

女川原子力発電所2号炉
重大事故等対策の有効性評価
審査会合における指摘事項の回答

平成31年2月5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。

目次

1. はじめに
2. 有効性評価の解析条件の変更について
 - 2.1 有効性評価の解析条件の変更について(指摘事項No.1及びNo.2)
 - 2.2 有効性評価の解析条件の変更について(指摘事項No.3)
 - 2.3 有効性評価の解析条件の変更について(指摘事項と関連しない変更)
 - 2.4 有効性評価の解析条件変更後の評価結果
3. 審査会合での指摘事項に対する回答
 - 3.1 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.4)
 - 3.2 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.5)
 - 3.3 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.6)

参考 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. はじめに

- 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)」、「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用(FCI)」、「溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI)」については、第606回審査会合(平成30年7月26日)において対策の有効性を示している。
- 第606回審査会合における指摘事項のうち、以下の指摘事項については、ベースケースの解析条件変更に関連するため、2.1及び2.2にて指摘事項の回答及び解析条件の変更を説明する。また、指摘事項に関連しない変更については、2.3にて解析条件の変更を説明する。

【2.1 指摘事項No.1及びNo.2】

- ・逃がし安全弁の温度評価、FCI及びMCCIの各評価の保守性を考慮し、設備面(遮熱板の設置)、手順面(格納容器環境の緩和)を含めた、全体として適切な格納容器破損防止対策の検討及び初期水張り高さの設定について、説明する。

【2.2 指摘事項No.3】

- ・原子炉注水がない状態での原子炉急速減圧のタイミングについて、感度解析結果を踏まえた運用の変更について、説明する。

- 第606回審査会合における指摘事項のうち、ベースケースの解析条件に関連しないものについては、3.にて指摘事項の回答を説明する。

2.1 有効性評価の解析条件の変更について(指摘事項No.1及びNo.2)(1/11)

(1) 指摘事項

- ・主蒸気逃がし安全弁の機能維持のために設置するとしている遮熱板について、温度解析結果の妥当性を整理した上で、対策の要否及び方法について再度検討して提示すること。(指摘事項No.1)

(2) 回答

【主蒸気逃がし安全弁の温度解析】

- ・従来は、SRVの温度低減のための格納容器スプレイの実施は、Mark-I改良型格納容器では格納容器下部に水位が形成されることとなり、FCI(水蒸気爆発)への影響が懸念されるため実施しないこととしていた。
- ・このため、DCH時の高温環境下におけるSRVの機能維持は、SRVの設備対策により行うこととし、電磁弁及び空気シリンダ下部に遮熱板を設置する方針としていた。また、温度解析により遮熱板下部から保守的に熱量を与えた状態でも、SRVの機能維持可能であることを確認していた。
- ・今回、SRVの機能維持の対策について、格納容器スプレイの要否を含め再検討した。
- ・温度解析については、DCH時における急速減圧に使用するSRVを1弁から2弁に変更したことを踏まえ、排気管及び他弁からの入熱の影響を考慮可能な、より実機に近いモデルへ見直した。また、排気管及び他弁からの伝熱及び格納容器スプレイの実施による雰囲気流体の流動も考慮するため、熱伝導、対流熱伝達、輻射の形態での伝熱過程を連成して計算可能な解析コードへ見直しを行った。

2.1 有効性評価の解析条件の変更について(指摘事項No.1及びNo.2)(2/11)

【主蒸気逃がし安全弁の温度解析】

- ・三次元熱流動解析コードANSYS FLUENTにより、熱伝導、対流、輻射が共存する伝熱流動場の支配方程式を解くことにより、SRVの温度を評価した。また、評価は定常解析にて行った。
- ・実機においては、SRV(ADS付)は隣接した配置とはなっておらず(図1参照)、電磁弁及び空気シリンダの排気管に対する取り付け角度は弁ごとに異なることから、解析モデルは、SRV(ADS付)の中で電磁弁や空気シリンダピストンのシール部の温度条件が厳しい弁を評価する観点から、以下のモデルとした。
 - 電磁弁及び空気シリンダの排気管に対する取り付け角度は、実機の中で熱源となる排気管から電磁弁及び空気シリンダへの輻射の影響が最も大きくなる取り付け角度(90°)とした(図2参照)。
 - 排気管及び他弁の影響を考慮するため、開弁と閉弁を並べ評価体系の側面を周期境界とすることで、1個おきに開動作するモデルとした。また、排気管が平行になるように並べ、実機に比べ保守的なモデルとした。(実機では隣合うSRV(ADS付)は存在せず、また運用上は離れた位置のSRV(ADS付)2弁を開操作する手順としている)



図1 SRV配置図



図2 解析モデル図及びSRV配置図

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。

2.1 有効性評価の解析条件の変更について(指摘事項No.1及びNo.2)(3/11)

【主蒸気逃がし安全弁の温度解析】

- ・解析における温度条件を表1に、解析結果を表2及び図3に示す。解析結果より、SRVの電磁弁及び空気シリンダの最高温度は約152℃であり、機能維持確認済みの温度(160℃)を下回るため、DCH防止のために原子炉減圧を継続している状況を想定した環境下でも機能維持可能であることを確認した。
- ・なお、本評価は定常解析による評価であることから、実際に機能維持を求められる期間内(約4.3時間)においてはSRVの温度は本評価温度よりも更に低い値となるものと考えられる。

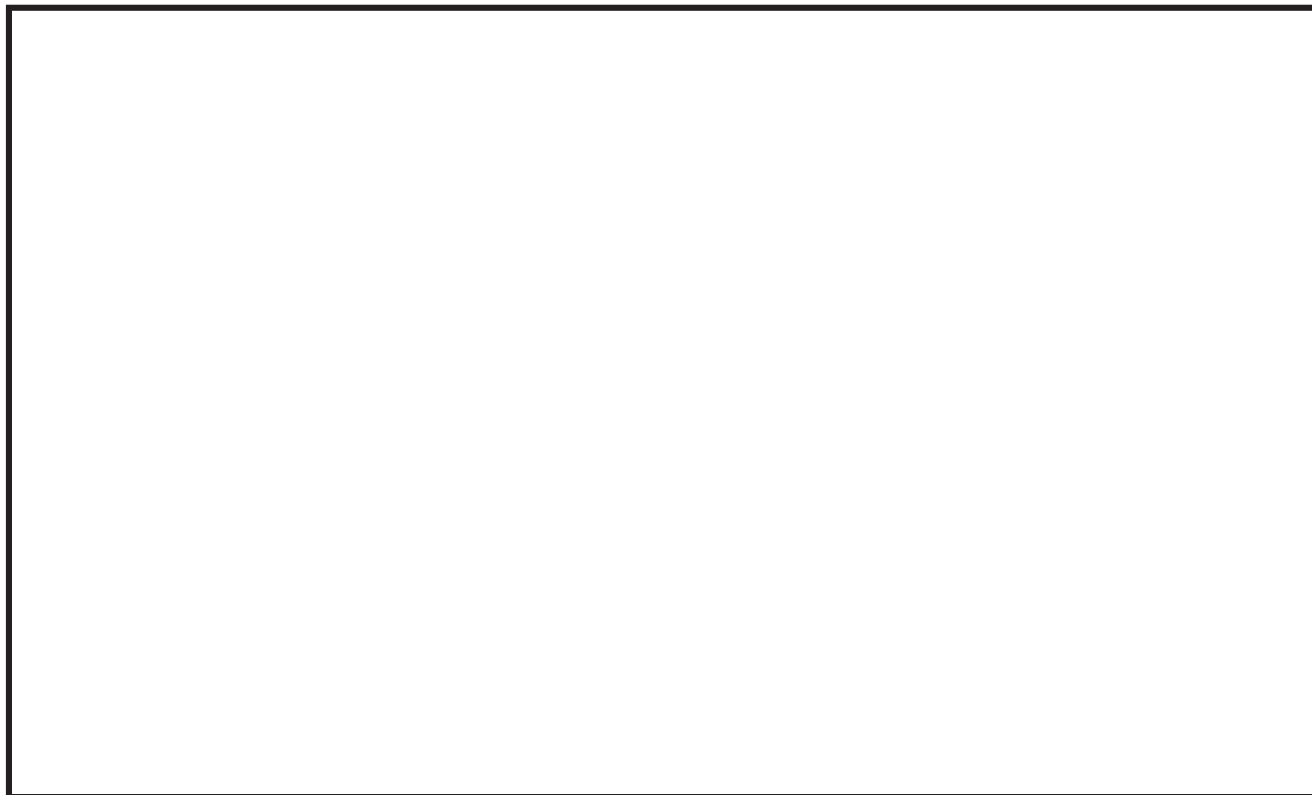


図3 解析結果

表1 温度条件

RPV内 気相平均温度	ドライウェル内 気相平均温度
約470℃※1	約100℃※2

※1 RPV内気相平均温度の最大値
約446℃を包絡する温度として設定

※2 ドライウェル内気相平均温度の最大値
約97℃を包絡する温度として設定

表2 解析結果

電磁弁 最高温度	空気シリンダ 最高温度
約151℃	約152℃

※機能維持確認済条件:

171℃において3時間継続のあと

160℃において3時間継続

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2.1 有効性評価の解析条件の変更について(指摘事項No.1及びNo.2)(4/11)

【逃がし安全弁の温度低減対策の効果の確認】

- ・現状のSRV(ケース1)においても高温環境下における開保持機能は維持可能であることを確認しているが、減圧機能の重要性に鑑み、更なる信頼性向上のため、格納容器スプレイの実施による対策(ケース2)と従来の遮熱板の設置による対策(ケース3)について、それぞれの効果を確認した。解析は定常解析にて行った。
- ・それぞれのケースの温度条件を表3に、解析結果を表4に示す。
- ・格納容器スプレイの実施によるRPV内気相平均温度及びドライウェル内気相平均温度の温度低下により、約25～27℃(ケース1との比較)の温度低減効果があることを確認した。
- ・遮熱板の設置により、電磁弁及び空気シリンダに対するSRV弁箱表面からの輻射を抑制でき、約1～4℃(ケース1との比較)の温度低減効果があることを確認した。

表3 温度条件

評価ケース	RPV内 気相平均温度	ドライウェル内 気相平均温度
ケース1 (対策なし)	470℃※1	100℃※2
ケース2 (格納容器 スプレイの実施)	420℃※3	80℃※4
ケース3 (遮熱板の設置)	470℃※1	100℃※2

※1 RPV内気相平均温度の最大値約446℃を包絡する温度として設定

※2 ドライウェル内気相平均温度の最大値約97℃を包絡する温度として設定

※3 RPV内気相平均温度の格納容器スプレイを実施している期間の最大値約419℃を包絡する温度として設定

※4 ドライウェル内気相平均温度の格納容器スプレイを実施している期間の最大値約74℃を包絡する温度として設定

表4 解析結果

評価ケース	電磁弁 最高温度	空気シリンダ 最高温度
ケース1 (対策なし)	約151℃	約152℃
ケース2 (格納容器 スプレイの実施)	約124℃	約127℃
ケース3 (遮熱板の設置)	約147℃	約151℃

※機能維持確認済条件:

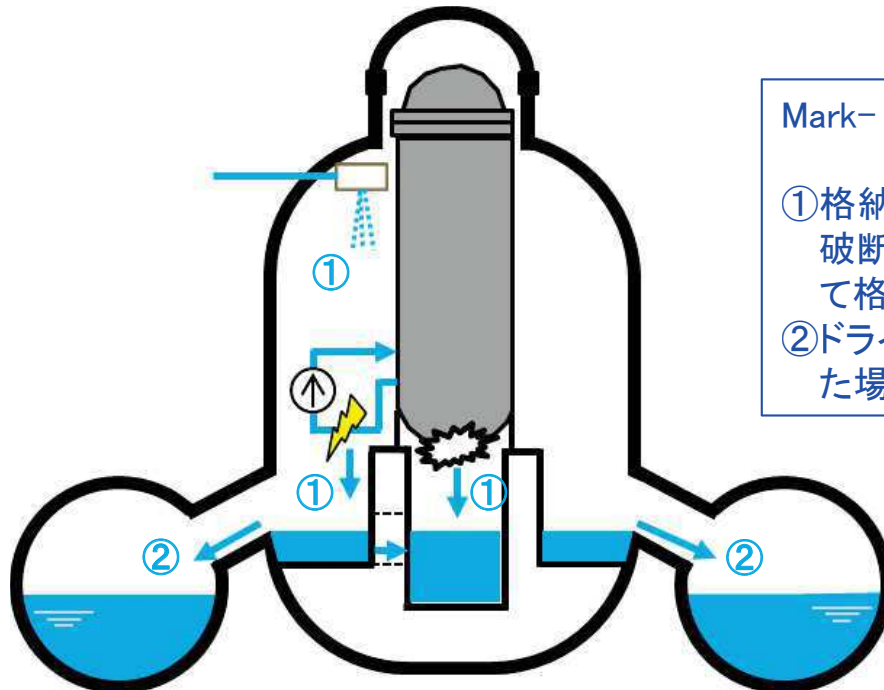
171℃において3時間継続のあと160℃において3時間継続

2.1 有効性評価の解析条件の変更について(指摘事項No.1及びNo.2)(5/11)

【格納容器破損防止対策の検討】

前述の逃がし安全弁の温度評価結果を踏まえ、以下のとおり格納容器破損防止対策の検討を行った。

- DCH対策として原子炉の減圧を継続している状況で格納容器スプレイを実施した場合、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期待できる。このため、原子炉圧力容器破損前の格納容器スプレイの実施の要否について検討した。
- 格納容器スプレイを実施した場合、女川2号炉のようなMark-I改良型格納容器では、スプレイ水が格納容器下部に流入し、格納容器下部の水位が上昇する。従来、格納容器下部への初期水張り高さについては、FCIとMCCIの観点のみから検討しており、水蒸気爆発の評価に基づき、格納容器下部水位を3.4mより上昇させないため、原子炉圧力容器破損前の格納容器スプレイは実施していなかった。
- DCH, FCI, MCCI対策の評価における解析条件については、保守性の大きさの取り方に相違があるため、評価の保守性の観点でも検討を行った。



