

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

雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

令和元年12月
中国電力株式会社

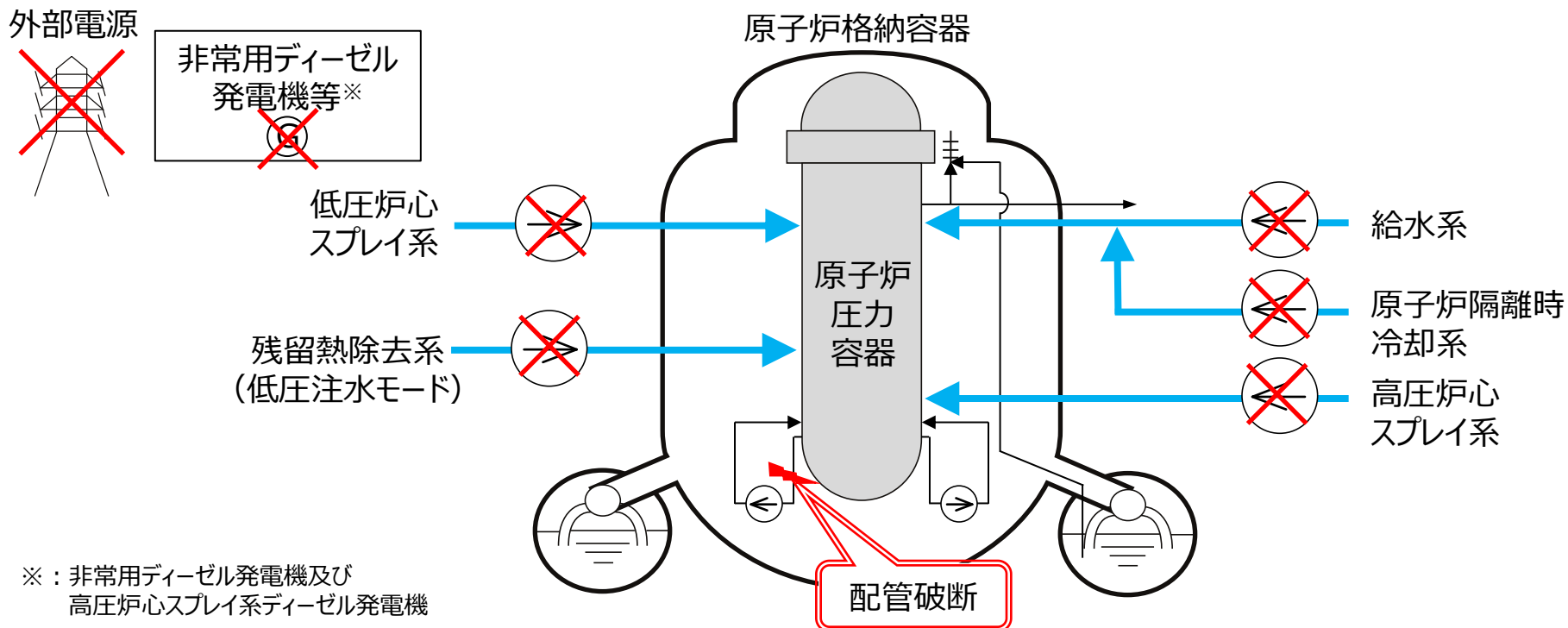
1. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）	・・・ P 2
1.1 残留熱代替除去系を使用する場合	・・・・・・・ P 4
1.2 残留熱代替除去系を使用しない場合	・・・・・・・ P13
2. 審査会合での指摘事項に対する回答	・・・・・・・ P22

1. 雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）

1. 霧困気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損） 事象の概要

【霧困気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）の特徴】

- 運転時の異常な過渡変化，原子炉冷却材喪失事故（LOCA）又は全交流動力電源喪失が発生するとともに，非常用炉心冷却系等の安全機能の喪失が重畳する。
- 原子炉格納容器内へ流出した高温の原子炉冷却材や溶融炉心の崩壊熱等によって発生した水蒸気，ジルコニウム-水反応等によって発生した非凝縮性ガス等の蓄積によって，原子炉格納容器内の霧困気圧力・温度が上昇し，緩和措置が取られない場合には，原子炉格納容器の過圧・過温により原子炉格納容器の破損に至る。

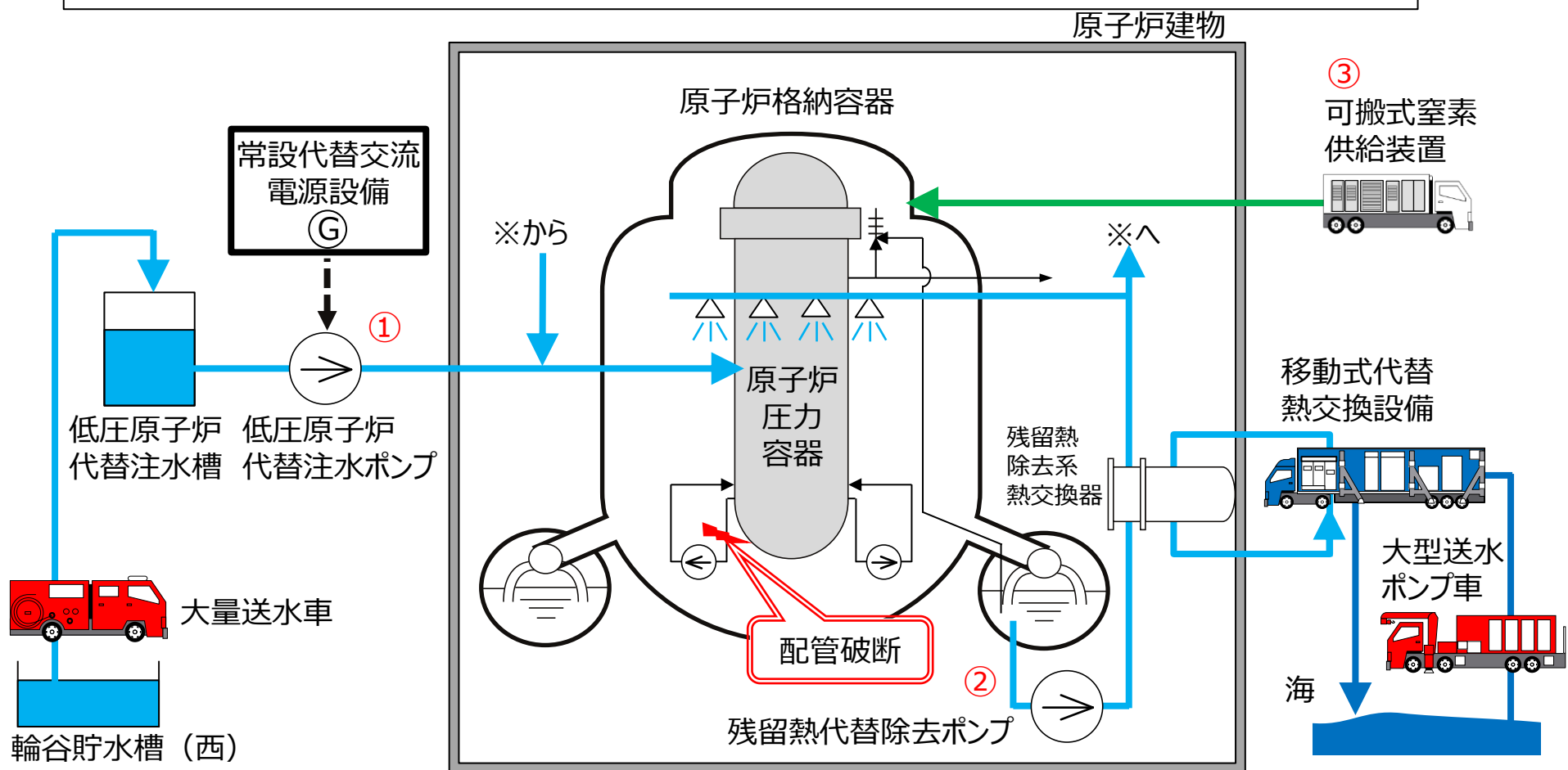


1.1 残留熱代替除去系を使用する場合

1.1.1 残留熱代替除去系を使用する場合 格納容器破損防止対策

【残留熱代替除去系を使用する場合の対策概要】

- ① 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水
- ② 残留熱代替除去系による原子炉格納容器除熱
- ③ 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



