成26年9月30日) PRA  
ペDESTAL内に落ちた溶融デブリの体積について、炉内構造物や注水された水など、燃料以外の物が網羅的に考慮されていることを説明すること。
- 第182回審査会合 (平成27年1月15日) MCCI
  - ・ ペDESTAL注水量に関して、細粒化したものがペDESTAL上部等から漏れることはないか説明すること。
  - ・ ペDESTALに落下するデブリの組成について説明すること。
- 第205回審査会合 (平成27年3月10日) MCCI  
デブリ堆積厚についてペDESTAL内の構築物の取扱いを説明すること。
- 第274回審査会合 (平成27年9月15日) MCCI  
比重等のデータを記載するとともに、デブリが均一に広がらない場合にどうなるかなど、形状の不確かさに繋げて資料を作成すること。

## ■ 回答

- MCCIの評価においては、全炉心に相当する量が溶融炉心としてペDESTALに落下するものとしており、この溶融炉心には燃料以外に、制御棒や炉心支持板等の炉内構造物を考慮している。ペDESTAL内へ落下するコリウム重量及び体積を表1-1に、溶融炉心の組成の推移を図1-1に示す。

表1-1 ペDESTAL内へ落下するコリウム重量及び体積

項目	重量/体積 (注1)	備考
燃料 (U <sub>02</sub> )	[ ]	炉心内全 U <sub>02</sub> の重量
被覆管 (Zr)	[ ]	標準長燃料棒, 短尺燃料棒を考慮
チャンネルボックス/ ウォーターロッド/ スペーサ (Zr)	[ ]	チャンネルボックス: [ ] ウォーターロッド: [ ] スペーサ: [ ]
C R D関係 (SUS)	[ ]	C R, C R Dハウジング, C R Dガイドチューブの合計
CR (B <sub>1</sub> C)	[ ]	C Rにおける B <sub>1</sub> C の重量
炉心支持板/燃料支持金 具+下部タイプレート/ 上部タイプレート (SUS)	[ ]	炉心支持板: [ ] 燃料支持金具: [ ] 上部タイプレート: [ ] 下部タイプレート: [ ]
合計 (注2)	[ ]	-

(注1) 重量から体積への換算は以下の密度 (密度は温度によって変化するが、代表値で一定とする) を用いているため、体積は参考値扱いである。  
 U<sub>02</sub> : 10.57 (g/cm<sup>3</sup>)  
 Zr : 6.55 (g/cm<sup>3</sup>)  
 SUS : 7.75 (g/cm<sup>3</sup>)  
 B<sub>1</sub>C : 2.38 (g/cm<sup>3</sup>)

(注2) M A A Pでは、Zr, SUS の酸化を考慮するため、ペDESTALへの落下重量は約 [ ] t となる。

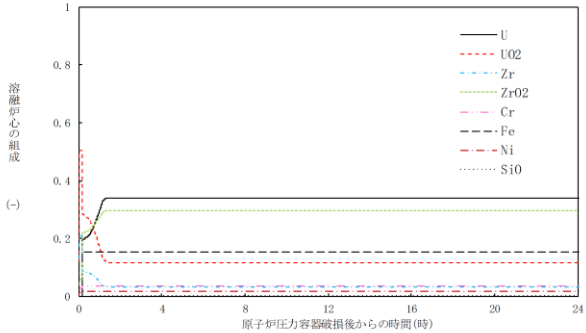


図1-1 溶融炉心の組成の推移

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.1,69,72,113,130） （2/4）

### ■ 回答（続き）

- MCCIの評価では、落下した溶融炉心がペDESTALに一樣に広がるものとしており、この場合、堆積高さは約1mとなるが、以下の溶融炉心の堆積高さに対する不確かさを考慮しても、ペDESTAL側面の開口部として最も低い箇所にあるペDESTAL開口部までは約3.8mの高さがあることから、溶融炉心がペDESTAL外に広がる恐れは無いと考える。

### 【ペDESTALの構造物等の影響】

ペDESTAL内の構造物としては制御棒駆動機構(CRD)交換装置（プラットフォーム、旋回レール等含む）があり、原子炉圧力容器下部の構造物としてCRDハウジング、中性子計装ハウジング等がある。溶融炉心に、これらの構造物が取り込まれたことを考慮すると、溶融炉心全体の温度を低下させ、MCCIを緩和する側に作用すると考えられることから、現在の評価ではこれらの構造物は考慮していない。なお、不確かさを考慮したデブリ堆積高さ評価においては、表1-2に示すペDESTAL内の構造物を考慮しており、そのデブリ堆積高さは約0.17m（連続層）である。

表1-2 デブリ堆積高さ評価において考慮したペDESTAL内構造物の内訳

項目	重量	デブリ堆積高さの増加分
CRD（5個相当）		約0.17m （連続層）
CRDハウジングの重量（ペDESTAL内） （ハウジング、支持金具、配管等含む）		
中性子計装ハウジングの重量 （2個相当*）		
CRD交換装置の重量（プラットフォーム、 旋回レール、搬入ブリッジ等含む）		

※ CRD5個が溶融した場合の隣接ICMは2個と想定

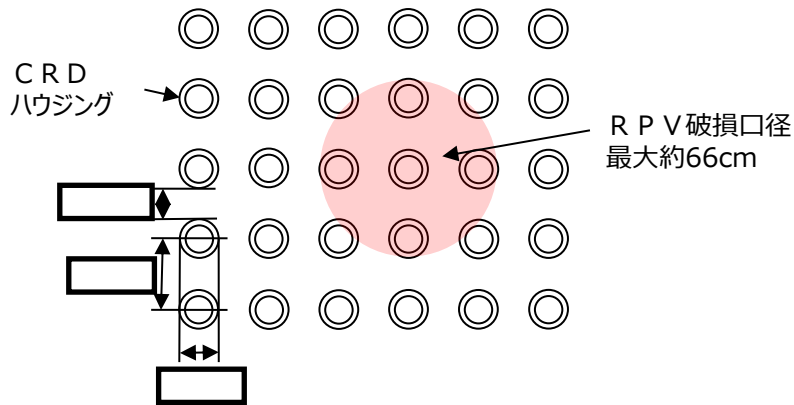


図1-2 CRD配置とRPV破損口径の関係

# 4. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.1,69,72,113,130) (3/4)

## ■ 回答 (続き)

### 【溶融炉心の粒子化に伴う影響】

溶融炉心落下前のペDESTALへの初期水張りは、ペDESTAL水位2.4mまで注水する運用としている。粒子化に伴う影響を考慮した場合\*でも、溶融デブリの堆積高さは約1.4m、粒子化したデブリの範囲を除いた水プール水深は約2mであることから、ペDESTAL開口部高さ(約3.8m)までは至らない。ペDESTALに落下した溶融炉心とペDESTALの構造の位置関係を図1-3に示す。

また、溶融炉心の比重は8程度であり、水と比べて非常に重く、粒子化した溶融炉心は水面に浮遊しないと想定される。

\* ポロシティが最も大きな粒子の充填状態である、単純立方格子(ポロシティ0.48)として粒子が堆積する場合の評価値。

### 【溶融炉心の落下の位置及び拡がりの影響】

原子炉压力容器下部からペDESTALへの溶融炉心の落下の経路については、CRDハウジングの逸出に伴う開口部からの落下等が考えられる。原子炉压力容器の構造からは、溶融炉心は原子炉压力容器底部の中心に流れ込むと考えられ、原子炉压力容器底部の中心近傍に開口部が発生し、溶融炉心がペDESTALに落下する可能性が高いと推定されるが、開口部の発生箇所については不確かさがあると考えられる。

近年得られた知見を踏まえ、東京電力福島第一原子力発電所2号炉の調査結果から压力容器中心位置から偏心して落下すること及びPULiMS実験結果<sup>[1]</sup>から溶融炉心が円錐状に堆積することを仮定して、評価を実施した。今回評価ケースの堆積高さの評価結果は、図1-4に示すとおり頂点位置でも約2.2mであり、ペDESTAL開口部高さ(約3.8m)を下回っている評価結果となった。

[1] A.Konovalenko et al., Experimental Results on Pouring and Underwater Liquid Melt Spreading and Energetic Melt-coolant Interaction, NUTHOS-9, Kaohsiung, Taiwan, September 9-13, 2012.