Mark-I改良型格納容器の特徴

- ①格納容器下部注水に加え、格納容器スプレイ水、LOCA破断口からの流出水及びRPV破損口からの流出水が全て格納容器下部へ流入する。
- ②ドライウェル床面を満たし、ベント管下端を水位が上回った場合にサプレッションチェンバへ流入する。

2.1 有効性評価の解析条件の変更について(指摘事項No.1及びNo.2)(6/11)

●DCH対策における評価

<評価の保守性>

- ・原子炉減圧時に排気管内を高温の蒸気が通過し、逃がし安全弁が加熱されることから、逃がし安全弁の温度評価を実施している。温度評価により原子炉圧力容器破損まで逃がし安全弁の開機能の保持が可能であることを確認している。
- ・逃がし安全弁の温度評価は、原子炉圧力容器内の温度等を現実的な評価条件とした評価において、判定基準を満足していることを確認している。
- ・格納容器スプレイを実施することにより、格納容器温度を低下させ、逃がし安全弁の環境条件を緩和することで判定基準に対する裕度の確保が可能であるが、Mark-I改良型格納容器ではスプレイ水が格納容器下部へ流入するため、格納容器下部の水位が上昇するという特徴がある。

<現象の発生頻度>

- ・逃がし安全弁の加熱は、DCH対策の原子炉減圧を実施すると必ず起きる現象である。

2.1 有効性評価の解析条件の変更について(指摘事項No.1及びNo.2)(7/11)

● FCI(水蒸気爆発)対策における参考評価

<評価の保守性>

- ・実機において大規模な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において格納容器下部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の評価を行っている。物理的に水位が上昇する上限である格納容器下部水位(約4.10m)を包絡する水位である4.2mの場合においても、表6のとおり、原子炉圧力容器の支持機能に影響が無いことを確認している。
- ・水蒸気爆発の評価は、表5に示すとおり溶融炉心の落下プロファイル等の解析条件を保守的に設定した評価としており、落下プロファイル等を現実的な条件とした場合、表7のとおり、水蒸気爆発の発生エネルギーは非常に小さくなる。

<現象の発生頻度>

- ・代表的なFCI実験の結果より、実機において大規模な水蒸気爆発が発生する可能性は極めて低い。

表5 解析条件

解析コード	項目	値	考え方
MAAP	原子炉圧力容器の破損径	0.2m	制御棒駆動機構ハウジング1本の外径として設定
JASMINE	格納容器下部水位	4.2m	ベント管下端までの水位を包絡する値として設定
	格納容器下部への水張りに用いる水の温度	40℃	外部水源の水温として設定
	粗混合粒子径	4mm	FARO試験結果におけるデブリ粒径分布をもとに設定
	爆発計算時の微粒子径	50 μ m	FARO, KROTOS等の各種試験結果におけるデブリ粒径分布をもとに設定
LS-DYNA	溶融炉心－冷却材相互作用による発生エネルギー	JASMINEの解析結果をもとに設定	—

表6 評価結果(格納容器下部水位4.2m)

	評価結果	判定基準
内側鋼板にかかる応力	約379MPa	490MPa
外側鋼板にかかる応力	約192MPa	

表7 現実的な条件とした場合の発生エネルギー比較

	保守的な条件	現実的な条件※
溶融炉心－冷却材相互作用による発生エネルギー	約37MJ	約1.5MJ

※原子炉圧力容器の破損径を原子炉圧力容器と制御棒駆動機構ハウジングの隙間の面積0.6cm²に余裕を見込んだ値として0.0357m(約10cm²)に設定

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
 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
 補足説明資料135 原子炉圧力容器破損前の格納容器スプレイの検討について

2.1 有効性評価の解析条件の変更について(指摘事項No.1及びNo.2)(8/11)

● MCCI対策における評価

<評価の保守性>

- ・溶融炉心が格納容器下部に落下した際のコンクリート侵食量の評価を実施している。格納容器下部水位約3.8m(ベースケースにおける原子炉圧力容器破損時の格納容器下部水位)の場合において、原子炉圧力容器の支持機能が維持できることを確認している。
- ・コンクリート侵食量の評価においては、図4、図5に示すとおり、侵食量に最も感度の大きい「溶融炉心からプール水への熱流束」を現実的に設定した場合及び保守的に設定とした場合の評価を実施している。

<現象の発生頻度>

- ・原子炉圧力容器破損後、格納容器下部へ溶融炉心が落下するため、侵食量の大きさに係らずMCCIは必ず発生する事象である。

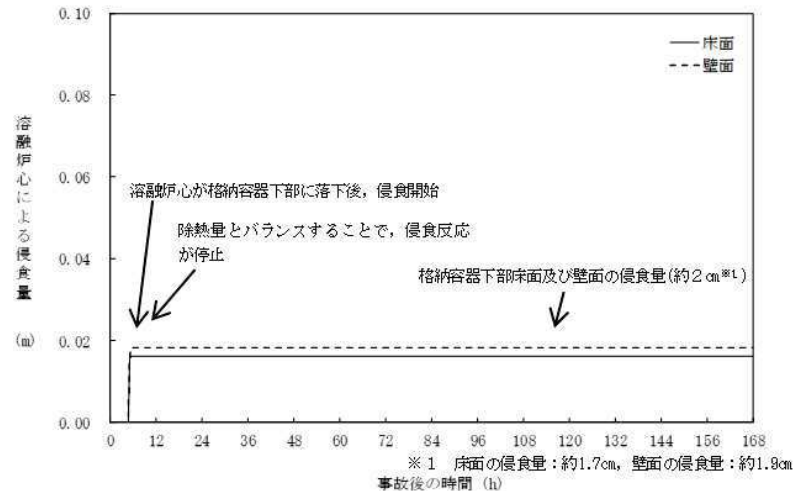


図4 格納容器下部床面及び壁面の
コンクリート侵食量の推移(現実的な条件)

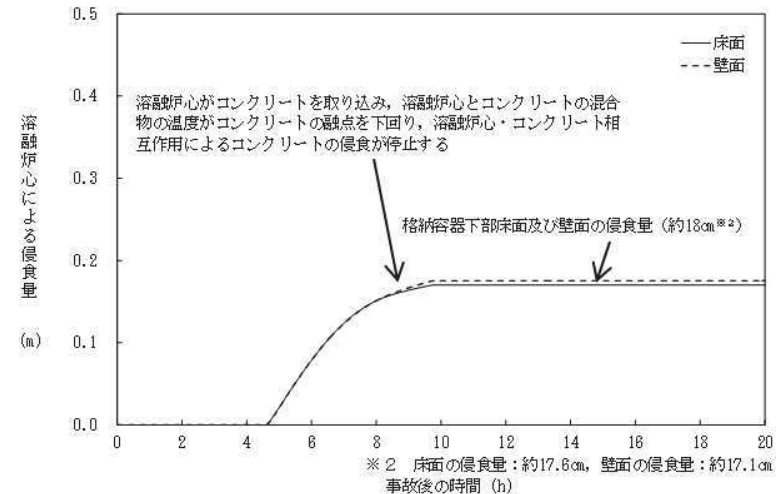


図5 格納容器下部床面及び壁面の
コンクリート侵食量の推移(保守的な条件※3)

※3 保守的な条件とするため、溶融炉心からプール水への熱流束を
800kW/m²一定に設定

有効性評価3.5 溶融炉心・コンクリート相互作用

添付資料3.5.3 溶融炉心の崩壊熱及び溶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溶融炉心の拡がりを抑制した場合のコンクリート侵食量及び溶融炉心・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

補足説明資料135 原子炉圧力容器破損前の格納容器スプレィの検討について

2.1 有効性評価の解析条件の変更について(指摘事項No.1及びNo.2)(9/11)

● 検討結果

- ・DCH対策, FCI対策及びMCCI対策の評価の保守性及び現象の発生頻度は表8のとおり。

表8 各対策における評価の保守性及び現象の発生頻度

	保守性	頻度
DCH対策	現実的な解析条件での評価を実施しており, 判定基準を満足している。	逃がし安全弁の加熱は必ず起きる事象である
FCI対策 (水蒸気爆発 参考評価)	保守的な解析条件での評価を実施しており, 水位4.2mの場合でも判定基準を満足している。	水蒸気爆発は発生の確率が極めて小さい
MCCI対策	現実的な解析条件と保守的な解析条件での評価を実施しており, 保守的な評価でも判定基準を満足している。	MCCIは必ず起きる事象である

- ・DCH対策について, 従来は水蒸気爆発評価に基づき, 原子炉圧力容器破損前に格納容器下部の水位を上昇させないように格納容器スプレイは実施していなかったが, 水蒸気爆発評価は保守的な評価であることに對し, 逃がし安全弁の温度評価は現実的な評価である。
- ・水蒸気爆発について, 物理的に水位が上昇する上限である水位4.2mにおいても判定基準を満足することを確認している。また, 水蒸気爆発は発生の確率が極めて小さい事象である。
- ・MCCI対策について, 水位約3.8mの条件で保守的な条件であっても判定基準を満足しており, 水位が上昇する場合, より裕度は増える。



上記のことから, 現実的な評価である逃がし安全弁の温度評価において判定基準の裕度を確保するため, 逃がし安全弁の環境緩和対策として原子炉圧力容器破損前の格納容器スプレイを実施することとする。
また, 従来は格納容器スプレイを実施していなかったことから, 逃がし安全弁に遮熱板を設置し, 逃がし安全弁の温度上昇を抑制していたが, より温度抑制効果の大きい格納容器スプレイを実施することから, 遮熱板による対策は実施しないこととする。

2.1 有効性評価の解析条件の変更について(指摘事項No.1及びNo.2)(10/11)

(1) 指摘事項

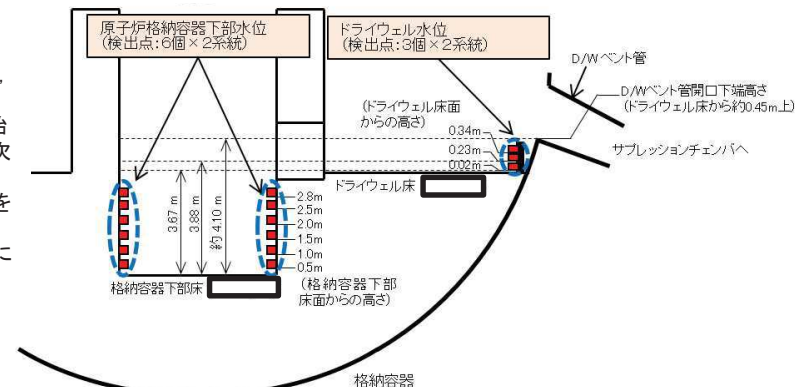
- 原子炉格納容器下部水位について、注水水位である3.4mの位置への水位計の設置可能性を検討して結果を提示すること。また、注水水位に制御できなかった場合における、原子炉圧力容器外の熔融燃料-冷却材相互作用及び熔融炉心・コンクリート相互作用に対する影響を整理して提示すること。(指摘事項No.2)

(2) 回答

- 従来の手順では初期水張りの管理水位が3.4mであり、その位置に水位計が設置されていないことに対する指摘事項である。
- 指摘事項No.1の検討により原子炉圧力容器破損前の格納容器スプレイを実施することとしたことから、格納容器スプレイした水が格納容器下部へ流入するというMark-I改良型格納容器の特徴を踏まえ、初期水張り高さの見直しについて検討を行った。
- 格納容器スプレイによる格納容器内の環境緩和は原子炉圧力容器破損まで実施することが必要である。また、スプレイ水がドライウェル床面を満たし、サブプレッションチェンバへ流入した場合、サブプレッションチェンバのプール水の水位上昇を早め、ベントの早期化となることから、サブプレッションチェンバへの流入を防止する必要がある。それらを考慮し、ドライウェル床面からベント管下端の中間位置であるドライウェル水位0.23mの高さを初期水張り高さとして設定した。
- ドライウェル水位0.23mに水位計を設置することから、水位を適切に管理可能である。なお、水位の上限として物理的に水位が上昇する上限である格納容器下部水位(約4.10m)を包絡する水位である4.2m水位における水蒸気爆発評価及び水位の下限として2.8m水位におけるMCCI評価を実施している。

【初期水張り手順】

- 原子炉圧力容器下鏡部温度指示値が300°Cに達したことを確認
- ドライウェル水位のランプ表示を確認し、ドライウェル床から0.23mの高さを示すランプ表示が消灯している場合、格納容器スプレイによる格納容器下部への初期水張りを実施
- 代替循環冷却系又は原子炉格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器下部への注水(初期水張り)を開始
- 格納容器スプレイ流量88m³/hで水張りを継続し、格納容器下部水位及びドライウェル水位のランプ表示が順次点灯することを確認
- ドライウェル水位がドライウェル床から0.23mの高さを示すランプ表示が点灯した場合、格納容器下部への注水を停止(代替循環冷却系を使用する場合は注水継続)
- 初期水張り完了後、仮にドライウェル水位がドライウェル床から0.02mの高さを示すランプ表示が消灯した場合には、再度ドライウェル水位がドライウェル床から0.23mの高さとなるまで追加で注水



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
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

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

2.1 有効性評価の解析条件の変更について(指摘事項No.1及びNo.2)(11/11)

●ベースケースの解析条件変更

指摘事項No.1及びNo.2の検討を踏まえ、表9のとおり、ベースケースの解析条件を変更する。

原子炉圧力容器破損前の格納容器スプレイには、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)及び代替循環冷却系が使用可能であるが、事象初期より代替循環冷却系による除熱をした場合は、格納容器温度が低く推移することから、原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)を使用する場合にて評価する。

表9 解析条件の変更前後の比較

項目		解析条件(変更前)	解析条件(変更後)
機器条件	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)	—	88m ³ /hにて格納容器内にスプレイ
	原子炉格納容器下部注水系(常設)	事前水張り時:50m ³ /h	—
操作条件	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)による格納容器下部への注水操作(原子炉圧力容器の破損前の初期水張り)	—	原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃に到達したことを確認して開始し、ドライウエル水位が0.23mに到達したことを確認した場合に停止する
	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し、格納容器下部水位が3.4mに到達した場合に停止する	—