1.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合 主要解析条件 (1/3)

表1-1 主要解析条件 (残留熱代替除去系を使用する場合) (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 ³	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 ³ 液相部: 2,800m ³	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

1.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合 主要解析条件 (2/3)

表1-1 主要解析条件 (残留熱代替除去系を使用する場合) (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	大破断 L O C A 再循環配管 (出口ノズル) の破断	原子炉圧力容器から原子炉格納容器への冷却材流量を大きく見積もり, 原子炉格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点から厳しい設定として, 原子炉圧力容器バウンダリに接続する配管のうち, 口径が最大である再循環配管 (出口ノズル) の両端破断を設定
	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 全交流動力電源喪失	全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し, 設定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炉心スプレイ系及び残留熱除去系 (低圧注水モード) の機能喪失を設定
	外部電源	外部電源なし	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から, プラント損傷状態である L O C A に全交流動力電源喪失を重畳することから, 外部電源が喪失するものとして設定
	水素ガスの発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素ガス発生については, 格納容器圧力及び温度に与える影響が軽微であることから考慮していない
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム	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
	低圧原子炉代替注水系 (常設)	200m ³ /h (1.00MPa[gage]において) で注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	低圧原子炉代替注水系 (常設) の設計値として設定
	残留熱代替除去系	循環流量は, 全体で150m ³ /hとし, 原子炉注水へ30m ³ /h, 格納容器スプレイへ120m ³ /hに流量を分配	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 ³ /h ・窒素: 99.9Nm ³ /h ・酸素: 0.1Nm ³ /h ガス温度: 35℃	総注入流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

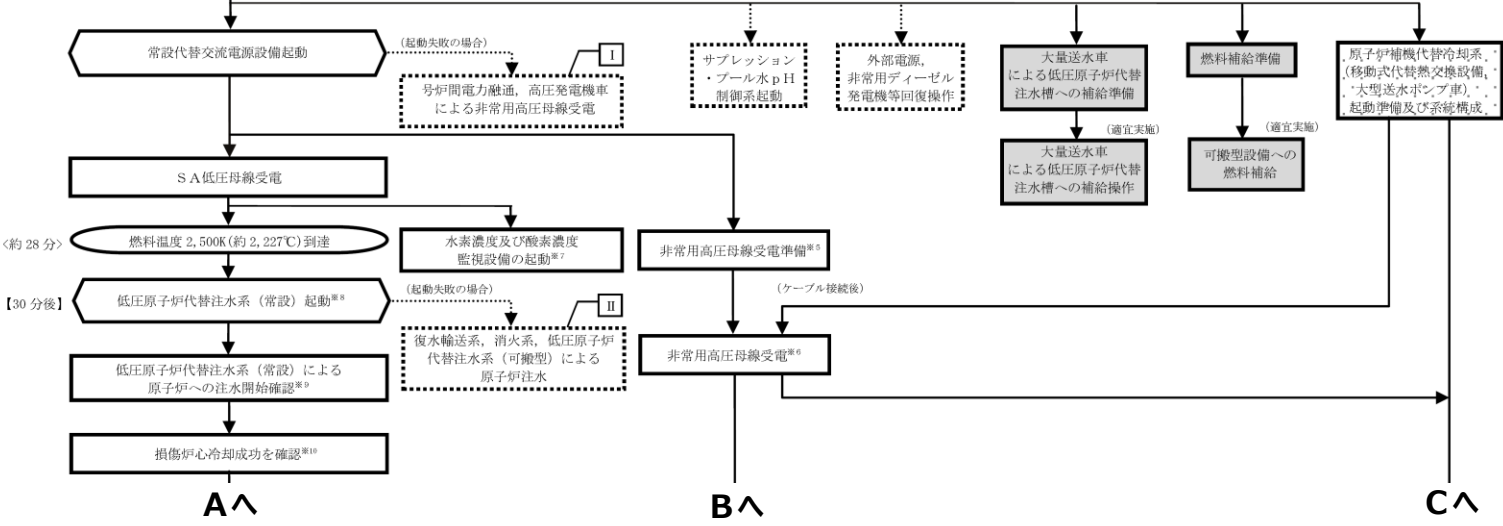
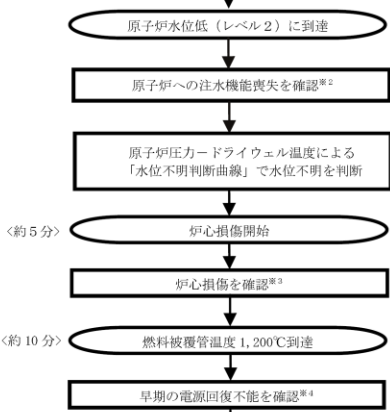
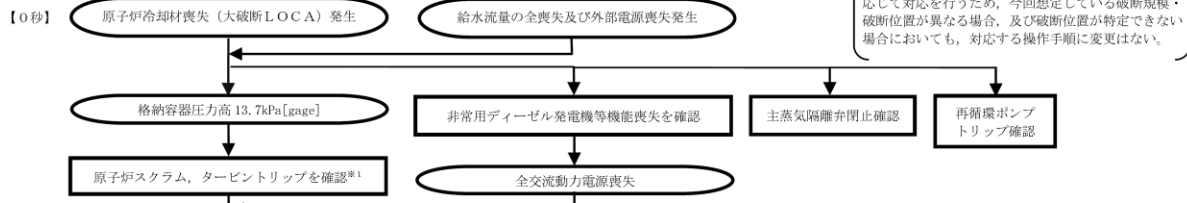
1.1.2 残留熱代替除去系を使用する場合 主要解析条件 (3/3)

表1-1 主要解析条件 (残留熱代替除去系を使用する場合) (3/3)

	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	低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作	事象発生から30分後	常設代替交流電源設備の起動，受電及び低圧原子炉代替注水系（常設）の準備時間を考慮して設定
	原子炉補機代替冷却系及び残留熱代替除去系による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原子炉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

1.1.3 残留熱代替除去系を使用する場合 対応手順の概要 (1/2)

【 】：時刻 (解析条件)
 < >：時刻 (解析結果)

