

女川原子力発電所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

平成30年7月
東北電力株式会社

目次

1. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策
 - 1.1 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(DCH)
 - 1.2 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用(FCI)
 - 1.3 溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)

2. 重大事故等対策の有効性評価に係る論点
 - 2.1 初期水張り高さの適切性について
 - 2.2 シェルアタックを除外する理由について
 - 2.3 コリウムシールドの設置について

3. 審査会合での指摘事項に対する回答

1. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

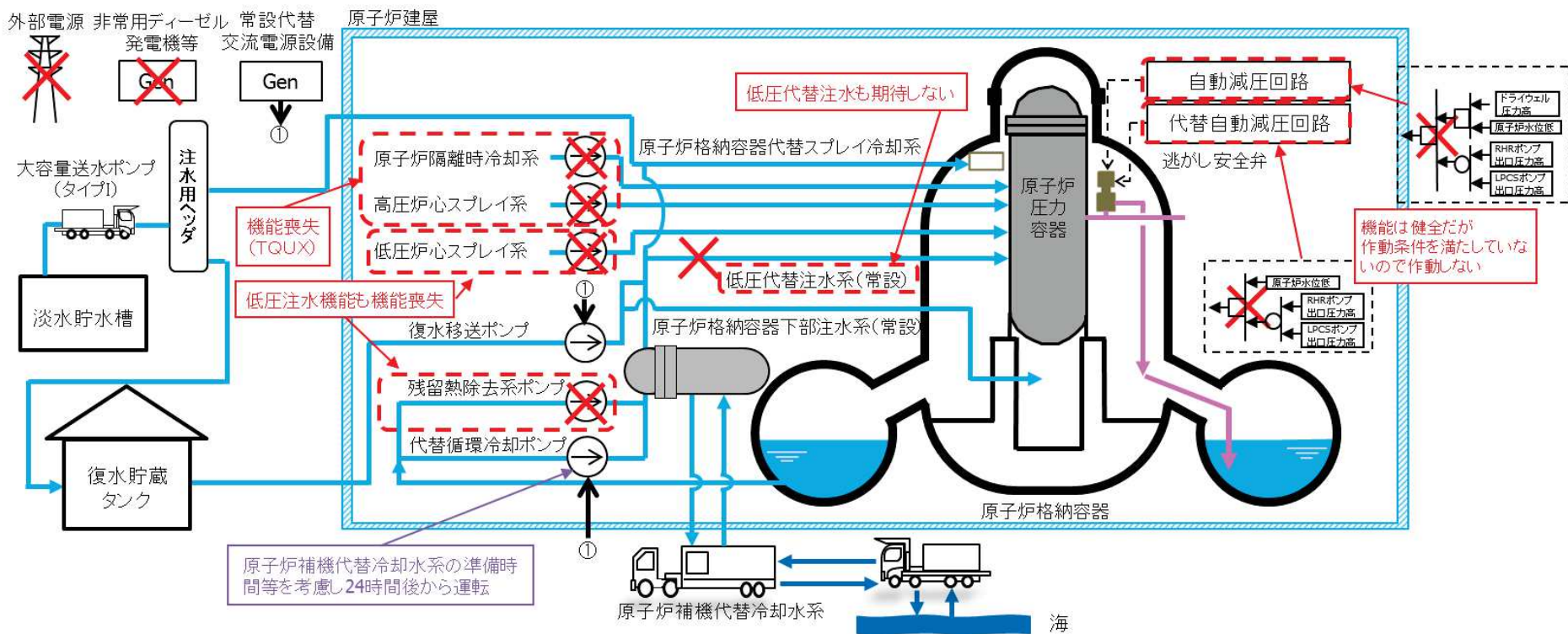
1.1 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(DCH) (1/13) DCHの特徴

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(DCH)の特徴

- 原子炉圧力容器が高い圧力の状態で損傷し、溶融炉心等が急速に放出され、格納容器雰囲気直接加熱されることで、格納容器内の温度及び圧力が上昇し、格納容器の破損に至る。

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(DCH)の事故想定

- プラント損傷状態をTQUX(高圧注水失敗・減圧失敗)とする。
- 低圧注水機能も機能喪失するものとし、さらに重大事故等対処設備による低圧代替注水も期待しないものとする。
- 全交流動力電源喪失を想定する。



1. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

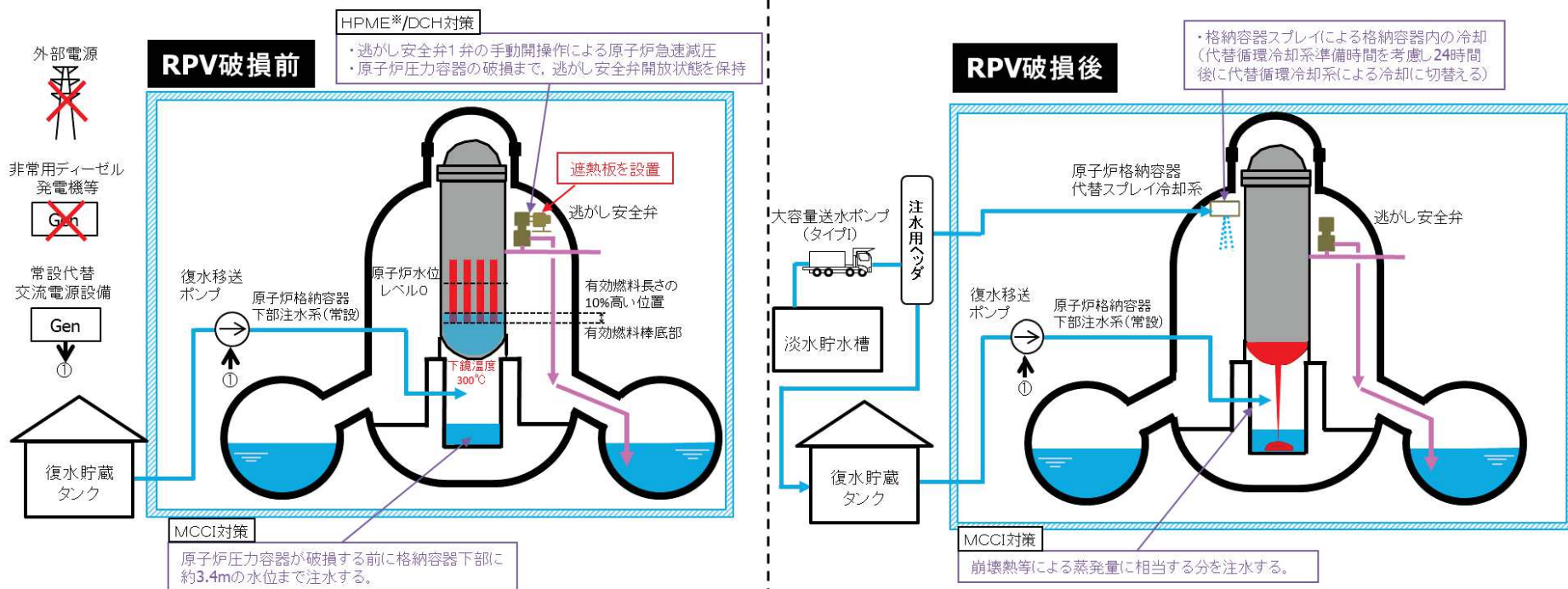
1.1 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(DCH) (2/13) DCH, FCI, MCCIの対策

対策① RPVが破損するまで

- ・原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの10%高い位置に到達した時点で、逃がし安全弁1個を手動開操作し、原子炉を急速減圧する。
- ・原子炉圧力容器破損まで逃がし安全弁の開放状態を維持する。
- ・原子炉格納容器下部注水系(常設)により、原子炉圧力容器破損前に格納容器下部(ペDESTアル)に約3.4mの水位まで注水する。
- ・(原子炉注水手段が全くなく、原子炉水位がレベル0または原子炉圧力容器下鏡温度が300°Cに到達した時点で、注水を開始する。)

対策② RPV破損後から代替循環冷却系の運転開始まで

- ・原子炉格納容器下部注水系(常設)により、崩壊熱等による蒸発量に相当する分を注水する。
- ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器スプレイにより格納容器内を冷却する。



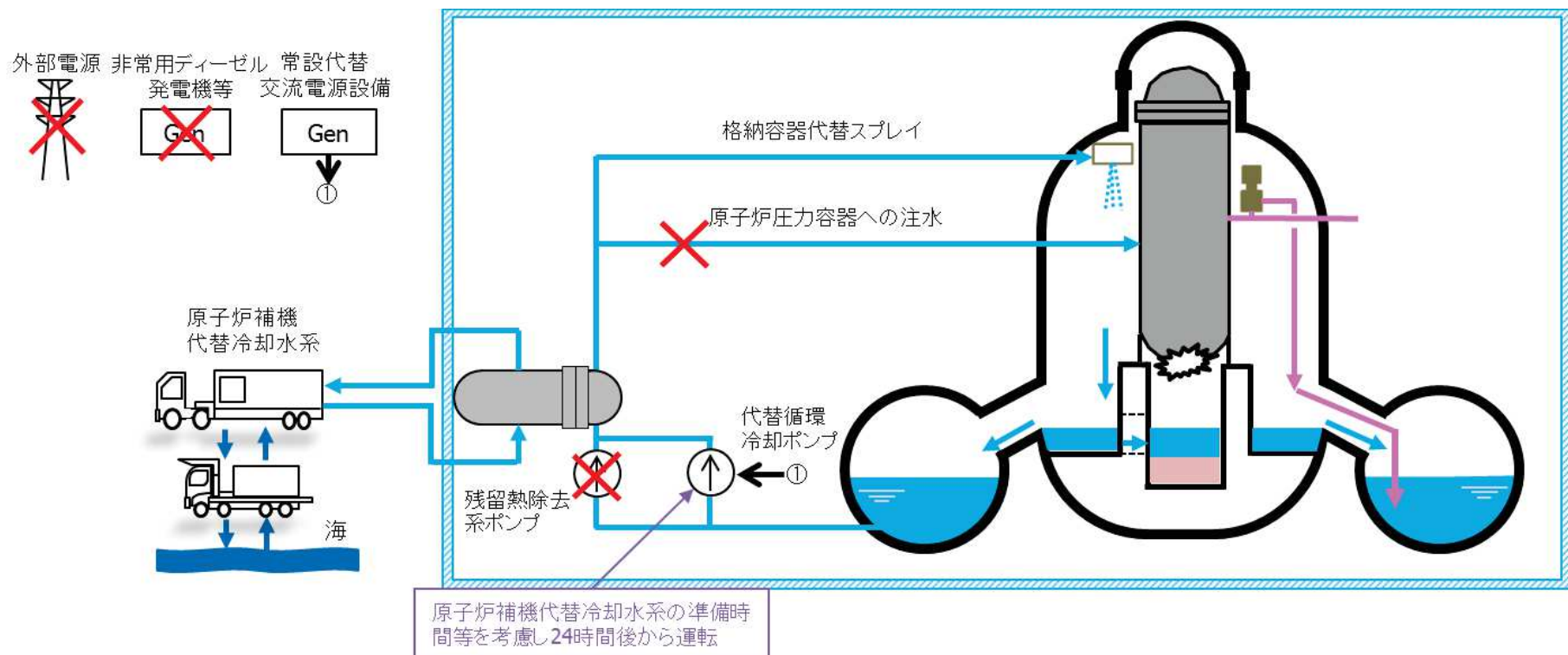
※ HPME: High Pressure Melt Ejection (高圧溶融物放出)

1. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

1.1 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(DCH) (3/13) DCH, FCI, MCCIの対策

対策③ 代替循環冷却系の運転開始後

・原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系により、溶融炉心の冷却及び格納容器除熱を実施する。



1. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

1.1 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(DCH) (4/13) 主要解析条件

項目		主要解析条件	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	全交流動力電源喪失	全ての非常用ディーゼル発電機の機能喪失を想定し、設定
		高圧注水機能、低圧注水機能及び重大事故等対処設備による原子炉注水機能の喪失	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低圧注水系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
	外部電源	外部電源なし	外部電源はないものとする
高温ガスによる配管等のクリープ破損や漏えい等による影響	考慮しない	原子炉圧力を厳しく評価するものとして設定	

1. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

1.1 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(DCH) (5/13) 主要解析条件

項目		主要解析条件	条件設定の考え方
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	原子炉水位低(レベル3) (遅れ時間:1.05秒)	事象発生と同時にスクラムせず、原子炉水位低でスクラムすることにより原子炉保有水量を保守的に評価するため設定
	逃がし安全弁	逃がし弁機能 7.37MPa[gage] × 2弁, 356t/h/個 7.44MPa[gage] × 3弁, 360t/h/個 7.51MPa[gage] × 3弁, 363t/h/個 7.58MPa[gage] × 3弁, 367t/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1個の開放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
	原子炉格納容器下部注水系(常設)	事前水張り時:50m ³ /h	原子炉圧力容器破損の事前の検知から破損までの時間余裕に基づき3.4m到達まで水張り可能な流量として設定
		原子炉圧力容器破損以降: 崩壊熱相当の注水量にて注水	溶融炉心冷却が継続可能な流量として設定
	原子炉格納容器代替スプレー冷却系	88m ³ /hにてスプレー	格納容器温度及び圧力抑制に必要なスプレー流量を考慮して設定
	代替循環冷却系	150m ³ /hにて連続スプレー	代替循環冷却系の設計値として設定

1. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

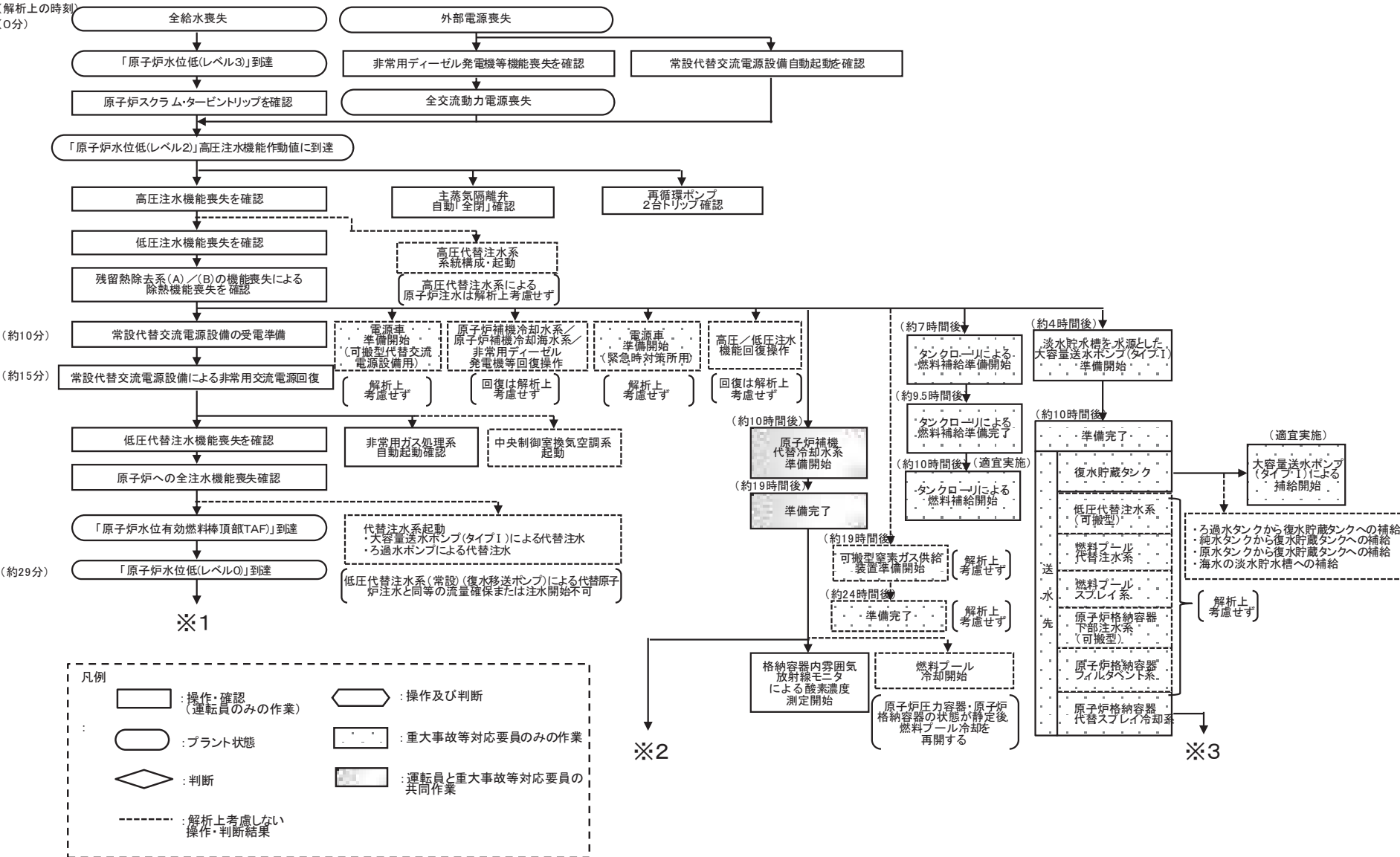
1.1 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(DCH) (6/13) 主要解析条件

	項目	主要解析条件	条件設定の考え方
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	原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの10%高い位置に到達した時点	原子炉圧力容器内の原子炉冷却材の量を多く維持できるため、原子炉圧力容器破損までの時間を延ばすことができる一方で、原子炉水位計の計測範囲外となる前に原子炉を減圧することを考慮して設定
	格納容器下部への注水操作(原子炉圧力容器の破損前の先行水張り)	原子炉水位(レベル0)未滿かつ注水系なしを確認した場合に開始	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
	格納容器下部への注水操作(原子炉圧力容器の破損後の注水)	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
	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器冷却操作	(開始条件) 格納容器圧力0.640MPa[gage]到達時 (停止条件) 格納容器圧力0.540MPa[gage]まで降下後又は代替循環冷却系の運転開始時	格納容器限界圧力を踏まえて設定
	原子炉補機代替冷却水系運転操作	事象発生23時間後	原子炉補機代替冷却水系の準備時間を考慮して設定
	代替循環冷却系による格納容器除熱操作	事象発生24時間後	原子炉補機代替冷却水系の準備時間を考慮して設定

1. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

1.1 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(DCH) (7/13) 対応手順の概要

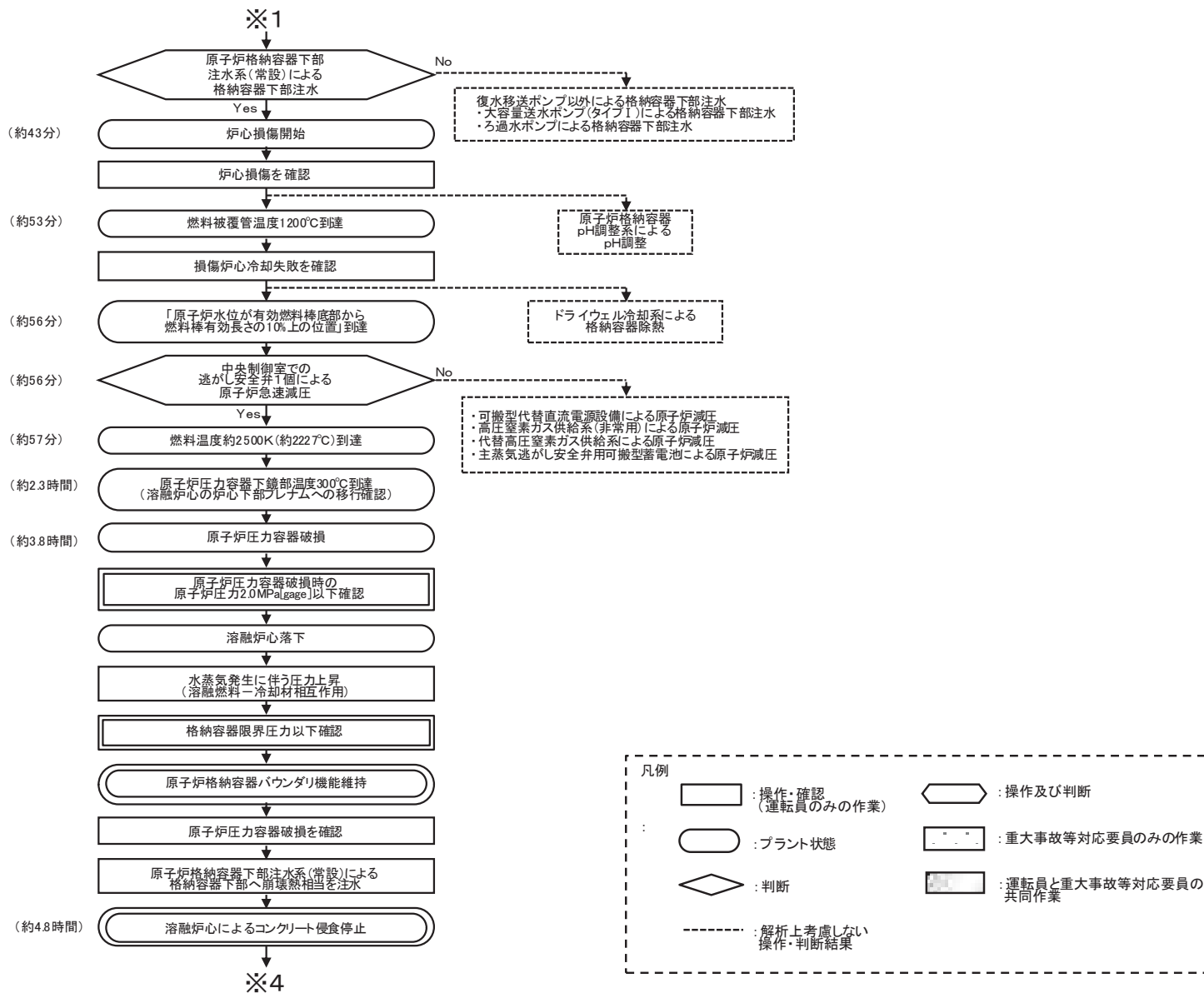
(解析上の時刻)
(0分)