2.2 有効性評価の解析条件の変更について(指摘事項No.3)(1/2)

(1) 指摘事項

- 原子炉減圧のタイミングに関する評価結果について、原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの10%高い位置に到達する時間を示した上で、原子炉急速減圧操作の条件設定の妥当性について整理して提示すること。

(2) 回答

- 原子炉減圧のタイミングについては、従来は蒸気冷却による燃料の冷却効果に期待し、原子炉減圧を遅くする一方で、有効燃料棒底部に到達すると水位計による水位の確認ができなくなることから、水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの10%高い位置において原子炉減圧操作を実施することとしていた。
- 原子炉減圧を遅らせることで炉心のヒートアップが進み、そのタイミングで原子炉減圧を行った場合、ジルコニウム-水反応が活発となり、大量の水素が発生する。そのため、水素発生量の観点も考慮し、原子炉減圧のタイミングを検討した。
- 表10に示すとおり、原子炉水位低(レベル1)到達後の時間遅れが35分後と40分後において、水素発生量の差が確認された。よって、その前に原子炉減圧を実施する必要があることから、原子炉減圧のタイミングを有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの20%高い位置に到達した時点に変更をする。

表10 評価結果

原子炉減圧弁数	原子炉水位低(レベル1) 到達後の時間遅れ [分]	原子炉水位(燃料域)の目安	水素発生量[kg] (168時間後)	被覆管への荷重※
逃がし安全弁 2個	10	BAF+82%	519	136
	20	BAF+38%	513	199
	30	BAF+18%	514	317
	35	BAF+14%	515	278
	40	BAF+11%	686	313
	50	BAF+04%	833	409

※原子炉減圧時の最大炉内蒸気流量[kg/s]

補足説明資料102 原子炉注水手段がない場合の原子炉減圧の考え方について
補足説明資料140 ジルコニウム(Zr)－水反応時の炉心損傷状態について

2.2 有効性評価の解析条件の変更について(指摘事項No.3)(2/2)

●ベースケースの解析条件変更

指摘事項No.3の検討を踏まえ、ベースケースの原子炉急速減圧操作の条件を「原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの20%高い位置に到達した時点」に変更する。

また、従来は原子炉減圧の観点で厳しい評価とするため、逃がし安全弁1個による減圧としていた。しかし、実際の運用では、逃がし安全弁2個による減圧を行うことから、運用に即した解析とするため、減圧の弁数を1個から2個に変更する。

表11 解析条件の変更前後の比較

項目		解析条件(変更前)	解析条件(変更後)
機器条件	逃がし安全弁	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	自動減圧機能付き逃がし安全弁の2個の開放による原子炉急速減圧
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	原子炉水位が有効燃料棒底部から燃料棒有効長さの20%高い位置に到達した時点

2.3 有効性評価の解析条件の変更について(指摘事項と関連しない変更)(1/4)

- 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」,「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」への対応においては, 前ページまでの変更に加え, 以下の項目について解析条件を変更した。
- 各項目についての詳細は次ページ以降に示す。
 - ・全交流動力電源喪失の想定の見直し
 - ・原子炉圧力容器破損後の溶融炉心冷却における格納容器下部の水位管理方法の反映
 - ・代替循環冷却系の運用の変更
 - ・Cs-137放出量評価における格納容器漏えい孔の捕集効果の考慮

2.3 有効性評価の解析条件の変更について(指摘事項と関連しない変更)(2/4)

●全交流動力電源喪失の想定の見直し

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」,「原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用」及び「溶融炉心・コンクリート相互作用」の評価事故シーケンスについて, PRAから抽出されたシーケンスでは全交流動力電源喪失や取水機能喪失の重畳は選定されない。

従来は, 常設代替交流電源設備の受電操作を講じるための時間等を考慮し, 格納容器破損防止対策を講じるための時間を厳しく評価する観点から, PRAから抽出されたシーケンスに加え, 保守的に全交流動力電源喪失の重畳を想定していた。

しかし, 本格納容器破損モードの評価では, 物理現象発生のため原子炉圧力容器破損に至る必要があることから, 重大事故等対処設備による原子炉注水機能も使用できないという想定としている。さらに保守的な条件を加えることは, ガイド上要求される最適評価から逸脱すると考え, 電源の想定について, PRAから抽出されたシーケンスどおり評価することとした。

表12 解析条件の変更前後の比較

項目		解析条件(変更前)	解析条件(変更後)
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	—

2.3 有効性評価の解析条件の変更について(指摘事項と関連しない変更)(3/4)

●原子炉圧力容器破損後の溶融炉心冷却における格納容器下部の水位管理方法の反映

従来は、原子炉圧力容器破損後の溶融炉心冷却については、原子炉格納容器下部注水系による崩壊熱相当の注水により溶融炉心が露出しないことを示すため、原子炉格納容器下部注水系の注水量の解析条件を崩壊熱相当としていた。しかし、実際の運用では、ドライウェル水位計により、ドライウェル水位0.23mから0.02mの間で水位管理を行う。

よって、運用に即した解析とし、解析条件として表13のとおり変更する。

表13 解析条件の変更前後の比較

項目		解析条件(変更前)	解析条件(変更後)
機器条件	原子炉格納容器下部注水系(常設)	原子炉圧力容器破損以降: 崩壊熱相当の注水量にて注水	原子炉圧力容器破損以降: 50m ³ /hにて格納容器下部に注水
操作条件	原子炉格納容器下部注水系(常設)による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に開始し、注水を継続	原子炉圧力容器破損以降、ドライウェル水位が0.02mまで低下した場合に開始し、0.23mに到達した場合に停止

2.3 有効性評価の解析条件の変更について(指摘事項と関連しない変更)(4/4)

●代替循環冷却系の運用の変更

従来は、代替循環冷却系の運転開始以降は循環流量の全量を連続で格納容器スプレイしていたが、代替循環冷却系の設備改造を踏まえ、原子炉注水と格納容器スプレイの同時運用とすることから、運用に即した解析とし、解析条件として表14のとおり変更する。

表14 解析条件の変更前後の比較

項目		解析条件(変更前)	解析条件(変更後)
機器条件	代替循環冷却系	150m ³ /hにて連続スプレイ	循環流量は、全体で150m ³ /hとし、原子炉注水へ50m ³ /h、格納容器スプレイへ100m ³ /hにて流量を分配

●Cs-137放出量評価における格納容器漏えい孔の捕集効果の考慮

これまでは格納容器の漏えい孔におけるエアロゾル粒子の捕集効果に期待しないものとしていたが、中央制御室の居住性に係る被ばく評価において、本捕集効果としてDF=10※が適用できることを確認したことから、Cs-137放出量評価においてもDF=10を適用することとした。

※ 女川2号炉の格納容器の漏えい孔におけるエアロゾル粒子の捕集効果の設定の考え方については「59 条 運転員が原子炉制御室にとどまるための設備」を参照。また、BWR全体への適用性については別途説明予定。

表15 解析条件の変更前後の比較

項目	解析条件(変更前)	解析条件(変更後)
格納容器の漏えい孔におけるエアロゾル粒子の捕集効果	効果に期待しない	DF=10

2.4 有効性評価の解析条件変更後の評価結果

- 2.1から2.3の解析条件の変更後においても、以下の表16から表18に示すとおり、解析結果は判定基準を満足することを確認した。

表16 評価結果(高压溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱)

評価項目	変更前	変更後	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]	約0.1MPa[gage]	2.0MPa[gage]
建屋からの漏えいによるCs-137放出量	約1.5TBq	約 1.2×10^{-1} TBq	100TBq

表17 評価結果(原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用)

評価項目	変更前	変更後	判定基準
圧カスパイクによって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]	約0.23MPa[gage]	0.854MPa[gage] (格納容器限界圧力)
圧カスパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約133℃	約128℃	200℃ (格納容器限界温度)

表18 評価結果(溶融炉心・コンクリート相互作用)

評価項目	変更前	変更後	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2cm	床面以下のコンクリート厚さは約4.3mであり、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる
格納容器下部壁面のコンクリート侵食量	約1cm	約2cm	壁面のコンクリート厚さは約1.7mであり、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる

3.1 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

・水蒸気爆発が発生した場合における格納容器下部鋼板の応力について、トレスカ応力による評価結果を合わせて提示すること。

(2) 回答

- ・水蒸気爆発の評価のように多くの応力成分が作用する多軸応力場において、降伏評価を行う代表的な方法として、ミーゼス相当応力による評価とトレスカ応力による評価がある。
- ・有効性評価における水蒸気爆発の評価では内側鋼板及び外側鋼板にかかる応力をミーゼス相当応力において評価している。
- ・トレスカ応力による評価結果は表19に示すとおり、内側鋼板で約428MPa、外側鋼板で約210MPaであり、ミーゼス相当応力の評価結果より保守的な結果を示すものの、降伏応力を下回っており、弾性範囲内であることを確認した。

表19 評価結果

	ミーゼス相当応力	トレスカ応力	降伏応力
内側鋼板にかかる応力	約379MPa	約428MPa	490MPa
外側鋼板にかかる応力	約192MPa	約210MPa	

※格納容器下部水位が4.2mの場合の評価

●ミーゼス相当応力:

主応力及びせん断応力からせん断ひずみエネルギーを求め、せん断ひずみエネルギーが降伏応力を超過すると降伏が起こるという評価方法であり、ASME code Sec.Ⅲにおいて、原子炉圧力容器材料に使用するような延性材料については、降伏評価への適用性が良いとされている手法であり、FEM解析では一般的に用いられている手法である。

●トレスカ応力:

主応力から最大せん断応力を求め、最大せん断応力が降伏応力を超過すると降伏が起こるという評価方法である。トレスカ応力も同様にASME code Sec.Ⅲにて適用性がよいとされており、ミーゼス相当応力より簡便的な取り扱いができることから工事計画認可等で標準的に用いられている。

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
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

3.2 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.5)(1/4)

(1) 指摘事項

・原子炉格納容器下部注水系について、多重性又は多様性の観点から、要求への適合性について整理して提示すること。

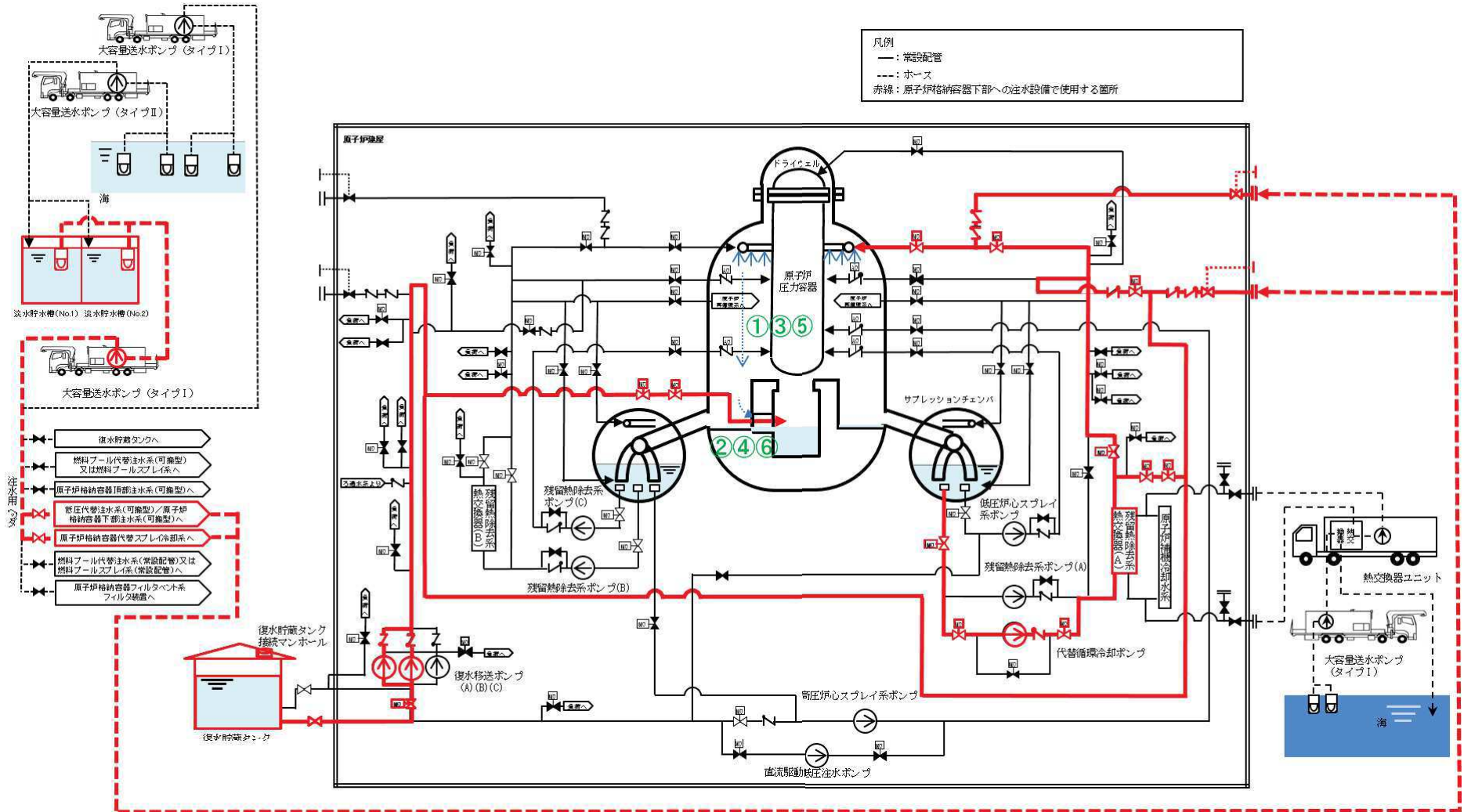
(2) 回答

- ・原子炉格納容器下部注水設備は、有効性評価で期待する重大事故緩和設備であることを踏まえ、単一故障を考慮し、従来の原子炉格納容器下部注水系(常設)【②】及び原子炉格納容器下部注水系(可搬型)【⑥】に加え、新たに原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)【①】、代替循環冷却系【③, ④】及び原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)【⑤】を整備する。(表20, 図6)
- ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)【①】及び原子炉格納容器下部注水系(常設)【②】による注水, 並びに代替循環冷却系【③, ④】による注水は, とともに格納容器下部への注水(初期水張り)を開始する時間(事象発生2.5時間(原子炉圧力容器下鏡温度が300°Cに到達する時間))までに実施可能である。
- ・原子炉格納容器下部注水設備は, 多様性及び独立性, 位置的分散を図った設計としている。(表21)