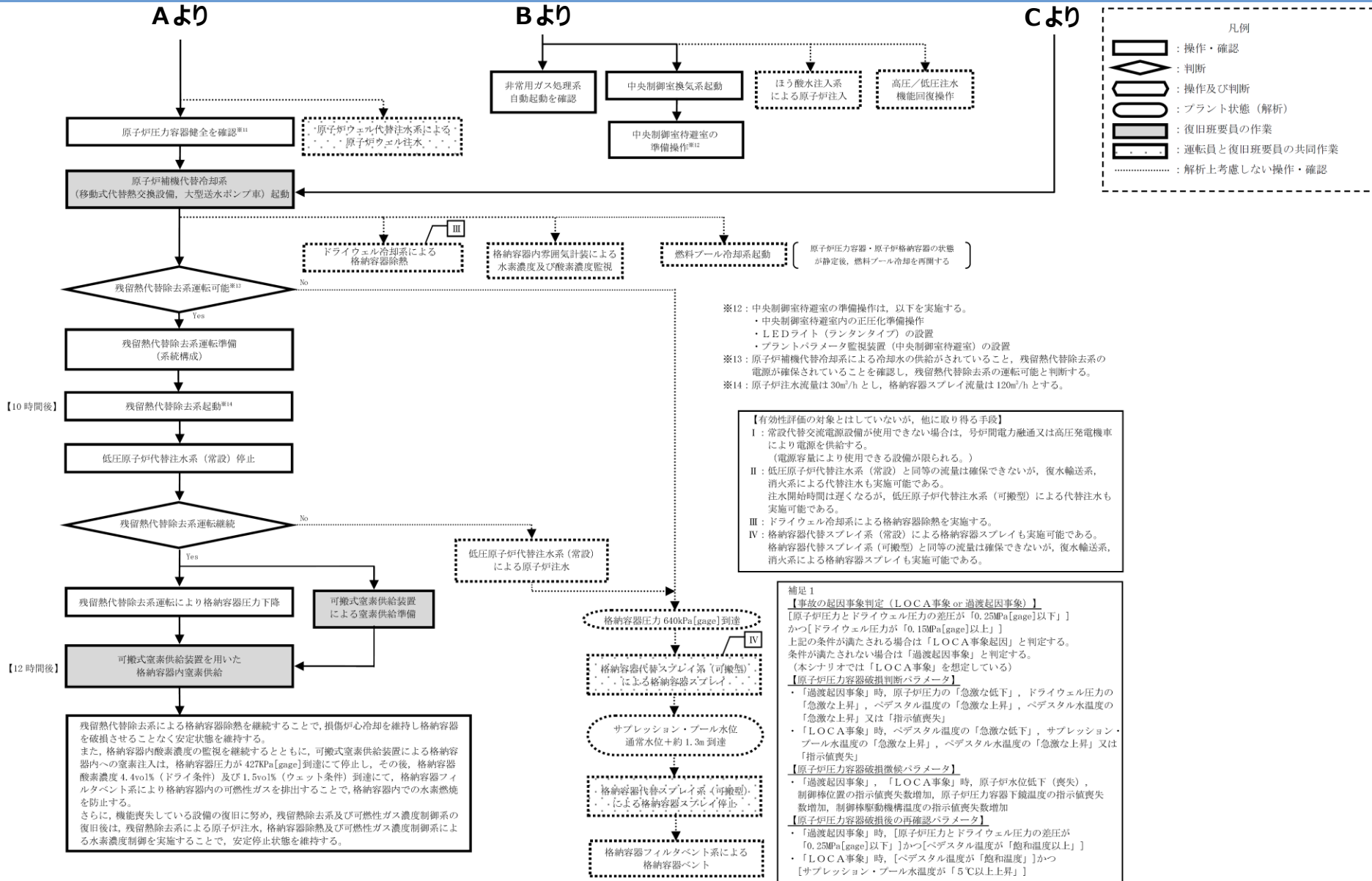


- ※1：格納容器圧力高 (13.7kPa) にて、原子炉スクラムしたことを平均出力領域計装により確認する。重大事故等発生を通信連絡設備により確認した現場作業員は退避を実施する。
- ※2：中央制御室にて、機器ランプ表示、警報、ポンプ出口圧力、ポンプ出口流量、原子炉水位 (広帯域)、原子炉圧力等にて確認する。
- ※3：炉心損傷は、以下により判断する。
 ・格納容器雰囲気放射線モニタのガンマ線線量率が設計基準事故相当のガンマ線線量率の10倍を超えた場合
 なお、格納容器雰囲気放射線モニタによる炉心損傷発生の判断ができない場合は原子炉圧力容器温度が300℃以上 (1点以上) となった時点で、炉心損傷と判断する。
- ※4：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。
- ※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。
- ※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に受電する。
- ※7：水素濃度 (S A) 及び酸素濃度 (S A) 監視設備を起動する。
- ※8：再循環配管と底部ドレン配管の隔離操作を実施する。
- ※9：原子炉圧力容器底部から原子炉水位レベル0まで水位を上昇させるために必要な注水量を注水する。所定量の注水完了後は注水流量を崩壊熱相当とする。
 解析上考慮していないが、推定手段により損傷炉心の冠水が維持されていることを原子炉圧力容器表面温度を用いて原子炉圧力容器内が過熱状態に至っていないことにより確認する。
- ※10：水位計測不能の場合、崩壊熱除去に必要な注水量以上を注水していること及び原子炉圧力容器下鏡温度300℃未満により損傷炉心冷却成功と判断する。
- ※11：原子炉圧力容器健全確認は、圧力容器破損判断パラメータにより判断する。(補足1)

凡例

-
-
-
-
-
-
-

1.1.3 残留熱代替除去系を使用する場合 対応手順の概要 (2/2)



1.1.4 残留熱代替除去系を使用する場合 有効性評価の結果

【残留熱代替除去系を使用する場合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、解析結果が判断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	判断基準
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値	約370kPa[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197℃	200℃ (格納容器限界温度) 未満
Cs-137放出量評価結果 (7日間) (建物からの漏えい)	約1.1TBq	100TBq未満

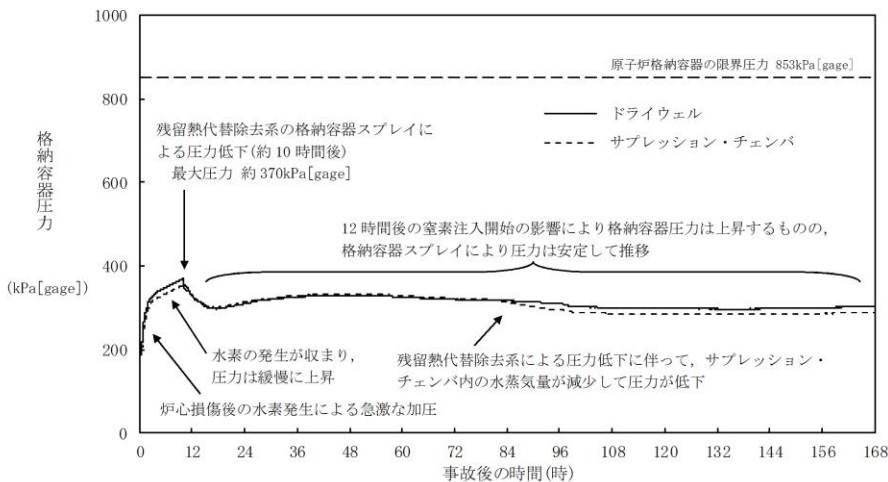


図1-1 格納容器圧力の推移

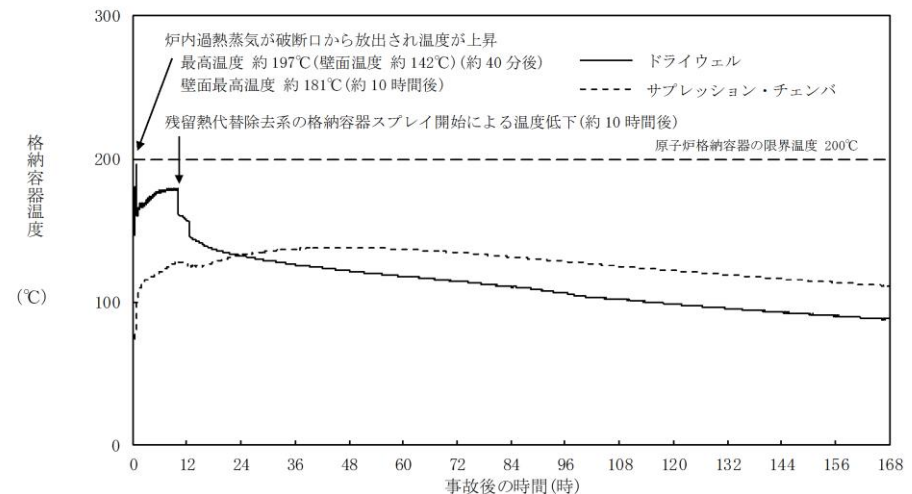


図1-2 格納容器温度の推移

1.1.5 残留熱代替除去系を使用する場合 必要な要員及び資源の評価

【残留熱代替除去系を使用する場合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。

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※1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※1を行う要員：5名 復旧班要員：30名 〕
水源	約500m ³	低圧原子炉代替注水槽：約740m ³ 輪谷貯水槽（西）※2：約7,000m ³
燃料	常設代替交流電源設備による 電源供給等：約423m ³	ガスタービン発電機用軽油タンク ：約450m ³
	—	ディーゼル燃料貯蔵タンク ：約730m ³
	緊急時対策所用発電機による 電源供給：約9m ³	緊急時対策所用燃料地下タンク ：約45m ³
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