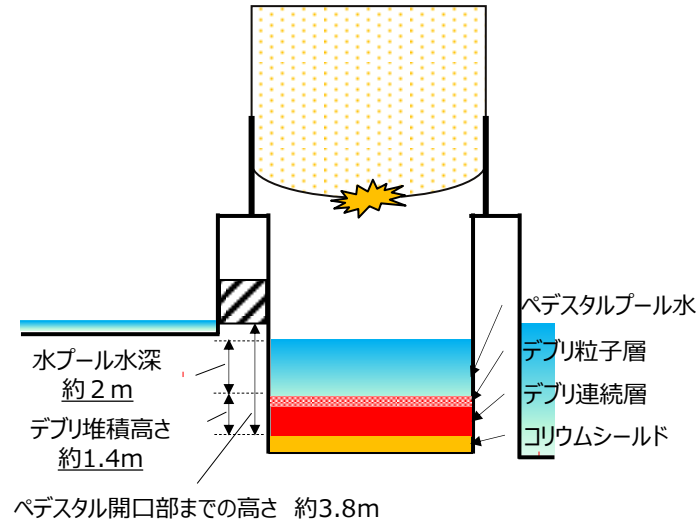
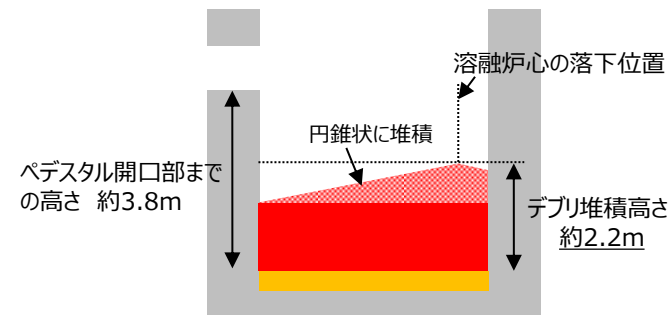


図1-3 溶融炉心とペDESTALの構造の位置関係



- ・落下位置：最外周のCRD位置
- ・堆積形状：アスペクト比1：14の円錐状

図1-4 落下位置及び堆積形状の不確かさを考慮した場合のデブリ堆積高さ

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.1,69,72,113,130） （4/4）

### ■ 回答（続き）

- なお、MCCIの評価では、ペDESTALに落下した溶融炉心が床面に一様に広がる評価モデルとして扱っているが、その挙動の不確かさを考慮し、溶融炉心が均一に拡がらない場合の影響を確認するため、溶融炉心の拡がり抑制された場合の評価モデルを作成し、コンクリート侵食量を評価した。

#### <評価条件>

- ・溶融炉心が拡がらないことを想定した最も極端なケースとして、水中に落下した溶融炉心は水中で拡がらず、初期水張り水深と同じ高さの円柱になるものとした。
- ・評価体系（円柱）の高さは2.4m（初期水張り高さ）、底面積は約11m<sup>2</sup>（ペDESTAL床面積の約2/5）とし、評価体系（円柱）の上面から水によって除熱されるものとした。ただし、円柱の側面部分も水に接していることを想定し、上面からの除熱量は円柱上面の面積に側面の面積を加えた値とした。

#### <評価結果>

- ・コンクリート侵食は生じず、原子炉圧力容器の支持機能を維持できることを確認した。

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.65,67,93）（1/2）

### ■ 指摘事項

- 第182回審査会合（平成27年1月15日）FCI
  - ・ ペDESTAL床面の水位の設定の妥当性について説明すること。
  - ・ ペDESTAL下部の注水の形態について、検討すること。
- 第184回審査会合（平成27年1月20日）格納容器過圧・過温破損
  - 格納容器下部注水による水位の適切性については、FCIの議論の後、再度議論するので、準備しておくこと。

### ■ 回答

- 第182回審査会合においては、MCCI緩和のために初期水張りの水位を高く設定するという考えから、「ドライウェル床面と同じ高さ」に設定していたが、以下の特徴を考慮し、落下した溶融デブリが冠水できる範囲で水位をできるだけ低くする方針とした。

- ✓ MCCIは必ず発生する事象であり、MCCIの影響を緩和する必要があるため、格納容器への影響の観点では初期水張り水位は高い方が良いが、新たに設置したコリウムシールドによってMCCIによるペDESTAL下部のコンクリート侵食を抑制できる。このため、ペDESTAL壁面の侵食を評価し、原子炉格納容器のバウンダリ機能の維持に問題のない水位とする。
- ✓ 実機において水蒸気爆発が発生する可能性は極めて低いと考えられるものの、仮に水蒸気爆発が発生した場合の格納容器の健全性に与える影響は大きい。現状の水蒸気爆発評価は、JASMINE/AUTODYNを用いて原子力圧力容器の支持機能への影響がないことを確認しているが、水蒸気爆発事象の発生や影響度には不確かさがあることから、できるだけ低い水位とする。
- ✓ ペDESTALに落下したデブリが露出すると格納容器過温に対する悪影響やFP放出に関する悪影響等が考えられることから、デブリが露出しない初期水張り水位とする。

- 上記を踏まえ、以下のとおり初期水張り水位を設定した。

#### デブリ冠水維持の評価

- ✓ 溶融物の落下・堆積過程における不確かさを考慮しても、デブリ冠水維持ができる条件として以下を設定した。

#### 【条件】

「デブリ堆積高さ」 < 「粒子化したデブリの範囲を除いた水プール水深」

- ✓ コリウムシールド上面から2.4m（ドライウェル床から1m下）とした場合、

- ・ 粒子化の影響（粒子化割合38%、ポロシティ0.5）を考慮した場合のデブリ堆積高さ：約1.6m
- ・ 粒子化したデブリの範囲を除いた水プール水深：約2m

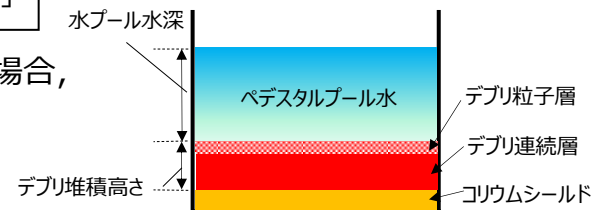


図65-1 デブリ堆積高さの概念図

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.65,67,93）（2/2）

### ■ 回答（続き）

初期水張り水位2.4m  
の妥当性確認

- ✓ MAAPを用いた有効性評価の結果から、粒子化したデブリの範囲を除いた水プール水深条件であって、RPV破損後のペDESTAL注水の開始が操作遅れた場合でも一定時間（約1.4時間）冠水が維持できることを確認した。
- ✓ RPV破損後のペDESTAL注水時間の遅れや粒子化割合、ポロシティ、デブリ堆積形状等の不確かさを踏まえると、さらなる水位低下はデブリ冠水維持を困難にするものと判断し、初期水張り水位を2.4mに設定した。（デブリ堆積形状（PULiMS実験に基づくアスペクト比1:14）を考慮した場合初期高さは約1.9mとなる）