表20 原子炉格納容器下部への注水設備

No.	原子炉格納容器下部への注水設備	ポンプ	流路	備考
①	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)	復水移送ポンプ	スプレイ管経由	・新たに整備 ・有効性評価にて期待
②	原子炉格納容器下部注水系(常設)	復水移送ポンプ	ペDESTAL注水配管経由	・有効性評価にて期待
③	代替循環冷却系	代替循環冷却ポンプ	スプレイ管経由	・新たに整備 ・有効性評価にて期待
④	代替循環冷却系	代替循環冷却ポンプ	ペDESTAL注水配管経由	・新たに整備
⑤	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)	大容量送水ポンプ(タイプ I)	スプレイ管経由	・新たに整備
⑥	原子炉格納容器下部注水系(可搬型)	大容量送水ポンプ(タイプ I)	ペDESTAL注水配管経由	

3.2 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.5)(2/4)



※: 図中の数字は表20のNo. とリンクしている

図6 原子炉格納容器下部への注水設備

3.2 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.5)(3/4)

表21 多様性及び独立性, 位置的分散

項目		①原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設) ②原子炉格納容器下部注水系(常設)	③④代替循環冷却系	⑤原子炉格納容器代替スプレイ冷却系 (可搬型) ⑥原子炉格納容器下部注水系(可搬型)
多様性及び位置的分散	ポンプ	復水移送ポンプ	代替循環冷却ポンプ	大容量送水ポンプ(タイプ I)
		原子炉建屋 地下2階 (原子炉建屋原子炉棟内)	原子炉建屋 地下3階 (原子炉建屋内の原子炉棟外)	屋外 (第1保管エリア～第4保管エリア)
	水源	復水貯蔵タンク	サプレッションチェンバ	淡水貯水槽(No. 1)又は 淡水貯水槽(No. 2)
		屋外	原子炉建屋 地下3階 (原子炉建屋原子炉棟内)	屋外
	流路	①スプレイ管経由 ②ペDESTAL注水配管経由	③スプレイ管経由 ④ペDESTAL注水配管経由	⑤スプレイ管経由 ⑥ペDESTAL注水配管経由
	電源	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)又は 常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機)又は 可搬型代替交流電源設備(電源車)	非常用交流電源設備 (非常用ディーゼル発電機)又は 常設代替交流電源設備 (ガスタービン発電機)又は 可搬型代替交流電源設備(電源車)	不要 (付属空冷式ディーゼルエンジン)
	冷却方式	不要(自己冷却)	原子炉補機代替冷却水系又は 原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系 含む)	不要(自己冷却)
独立性	<ul style="list-style-type: none"> ・復水移送ポンプ及び代替循環冷却ポンプは, 非常用交流電源設備(非常用ディーゼル発電機)又は設計基準事故対処設備である非常用所内電気設備が機能喪失した場合においても, 非常用所内電気設備とは独立した重大事故等対処設備である代替所内電気設備を用いて, 常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)又は可搬型代替交流電源設備(電源車)から受電可能な設計である ・復水移送ポンプ, 代替循環冷却ポンプ及び大容量送水ポンプ(タイプ I)は異なる区画に設置することにより火災及び溢水が共通要因となり, 同時に機能が損なわれることのない設計である 			

3.2 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.5)(4/4)

【原子炉格納容器下部注水系(常設)と代替循環冷却系の駆動電源の多様性及び独立性】

復水移送ポンプ及び代替循環冷却ポンプは、非常用交流電源設備(非常用ディーゼル発電機)又は代替所内電気設備を経由した常設代替交流電源設備(ガスタービン発電機)若しくは可搬型代替交流電源設備(電源車)からの受電が可能な設計

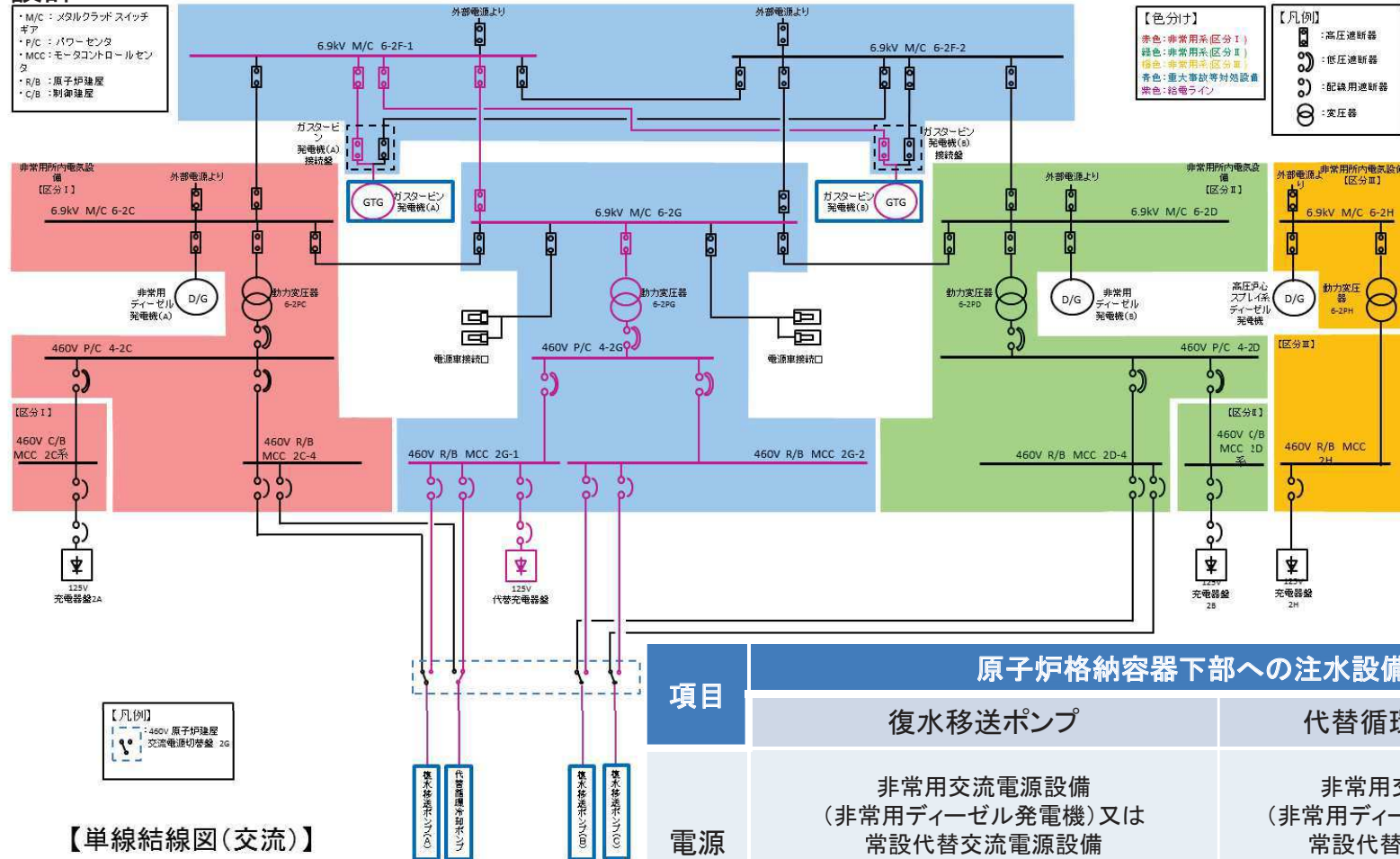


図7 単線結線図

3.3 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.6)(1/2)

(1) 指摘事項

- ・格納容器直接接触(シェルアタック)を除外する理由について、最新の知見を踏まえた上でも、結論に影響がないことを提示すること。

(2) 回答

- ・第606回審査会合(平成30年7月26日)では、溶融炉心が压力容器下部中心位置から全量落下し、格納容器下部に均一に堆積し、全量が単純立方格子(ポロシティ0.48)として堆積した場合の評価(従来評価ケース)を行い、格納容器壁面に溶融炉心が直接接触することがないことについて説明。
- ・今回評価ケースでは、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(次頁参照)。
- ・今回評価ケースの堆積高さの評価結果は、頂点位置でも約3.2mであり、格納容器下部開口部高さを超えないことから、近年得られた知見を踏まえても結論に影響がないことを確認。

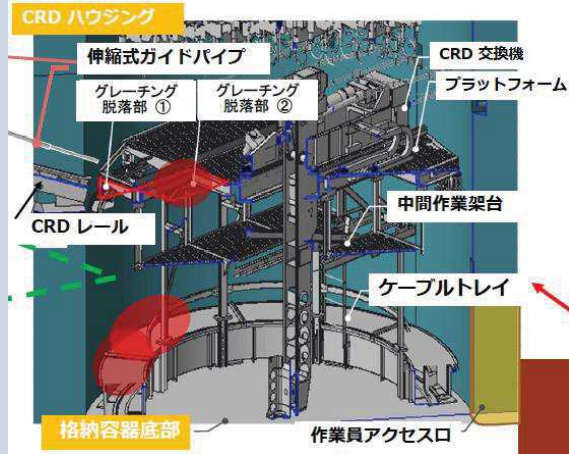
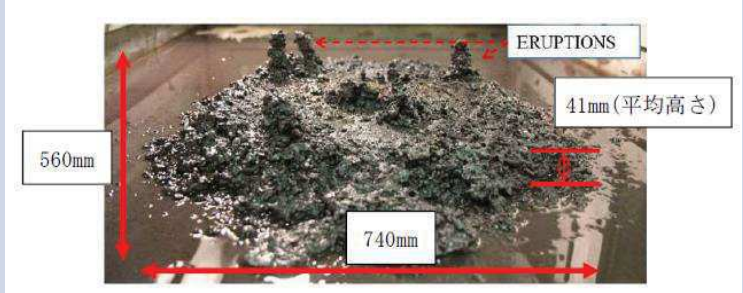
	従来評価ケース			今回評価ケース
評価条件	【No.1】 溶融炉心が压力容器下部中心位置から全量落下し、格納容器下部に均一に堆積することを設定	【No.2】 No.1に加え、格納容器下部構造物等が溶融した場合のデブリ増加分を考慮	【No.3】 No.2に加え、デブリ全量が単純立方格子(ポロシティ0.48)として堆積する場合を考慮	【No.4】 近年得られた知見を踏まえ、東京電力福島第一原子力発電所2号炉の調査結果から压力容器下部中心位置から偏心して落下すること及びPULiMS実験結果から円錐状に堆積することを仮定し、No.3について以下の条件を変更し、評価を実施。 ・落下位置: 最外周のCRD位置 ・堆積形状: アスペクト比1:16の円錐状
評価結果				

- : 溶融炉心(ポロシティを未考慮) ■: 溶融炉心(ポロシティを考慮)
- : 格納容器下部構造物等の溶融物(ポロシティを未考慮) ■: 格納容器下部構造物等の溶融物(ポロシティを考慮)

枠囲みの内容は商業機密の観点から公開できません。

補足説明資料137 溶融炉心の落下位置等の知見を踏まえた溶融炉心の堆積高さ評価について

3.3 審査会合での指摘事項に対する回答(指摘事項No.6)(2/2)

	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1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>図12 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程度の拡がり挙動を示している。</p>  <p>図13 PULiMS実験結果^[2]</p>
<p>今回評価上の扱い</p>	<p>溶融炉心が圧力容器下部の偏心位置から落下したことを考慮した場合、格納容器壁面に近い方がより保守的な条件であるため、溶融炉心が最外周のCRD位置から落下すると仮定して、評価を行った。</p>	<p>溶融炉心の堆積形状として、1:16の円錐状に堆積すると仮定して、評価を行った。</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.Konvalenko, et al., “Experimental Results on Pouring and Underwater Liquid Melt Spreading and Energetic Melt-Coolant Interaction,” Proceedings of NUTHOS-9, N9P0303, Taiwan (2012).