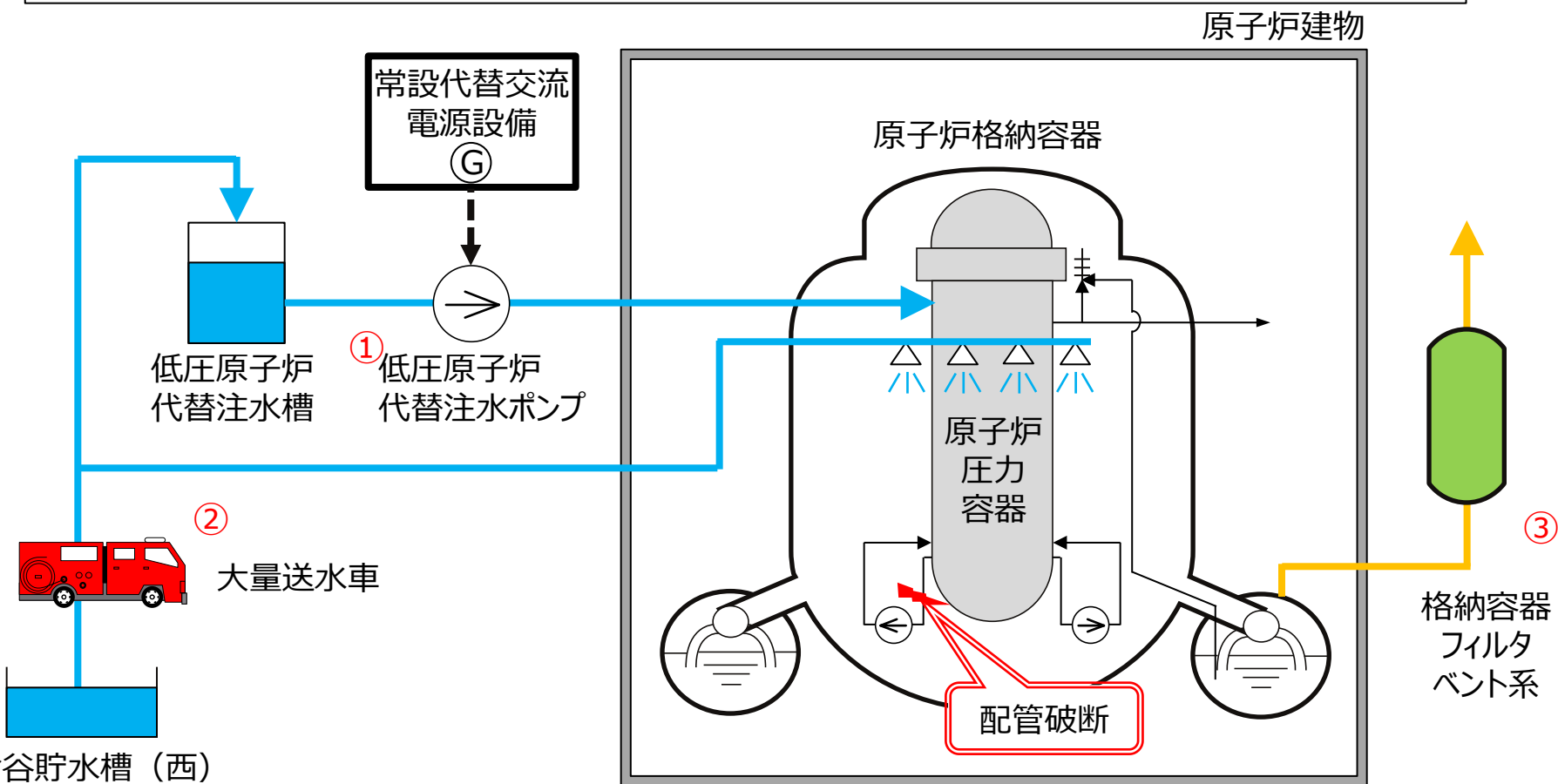
※2：設置許可基準規則56条【解釈】1b)項を満足するための代替淡水源（措置）

1.2 残留熱代替除去系を使用しない場合

1.2.1 残留熱代替除去系を使用しない場合 格納容器破損防止対策

【残留熱代替除去系を使用しない場合の対策概要】

- ① 低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水
- ② 格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却
- ③ 格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱



1.2.2 残留熱代替除去系を使用しない場合 主要解析条件 (1/3)

表2-1 主要解析条件 (残留熱代替除去系を使用しない場合) (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 ³	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 ³ 液相部: 2,800m ³	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

1.2.2 残留熱代替除去系を使用しない場合 主要解析条件 (2/3)

表2-1 主要解析条件 (残留熱代替除去系を使用しない場合) (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	大破断 L O C A 再循環配管 (出口ノズル) の破断	原子炉圧力容器から原子炉格納容器への冷却材流量を大きく見積もり, 原子炉格納容器内の圧力上昇及び温度上昇の観点から厳しい設定として, 原子炉圧力容器バウンダリに接続する配管のうち, 口径が最大である再循環配管 (出口ノズル) の両端破断を設定
	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 全交流動力電源喪失	全ての非常用ディーゼル発電機等の機能喪失を想定し, 設定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炉心スプレイ系及び残留熱除去系 (低圧注水モード) の機能喪失を設定
	外部電源	外部電源なし	過圧及び過温への対策の有効性を総合的に判断する観点から, プラント損傷状態である L O C A に全交流動力電源喪失を重畳することから, 外部電源が喪失するものとして設定
	水素ガスの発生	ジルコニウム-水反応を考慮	水の放射線分解等による水素ガス発生については, 格納容器圧力及び温度に与える影響が軽微であることから考慮していない
重大事故等対策に関連する機器条件	原子炉スクラム	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
	低圧原子炉代替注水系 (常設)	200m ³ /h (1.00MPa[gage]において) で注水, その後は炉心を冠水維持可能な注水量に制御	低圧原子炉代替注水系 (常設) の設計値として設定
	格納容器代替スプレイ系 (可搬型)	120 m ³ /hにて原子炉格納容器内へスプレイ	格納容器代替スプレイ系 (可搬型) の設計値として設定
	格納容器フィルタベント系	格納容器圧力427kPa [gage]における最大排出流量9.8kg/sに対して, 格納容器隔離弁を全開操作にて原子炉格納容器除熱	格納容器フィルタベント系の設計値として設定

1.2.2 残留熱代替除去系を使用しない場合 主要解析条件 (3/3)