水蒸気爆発評価

- ✓ 2.4m水位における水蒸気爆発の評価結果は、3.7m水位（ドライウェル床面と同じ高さ）の場合よりもペDESTALの内側及び外側それぞれの鋼板に加わる応力が小さい結果となることを確認した。

	原子炉圧力容器下部の中心落下時		偏心落下時（現実的な想定）
	2.4m水位	3.7m水位	2.4m水位
ペDESTALの内側鋼板にかかる応力	約233MPa	約395MPa	約53MPa
ペDESTALの外側鋼板にかかる応力	約140MPa	約217MPa	約12MPa

MCCIによる侵食量評価

- ✓ MCCIに対して保守的な条件を設定した上で、初期水張りの有効性を感度解析によって、念のためMCCIの観点から水位の設定に問題がないことを確認した。

	ペDESTAL床面の侵食量	ペDESTAL壁面の侵食量
ベースケース※1	0 cm	約0.04m
保守的ケース※2	0 cm	約0.13m

※1 デブリから水プールへの上面熱流束：800kW/m<sup>2</sup>（圧力依存あり）

※2 デブリから水プールへの上面熱流束：800kW/m<sup>2</sup>（一定）

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.66,71,78,111,129） （1/5）

### ■ 指摘事項

- 第182回審査会合（平成27年1月15日）FCI, MCCI
  - ・ ペDESTAL注水について、開けなくてはならない弁の駆動源、閉める必要がある弁が閉められることについて、まとめて説明すること。
  - ・ ペDESTAL注水の方法を説明すること。
  - ・ ペDESTALに注水し、水位計といった設備で注水が確認できることを示すこと。
- 第205回審査会合（平成27年3月10日）MCCI
  - ペDESTALの注水を確実にできることを説明すること。
- 第274回審査会合（平成27年9月15日）FCI
  - 下部注水の運用に合わせた水位監視の考え方を検討すること。

### ■ 回答

- ペDESTAL代替注水系の概要図を図66-1及び図66-3に示す。また、格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるペDESTAL注水の概要図を図66-2に示す。  
図66-1、図66-2及び図66-3に示す、電動弁（①）は、常設代替交流電源設備から給電可能であり、電動弁（②）は、非常用交流電源に接続されており、常設代替交流電源設備からも給電可能である。手動弁（③）については、屋外であり、高線量にならないため、操作可能である。  
また、ペDESTAL代替注水系の注水配管から分岐している配管には、逆止弁又は常時閉運用の弁があり、注水時に他系統へ流出することはない。
- ペDESTAL注水の実施条件について  
ペDESTAL注水の実施条件については、原子炉圧力容器下鏡温度指示値が300℃に到達した時点でペDESTALへ水張り（ペDESTAL水位2.4m）を実施する。なお、原子炉圧力容器下鏡温度の300℃到達は、原子炉圧力容器温度（S A）により確認し、いずれか1点が300℃に達した時点で判断する。

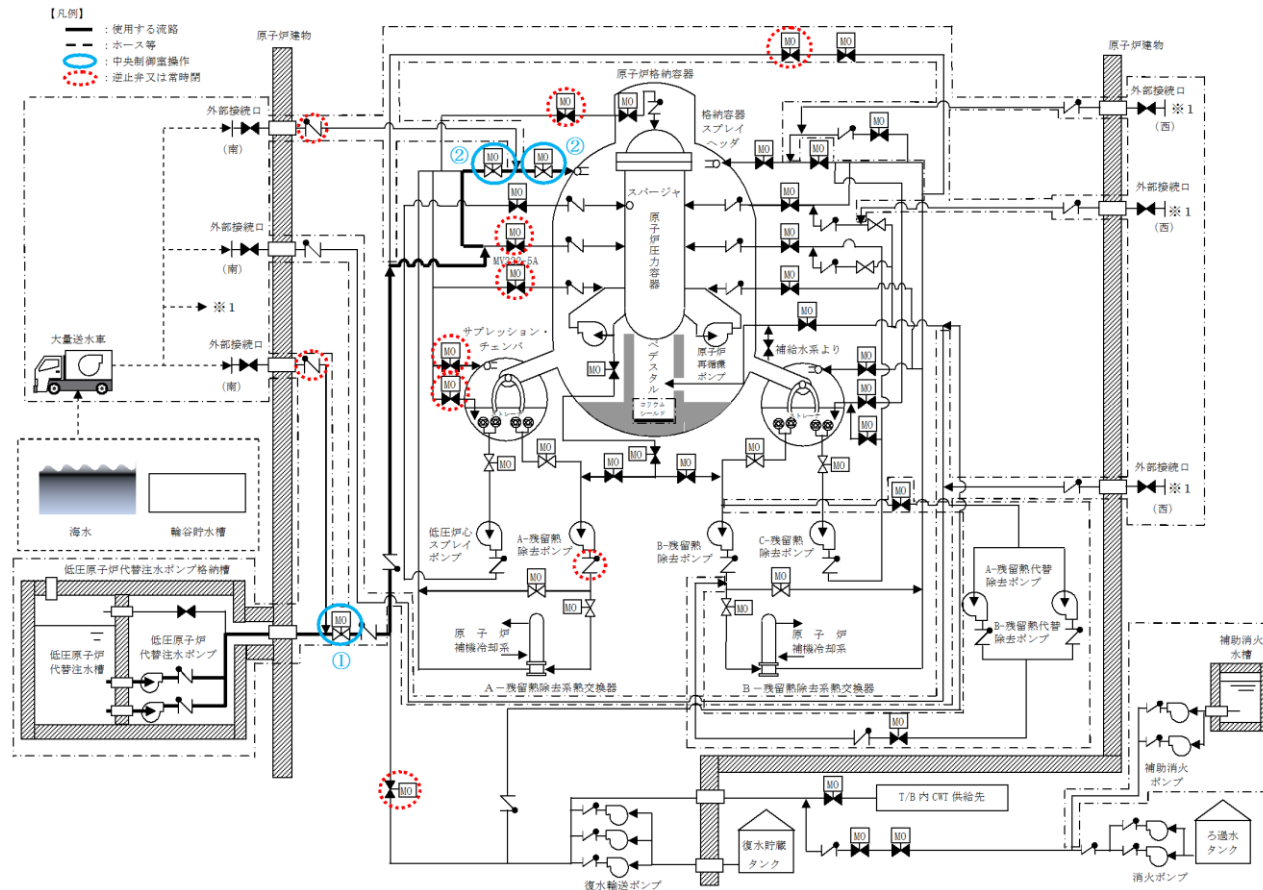
## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.66,71,78,111,129) (2/5)

### ■ 回答 (つづき)

#### ➤ ペDESTAL注水手順について

##### (1) ペDESTAL代替注水系 (常設) による注水

低圧原子炉代替注水ポンプを使用し、格納容器スプレイラインによりペDESTAL注水を実施する。中央制御室にて、ドライウェル水位計、ペDESTAL水位計及び代替注水流量 (常設) を監視し、ペDESTAL水位が2.4m (注水量約225m<sup>3</sup>相当) まで水張りを実施する。





## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.66,71,78,111,129) (3/5)