参考 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

第606回審査会合(平成30年7月26日)から、
指摘事項等を踏まえた解析条件の変更を反映

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

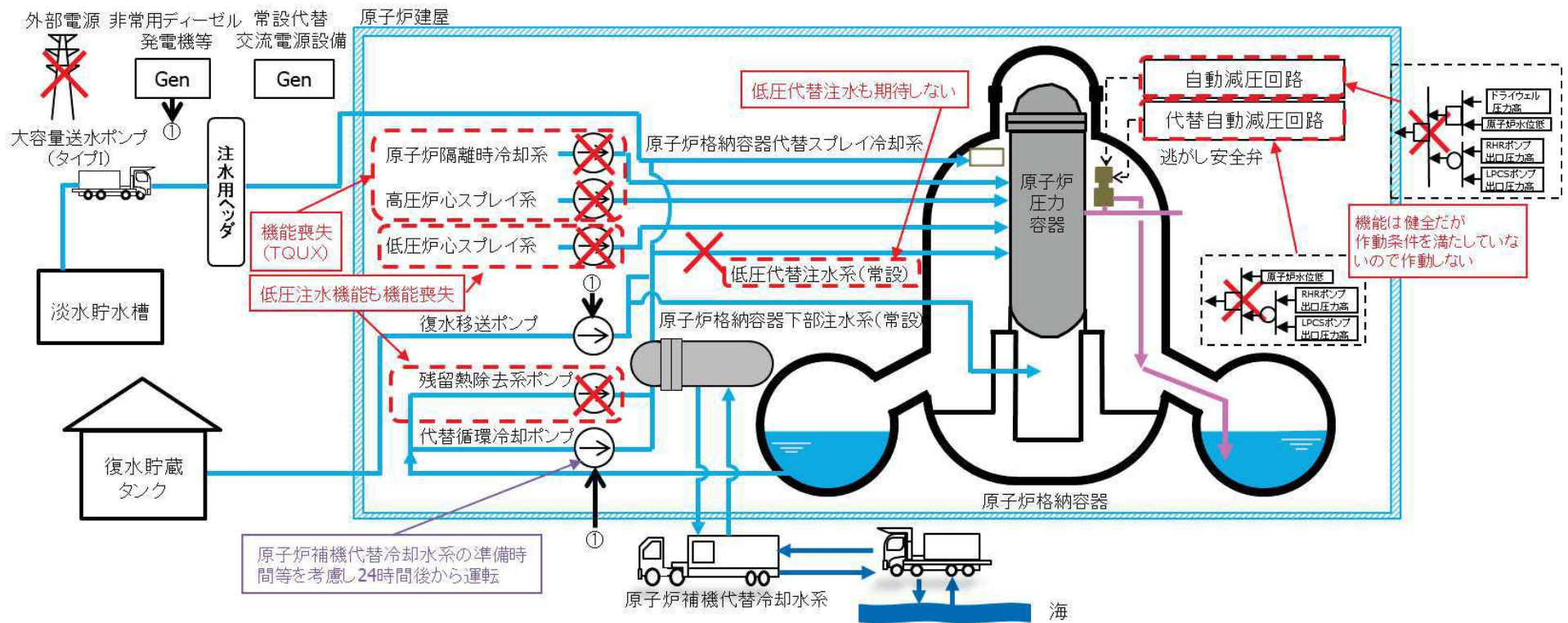
1.1 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(DCH) (1/13) DCHの特徴

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況で損傷し、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。



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

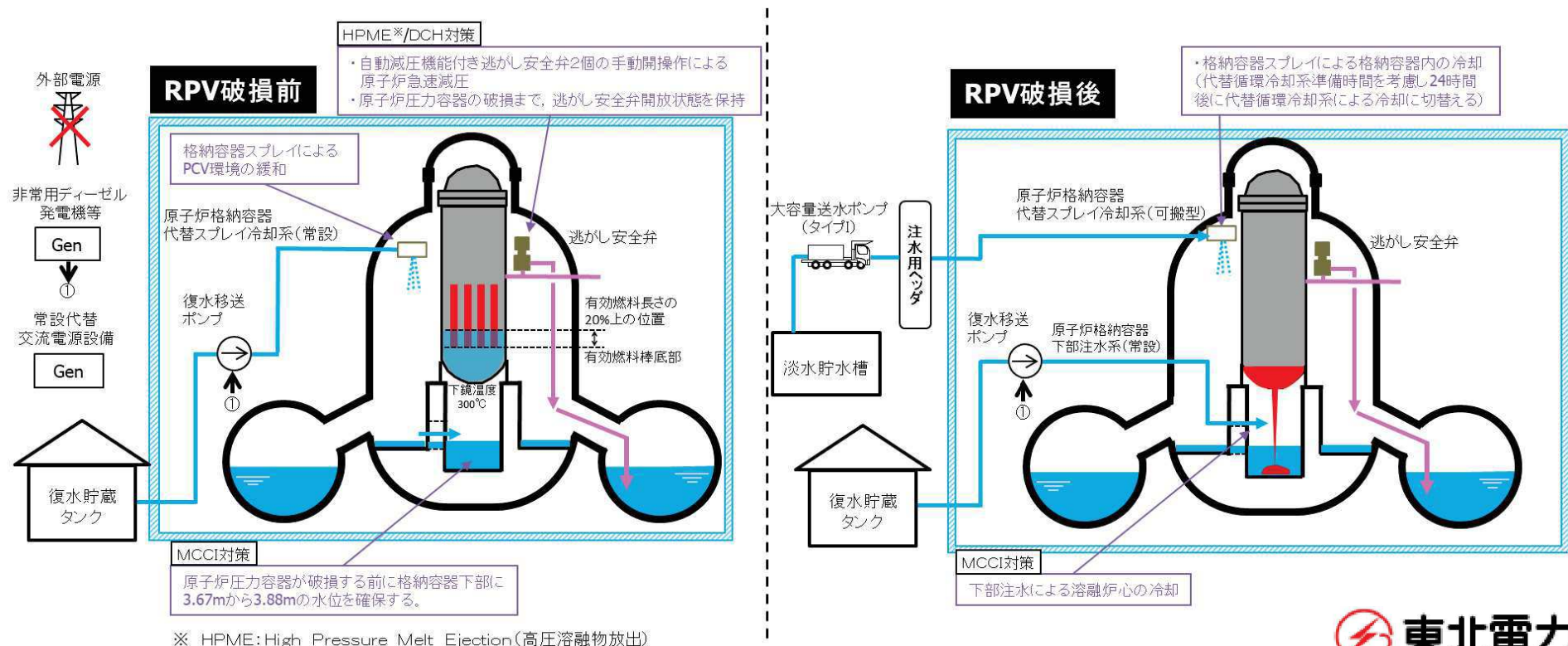
1.1 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(DCH) (2/13) DCH, FCI, MCCIの対策

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20%上の位置に到達した時点で、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。
- ・原子炉圧力容器破損まで自動減圧機能付き逃がし安全弁の開放状態を維持する。
- ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)により、原子炉圧力容器破損前に格納容器下部(ペDESTAL)に3.67mから3.88mの水位を確保する。(原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃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、格納容器下部水位を3.67mから3.88mに維持する。
- ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器スプレイにより格納容器内を冷却する。

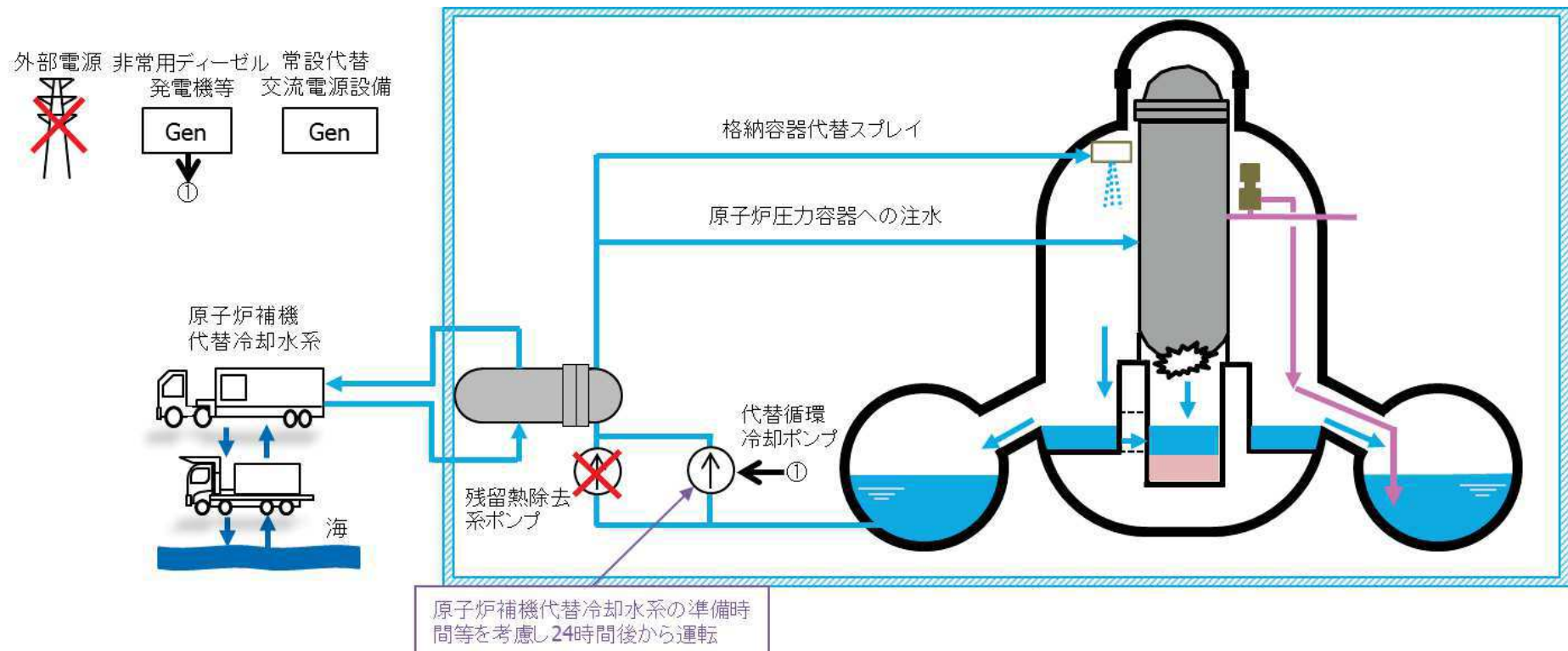


1. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

1.1 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

- ・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
	安全機能等の喪失に対する仮定	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	本評価事故シーケンスへの事故対応に用いる設備は非常用高圧母線に接続されており, 非常用ディーゼル発電機からの電源供給が可能であるため, 外部電源の有無は事象進展に影響を与えないが, 非常用ディーゼル発電機に期待する場合の方が資源の観点で厳しいことを踏まえ, 外部電源なしとして設定
	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)	短時間であるが、原子炉熱出力が維持される厳しい設定として、外部電源喪失時の蒸気加減弁急閉及び主蒸気止め弁閉による原子炉スクラムについては保守的に考慮せず、原子炉水位低(レベル3)信号にてスクラムするものとして設定
	代替原子炉再循環ポンプトリップ機能	原子炉水位低(レベル2)	短時間であるが、原子炉熱出力が維持される厳しい設定として、外部電源喪失と同時にトリップせず、原子炉水位低(レベル2)信号にてトリップするものとして設定
	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2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
	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)	88m ³ /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
	原子炉格納容器下部注水系(常設)	50m ³ /hにて格納容器下部に注水	溶融炉心の冠水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イ冷却系(可搬型)	88m ³ /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
	代替循環冷却系	循環流量は、全体で150m ³ /hとし、原子炉注水へ50m ³ /h、格納容器スプレイへ100m ³ /hにて流量を分配	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

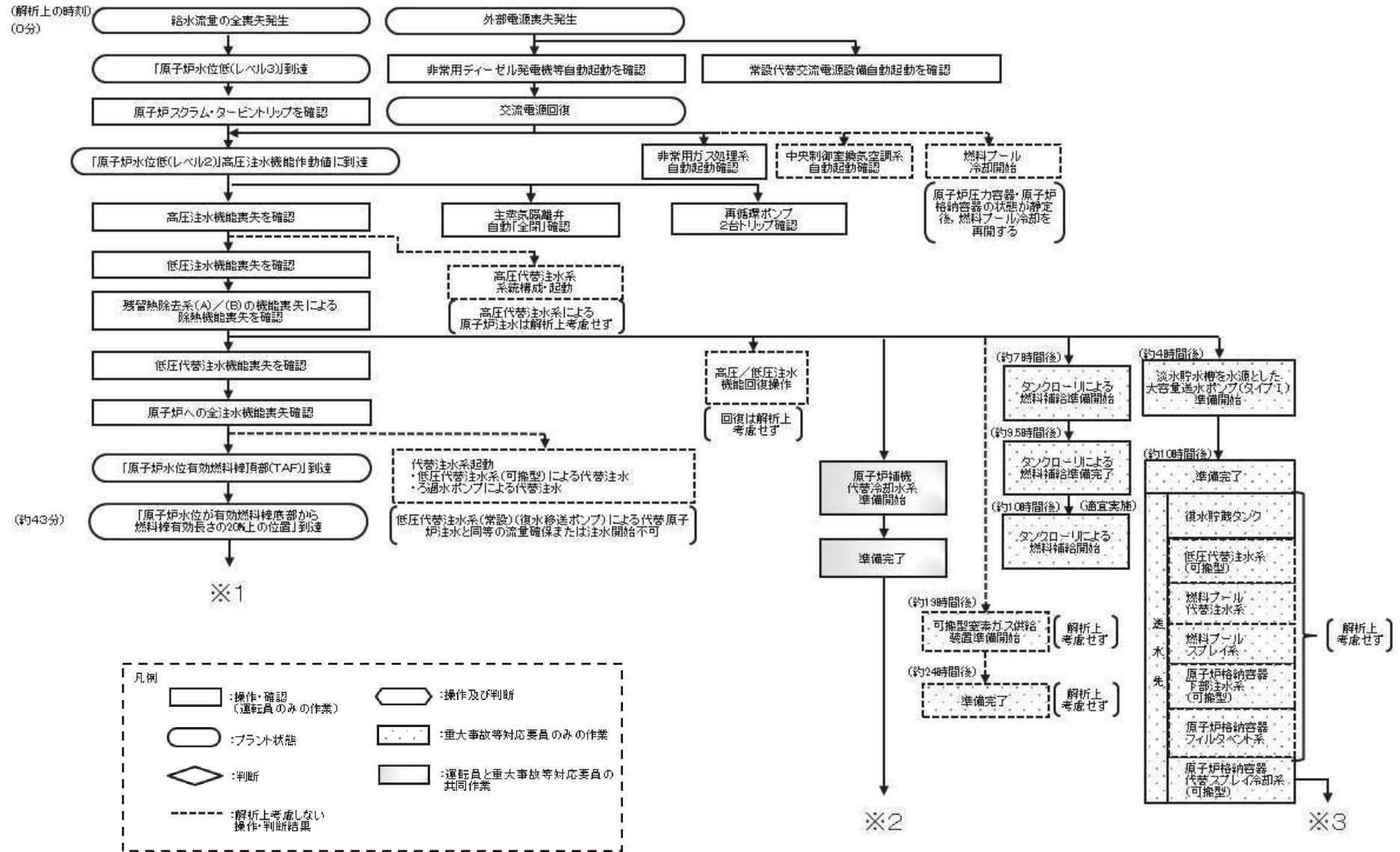
1.1 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(DCH) (6/13) 主要解析条件