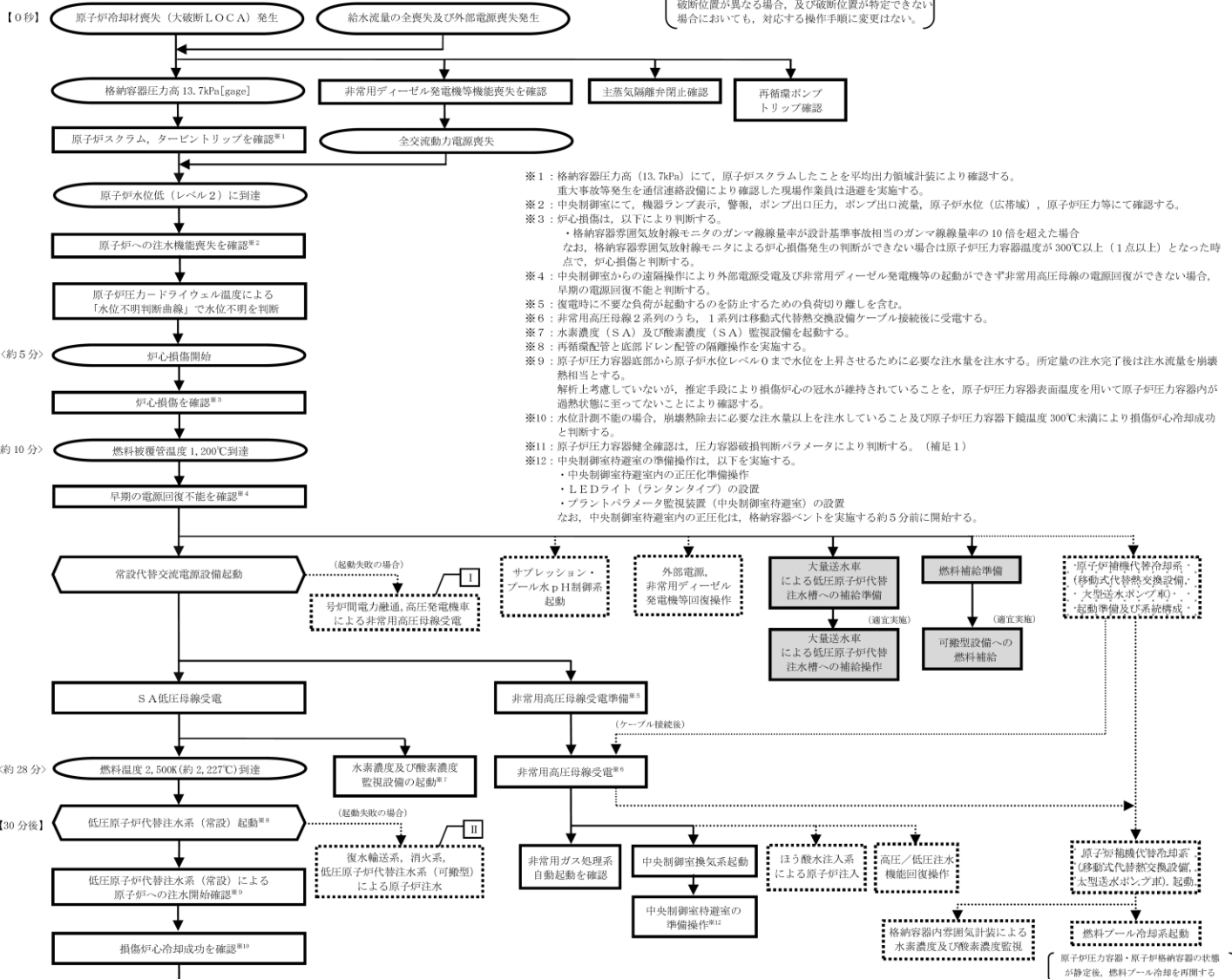
表2-1 主要解析条件 (残留熱代替除去系を使用しない場合) (3/3)

	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	低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉注水操作	事象発生から30分後	常設代替交流電源設備の起動，受電及び低圧原子炉代替注水系（常設）の準備時間を考慮して設定
	格納容器代替スプレイ系（可搬型）による原子炉格納容器冷却操作	格納容器圧力640kPa[gage]到達時640～588kPa[gage]の範囲で維持	原子炉格納容器の限界圧力到達防止を踏まえて設定
	格納容器フィルタベント系による原子炉格納容器除熱操作	サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m到達から10分後	原子炉格納容器の限界圧力到達防止を踏まえて設定

1.2.3 残留熱代替除去系を使用しない場合 対応手順の概要 (1/2)

【 】：時刻 (解析条件)
 < >：時刻 (解析結果)

対応操作は、原子炉水位・格納容器圧力等の敬儀に応じて対応を行うため、今回想定している破断規模・破断位置が異なる場合、及び破断位置が特定できない場合においても、対応する操作手順に変更はない。

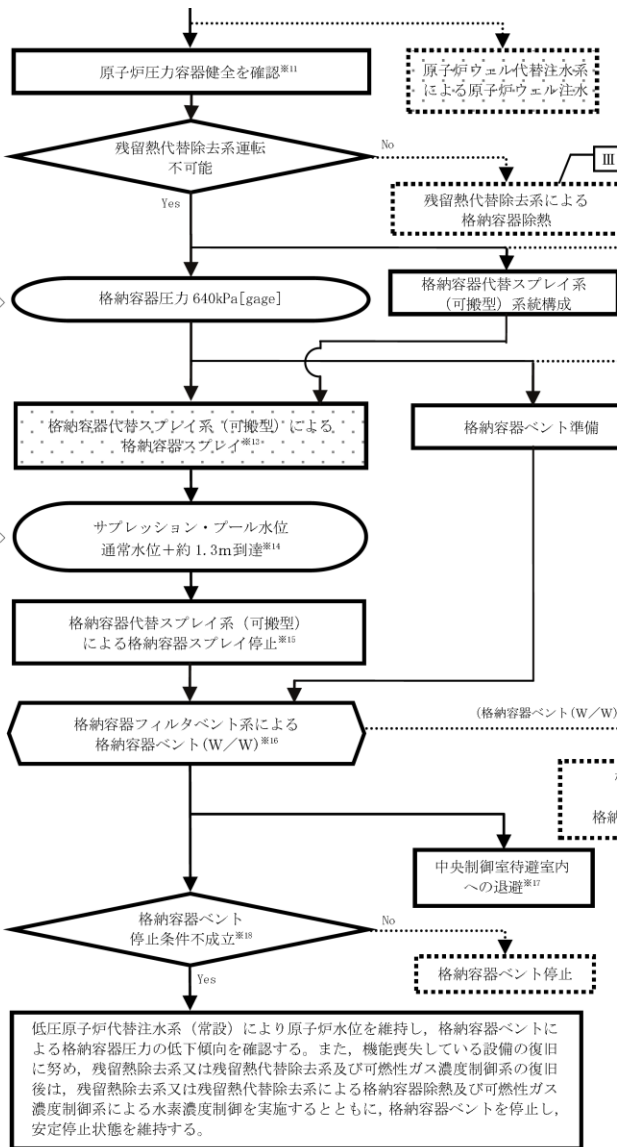


A^

原子炉圧力容器・原子炉格納容器の状態が安定後、燃料プール冷却を再開する

1.2.3 残留熱代替除去系を使用しない場合 対応手順の概要 (2/2)

Aより



- ※13: 格納容器スプレーの注水量は120m³/hとし、格納容器圧力640kPa[gage]到達で格納容器スプレーを行う。格納容器圧力588kPa[gage]まで低下後、格納容器スプレーを停止する。再度、格納容器圧力640kPa[gage]到達で格納容器スプレーを繰り返す。
- ※14: サプレッション・プール水位 (SA) により確認する。
- ※15: 炉心冷却のため、低圧原子炉代替注水系(常設)により、崩壊熱による蒸発量相当の原子炉注水は継続する。
- ※16: 格納容器ベント操作は、NGC N2 トラス出口隔離弁の開操作を優先して実施し、中央制御室からの遠隔操作及び現場での手動操作に失敗した場合は、NGC N2ドライウエル出口隔離弁の開操作を実施する。
- ※17: 格納容器ベント操作実施後、中央制御室待避室へ退避する。その後、中央制御室待避室外の雰囲気線量率が低下したことを確認し、中央制御室待避室から退室する。
- ※18: 格納容器ベント実施時に、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による格納容器除熱が可能であること及び可燃性ガス濃度制御が可能であることが確認された場合は、格納容器ベントを停止する。格納容器ベント停止後は、格納容器フィルタベント系の室素ガスバージを実施する。