有効性評価3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱 第3.2.4図

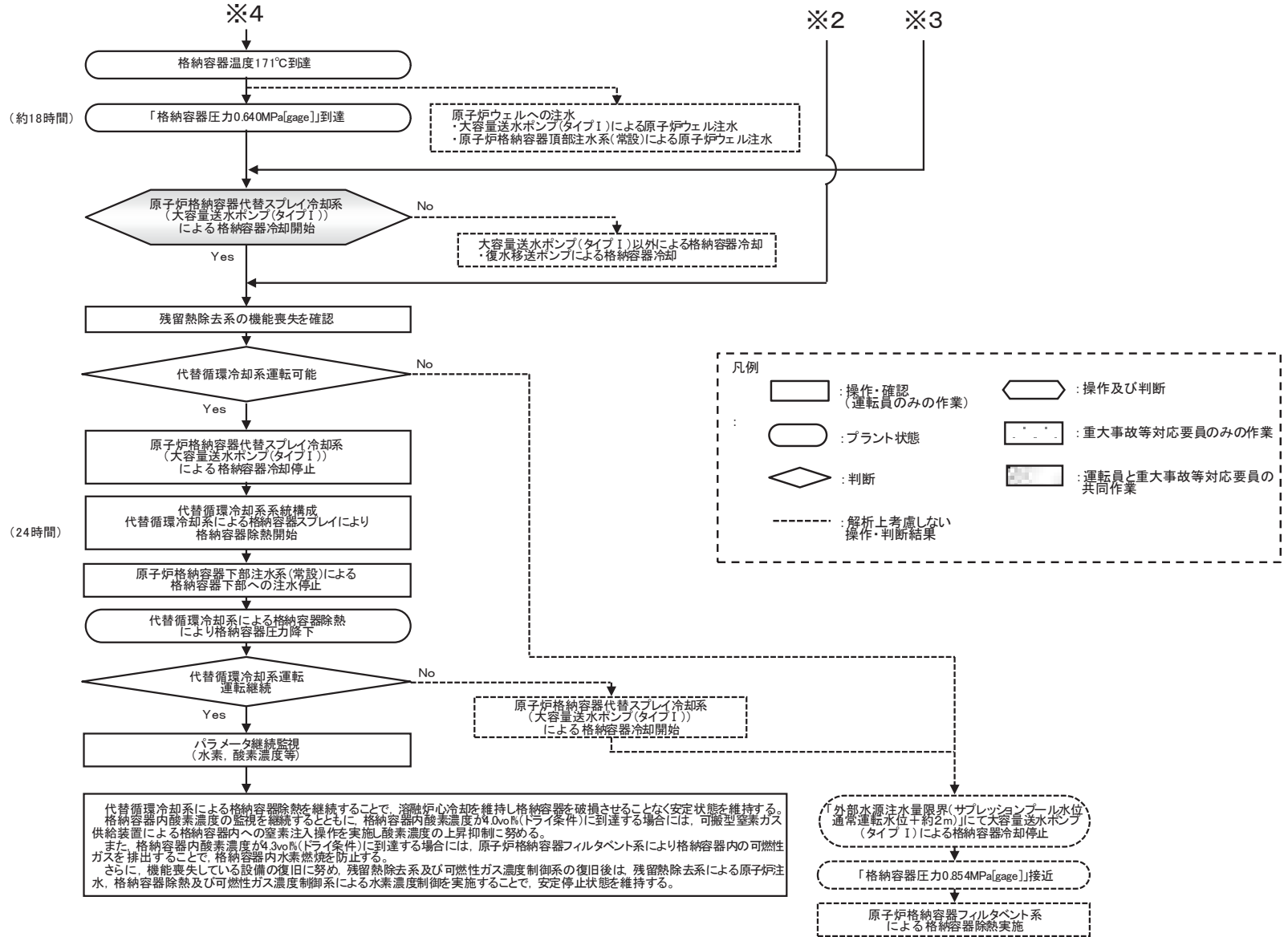
1. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

1.1 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(DCH) (8/13) 対応手順の概要



1. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

1.1 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(DCH) (9/13) 対応手順の概要



1. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

1.1 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(DCH) (10/13) 有効性評価の結果

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(DCH)における有効性評価の結果

- ・表1に示す評価項目について、原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの10%高い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。
- ・原子炉水位(シュラウド内外水位)及び原子炉圧力の推移を図1および図2に示す。

表1 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	約0.2MPa[gage]	2.0MPa[gage]

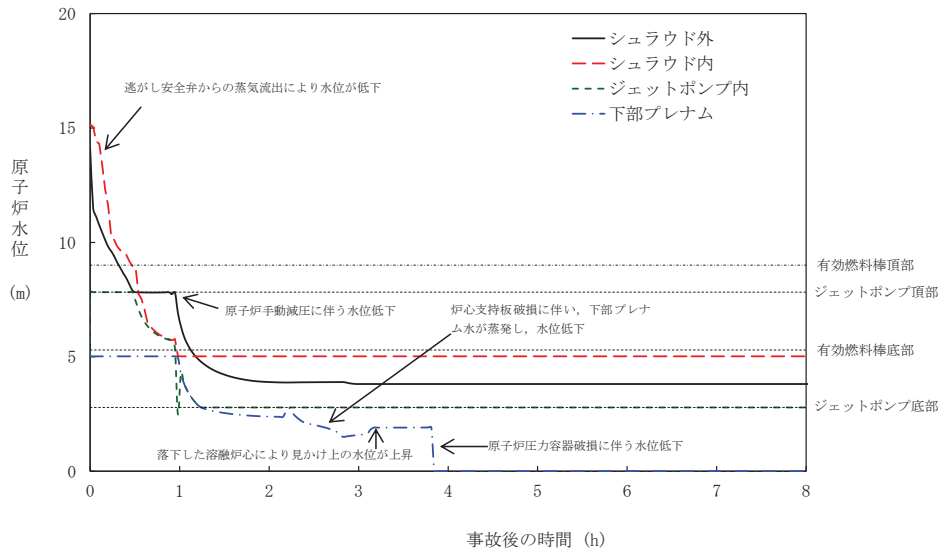


図1 原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移

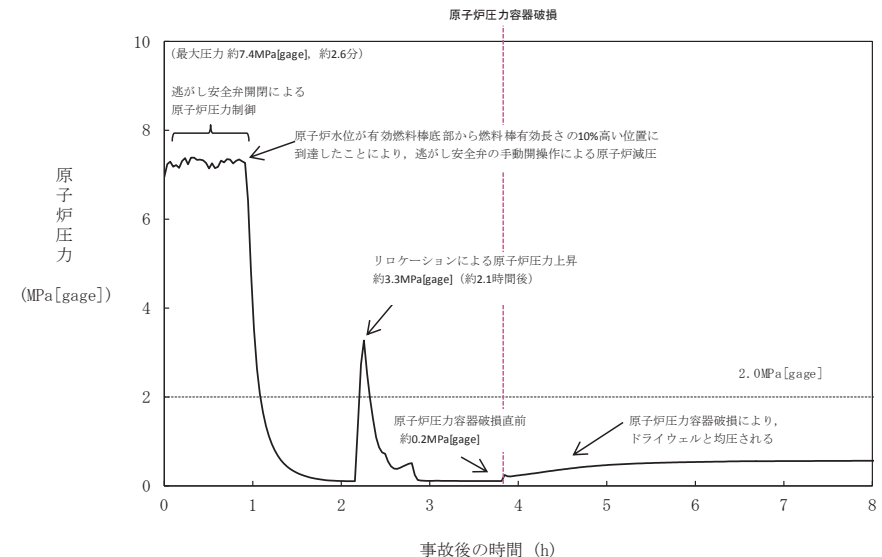


図2 原子炉圧力の推移

1. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

1.1 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(DCH) (11/13) Cs-137放出量評価

表2 Cs-137放出量評価条件(1/2) 格納容器外への放出の前提条件

項目	評価条件
格納容器漏えい開始時刻	事故発生直後 なお、放射性物質は、MAAP解析に基づき事故発生約5分後から漏えい
格納容器から 原子炉建屋への漏えい率	開口面積を格納容器圧力に応じ設定。MAAP解析上で、格納容器圧力に応じ漏えい率が変化するものとした 【開口面積】 1Pd以下：1.0Pdで0.9%/日 1～1.5Pd：1.5Pdで1.1%/日 1.5～2Pd：2.0Pdで1.3%/日 に相当する開口面積
格納容器の 漏えい孔における捕集効果	効果に期待しない
格納容器内での 粒子状放射性物質の除去効果	<ul style="list-style-type: none"> ・格納容器スプレイによる除去効果 ・自然沈着による除去効果 ・サプレッションチェンバのプール水でのスクラビングによる除去効果 上記をMAAP解析で評価

1. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

1.1 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(DCH) (12/13) Cs-137放出量評価

高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(DCH)における有効性評価(Cs-137放出量)の結果

・表3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。

表2 Cs-137放出量評価条件(2/2) 環境への放出の前提条件

項目	評価条件
原子炉建屋からの漏えい開始時刻	事故発生直後
非常用ガス処理系起動時間	事故発生から60分後
非常用ガス処理系排風機風量	2,500m ³ /h
原子炉建屋負圧達成時間	事故発生から70分後
原子炉建屋の換気率	<ul style="list-style-type: none"> ・事故発生から70分後～168時間後： 0.5[回/日]で屋外に放出 (非常用ガス処理系による放出) ・上記以外の期間： 無限大[回/日](原子炉建屋からの漏えい)
非常用ガス処理系の フィルタ装置の除去効果	効果に期待しない

表3 Cs-137放出量評価結果(7日間)

評価項目	解析結果	判定基準
建屋からの漏えいによる Cs-137放出量	約1.5TBq	100TBq

有効性評価3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
添付資料3.2.2 原子炉建屋から大気中への放射性物質の漏えい量について

1. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

1.1 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(DCH) (13/13) 必要な要員及び資源の評価

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(DCH)」における重大事故等対策に必要な要員及び資源の評価結果を表4に示す。

表4 要員及び資源の評価結果

評価項目	必要な要員数又は数量	確保している要員数又は数量
要員	30名 運転員：7名 発電所対策本部要員：6名 重大事故等対応要員：17名	30名 運転員：7名 発電所対策本部要員：6名 重大事故等対応要員：17名
水源	約790m ³	復水貯蔵タンク：約1,192m ³ 淡水貯水槽：10,000m ³
燃料	約359kL	約900kL
電源	約4,552kW	約6,000kW(常用連続運用仕様)