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
	原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(常設)による格納容器下部への注水操作(原子炉压力容器の破損前の初期水張り)	原子炉压力容器下鏡部温度が300℃に到達したことを確認して開始し、ドライウェル水位が0.23m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压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
	原子炉格納容器下部注水系(常設)による格納容器下部への注水操作(原子炉压力容器の破損後の注水)	原子炉压力容器破損以降、ドライウェル水位が0.02mまで低下した場合に開始し、0.23mに到達した場合に停止	炉心損傷後の原子炉压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(可搬型)による格納容器冷却操作	格納容器圧力0.640MPa[gage]到達時	格納容器限界圧力到達防止を踏まえて設定
	原子炉補機代替冷却水系運転操作	事象発生23時間後	大容量送水ポンプ(タイプI)の準備完了後の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

※本格納容器破損モードの評価事故シーケンスは原子炉補機冷却水系(原子炉補機冷却海水系を含む)の機能喪失を伴うものではないが、代替循環冷却系による除熱は保守的に原子炉補機代替冷却水系を用いて実施するものとし、除熱操作の開始は、原子炉補機代替冷却水系の準備に要する時間を設定する。

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

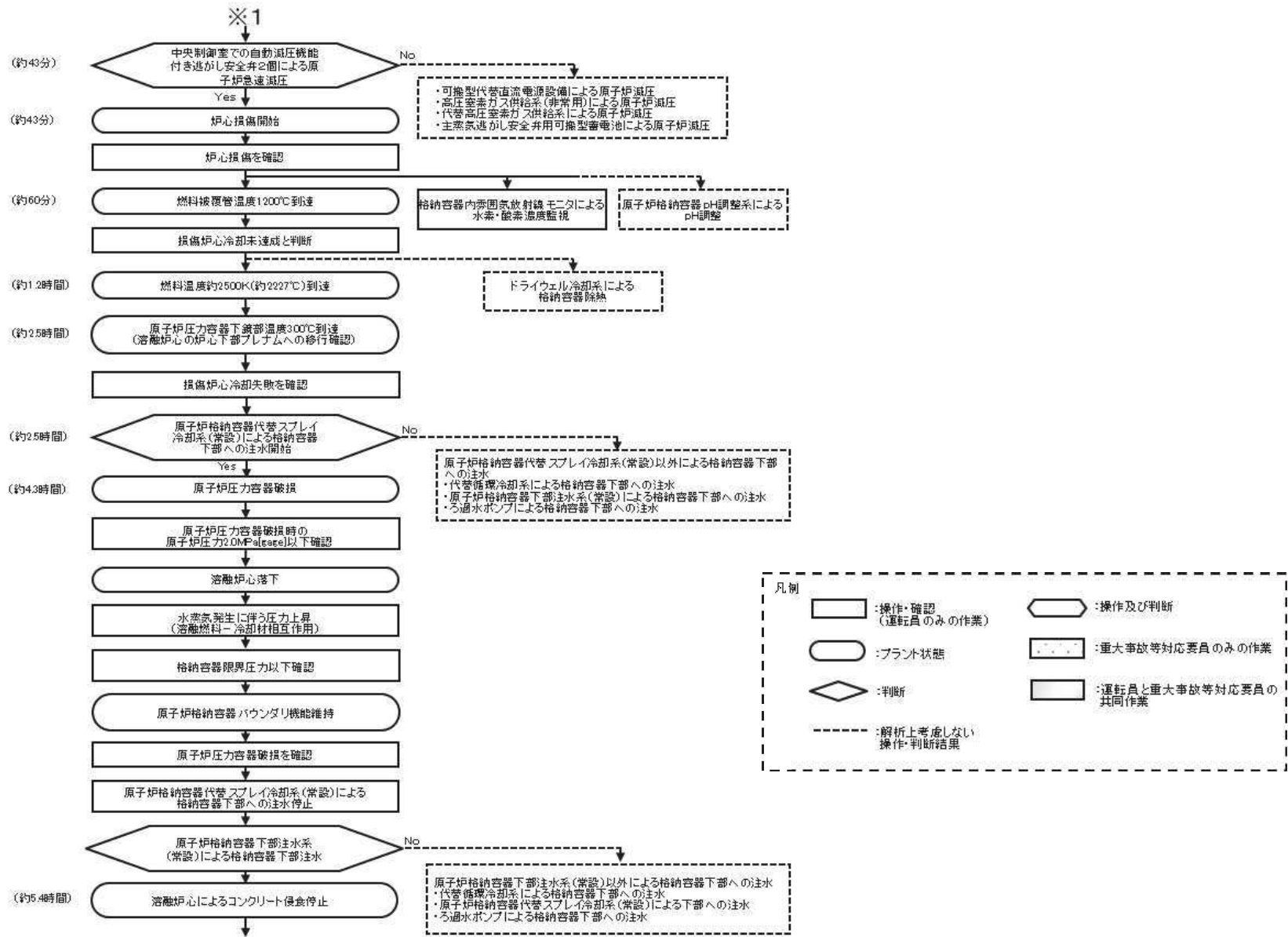
1.1 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(DCH) (7/13) 対応手順の概要



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

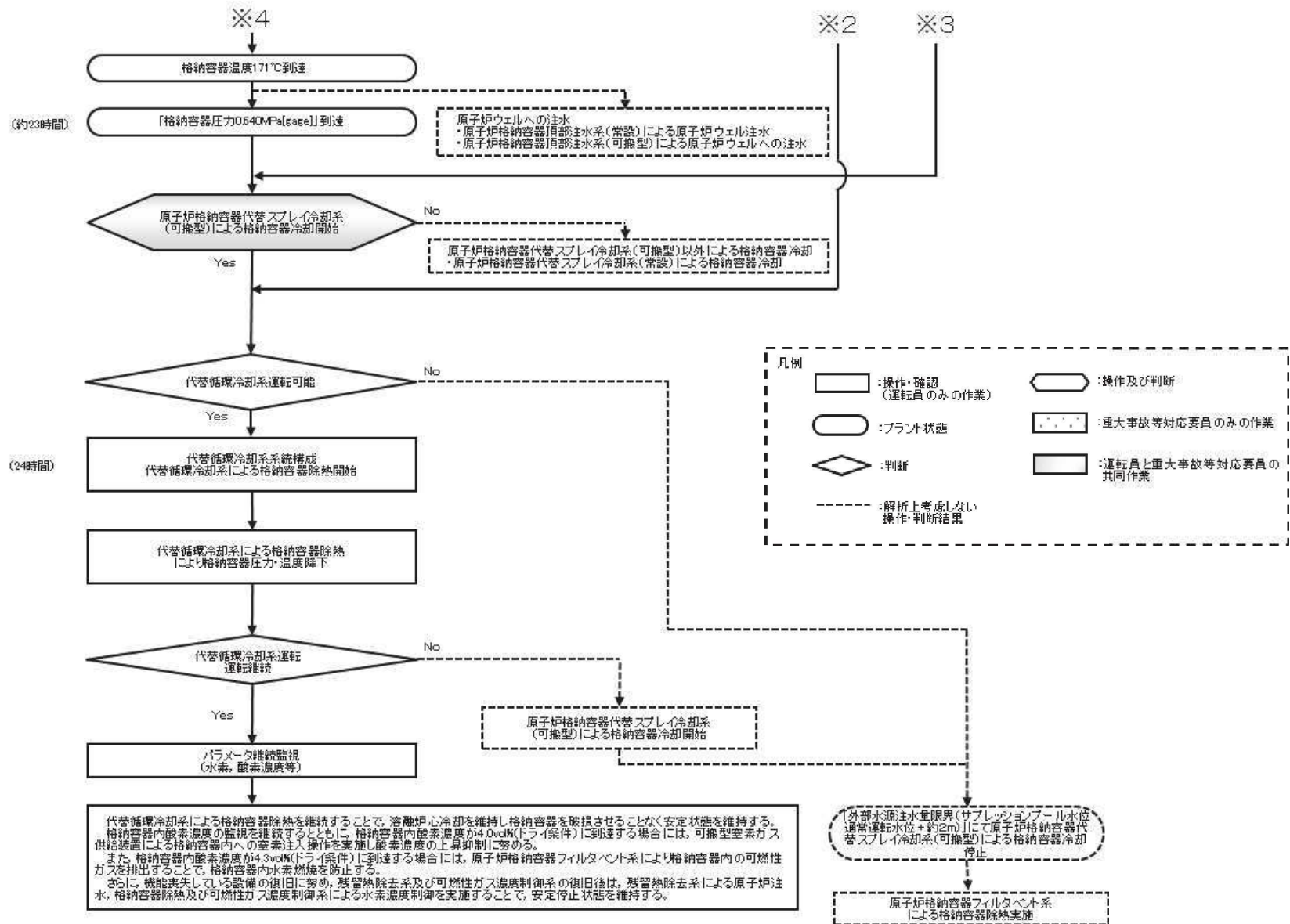
1.1 高圧溶融物放出／格納容器雰囲気直接加熱(DCH) (8/13) 対応手順の概要



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) (9/13) 対応手順の概要



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) (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及び図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0.1MPa[gage]	2.0MPa[gage]

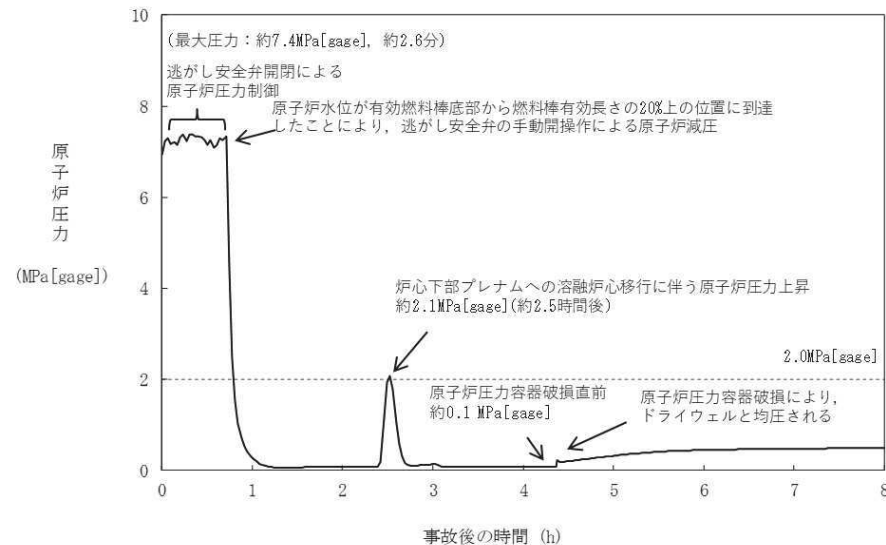


図1 原子炉圧力の推移

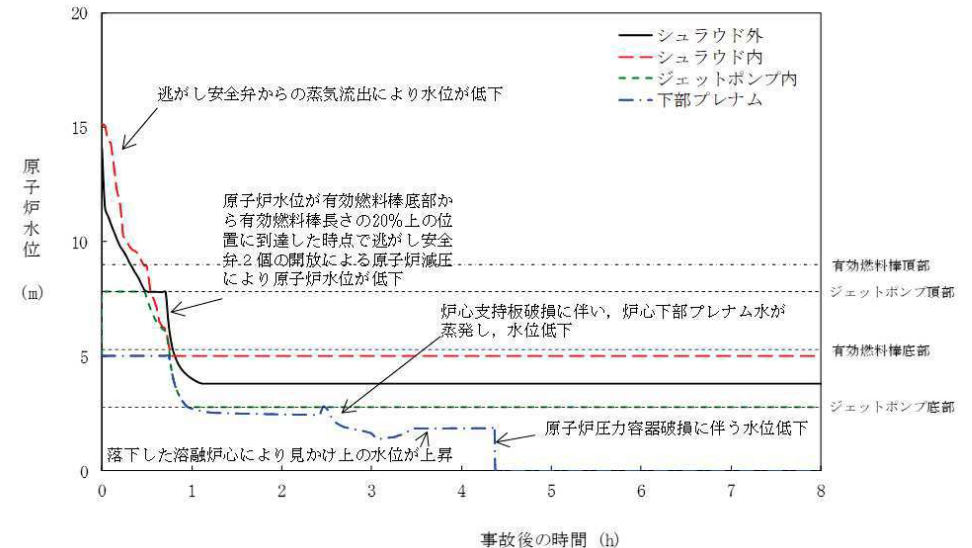


図2 原子炉水位(シュラウド内外水位)の推移

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40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 エアロゾル粒子の捕集効果	DF=10
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4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3 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4 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 1.2×10^{-1} TBq	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5に示す。

表5 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	<p>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</p>	<p>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</p>
水源	約590m ³	復水貯蔵タンク:約1,192m ³
燃料	約648kL※	約900kL
電源	重大事故等対策に必要な負荷は非常用ディーゼル発電機等の負荷に含まれることから電源供給が可能	