補足1
【事故の起因事象判定 (LOCA事象 或 過渡起因事象)】
 【原子炉圧力とドライウエル圧力の差圧が「0.25MPa[gage]以下】かつ【ドライウエル圧力が「0.15MPa[gage]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「LOCA事象」を想定している)
【原子炉圧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」、ドライウエル圧力の「急激な上昇」、ベDESTAL温度の「急激な上昇」、ベDESTAL水温度の「急激な上昇」又は「指示値喪失」
 ・「LOCA事象」時、ベDESTAL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」、ベDESTAL水温度の「急激な上昇」又は「指示値喪失」
【原子炉圧力容器破損後パラメータ】
 ・「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、原子炉圧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
【原子炉圧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[gage]以下】かつ【ベDESTAL温度が「飽和温度以上】】
 ・「LOCA事象」時、【ベDESTAL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】】

【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、号炉間電力融通又は高圧発電機車により電源を供給する。(電源容量により使用できる設備に限られる。)
 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: 残留熱代替除去系運転以外に除熱機能が回復しないことを確認し残留熱代替除去系運転を開始する。
 IV: ドライウエル冷却系による格納容器除熱を実施する。
 V: 格納容器代替スプレー系(常設)による格納容器スプレーも実施可能である。格納容器代替スプレー系(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ーも実施可能である。

<約 27 時間>

<約 32 時間>

1.2.4 残留熱代替除去系を使用しない場合 有効性評価の結果

【残留熱代替除去系を使用しない場合における有効性評価の結果】

- 表2-2に示す評価項目について、解析結果が判断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2-2 解析結果

評価項目		解析結果	判断基準
原子炉格納容器バウンダリにかかる圧力の最大値		約659kPa[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197℃	200℃ (格納容器限界温度) 未満
Cs-137放出量 評価結果 (7日間)	ドライウエルのベントライン経由	約3.4TBq	100TBq未満
	建物からの漏えい	約1.4TBq	
	合計	約4.8TBq	

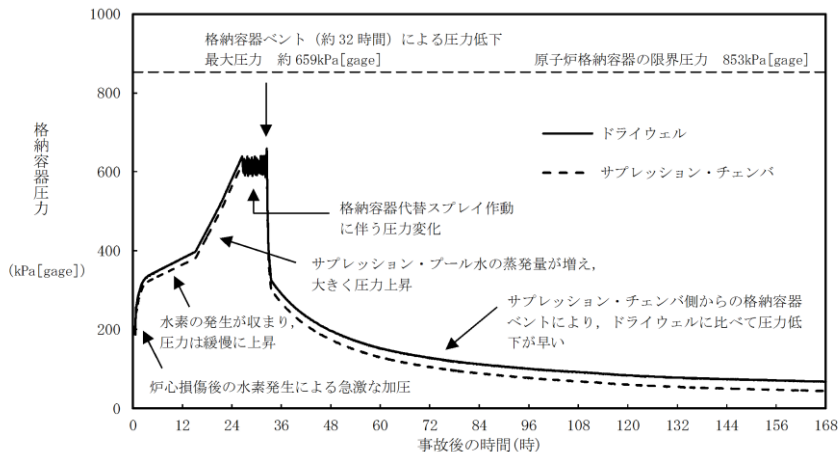


図2-1 格納容器圧力の推移

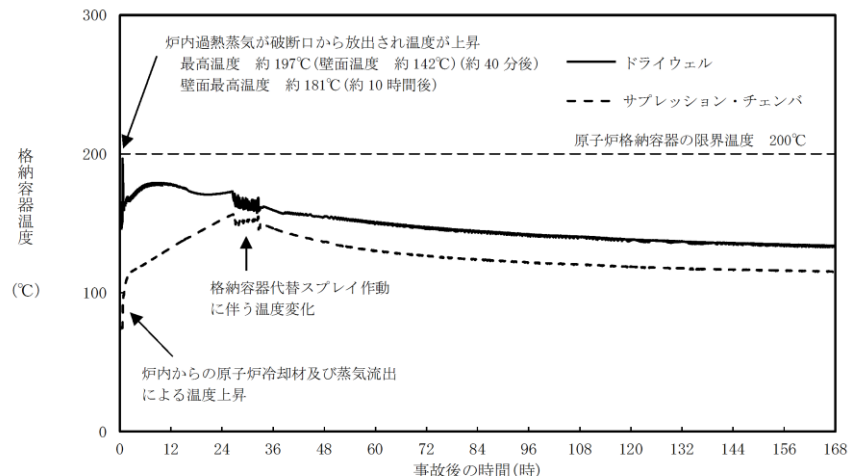


図2-2 格納容器温度の推移

1.2.5 残留熱代替除去系を使用しない場合 必要な要員及び資源の評価

【残留熱代替除去系を使用しない場合における必要な要員及び資源の評価結果】

➤ 表2-3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。

表2-3 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※ ¹ 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※ ¹ を行う要員：5名 復旧班要員：30名 〕
水源	約3,200m ³	低圧原子炉代替注水槽：約740m ³ 輪谷貯水槽（西）※ ² ：約7,000m ³
燃料	常設代替交流電源設備による 電源供給等：約416m ³	ガスタービン発電機用軽油タンク ：約450m ³
	—	ディーゼル燃料貯蔵タンク ：約730m ³
	緊急時対策所用発電機による 電源供給：約9m ³	緊急時対策所用燃料地下タンク ：約45m ³
電源	約2,055kW	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. 審査会合での指摘事項に対する回答

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（1/5） （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
5	平成26年10月14日	長期に渡りサプレッションチェンバー経由でベント操作を実施することを踏まえて、サプレッションチェンバーへの非凝縮性ガスの蓄積による悪影響が生じないことを説明すること。	28
7	平成26年10月16日	サプレッションチェンバーの水質管理作業を行う場合、均質になる時間を考慮し、炉心損傷前から準備作業は発生することはないのか説明すること。	29
11	平成26年10月21日	格納容器代替スプレイ系の運転開始及び停止操作の基準について、炉心損傷前後での判断の相違を踏まえて、全体的な考え方を示すこと。	30
17	平成26年12月9日	解析上期待しない作業であっても、状況によらず実施するものについては必要人員の評価を実施すること。	31
18	平成26年12月9日	サプレッションプール水のpH制御の目的を説明するとともに、今回の有効性評価にpH制御の影響が反映されているかどうか説明すること。	32
19	平成26年12月9日	サプレッションプール水のpH制御設備について、仕様を明確にするとともに、pH制御剤を注入することによる炉内構造物への影響を明確にすること。	33,34
20	平成26年12月9日	炉心における金属・水反応など水素の発生量の評価について説明すること。	35
21	平成26年12月9日	非凝縮性ガスによる評価の包絡性を説明すること。	35
22	平成26年12月9日	C s -137の放出評価において、炉内内蔵量の評価の前提条件を明確化すること。	36