以上のとおり、必要な要員及び資源を確保していることから、重大事故等への対応は可能である。

1. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

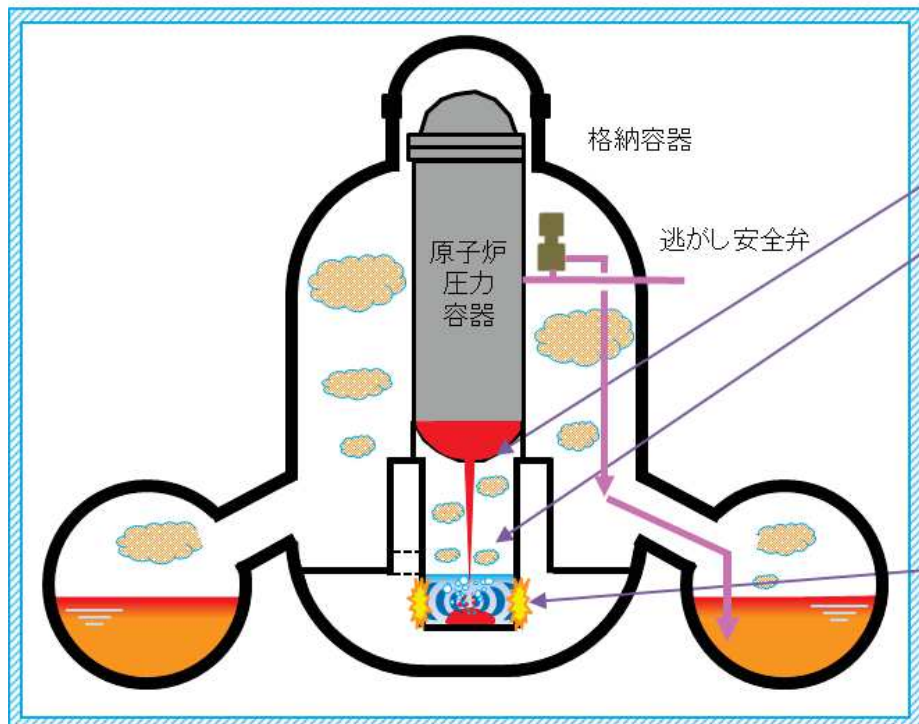
1.2 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用(FCI) (1/5) FCIの特徴

原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用(FCI)の特徴

・溶融炉心と原子炉圧力容器外の冷却水が接触して、圧カスパイクが生じる可能性があり、このときに発生するエネルギーが大きいと構造物が破壊され、格納容器の破損に至る。

※原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用(以下、「FCI」という。)には、衝撃を伴う水蒸気爆発と、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(以下、「圧カスパイク」という。)があるが、水蒸気爆発の可能性は極めて低いと考えられるため、圧カスパイクについて考慮する。

原子炉建屋



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。

1. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

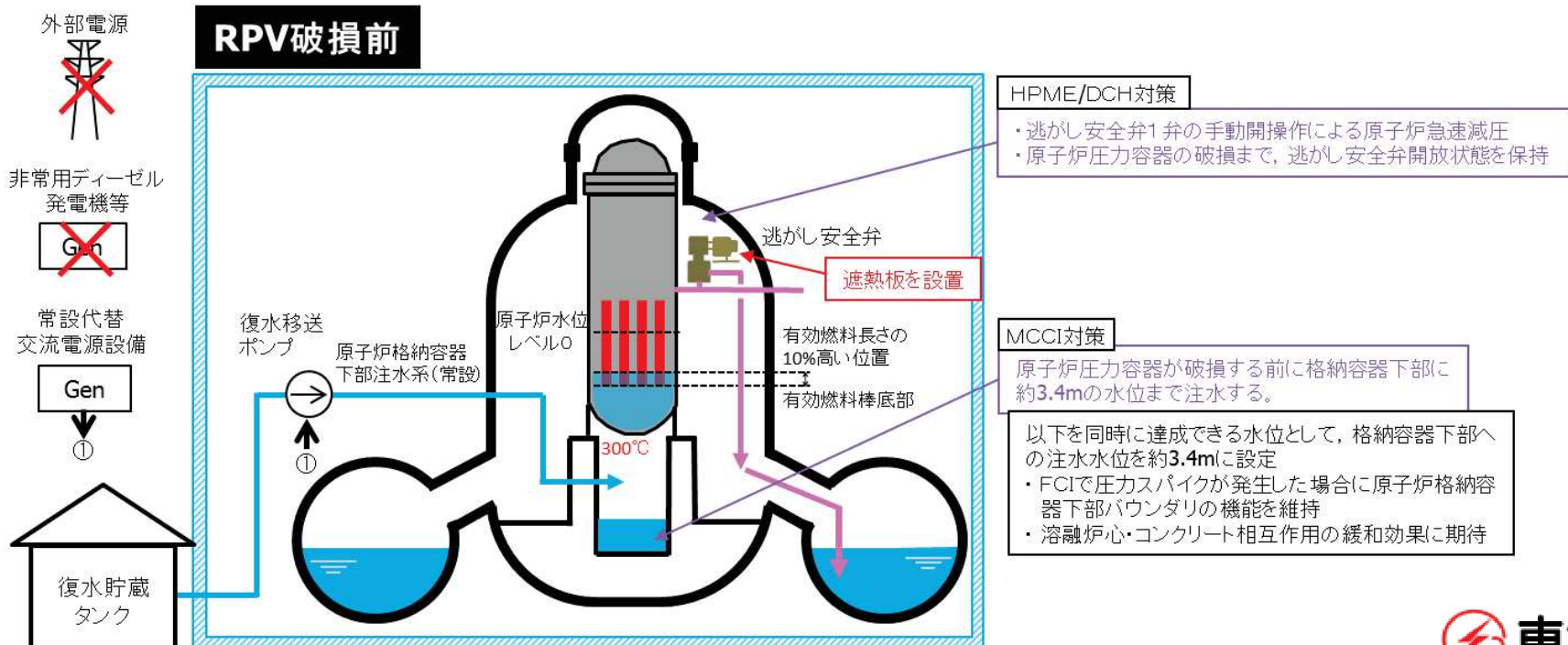
1.2 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用(FCI) (2/5) DCH, FCI, MCCIの対策

原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用(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「高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱」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、同時に実施する溶融炉心・コンクリート相互作用の緩和効果に期待できる水位として、格納容器下部への注水水位を約3.4mに設定することである。

対策① RPVが破損するまで

- 原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの10%高い位置に到達した時点で、逃がし安全弁1弁を手動開操作し原子炉を急速減圧する。
- 原子炉圧力容器破損まで逃がし安全弁の開放状態を保持する。
- 原子炉格納容器下部注水系(常設)により、原子炉圧力容器破損前に格納容器下部(ペDESTル)に約3.4mの水位まで注水する。(原子炉注水手段が全くなく、原子炉水位がレベル0または原子炉圧力容器下鏡温度が300℃に到達した時点で、注水を開始する。)



1. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

1.2 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用(FCI) (3/5) 水蒸気爆発の可能性

<水蒸気爆発の可能性>

主な確認結果

▶実機において想定される溶融物(二酸化ウランとジルコニウムの混合溶融物)を用いた大規模実験として、COTELS, FARO, KROTOS及びTROIがあり、以下を確認した。

- ・これらのうち、水蒸気爆発が発生したKROTOS, TROIの一部実験の特徴としては、外乱を与えて液－液直接接触を生じやすくしていること、若しくは、溶融物の初期の温度を高く設定することで、溶融物表面の蒸気膜が安定化する反面、溶融物表面が冷却材中で固化しにくくさせていることが挙げられる。
- ・大規模実験の条件と実機条件とを比較した上で、実機においては液－液直接接触が生じるような外乱となりえる要素は考えにくい。また、実機で想定される溶融物の初期の温度は実験条件よりも低く、冷却材中を落下する過程で溶融物表面の固化が起こりやすい。

⇒ 原子炉圧力容器外のFCIで生じる事象として、水蒸気爆発は除外し、圧カスパイクを考慮する。※

※仮に「水蒸気爆発」が発生した場合において格納容器下部(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、評価を行っている。

有効性評価3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

添付資料3.3.1 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用に関する知見の整理

付録3 第5部 MAAP 添付2 FCI 3. これまでの知見の整理

1. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

1.2 原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用(FCI) (4/5) 有効性評価の結果

原子炉圧力容器外の溶融燃料—冷却材相互作用(FCI)における有効性評価の結果

- ・表5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3及び図4に示す。

表5 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0.25MPa[gage]	0.854MPa[gage](格納容器限界圧力)
原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約133℃	200℃(格納容器限界温度)

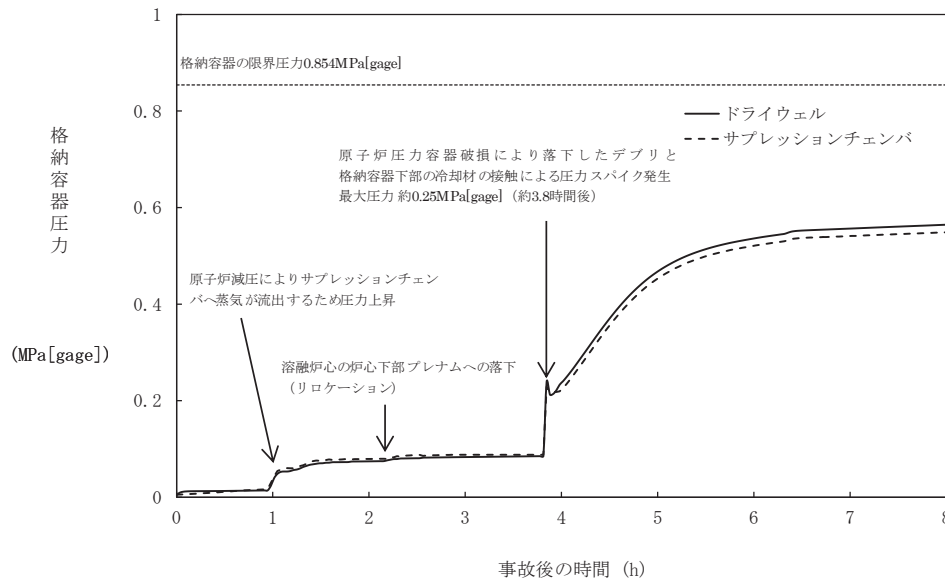


図3 格納容器圧力の推移

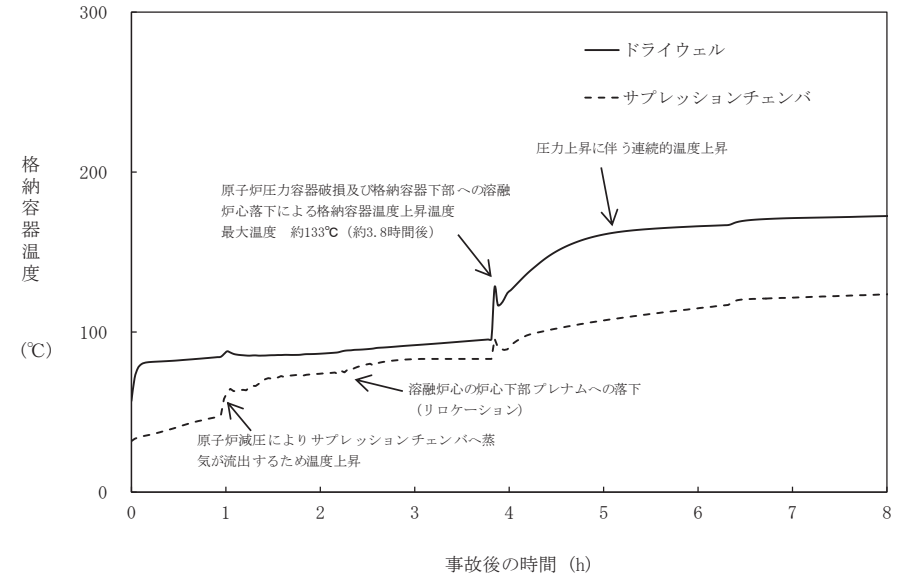


図4 格納容器温度の推移

1. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

1.2 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用(FCI) (5/5) 水蒸気爆発の影響評価

<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格納容器下部(ペDESTル)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LS-DYNAを用いて、水蒸気爆発に伴い格納容器下部の水に伝達される運動エネルギーを評価するとともに、格納容器下部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5及び図6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363MPa、約130MPa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。