※ 電源設備の燃料評価条件(負荷容量)について、重要事故シーケンスで想定される負荷から定格負荷に見直し予定

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

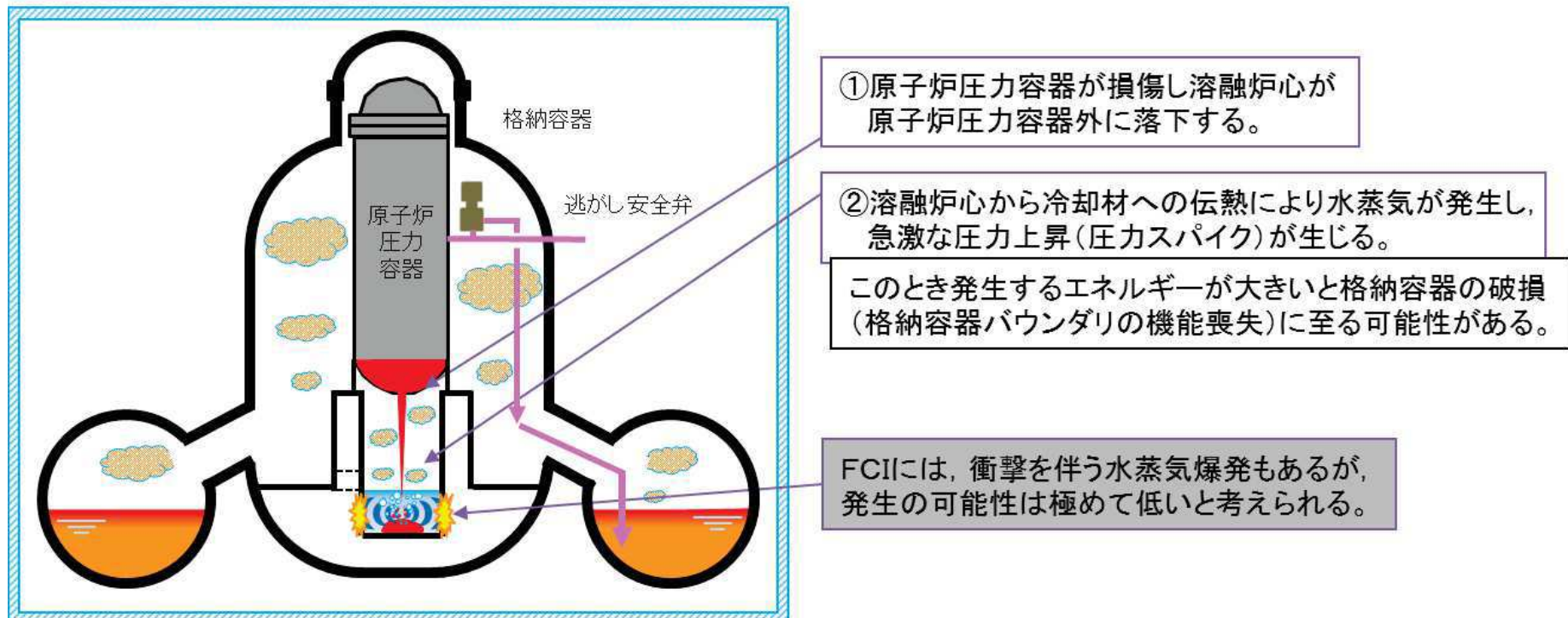
1.2 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用(FCI) (1/6) FCIの特徴

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. 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

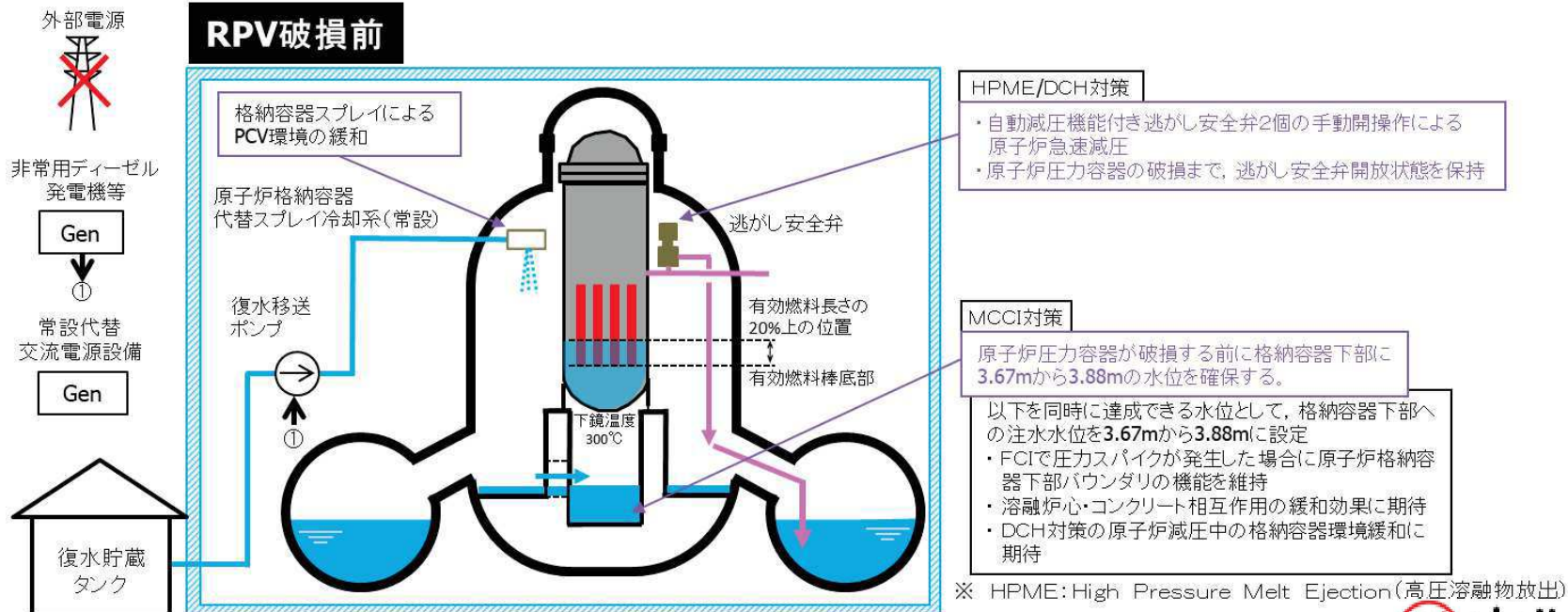
1.2 原子炉圧力容器外の溶融燃料－冷却材相互作用(FCI) (2/6) DCH, FCI, MCCIの対策

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、原子炉圧力容器破損まで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、原子炉減圧時の原子炉格納容器環境の緩和を考慮した水位として、格納容器下部への注水水位を3.67mから3.88mの水位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20%上の位置に到達した時点で、自動減圧機能付き逃がし安全弁2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自動減圧機能付き逃がし安全弁の開放状態を保持する。
- ・ 原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(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3.67mから3.88mの水位を確保する。(原子炉圧力容器下鏡部温度が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) (3/6) 格納容器下部水位の適切性

女川2号炉においては、下表のとおり、FCIが発生した場合の影響を低減しつつ、溶融炉心の粒子化の効果等によるMCCIの影響緩和を期待できる水位として、初期水張り水位の範囲を3.67mから3.88mの間と設定している。ベースケースにおいて、DCHIに対する格納容器破損防止対策を考慮して、格納容器下部への注水を原子炉格納容器スプレイ冷却系(常設)にて行った場合でもRPV破損時点において、この範囲内であることを確認している。

【管理水位の上限(ドライウェル水位0.23m(格納容器下部水位3.88m))】

項目	評価	評価結果	判定基準
水蒸気爆発 (参考評価)	格納容器下部水位4.2mにおける評価を実施しており、原子炉圧力容器の支持機能に問題がないことを確認している。格納容器下部水位3.88mの場合はより水位が低くなるため、荷重としては小さい方向になると考えられる。	—	—
圧カスパイク	圧カスパイクの影響は格納容器下部水位が上昇した場合、ピークが高くなる可能性も低くなる可能性もあることから格納容器下部水位3.88mにおける圧カスパイク評価を行った。	約0.23 MPa[gage]	0.854 MPa[gage]
コンクリート 侵食量	格納容器下部水位が3.67mの場合の評価を実施しており、格納容器の健全性に問題がないことを確認している。水位が3.88mの場合、それより水深が深いため、水位3.88mにおいても格納容器の健全性に問題がないと考えられる。	—	—
溶融炉心の 冠水評価	格納容器下部水位が3.67mの場合の評価を実施しており、冠水の維持が可能であることを確認している。水位が3.88mの場合、それより水深が深いため、冠水の維持に問題がないと考えられる。	—	—

【管理水位の下限(ドライウェル水位0.02m(格納容器下部水位3.67m))】

項目	評価	評価結果	判定基準
水蒸気爆発 (参考評価)	格納容器下部水位4.2mにおける評価を実施しており、原子炉圧力容器の支持機能に問題がないことを確認している。格納容器下部水位3.67mの場合はより水位が低くなるため、荷重としては小さい方向になると考えられる。	—	—
圧カスパイク	圧カスパイクの影響は格納容器下部水位が低い場合、ピークが高くなる可能性も低くなる可能性もあることから格納容器下部水位3.67mにおける評価を行った。	約0.22 MPa[gage]	0.854 MPa[gage]
コンクリート 侵食量	コンクリート侵食量は水位が低い場合の影響評価として格納容器下部水位3.67mにおける評価を行った。	床面: 約2cm 壁面: 約2cm	床面以下のコンクリート厚さは約4.3mであり、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる 壁面のコンクリート厚さは約1.7mであり、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる
溶融炉心の 冠水評価	溶融炉心の冠水評価は水位が低い場合の影響として格納容器下部水位3.67mにおいて、溶融炉心が露出するまでの時間評価を行った。	RPV破損から 約76分後	露出前に注水可能

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3.3.3 格納容器下部への水張り実施の適切性

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) (4/6) 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) (5/6) 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。
- ・ 格納容器圧力及び格納容器温度の推移を図3及び図4に示す。

表6 解析結果

評価項目	解析結果	判定基準
圧カスパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	約0.23MPa[gage]	0.854MPa[gage](格納容器限界圧力)
圧カスパイクによって原子炉格納容器バウンダリにかかる温度の最大値	約128°C	200°C(格納容器限界温度)

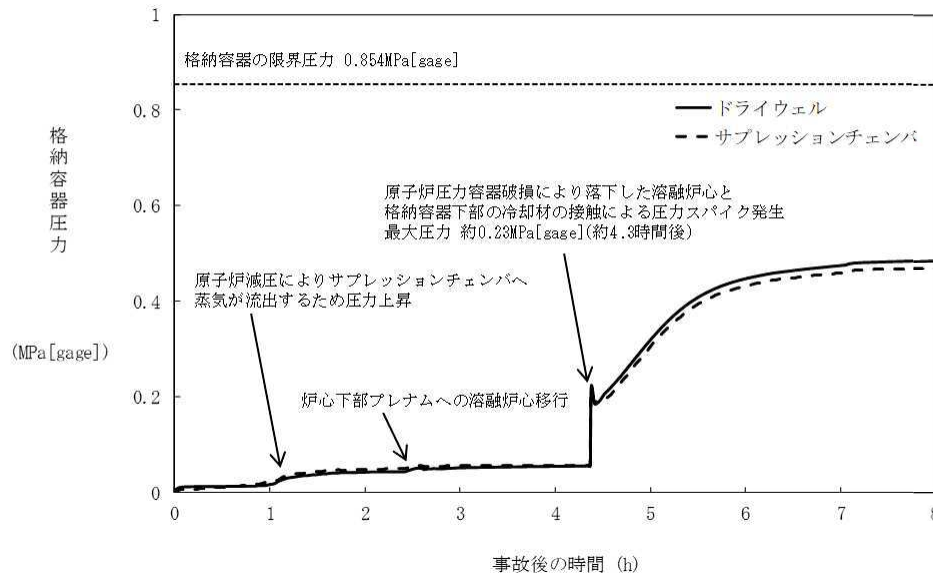


図3 格納容器圧力の推移

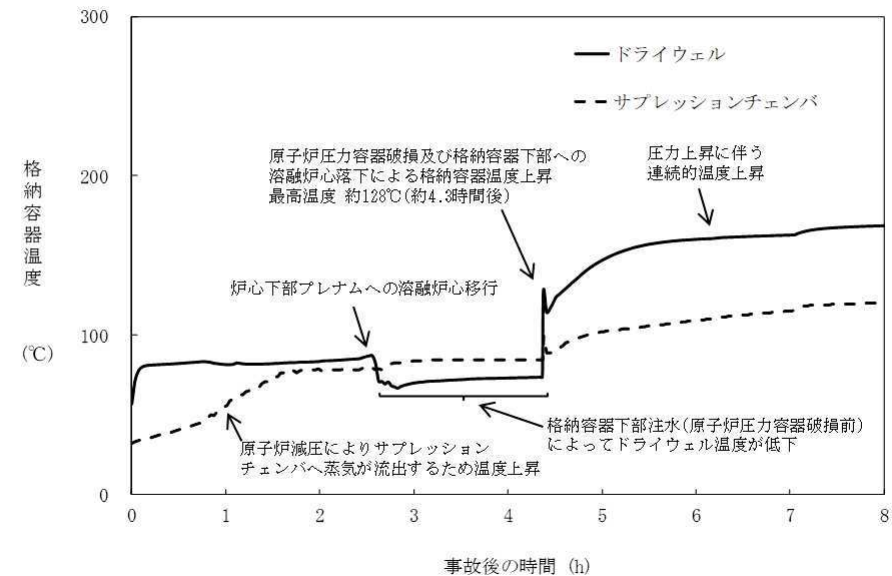


図4 格納容器温度の推移

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) (6/6) 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379MPa、約192MPa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。