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

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（2/5） （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
24	平成26年12月9日	復水移送系は低圧代替注水，代替格納容器スプレイ，原子炉下部注水の機能を持っているが適切に切り替えが可能か，機能を分散させる必要性はないか説明すること。	37
26	平成26年12月9日	評価事故シーケンスにおける格納容器内の放射線量の値を具体的に説明すること。（算出の妥当性も含む。）また，CAMSの計測範囲の妥当性，時間遅れの観点も含めて，SOPでの炉心損傷の判断の詳細を説明すること。	38～40
27	平成26年12月9日	作業に当たっての防護具の着用判断を示すとともに，屋外作業等における放射線環境の根拠を適切に検討すること。	41,42
29	平成26年12月9日	炉心の状態の説明において燃料溶融プールの大きさが最大となる状態を示すとともに，シュラウドへの熱影響の有無について説明すること。	43
32	平成26年12月9日	対応手順フローについて，LOCAの規模や破損位置の判断によって対応手順が変わってくる考えられるため，シナリオ上考慮しない操作や判断結果であっても，フロー上（又は補足説明資料）にて明確にすること。規模や位置が判断出来なかった場合の対応等についても同様に記載にすること。	44
33	平成26年12月9日	ウェットウェルベントとドライウェルベントとの放出量の違いが判るように示すこと。また，ベント実施タイミングが早期（25時間後）となる手順と遅くなる（40時間後）手順の優先順位を示すこと。	45
35	平成26年12月9日	耐圧強化ベント実施時のS/Cでの低減効率について示すこと。また，総放出量の評価をする際に，格納容器内での低減効率を見込んでいるのであればそれがわかるように示すこと。	46

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（3/5） （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
37	平成26年12月9日	ベント実施後ある程度圧力が低下した後はS / C水は水温が上昇しサブクールではなくなるがスクラビング効果が期待できるのか説明すること。	47
39	平成26年12月9日	作業の成立性において、放射線環境下の作業における線量評価について説明すること。	48
40	平成26年12月9日	炉心損傷の判断が1000 Kでは炉心損傷防止対策を早期にあきらめることとなる。そもそも炉心損傷の定義が整合していないので整理して説明すること。	49
41	平成26年12月9日	大LOCAで破断すると想定した、原子炉再循環ポンプの選定理由を他の配管と比較して定量的に示すこと。	50
43	平成26年12月9日	事象発生後に原子炉水位を燃料有効長頂部付近で維持するとしているが、高温下で水位計測の信頼性を説明すること。	51
44	平成26年12月9日	S A用C / Cから既設非常用C / Cへの接続については電氣的インターロックが組まれると考えられるが、S B O時にはそのインターロックのために遮断器開放操作等が必要となると考えられることから、その操作等を手順に盛り込み、今後、説明すること。（電氣的インターロックの内容については、設備側で確認。）	52,53
45	平成26年12月9日	低圧原子炉代替注水に際して注水ラインの電動隔離弁の電源構成について設計基準対処設備との共通要因故障の可能性を考慮して低圧注入の実現性について説明すること。	54,55

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（4/5） （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
46	平成26年12月9日	P C Vの圧カトレンドにおいて、ベント後、緩やかに降下しているが、圧損（配管、弁、オリフイス等）の影響なのか。解析上の設定値であれば何を根拠にした設定値なのか説明すること。（例えば、FCVSの設計上の流出流量なら、設備側で説明のこと。）	56
47	平成26年12月9日	ベント流量値は1 P dを基準として設定しているが、実際にベントを実施するのは2 P d近傍であることから解析条件の妥当性について説明すること。	57
57	平成27年1月15日	燃料破損判断の10倍の根拠及び燃料破損と敷地境界線量、CV限界圧力との関係について説明すること。	38～40
84	平成27年1月20日	原子炉ウェル注水のタイミングの妥当性を説明すること。	58
87	平成27年1月20日	格納容器過圧に対する非凝縮性ガスの影響を説明すること。	35
88	平成27年1月20日	ベントしてから10時間たった後でもベントからの放出により現場での作業に影響しないか説明すること。	48
137	平成28年8月25日	可搬型設備によるN ₂ ページの成立性について、系統構成、漏えい防止、悪影響防止等の観点で説明すること。	59
138	平成28年8月25日	F C Sにより水素・酸素濃度を十分低減できることを定量的に説明すること。	60
139	平成28年8月25日	安定状態後の長期的な状態維持において、FCS等の水素燃焼対策を説明すること。	60

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（5/5） （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
141	平成28年8月25日	代替循環冷却系とは別の後段手段を説明すること。	61
144	平成28年9月15日	仮設熱交換器の設置について、詳細に説明すること。	61
145	令和元年7月9日 （炉心損傷防止）	隔離弁の人力操作時間を踏まえ、炉心損傷有りの場合の手順のタイミングについては、格納容器破損側の事故シーケンスで確認する。	62

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.5）

- 指摘事項（第147回審査会合（平成26年10月14日））
長期に渡りサプレッションチェンバー経由でベント操作を実施することを踏まえて、サプレッションチェンバーへの非凝縮性ガスの蓄積による悪影響が生じないことを説明すること。
- 回答
 - 格納容器内に存在する亜鉛及びアルミニウムの反応により発生する水素ガス量は合計約450kgである。
 - ・亜鉛の反応により発生する水素ガス : 約73kg
 - ・アルミニウムの反応により発生する水素ガス : 約374kg
 - 亜鉛及びアルミニウムの反応で発生する水素による格納容器圧力の影響を確認するため、「雰囲気圧力・温度による静的負荷（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）」シーケンスにおいて、事象初期から約450kgの水素ガスが格納容器内に存在するものと仮定し、格納容器圧力への影響を確認した
 - 図5-1に示すとおり、事象発生10時間後に残留熱代替除去系の起動によって、限界圧力853kPa[gage]に到達することはない。
 - 格納容器圧力への影響は、水蒸気が支配的であることから、亜鉛及びアルミニウムの反応により発生する水素ガスによる格納容器圧力への有意な影響はない。