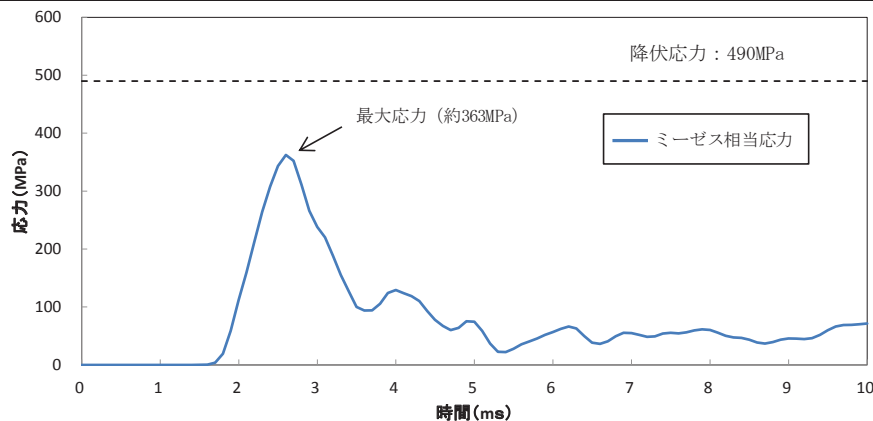


図5 格納容器下部内側鋼板の応力の推移

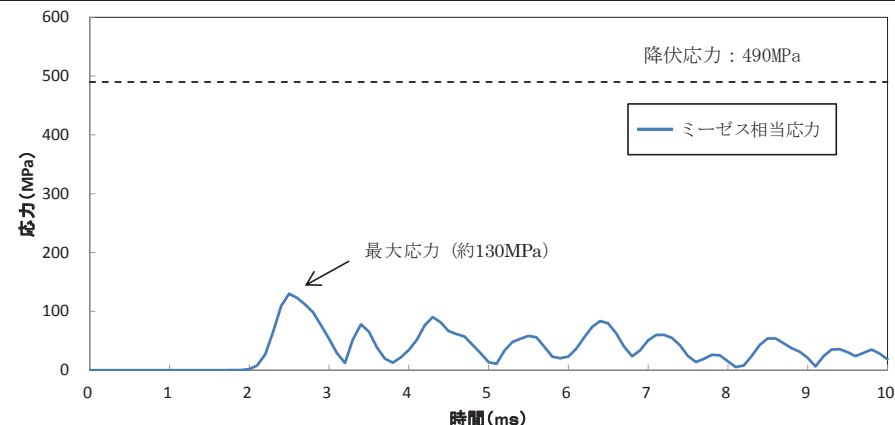


図6 格納容器下部外側鋼板の応力の推移

有効性評価3.3 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用

添付資料3.3.2 水蒸気爆発の発生を仮定した場合の格納容器の健全性への影響評価 図2, 図3

有効性評価 補足説明資料126 溶融炉心落下位置が格納容器下部の中心軸から外れ、壁側に偏って落下した場合の影響評価

1. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

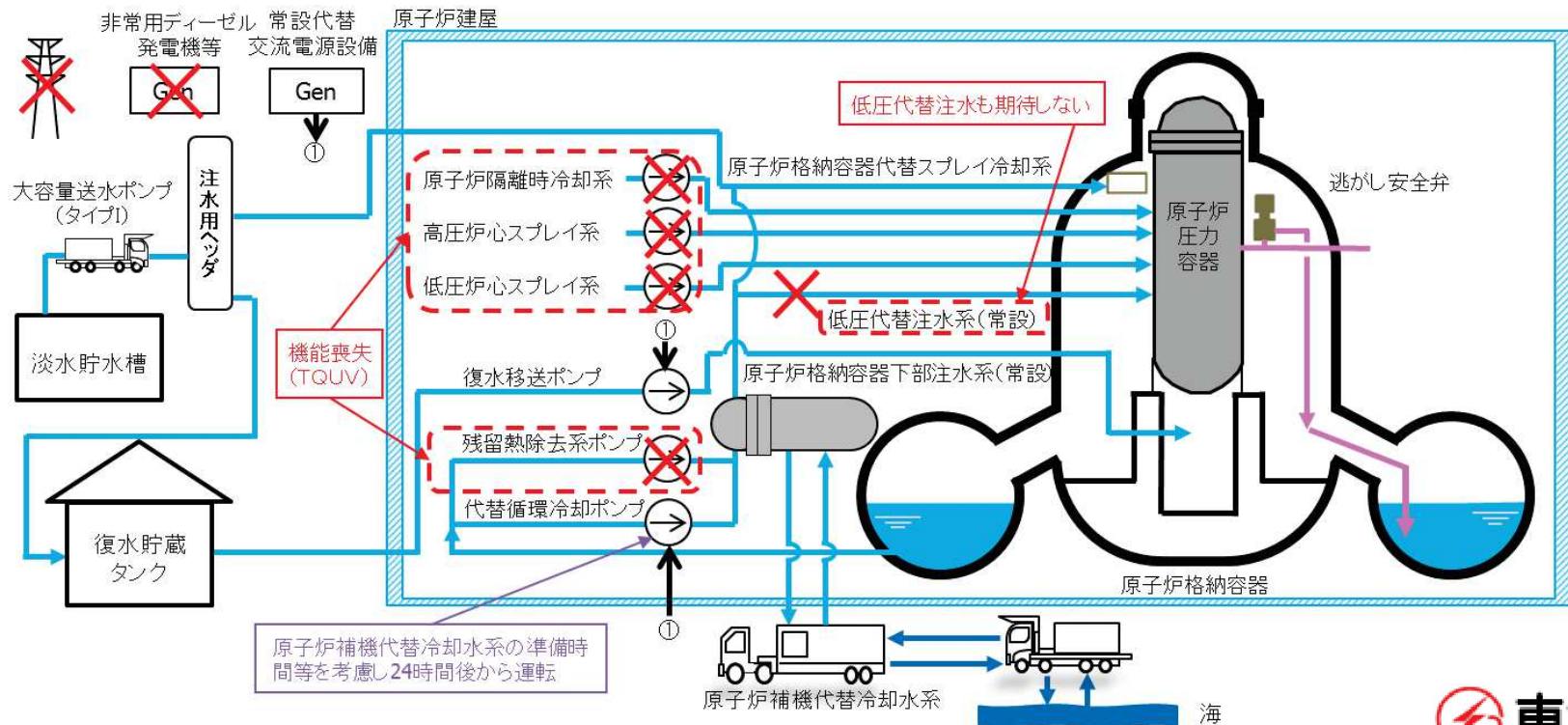
1.3 溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI) (1/4) MCCIの特徴

溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)の特徴

- ・格納容器下部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。また、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。さらに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床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。

溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)の事故想定

- ・プラント損傷状態をTQUV(高圧注水失敗・低圧注水失敗)とする。
- ・重大事故等対処設備による低圧代替注水も期待しないものとする。
- ・全交流動力電源喪失を想定する。
- ・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。



1. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

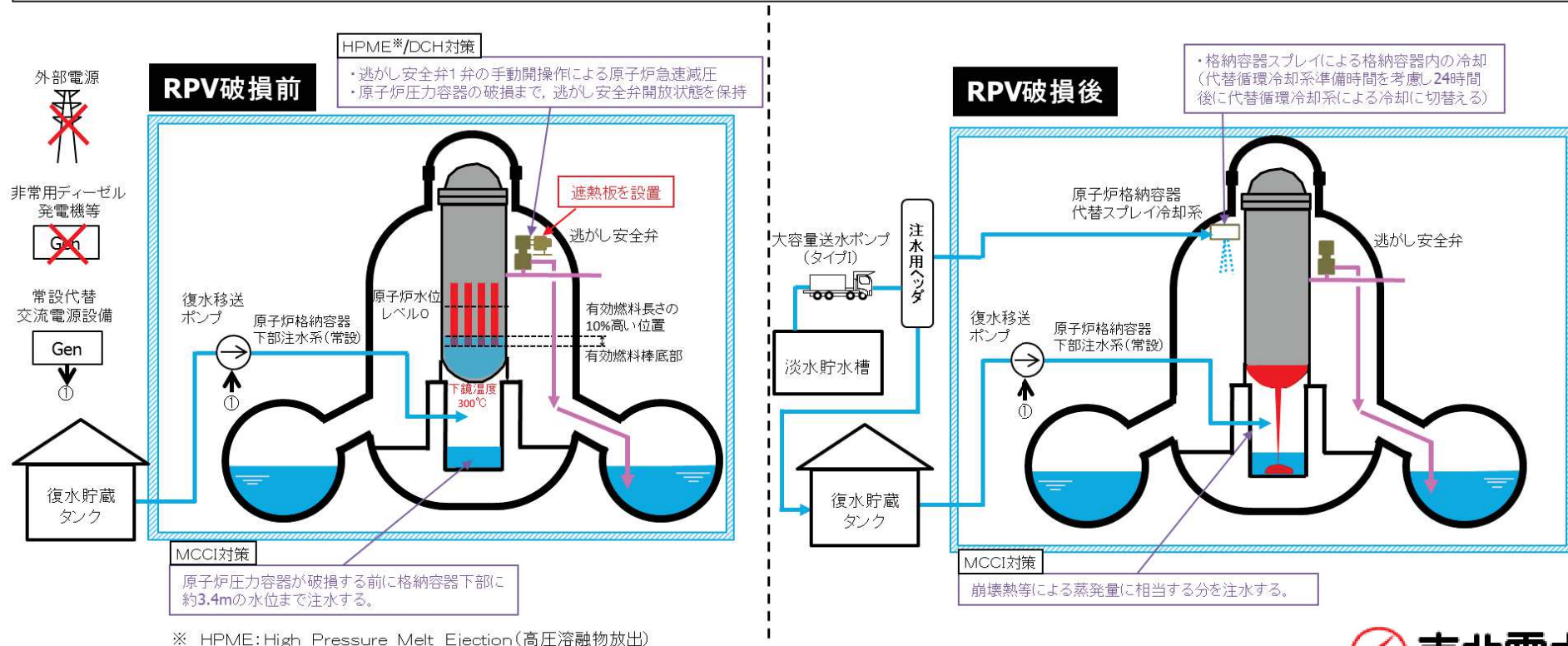
1.3 溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI) (2/4) DCH, FCI, MCCIの対策