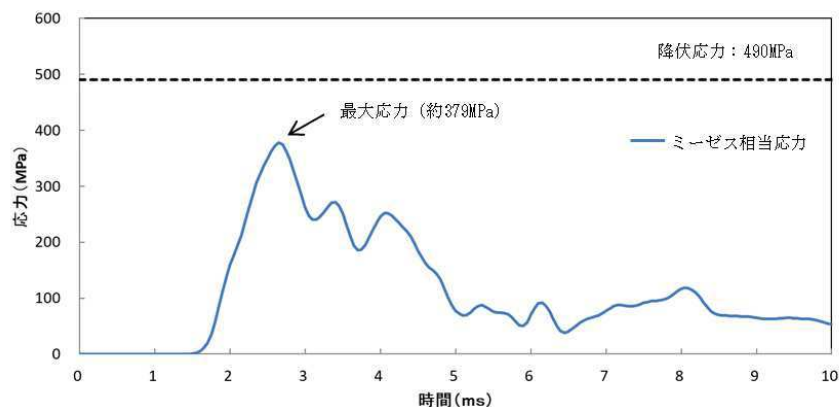


図5 格納容器下部内側鋼板の応力の推移

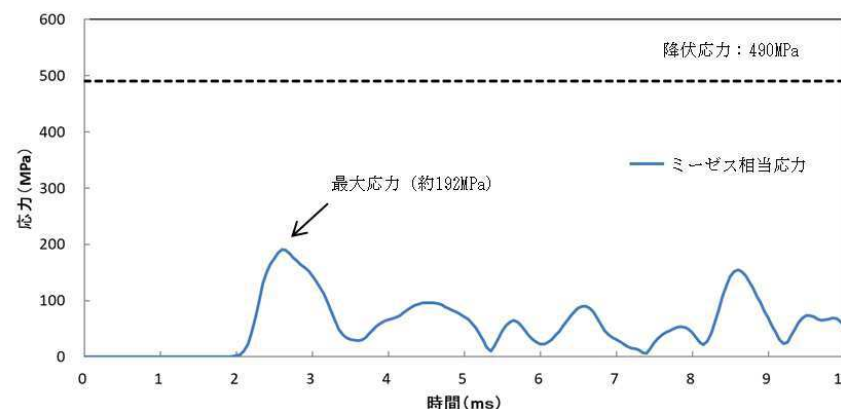


図6 格納容器下部外側鋼板の応力の推移

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

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

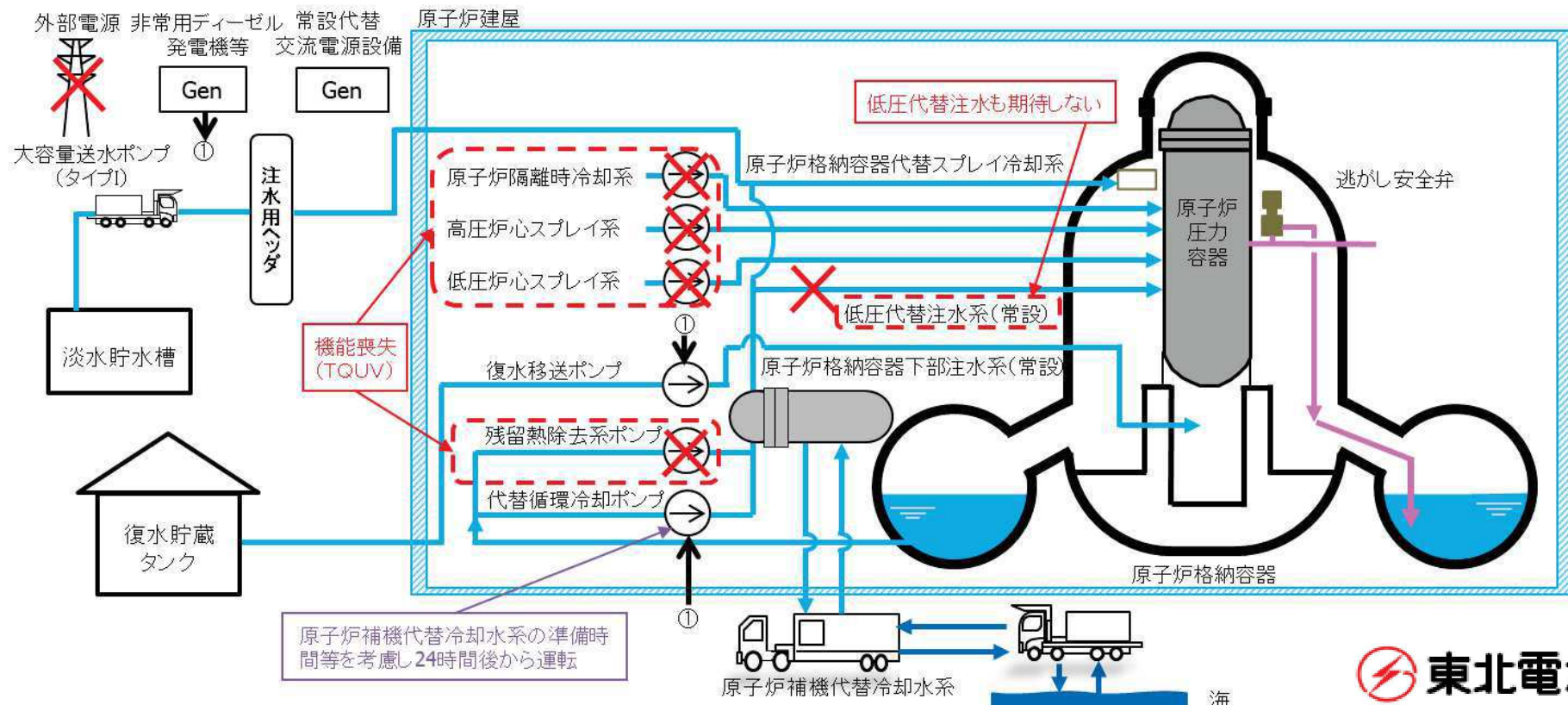
1.3 溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI) (1/4) MCCIの特徴

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。
 ・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

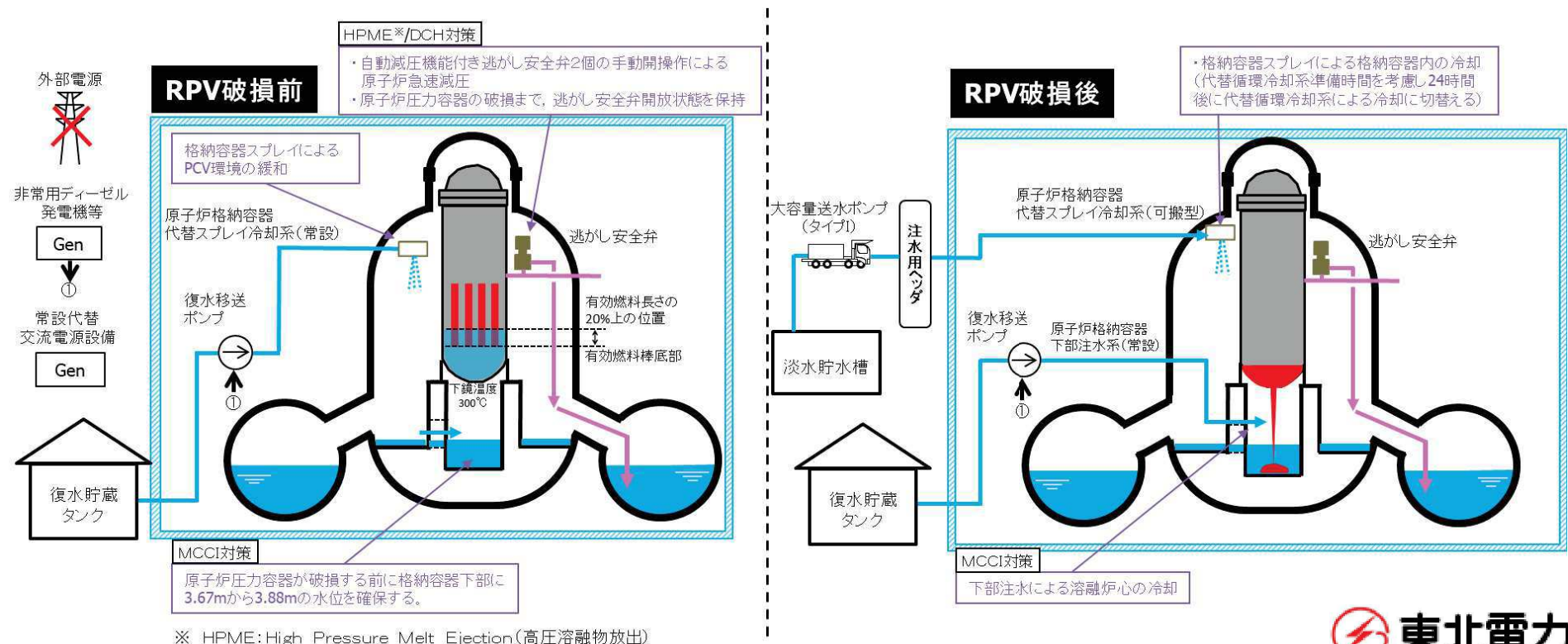
1.3 溶融炉心・コンクリート相互作用(MCCI) (2/4) DCH, FCI, MCCIの対策

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20%上の位置に到達した時点で、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。
- ・原子炉圧力容器破損まで自動減圧機能付き逃がし安全弁の開放状態を保持する。
- ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(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ル)に3.67mから3.88mの水位を確保する。(原子炉圧力容器下鏡部温度が300℃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、格納容器下部水位を3.67mから3.88mに維持する。
- ・原子炉格納容器代替スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器スプレイにより格納容器内を冷却する。

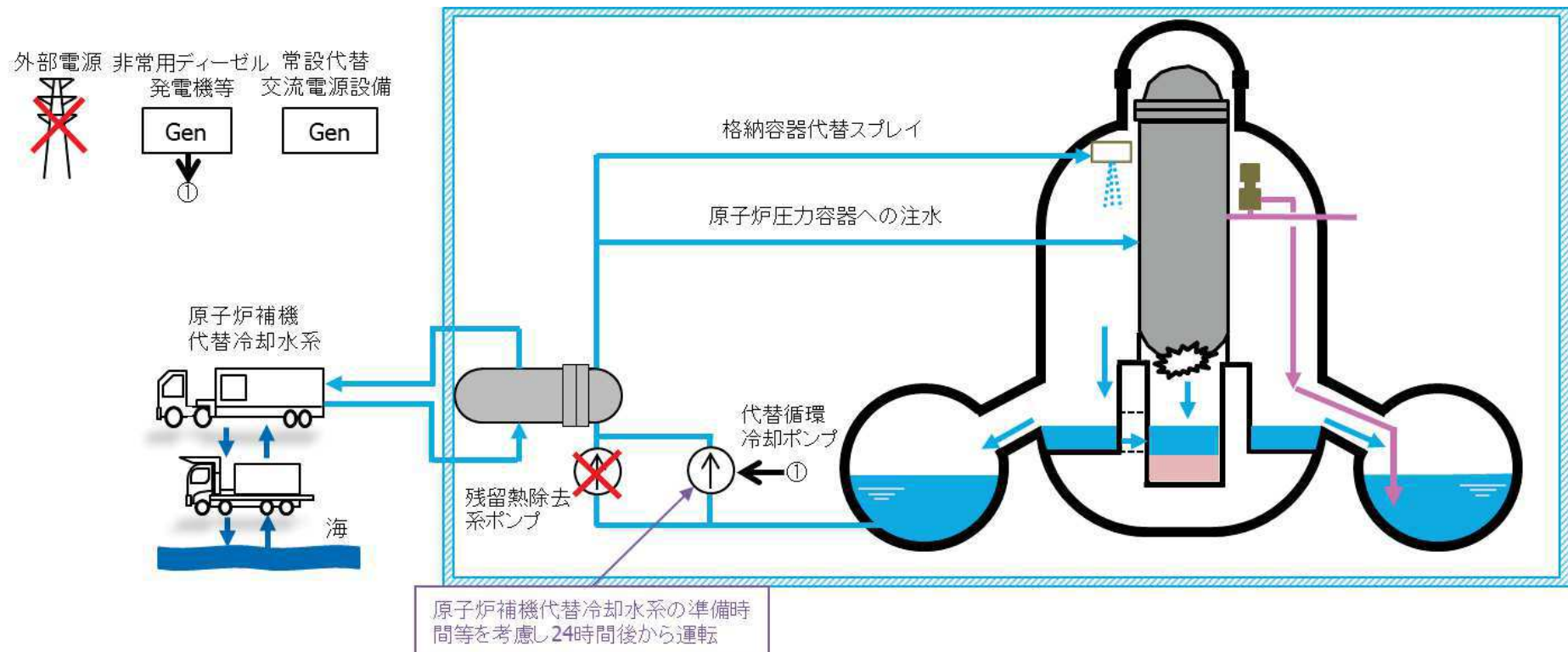


1. 運転中の原子炉における格納容器破損防止対策の特徴と主な対策

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

・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7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7 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2cm	床面以下のコンクリート厚さは約4.3mであり、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる
格納容器下部壁面のコンクリート侵食量	約2cm	壁面のコンクリート厚さは約1.7mであり、原子炉圧力容器の支持機能を維持できる

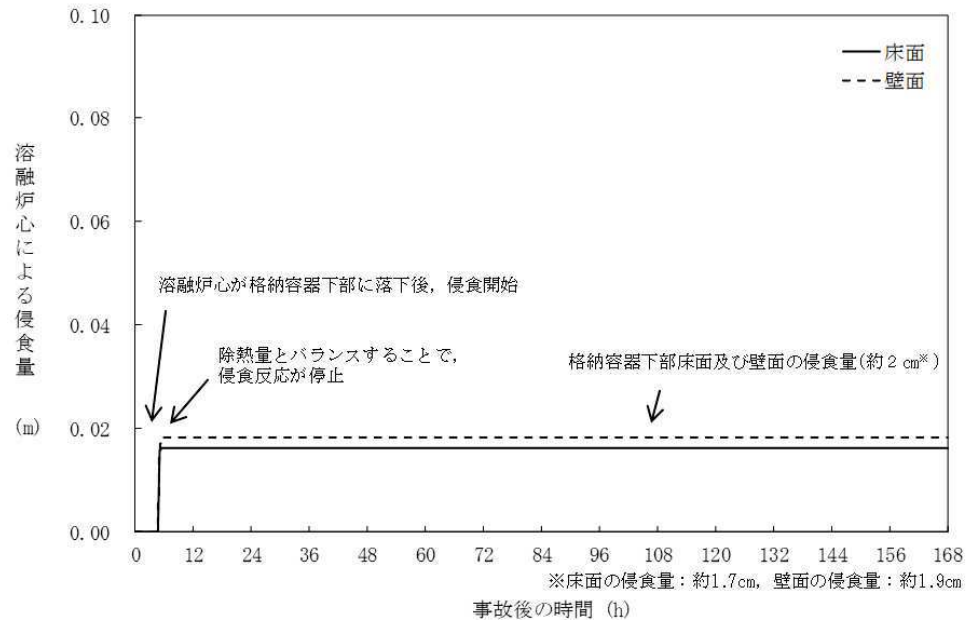


図7 格納容器下部床面及び壁面のコンクリート侵食量の推移