### ■ 回答 (つづき)

#### ➤ ペDESTAL注水手順について

#### (2) 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による注水

大量送水車を使用し、格納容器スプレイラインによりペDESTAL注水を実施する。

中央制御室にて、ドライウェル水位計、ペDESTAL水位計及び代替注水流量 (可搬型) を監視し、ペDESTAL水位が2.4m (注水量約225m<sup>3</sup>相当) まで水張りを実施する。

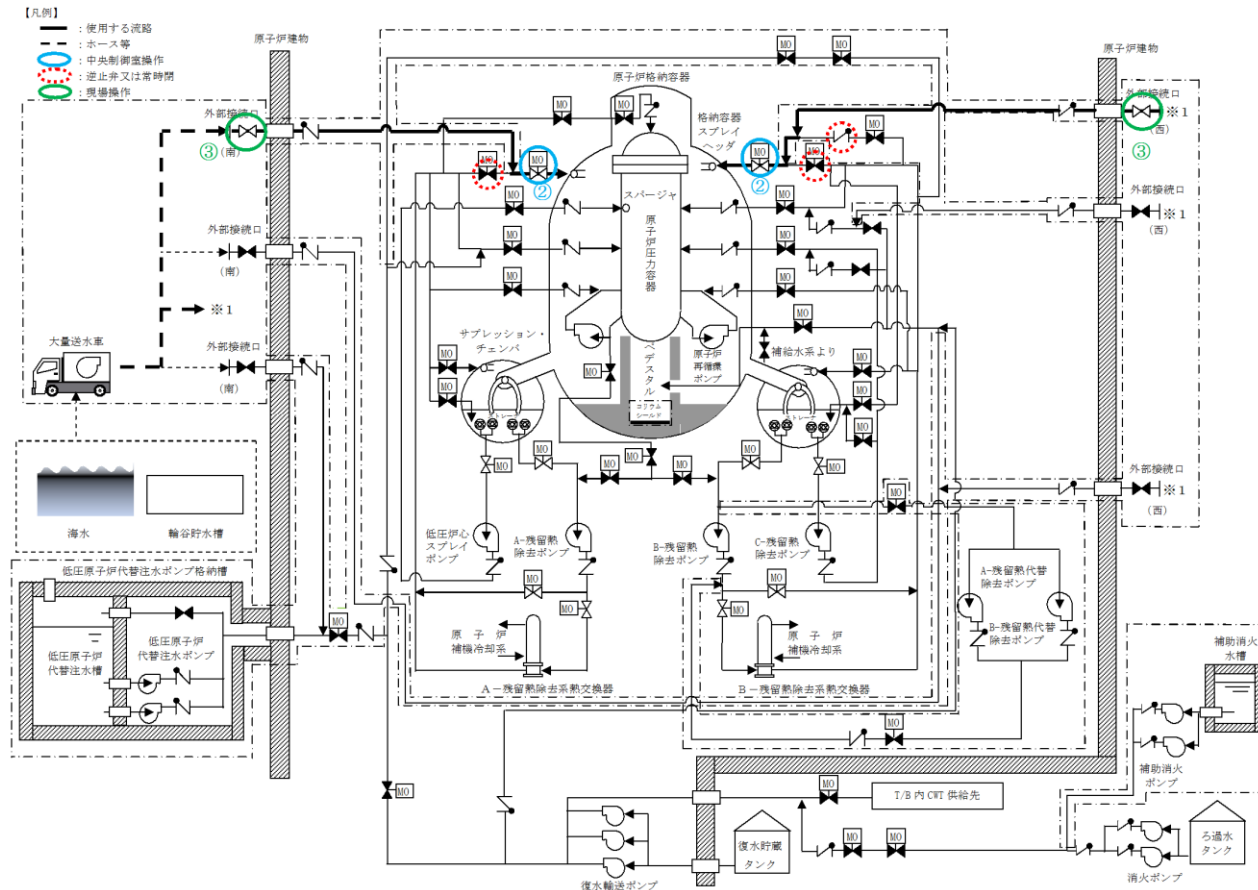


図66-2 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) 系統概要図

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.66,71,78,111,129) (4/5)

### ■ 回答 (つづき)

#### ➤ ペDESTAL注水手順について

#### (3) ペDESTAL代替注水系 (可搬型) による注水手順

大量送水車を使用し、ペDESTAL注水ラインによりペDESTAL注水を実施する。

中央制御室にて、ペDESTAL水位計及び代替注水流量 (可搬型) を監視し、ペDESTALの水位が2.4m (注水量約70m<sup>3</sup>相当) まで水張りを実施する。