対策① RPVが破損するまで

- ・原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの10%高い位置に到達した時点で、逃がし安全弁1個を手動開操作し、原子炉を急速減圧する。
- ・原子炉圧力容器破損まで逃がし安全弁の開放状態を保持する。
- ・原子炉格納容器下部注水系(常設)により、原子炉圧力容器破損前に原子炉格納容器下部(ペDESTアル)に約3.4mの水位まで注水する。(原子炉注水手段が全くなく、原子炉水位がレベル0または原子炉圧力容器下鏡温度が300°Cに到達した時点で、注水を開始する。)

対策② RPV破損後から代替循環冷却系の運転開始まで

- ・原子炉格納容器下部注水系(常設)により、崩壊熱等による蒸発量に相当する分を注水する。
- ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系による格納容器スプレイにより格納容器内を冷却する。

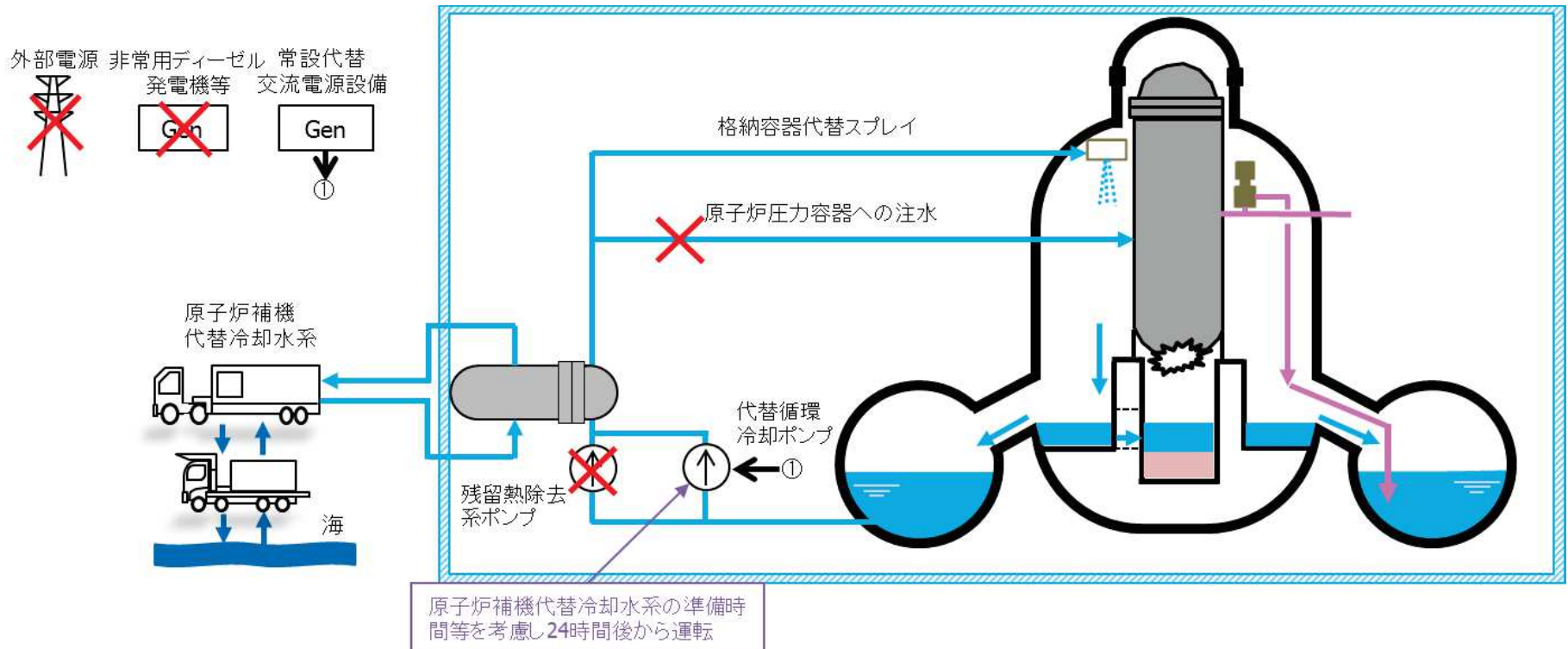


1. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

1.3 溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI) (3/4) DCH, FCI, MCCIの対策

対策③ 代替循環冷却系の運転開始後

・原子炉補機代替冷却水系を用いた代替循環冷却系により、溶融炉心の冷却及び格納容器除熱を実施する。



1. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

1.3 溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI) (4/4) 有効性評価の結果

MCCIにおける有効性評価の結果

- ・表6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。
- ・格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移を図7に示す。

表6 解析結果

評価項目	解析結果	判定基準
格納容器下部床面のコンクリート侵食量	約1cm	約4.3m
格納容器下部壁面のコンクリート侵食量	約1cm	約1.7m

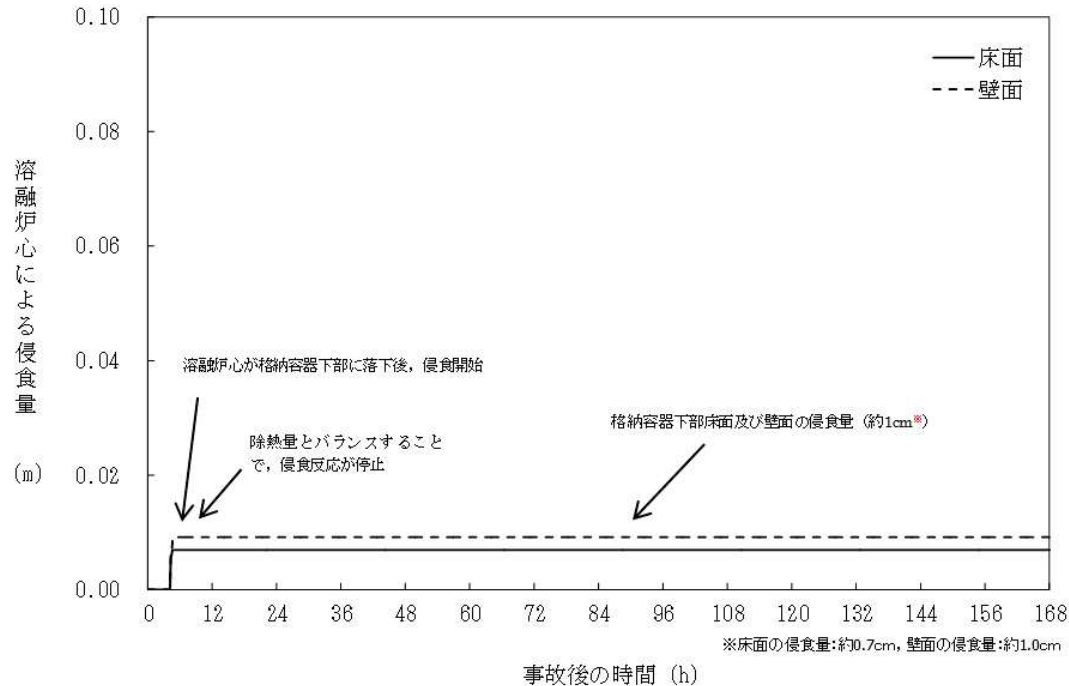


図7 格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移

2. 重大事故等対策の有効性評価に係る論点

2.1 初期水張り高さの適切性について

- 初期水張りの水位は、FCIの水蒸気爆発による格納容器への影響の観点では低い方が良く、MCCIによる格納容器への影響の観点では高い方が良い。
- 実機において水蒸気爆発が発生する可能性は極めて小さいと考えられるが、仮に水蒸気爆発が発生した場合の評価により格納容器の健全性を確認した上で、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女川2号炉においては、初期水張りとして格納容器下部水位約3.4mに必要な水量(約90m³)を注水する。

【FCIの影響の観点】

圧カスパイク時の評価

原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力:
約0.25MPa[gage] < 0.854MPa[gage]

(参考)

仮に水蒸気爆発が発生した場合の評価
格納容器下部外側鋼板にかかる応力:
約130MPa < 降伏応力(490MPa)

【MCCIの影響の観点】

MCCIによるコンクリート侵食量

格納容器下部床面: 約1cm < 約4.3m
格納容器下部壁面: 約1cm < 約1.7m

(参考)

熔融炉心からプール水への熱流束を保守的に
考慮した場合の評価

格納容器下部床面: 約17cm < 約4.3m
格納容器下部壁面: 約16cm < 約1.7m

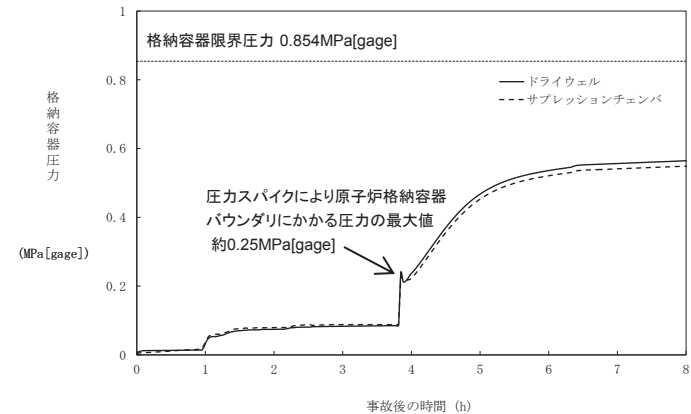


図8 格納容器圧力の推移

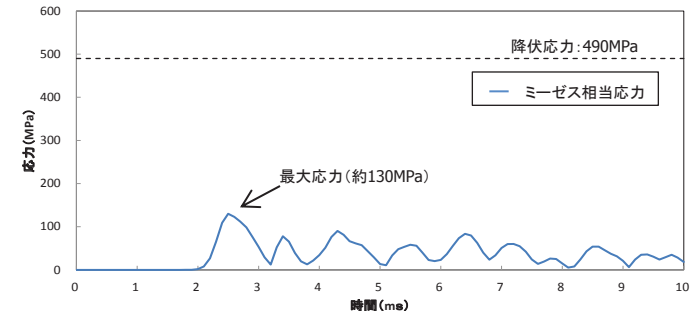


図9 水蒸気爆発により格納容器下部外側鋼板にかかる応力の推移

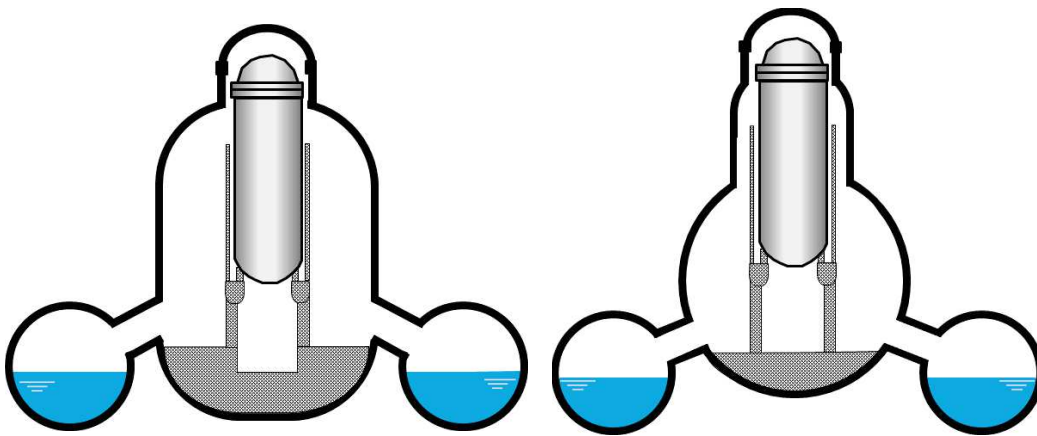
有効性評価3.3 原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用 3.3.2格納容器破損防止対策の有効性評価,
添付資料3.3.2 水蒸気爆発の発生を仮定した場合の格納容器の健全性への影響評価, 添付資料3.3.3 格納容器下部への水張り実施の適切性
有効性評価3.5 熔融炉心・コンクリート相互作用 3.5.2 格納容器破損防止対策の有効性評価,
添付資料3.5.3 熔融炉心の崩壊熱及び熔融炉心からプール水への熱流束を保守的に考慮する場合並びに格納容器下部床面での熔融炉心の拡がりを抑制
した場合のコンクリートの侵食量及び熔融炉心・コンクリート相互作用によって発生する非凝縮性ガスの影響評価
有効性評価 補足説明資料122 格納容器下部への初期水張り運用について

2. 重大事故等対策の有効性評価に係る論点

2.2 シェルアタックを除外する理由について(1/2)

「格納容器直接接触(シェルアタック)」の現象の概要

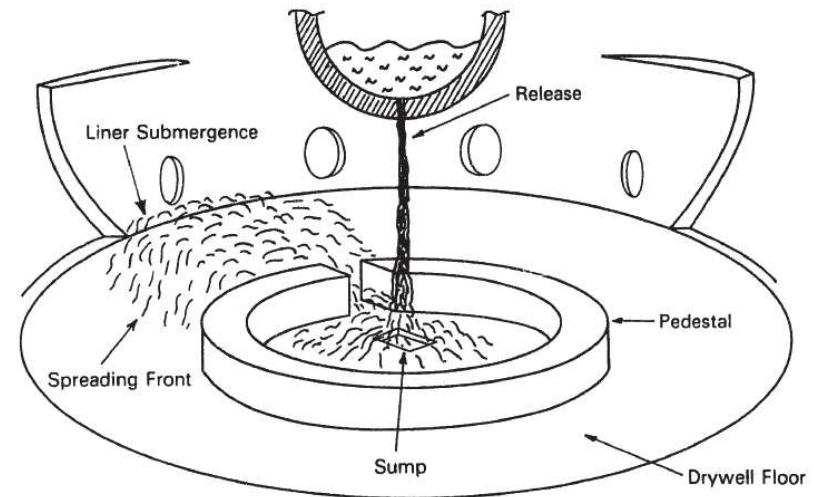
格納容器直接接触(シェルアタック)は、格納容器下部床とドライウェル床とが同一レベルに構成されるBWR Mark-I型の格納容器に特有の事象である。原子炉圧力容器内の溶融炉心が原子炉格納容器内の床上へ流れ出す時に、溶融炉心が床面で拡がり原子炉格納容器の壁に接触する。これにより、原子炉格納容器が破損する可能性がある。



BWR MARK-I
改良型格納容器
(女川2号炉の格納容器型式)

BWR MARK-I型
格納容器

格納容器型式による構造の差異



BWR MARK I 型格納容器における
溶融炉心の流出イメージ※

※ NUREG/CR-6025, The Probability of MARK-I Containment Failure by Melt-Attack of the Liner, U.S. Nuclear Regulatory Commission (1993)

2. 重大事故等対策の有効性評価に係る論点

2.2 シェルアタックを除外する理由について(2/2)

- ▶ 格納容器直接接触(シェルアタック)については、BWR Mark-I型格納容器に特有の事象であり、女川2号炉のようなBWR MARK-I改良型格納容器では、格納容器の構造上、格納容器下部床に落下したデブリが直接格納容器と接触する可能性はなく、格納容器直接接触(シェルアタック)は発生しない。
- ▶ 下図のとおり、溶融炉心が100%落下した場合を想定しても溶融炉心堆積高さは約□mであるが、格納容器下部床から格納容器下部開口部下端までの高さは約□mあるため、構造上、ドライウェル床に溶融炉心が拡がることはない。
- ▶ このため、有効性評価の対象から除外している。

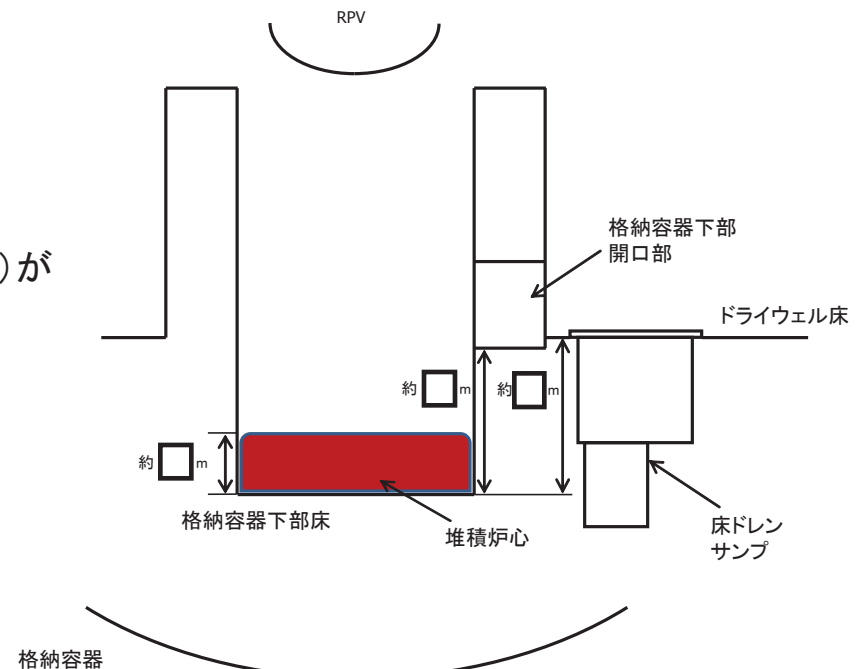
また、以下の不確かさを考慮した上でも、ドライウェル床に溶融炉心が拡がることはない。

- (1) 格納容器下部の構造物等(CRD自動交換機プラットフォーム等)が溶融した場合のデブリ増加分を考慮

: 約□m ⇒ 約□m < 約□m

- (2) (1)に加え、最も厳しい条件として、溶融炉心の全量が単純立方格子(ポロシティ0.48)として堆積する場合を仮定

: 約□m ⇒ 約□m < 約□m



女川2号炉における格納容器下部内の堆積炉心の状況

2. 重大事故等対策の有効性評価に係る論点

2.3 コリウムシールドの設置について(1/2)

- 女川2号炉において、ドライウェル内で発生した水を集水し、ポンプによって格納容器外へ移送するためにドレンサンプが配置されており、格納容器下部とドレン配管にて接続されている。
- 溶融炉心が格納容器下部に落下する場合には、格納容器下部注水により水位が形成されており、溶融炉心の冷却が促進し粘性が増加すること及びドレン配管は約10mの長さがあることから、格納容器下部に落下した溶融炉心がドレンサンプに流入する可能性は低いと考えられる。
- 仮に溶融炉心がドレンサンプに流入することを考慮すると、ドレンサンプ底面から原子炉格納容器バウンダリまでの距離が短いため、サンプ底面コンクリートの侵食により原子炉格納容器のバウンダリ機能が損なわれるおそれがある。よって、ドレン配管内の閉塞評価及び仮にドレンサンプに溶融炉心が流入した場合の侵食量評価を実施した。

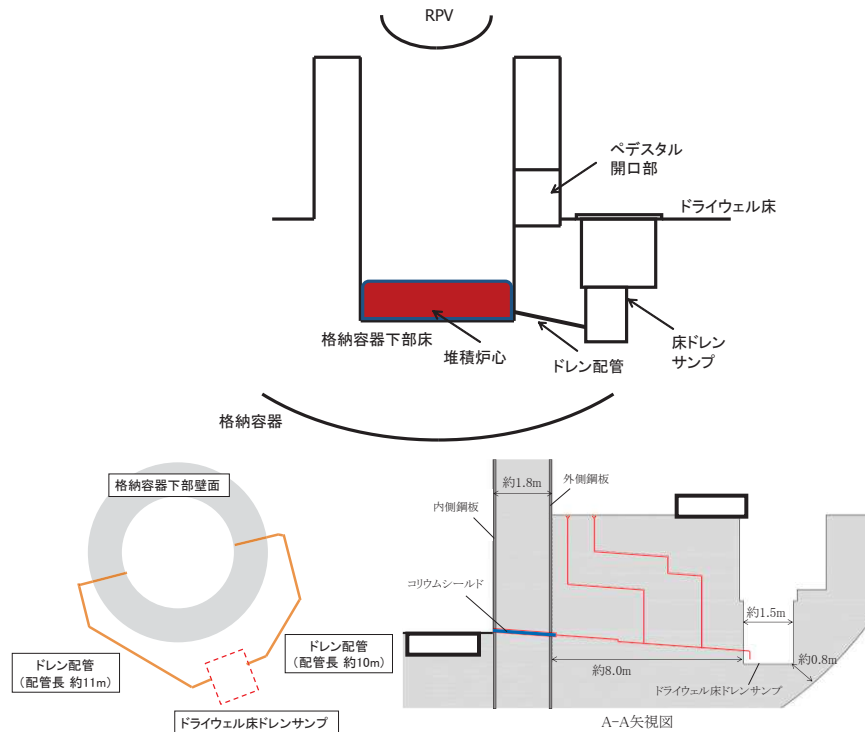


図10 格納容器の構造図

重大事故等対処設備について(補足説明資料) 51条原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備有効性評価 補足説明資料105 溶融炉心・コンクリート相互作用に対するドライウェル床ドレンサンプの影響について