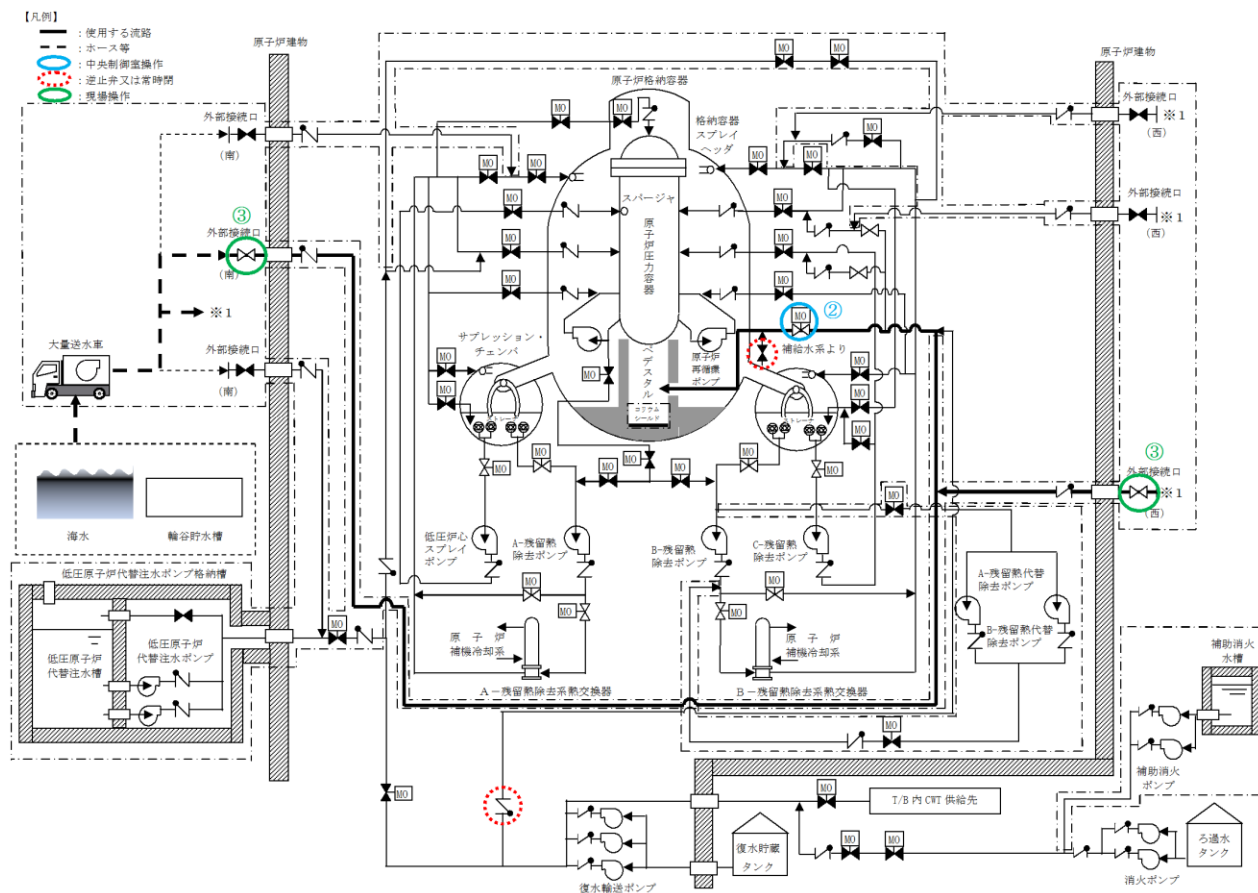


図66-3 ペDESTAL代替注水系 (可搬型) 系統概要図

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.66,71,78,111,129） （5/5）

### ■ 回答（つづき）

#### ➤ ドライウェル及びペDESTAL水位計について

（1），（2）に基づき，図66-4のとおりドライウェル及びペDESTAL水位計を配置している。また，当該計器はS A計器として位置付けている。

#### （1）ペDESTAL代替注水系（常設）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）による注水

ペDESTAL代替注水系（常設）又は格納容器代替スプレイ系（可搬型）にて注水を実施する場合，格納容器スプレイラインを使用するため，スプレイ開始後はドライウェル床面からサンプピットにスプレイ水が流入することをドライウェル水位計にて確認する。その後，ドライウェル床面まで水位が上昇し，CRD搬出口を經由してペDESTALへ流入することでペDESTALの水位+2.4mまで水張りしたことをペDESTAL水位計にて確認が可能である。

#### （2）ペDESTAL代替注水系（可搬型）による注水

ペDESTAL代替注水系（可搬型）にて注水を実施する場合，直接ペDESTALに注水することができるペDESTAL注水ラインからペDESTALの水位+2.4mまで水張りしたことをペDESTAL水位計にて確認が可能である。

なお，原子炉圧力容器破損後の溶融炉心の冷却は，ペDESTAL水位計によらず，崩壊熱相当に余裕を見た注水量で注水する手順としている。

図66-4 ドライウェル及びペDESTAL水位計の配置図

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.85,128）（1/2）

### ■ 指摘事項

- 第184回審査会合（平成27年1月20日）格納容器過圧・過温破損  
ドライウエルの水位を考慮に入れて、格納容器スプレイの手順を説明すること。
- 第274回審査会合（平成27年9月15日）MCCI  
LOCAが起きたときの流入量などを踏まえて下部注水の運用について十分に検討すること。

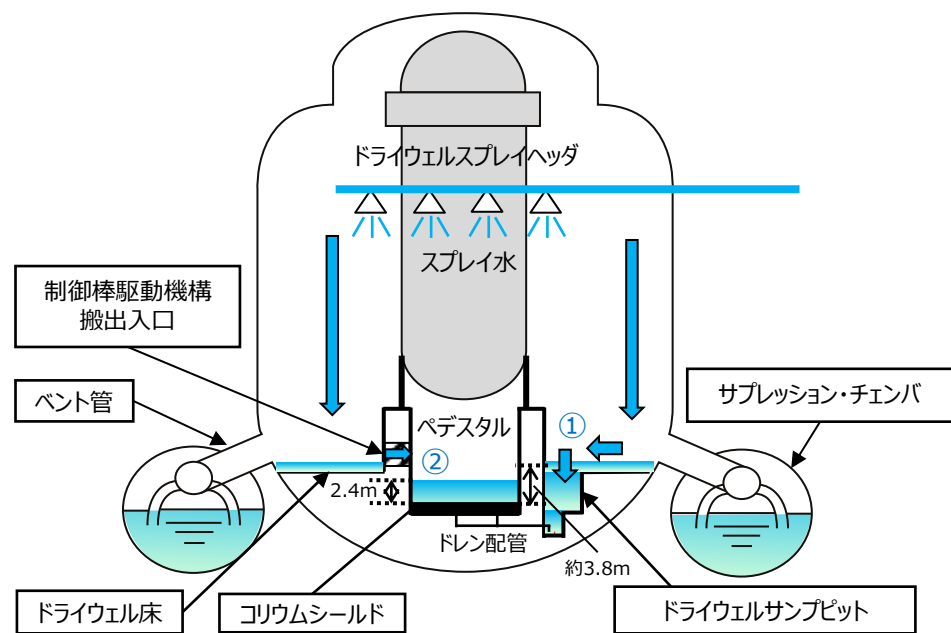
### ■ 回答

- 格納容器破損防止対策として、原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達した時点でペDESTAL注水を開始し、ペDESTALに2.4mの初期水張りを実施する運用としている。
- 従来、DCH対策としての継続的な原子炉の減圧については、高温環境下における逃がし安全弁の開保持機能は維持可能であることを確認したため、原子炉圧力容器破損前における格納容器雰囲気温度の上昇を抑制し、逃がし安全弁の環境条件を緩和する目的での格納容器スプレイは実施していなかったが、減圧機能の重要性に鑑み、更なる信頼性向上のため、格納容器スプレイを実施することとした。
- 格納容器スプレイを実施することにより、格納容器の温度が低下し、逃がし安全弁の環境条件の緩和によって裕度の確保が可能である。また、島根2号炉のようなMark-I改良型格納容器では、スプレイ水がペDESTALに流入し、ペDESTALの水位が上昇するという特徴を踏まえ、原子炉圧力容器の下部から溶融炉心が落下するまでに、格納容器スプレイによってペDESTALに溶融炉心の冷却に必要な水位及び水量を確保するとともに格納容器冷却を実施する運用としている。

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.85,128）（2/2）

### ■ 回答（続き）

- LOCA（LOCA後の注水失敗による炉心損傷）が発生した場合，ドライウェルに放出された原子炉冷却材はペDESTALに流入し，ペDESTALに水位が形成されることも考えられる。
- このようにLOCAの場合には，あらかじめペDESTALに水位が形成されている可能性が考えられるものの，どの炉心損傷モードを経た場合であってもペDESTAL水位計にて2.4mを確認した後，ペDESTALへの注水を停止する手順としている。



### 【格納容器スプレイ時のペDESTALへの流入経路について】

- ① スプレイ水は各フロアの床の開口部（グレーチング）より原子炉格納容器最下階のドライウェル床に流下する。ドライウェル床に流下したスプレイ水は，ドライウェル床面を流れ，ドライウェルサンプルピットに流れ込む。その後ドライウェルサンプルピット水位が上昇し，満水になるとドライウェル床面に水が溜まる。
- ② ドライウェル床面に溜まった水の水位が上昇すると，ベント管入口下端の高さより，ペDESTAL開口部である制御棒駆動機構搬出入口下端の高さの方が低いため，サブレーション・チェンバ側に流出することはなく，制御棒駆動機構搬出入口よりペDESTALに流入する。

図85-1 格納容器スプレイのペDESTALへの流入経路の概要図

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.60）

### ■ 指摘事項（第182回審査会合（平成27年1月15日）DCH）

DGがあるかないかに関連して、評価事故シーケンスが全体を網羅できているか。一番厳しいシーケンスで評価すること。

### ■ 回答

第182回審査会合における「DCH」、「FCI」及び「MCCI」の有効性評価において、非常用ディーゼル発電機等が健全なものとして評価していたが、電源の復旧、注水機能の確保等に必要となる事故対処設備が多く、格納容器破損防止対策を講じるための時間を厳しくし、また、格納容器への注水及び除熱対策の有効性評価を網羅的に確認する観点から、全交流動力電源喪失を重畳させた条件に変更し評価を実施した。

表60-1 解析条件の変更前後の比較

項目		変更後	変更前
事故条件	安全機能の喪失に対する仮定	全交流動力電源喪失	— (外部電源なし)

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.70,73,86）（1/2）

### ■ 指摘事項

- 第182回審査会合（平成27年1月15日）MCCI
  - ・ 格納容器圧力の推移に関し，格納容器スプレイ及びフィルターベントまでの時間を説明すること。
  - ・ MCCIで生成するガスによる格納容器への静的負荷を説明すること。
- 第184回審査会合（平成27年1月20日）格納容器過圧・過温破損
  - 格納容器の静的負荷の観点から，評価した2つの事故シーケンスの包絡性を説明すること。

### ■ 回答

- 評価事故シーケンス「溶融炉心・コンクリート相互作用」における格納容器圧力の推移を図70-1に示す。図70-1に示すとおり，事象発生から10時間後に残留熱代替除去系の運転を開始することによって格納容器圧力の上昇は抑制され，その後，徐々に低下するとともに，ペDESTALの溶融炉心は安定的に冷却される。
- 溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガスの発生については，ペDESTAL壁面のコンクリート侵食量が約0.04mであるため，約11kgの可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスが発生するが，本評価事故シーケンスでは，ジルコニウム－水反応によって約423kgの水素ガスが発生することを考慮すると，溶融炉心・コンクリート相互作用による可燃性ガス及びその他の非凝縮性ガスの発生が格納容器圧力に与える影響は小さい。

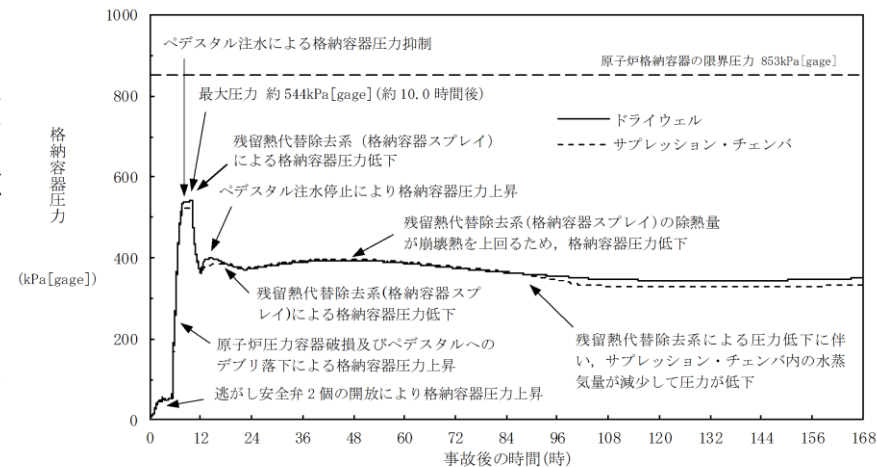


図70-1 格納容器圧力の推移

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.70,73,86）（2/2）

### ■ 回答（続き）

- 格納容器過圧・過温破損の観点については、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）」の有効性評価にて示したとおり、LOCAをプラント損傷状態とする評価事故シーケンスで確認している。これは、過圧の観点では、LOCAによるドライウェルへの蒸気の放出及び原子炉注水による蒸気の発生が重畳する事故シーケンスへの対応が最も厳しいためであり、過温の観点では、事故初期に炉心が露出し過熱状態に至る事故シーケンスへの対応が最も厳しいためである。
- 評価した2つの事故シーケンス「格納容器過圧・過温破損（残留熱代替除去系を使用する場合）」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」の解析結果の比較を表70-1に示す。

表70-1 解析結果の比較

評価項目	格納容器過圧・過温破損 (残留熱代替除去系を使用する場合)	溶融炉心・コンクリート相互作用
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	約370kPa[gage]	約193kPa[gage]
原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約197℃	約123℃



# 4. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.77)

- 指摘事項 (第182回審査会合 (平成27年1月15日) DCH)  
 対応要員の数について, FCI, DCH等個別に示すのではなく, TQUVを含め全体の数を示すこと。
- 回答  
 DCHにおいて, 事象発生からの対応を記載し要員の充足性を確認した。タイムチャートを図77-1に示す。

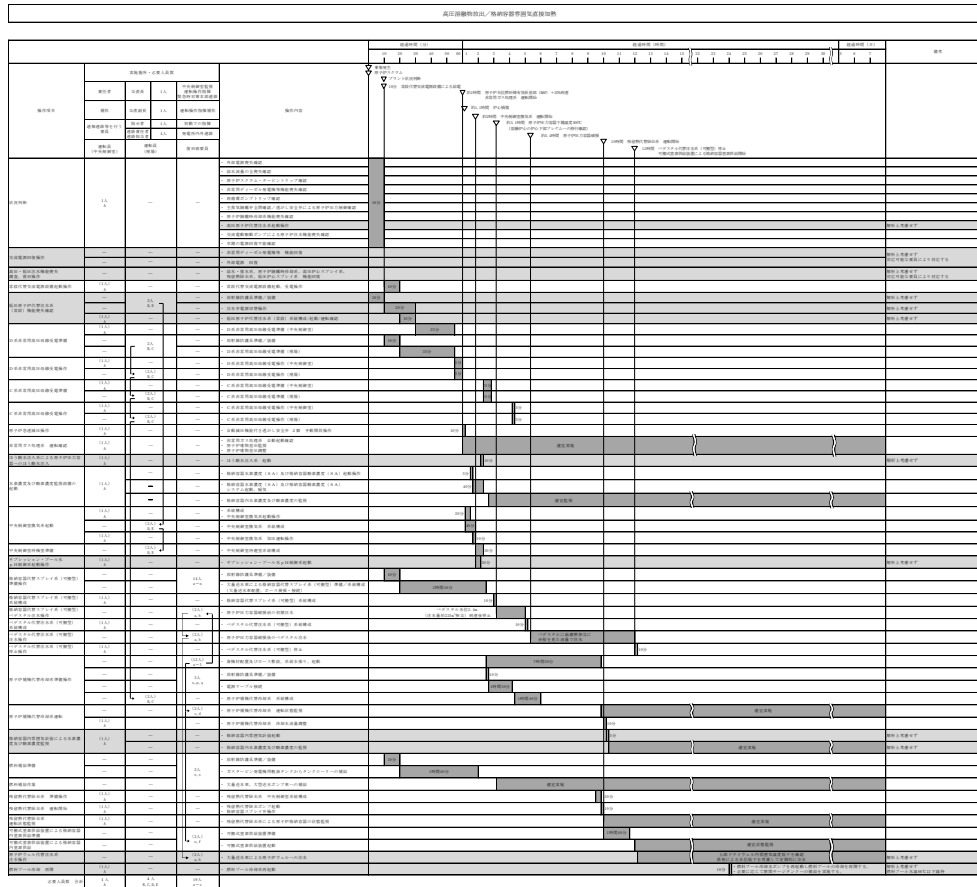


図77-1 「DCH」の作業と所要時間

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.82）

### ■ 指摘事項（第182回審査会合（平成27年1月15日）MCCI）

ペDESTALのコンクリート成分及びMCCI解析評価として鉄筋を考慮しているか示すこと。

### ■ 回答

- 評価事故シーケンス「MCCI」の解析条件を表82-1に示す。
- 島根2号炉に使用されているコンクリートの種類は玄武岩系であり、MCCI解析評価においては、「玄武岩系コンクリート」（ $\text{SiO}_2$ が主体）の物性値を解析条件として設定している。
- コンクリート以外の構造材の扱いとして、内側鋼板及びリブ鋼板を考慮した場合には、内側鋼板及びリブ鋼板がコンクリートより融点が高く、耐熱の効果によって溶融炉心・コンクリート相互作用によるコンクリート侵食が抑制されることから、解析においては保守的に考慮していない。