【ドレン配管内の閉塞評価】

評価結果は下表のとおりであり、ドレン配管内で閉塞する

溶融炉心のドレン配管内における 流動距離 (EPRI/FAI試験に基づく評価)	ドレン配管長
約1.3m	10m以上

【仮にドレンサンプに溶融炉心が流入した場合の コンクリート侵食量評価】

評価結果は下表のとおりであり、格納容器バウンダリまで侵食は到達しない

コンクリート侵食量		ドレンサンプと 格納容器バウンダリまで の距離
壁面	床面	
約0.16m	約0.20m	0.8m

枠囲みの内容は防護上の観点から
公開できません。

2. 重大事故等対策の有効性評価に係る論点

2.3 コリウムシールドの設置について(2/2)

- ▶ ドレン配管の閉塞評価にて、溶融炉心は配管内で止まるという評価結果であるが、更なる安全性向上のため、自主対策設備としてコリウムシールドを設置する。
- ▶ ドレンサンプへの溶融炉心の流入を防ぐために、格納容器下部からドレンサンプに通じるドレン配管内にコリウムシールドを設置し、実効的な流路を小さくすることで、冷却を促進し、溶融炉心を早期に固化・停止させる。

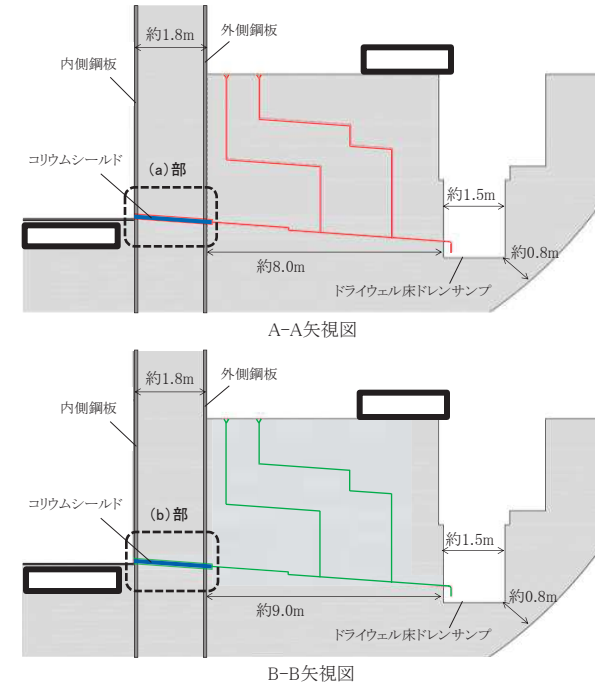
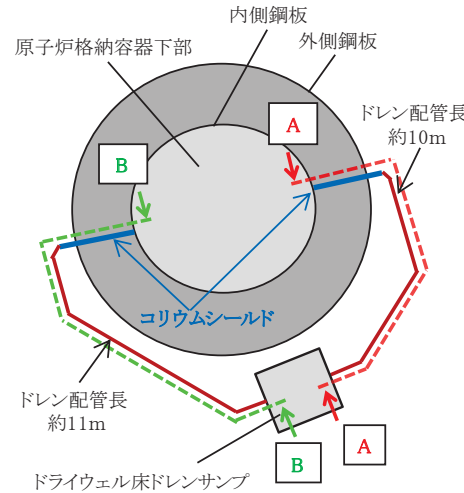


表7 コリウムシールド仕様

耐熱材主成分	ジルコニア (ZrO ₂)
耐熱材寸法 (外径／内径／長さ)	
通水配管流路口径	

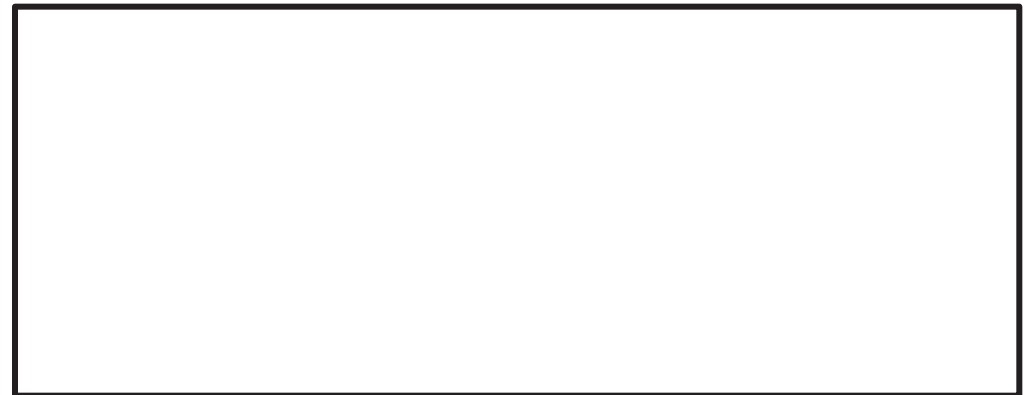


図11 コリウムシールド概要図

重大事故等対処設備について(補足説明資料) 51条原子炉格納容器下部の溶融炉心を冷却するための設備有効性評価 補足説明資料105 溶融炉心・コンクリート相互作用に対するドライウェル床ドレンサンプの影響について

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。

3. 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.1)

(1) 指摘事項

・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。

(2) 回答

【遮熱板の設置】

・主蒸気逃がし安全弁が高温になることによる機能喪失を防止するため、弁箱表面からの輻射熱の入熱を抑制する“遮熱板”を設置し、電磁弁及び空気シリンダの温度上昇を抑制する。遮熱板の設置により、減圧が必要な期間(事象発生後約3.8時間)、主蒸気逃がし安全弁が確実に機能を維持できる設計とする。

【高温環境下における主蒸気逃がし安全弁の健全性について】

・MAAP解析によって得られた環境条件を包絡する温度条件(表8参照)において、遮熱板を模擬した主蒸気逃がし安全弁の温度を解析により評価。
 ・解析の結果(図12参照)、電磁弁及び空気シリンダ下部の温度は、減圧が必要な事象発生後約3.8時間では約147℃となり、主蒸気逃がし安全弁の機能維持が確認されている条件(171℃ 3時間継続のあと160℃ 3時間継続)を下回ることから、減圧が必要な期間、主蒸気逃がし安全弁の機能は維持できるものと評価している。

表8 解析における評価温度条件

温度条件		備考
原子炉圧力容器内気相平均温度	470℃	MAAPによる原子炉圧力容器内気相平均温度の最大値約452℃を包絡する温度として470℃を設定(保守的に弁箱からの熱伝導に加え電磁弁及び空気シリンダ下部に弁箱表面と等温になる仮想平行平面を設け、仮想平行平面から輻射を受けるモデルとしている。)
ドライウェル内気相平均温度	100℃	MAAPによるドライウェル内気相平均温度の最大値約96℃を包絡する温度として100℃を設定

図12 電磁弁及び空気シリンダ下部の温度解析結果

3.2 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱
 添付資料3.2.1 高温環境下での逃がし安全弁の開保持機能維持について

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

3. 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.2)

(1) 指摘事項

- ・ドライウェ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。
- ・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。

(2) 回答

- ・論点「初期水張り高さの適切性について」にて説明

3. 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.3)

(1) 指摘事項

・ペDESTルへの注水が確実に行われていることの確認手段について説明すること。

(2) 回答

- ・原子炉圧力容器(RPV)が破損に至る可能性がある場合、あらかじめ格納容器下部への初期水張りを実施する
- ・RPV破損後は格納容器下部への注水を実施し、格納容器下部に落下した溶融炉心の冠水冷却を行う
- ・格納容器下部注水操作時における注水状況の確認手段等を表9のとおり整備していることから、格納容器下部への注水が行われていることは確認可能である

表9 格納容器下部注水操作時における注水状況の確認手段等

注水タイミング	注水状況の確認手段等
RPV破損前の格納容器下部への初期水張り	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器下部注水流量指示が$100\text{m}^3/\text{h}$であることを確認 ・注水流量と注水時間の関係から積算注水量が約90m^3になったら注水を停止 ・注水継続中は原子炉格納容器下部水位(図13①)の位置表示が順次点灯することの確認により格納容器下部へ水張りされていることを確認
RPV破損後の格納容器下部への注水	<ul style="list-style-type: none"> ・原子炉格納容器下部注水流量指示が$35\text{m}^3/\text{h}$(崩壊熱除去に必要な注水流量)以上であることを確認 ・溶融炉心の冠水を維持するため、ドライウエル水位(図13②)をドライウエル床面から0.02mから0.23mの間で維持するよう格納容器下部への注水を実施* <p>※ ドライウエル水位が0.02mまで低下した場合に注水を開始、ドライウエル水位が0.23mまで上昇した場合に注水を停止</p>

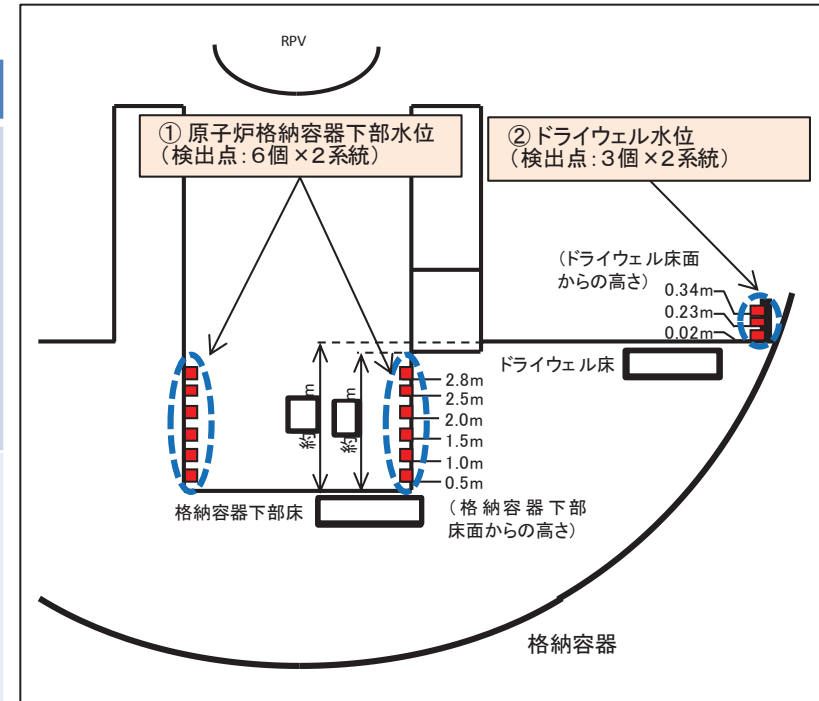


図13 格納容器下部注水に係わる計装設備

3. 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.4)

(1) 指摘事項

- ・MCCIについて、溶融炉心がドレン配管に流入しても配管内で固化することからコリウムシールドは自主設備と位置づけているが、ドレン配管内で溶融炉心が固化すると判断した科学的・技術的な根拠について試験結果等を基に提示すること。

(2) 回答

- ・論点「コリウムシールドの設置について」にて説明