表82-1 解析条件

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
初期条件	コンクリートの種類	玄武岩系コンクリート	使用している骨材の種類から設定
	コンクリート以外の構造材の扱い	内側鋼板及びリブ鋼板は考慮しない	内側鋼板及びリブ鋼板については、コンクリートよりも融点が高いことから保守的に考慮しない

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.125,126）（1/3）

### ■ 指摘事項（第274回審査会合（平成27年9月15日）MCCI）

- ・ 不確かさがどこにあるのかを示した上で、重点的に見るべき点を説明すること。
- ・ 解析条件等の不確かさの表の考え方を整理した上で再度説明すること。

### ■ 回答

- 解析条件の不確かさの影響評価として、初期条件、事故条件及び機器条件の不確かさについて、運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認している。また、操作条件の不確かさについては、操作の不確かさ要因となる「認知」等や操作の确实さに起因して生じる運転員等操作の開始時間の変動が運転員等操作時間に与える影響及び評価項目となるパラメータに与える影響を確認している。（この方針は、重大事故等対策の有効性評価「1. 重大事故等への対処に係る措置の有効性評価の基本的考え方」に整理している。）
- 格納容器破損モード「溶融炉心・コンクリート相互作用」では、重大事故等対処設備を含む全ての原子炉注水機能が喪失して炉心損傷及び原子炉圧力容器の破損に至り、溶融炉心がペDESTALに落下してコンクリートを侵食することが特徴である。
- 不確かさの影響を確認する運転員等操作は、事象進展に有意な影響を与えられられる操作として、溶融炉心落下前の格納容器代替スプレイ系（可搬型）による水張り操作及び溶融炉心落下後のペDESTAL代替注水系（可搬型）によるペDESTALへの注水操作としており、現象の不確かさとしては、溶融炉心の粒子化、溶融炉心の拡がり、デブリから水への熱伝達、コンクリート侵食が挙げられる。
- 操作条件の不確かさの評価については表125-1のとおりであり、運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕を確認している。

# 4. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.125,126) (2/3)

## ■ 回答 (つづき)

表125-1 運転員等操作時間に与える影響, 評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕 (1/2)

項目	解析条件 (操作条件) の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方					
格納容器代替スプレイ系 (可搬型) によるベスタルへの注水操作 (原子炉圧力容器初期水張り)	原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達した時点で開始, ベスタルの水位が2.4m (約70m <sup>3</sup> 相当) に到達したことを確認した場合に停止する (事象発生から約3.1時間後)	炉心損傷後の原子炉圧力容器破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定	<p>【認知】</p> <p>中央制御室にて原子炉スクラムを確認した場合に対策要員を招集することとしており, 高圧・低圧注水機能喪失を判断した場合には直ちに可搬型による注水準備操作に着手することとしている。この認知に係る時間として10分間を想定している。そのため, 認知遅れ等による操作時間に与える影響はなし。</p> <p>ベスタルへの注水操作は, 原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達したことを確認して開始するが, 損傷炉心への注水による冷却性を確認するため, 原子炉圧力容器下鏡温度は継続監視しており, 認知に大幅な遅れが生じることは考えにくい。よって, 認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【要員配置】</p> <p>格納容器代替スプレイ系 (可搬型) によるベスタル初期水張り, 中央制御室にて弁操作を行う運転員と, 現場にて可搬型による注水のためのホース敷設等の注水準備操作を行う対策要員が各々配置されている。注水準備操作は現場にて対策要員が実施することとなるが, 本操作を行う要員は, 操作が終わるまで他の操作は行わない。このため, 要員配置が操作開始時期に与える影響はなし。</p> <p>【移動・操作所要時間】</p> <p>現場での格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による注水準備操作は, 移動時間を含め, 事象発生から2時間10分で行うことを想定している。この後, 原子炉圧力容器下鏡温度300℃到達を確認し, 中央制御室で常設代替交流電源設備により確保した電源により弁操作を行うことにより注水を開始することとなる。以上より, 移動・操作所要時間が操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【他の並列操作有無】</p> <p>現場にて対策要員が格納容器代替スプレイ系 (可搬型) による注水のためのホース敷設等の注水準備操作を行ったのち, 中央制御室にて運転員が弁操作を行うことにより注水は開始される。当該操作に対応する運転員, 対策要員に他の並列操作はなく, 操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作の確実さ】</p> <p>中央制御室内における操作は, 操作盤での簡易な操作のため, 誤操作は起こりにくく, そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。また, 対策要員の現場操作は, 操作の信頼性向上や要員の安全のため2人1組で実施することとしており, 誤操作は起こりにくく, 誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達するまでに事象発生から約3.1時間の時間余裕があり, また, ベスタルへの注水操作は原子炉圧力容器下鏡温度を監視しながら炉心下部プレナムへのリロケーションを判断し, 注水を開始することとしており, 実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であり, 操作開始時間に与える影響は小さい。	実態の操作開始時間は解析上の設定と同等であることから, 評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	格納容器代替スプレイ系 (可搬型) によるベスタルへの注水操作 (原子炉圧力容器破損前の初期水張り) については, 原子炉圧力容器破損前の格納容器冷却を兼ねる操作であり, 原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達後, 速やかに実施することが望ましいが, 原子炉圧力容器破損前は, 本操作が実施できないと仮定しても, 格納容器圧力及び温度が格納容器の限界圧力及び限界温度に到達することではなく, 自動減圧機能付き逃がし安全弁による原子炉減圧機能維持も可能であることから, 時間余裕がある。	解析上は作業成立性を踏まえ事象発生から約3.1時間後としており, このうち, 格納容器代替スプレイ系 (可搬型) によるベスタルへの初期水張りの系統構成は, 所要時間2時間10分想定のところ, 訓練実績では約1時間33分である。想定で意図している作業が実施可能なことを確認した。

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.125,126）（3/3）

### ■ 回答（つづき）

表125-1 運転員等操作時間に与える影響、評価項目となるパラメータに与える影響及び操作時間余裕（2/2）

項目	解析条件（操作条件）の不確かさ		操作の不確かさ要因	運転員等操作時間に与える影響	評価項目となるパラメータに与える影響	操作時間余裕	訓練実績等
	解析上の操作開始時間	条件設定の考え方					
ベDESTAL代替注水系（可搬型）によるベDESTALへの注水操作（原子炉圧力容器破損後の注水）	原子炉圧力容器の破損を確認した場合	炉心損傷後の原子炉圧力容器の破損による溶融炉心・コンクリート相互作用の影響緩和を考慮し設定	<p>【認知】</p> <p>溶融炉心がベDESTALに落下した後にベDESTALに崩壊熱に余裕を見た流量の注水を行うが、溶融炉心の落下はベDESTAL温度、格納容器圧力等の監視により認知可能である。これらのパラメータは原子炉圧力容器破損判断のため継続監視しており、認知に大幅な遅れが生じることは考えにくい。よって、認知遅れにより操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【要員配置】</p> <p>溶融炉心落下前の格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるベDESTALへの初期水張りに引き続いて行う操作であり、要員配置が操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【移動・操作所要時間】</p> <p>溶融炉心落下前の格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるベDESTALへの初期水張りに引き続いて行う操作であり、移動・操作所要時間が操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【他の並列作業有無】</p> <p>溶融炉心落下前の格納容器代替スプレイ系（可搬型）によるベDESTALへの初期水張りに引き続いて行う操作であり、当該操作を行う運転員、対策要員に他の並列操作はなく、操作開始時間に与える影響はなし。</p> <p>【操作の確実さ】</p> <p>対策要員の現場操作は、操作の信頼性の向上や要員の安全のため2人1組で実施することとしており、誤操作は起こりにくく、誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。また、中央制御室内での操作は操作盤での簡易な操作であるため、誤操作は起こりにくく、そのため誤操作等により操作時間が長くなる可能性は低い。</p>	原子炉圧力容器破損までに事象発生から約5.4時間の時間余裕があり、また、溶融炉心落下後にベDESTAL注水が行われなかった場合でも、溶融炉心落下前に張られた水が蒸発するまでには約1.4時間の時間余裕がある。また、溶融炉心落下後のベDESTALへの注水操作はベDESTAL温度、格納容器圧力等の傾向を監視しながら原子炉圧力容器破損を判断し、注水操作を実施することとしており、実態の操作開始時間は解析上の設定とほぼ同等であることから、操作開始時間に与える影響は小さいことから、運転員等操作時間に与える影響も小さい。	実態の操作開始時間は解析上の設定と同等であることから、評価項目となるパラメータに与える影響は小さい。	原子炉圧力容器が破損するまでの時間は事象発生から約5.4時間あり、また、溶融炉心落下後に、ベDESTAL注水が行われなかった場合でも、溶融炉心落下前に張られた水が溶融炉心の崩壊熱及びジルコニウム-水反応による発熱により蒸発するまでには約1.4時間の時間余裕がある。	訓練実績等により、条件成立を前提として約1分間でベDESTAL代替注水系（可搬型）による注水操作を開始可能である見込みを得た。想定で意図している運転操作が実施可能なことを確認した。

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.132）

- 指摘事項（第274回審査会合（平成27年9月15日）FCI）  
下部ヘッド破損後の追加の注水について考え方をまとめておくこと。

### ■ 回答

- SOP及びAMGでは、RPV破損判定後の運転操作の優先順位を表132-1の様に定めている。

- 格納容器スプレイを優先する理由は、格納容器スプレイを開始する状況は格納容器過圧又は過温破損の防止及び早期の格納容器ベントを抑制するための運転操作が必要な状況であり、これに即応する必要があるためである。D/WスプレイとS/Cスプレイでは、より広い空間にスプレイすること等により、原子炉格納容器の圧力及び温度の抑制効果が高いと考えられるD/Wスプレイを実施することとしている。また、D/Wにスプレイを実施することでペDESTALへ冷却材が流入するため、ペDESTALの溶融炉心の冷却にも期待できる。

表132-1 RPV破損判定後の運転操作の優先順位

優先順位	運転操作
1	D/Wスプレイ
2	ペDESTAL注水
3	RPV破損後の原子炉への注水

- ペDESTALへの注水については、RPV破損前の注水によりペDESTAL内には約70m<sup>3</sup>(スクラム後5～10時間後の崩壊熱に換算すると約2時間分)の冷却材が確保されていること及びD/Wスプレイした冷却材がD/W床面からペDESTALへ流入することにも期待できることを考慮し、D/Wスプレイに次ぐ優先順位としている。
- RPV破損後のRPVへの注水には、RPV内に残存する溶融炉心の冷却及びRPV破損口から原子炉冷却材が流出することによるペDESTALに堆積している溶融炉心の冷却にも期待できると考えられるが、RPV破損口からの原子炉冷却材の流出の状況を確実に把握することは困難なことから、ペDESTAL注水に必要な流量を確保した後の優先順位としている。

## 4. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.136）

- 指摘事項（第379回審査会合（平成28年7月12日）炉心損傷防止）  
S R Vの排気温度計について位置づけと検知（炉心損傷開始の判断）の可能性について整理すること。

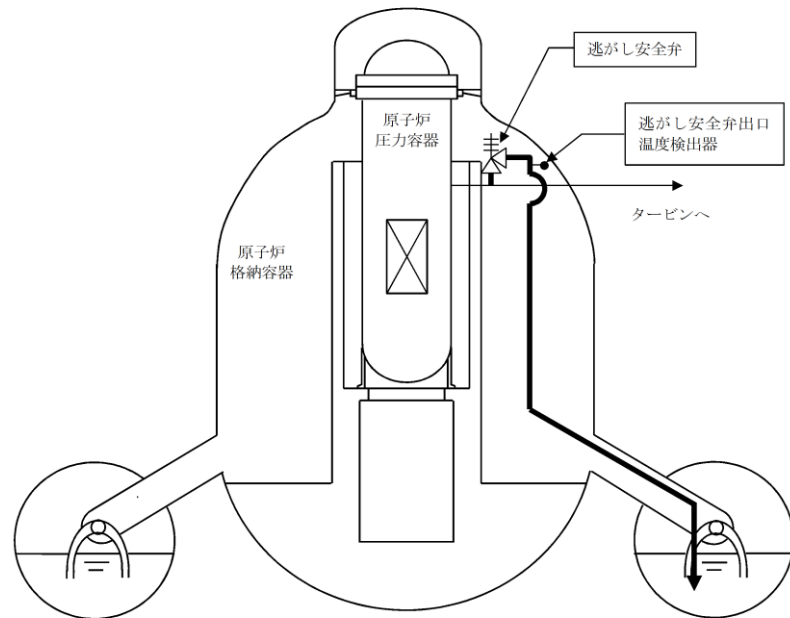
- 回答  
炉心損傷開始の判断は、原子炉格納容器雰囲気放射線モニタ（C A M S）により行いが、逃がし安全弁（S R V）出口温度計による炉心損傷判断の検知性及び位置づけを以下に示す。

### 【検知性】

- 事故発生後、原子炉水位が低下する過程において、炉心が冠水した状態では、炉心部及び原子炉压力容器ドーム部の温度は、ともに定格原子炉圧力ないしはS R V動作圧力に対応する飽和蒸気温度近傍（ $<300^{\circ}\text{C}$ ）となる。
- 原子炉水位の低下により炉心が露出し、原子炉压力容器ドーム部が過熱蒸気雰囲気となっている状態でS R Vを開放した場合、S R V出口温度計の指示値は、飽和蒸気温度近傍よりも高い温度を示し、指示値はオーバースケールになると考えられる。
- したがって、S R V出口温度により炉心の露出を検知できる可能性があるものの、炉心が露出した場合において、炉心は蒸気冷却等により健全性を維持しており、炉心損傷に至っていないことが考えられ、炉心損傷検知の判断としては不確実さが大きい。

### 【位置づけ】

- S R V出口温度計による炉心損傷検知の判断は不確実さが大きいと考えられることから、C A M Sによる確認ができない場合の炉心損傷検知の代替手段は原子炉压力容器温度としており、S R V出口温度計は炉心損傷検知の代替手段として位置付けていない。



設置目的	原子炉運転中にS R Vからの漏えいを検出
測定範囲	0～300℃
設置位置の考慮	S R V本体からの熱伝導による誤検出を防ぐため、弁本体から十分離れた位置に取り付けている

図136-1 S R V出口温度計の概略設置図