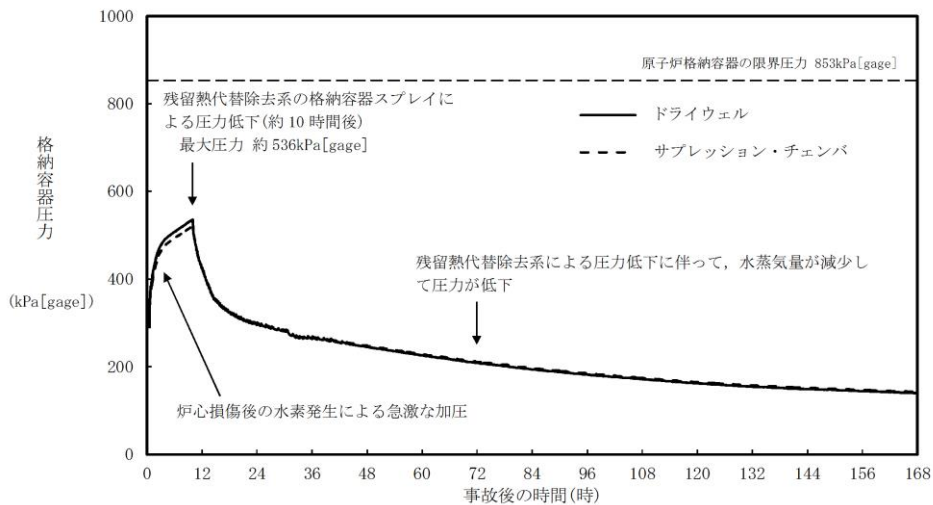
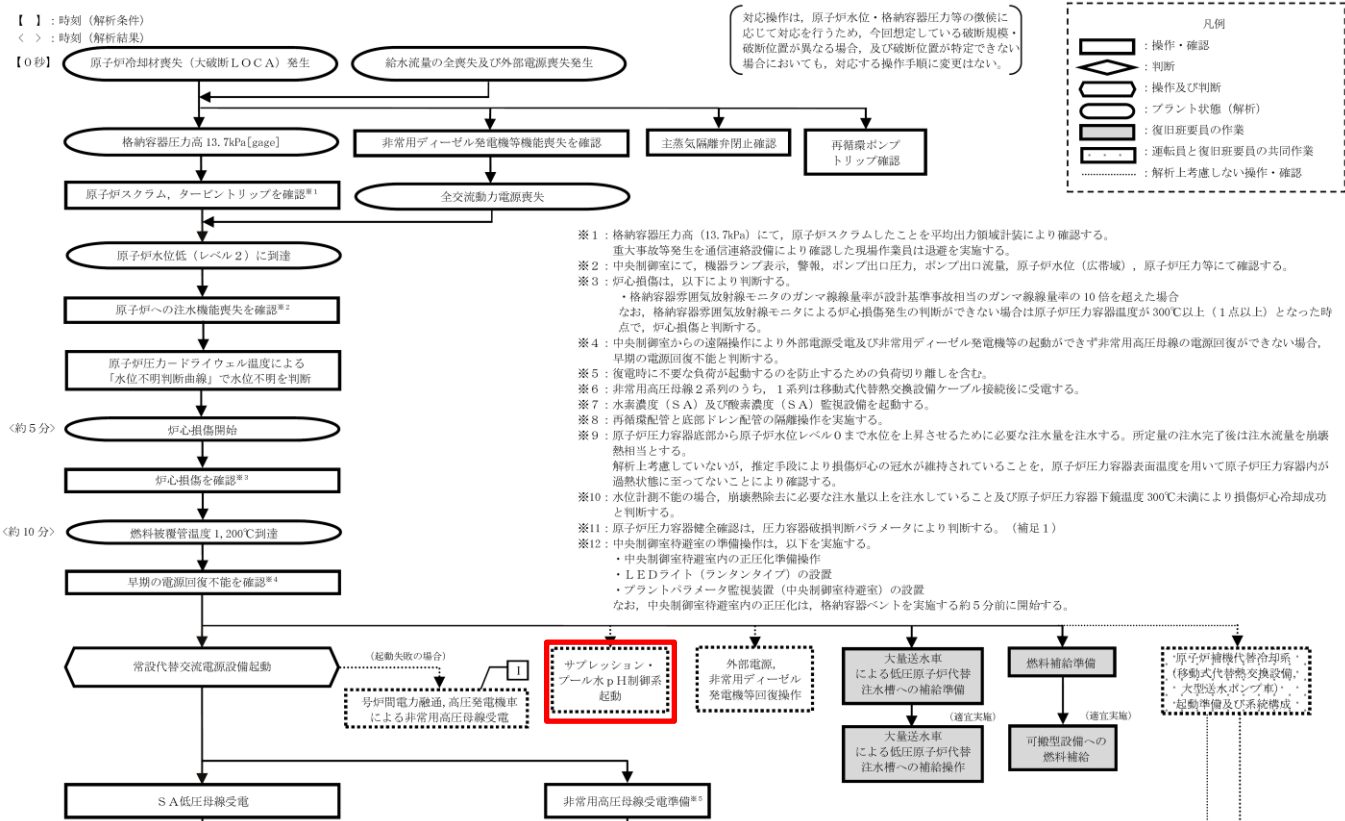


図5-1 格納容器圧力の推移

2. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.7)

■ 指摘事項 (第148回審査会合 (平成26年10月16日))
 サプレッションチェンバーの水質管理作業を行う場合、均質になる時間を考慮し、炉心損傷前から準備作業は発生することはないのか説明すること。

■ 回答
 サプレッション・プール水pH制御系については、フローに示すとおり炉心損傷の確認後、起動することとしている。なお、起動操作は中央制御室から遠隔操作が可能な設計であるため、炉心損傷前における準備作業は不要である。



「雰囲気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損)」の対応手順の概要 【抜粋】
 (残留熱代替除去系を使用しない場合)

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.11）

- 指摘事項（第150回審査会合（平成26年10月21日））
格納容器代替スプレイ系の運転開始および停止操作の基準について、炉心損傷前後での判断の相違を踏まえて、全体的な考え方を示すこと。

- 回答

炉心損傷前後での格納容器代替スプレイの判断基準等を下表に示す。

表11-1 炉心損傷判断前後における格納容器スプレイおよび格納容器ベントの実施基準の差異

	炉心損傷前	炉心損傷後
格納容器スプレイ	<p>(圧力基準)</p> <p>炉心損傷前の格納容器スプレイは、原子炉格納容器最高使用圧力の427kPa[gage]以下に制御することを目的に、原子炉格納容器圧力が384kPa[gage]^{※2}に到達した時点で開始し、334kPa[gage]^{※2}に低下した場合、又はサプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達した時点で停止する。間欠運転とするのは、格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の水位を上昇させることで、原子炉格納容器の空間容積を減少させ圧力の上昇を早めることから、結果として、格納容器ベントに至る時間が早まるためである。</p>	<p>(圧力基準)</p> <p>炉心損傷後の格納容器スプレイは、原子炉格納容器限界圧力の853kPa[gage]未満に制御することを目的に、原子炉格納容器圧力が640kPa[gage]^{※1}に到達した時点で開始し、588kPa[gage]^{※1}に低下した場合、又はサプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達した時点で停止する。間欠運転とするのは、格納容器スプレイにより原子炉格納容器内の水位を上昇させることで、原子炉格納容器の空間容積を減少させ圧力の上昇を早めることから、結果として、格納容器ベントに至る時間が早まるためである。</p>
	<p>(温度基準)</p> <p>格納容器最高使用温度は、ドライウェル：171℃であり、空間温度がこれらの温度に到達する前に格納容器スプレイを行い、150℃以下に低下した場合、又はサプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達した時点で停止する。</p>	<p>(温度基準)</p> <p>原子炉格納容器の限界温度の200℃に至らないように、ドライウェル及びサプレッション・チェンバの空間温度が190℃以上となった場合に開始し、171℃以下に低下した場合、又はサプレッション・プール水位が通常水位+約1.3mに到達した時点で停止する。</p>
	<p>なお、炉心損傷前に格納容器スプレイを実施することにより、炉心損傷後の格納容器ベントの遅延時間が短くなることが考えられる。このため、格納容器代替スプレイは格納容器ベントを回避するために残留熱除去系又は残留熱代替除去系の復旧見込みがある場合に実施する。</p>	

※1 炉心損傷後における格納容器スプレイの間欠運転幅は外部水源注水量の抑制及び運転操作間隔を考慮（約30分）し設定

※2 炉心損傷前における格納容器スプレイの間欠運転幅は炉心損傷後と同等な圧力差を設定

2. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.17)

- 指摘事項 (第171回審査会合 (平成26年12月9日))
解析上期待しない作業であっても, 状況によらず実施するものについては必要人員の評価を実施すること。

■ 回答

解析上考慮しない作業 (原子炉補機代替冷却系等) の要員についても, 必要要員数について見積もりを実施し, 要員の充足性について確認を実施している。

必要な要員と作業項目				経過時間 (分)		経過時間 (時間)		経過時間 (日)		備考																																							
作業項目	実施箇所・必要人員数			作業の内容	10	20	30	40	50	60	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	32	33	34	42	43	5	6	7
	作業内容	責任者	当直長		1人	中央制御室監視 運転機操作確認 緊急時作業実施確認	19	20	30	40	50	60	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	26	27	28	29	30	31	32	33	34	42	43	5

作業項目	責任者	当直長	1人	中央制御室監視 運転機操作確認 緊急時作業実施確認	作業の内容	経過時間 (分)	経過時間 (時間)	経過時間 (日)	備考
状況判断	1人	—	—	—	・ 外部電源喪失確認 ・ 海水流量の監視確認 ・ 原子炉システム漏洩、タービントリップ確認 ・ 非常用ディーゼルの発電機等機能喪失確認 ・ 再循環ポンプトリップ確認 ・ 原子炉への注水機能喪失確認 ・ 主蒸気減圧弁全閉確認 ・ 炉心温度確認 ・ 早期の電源回復準備確認 ・ 燃料棒の準備/保管	19分			
低圧原子炉代替注水系 (常設) 起動操作	—	2人	2人	—	・ 注水弁電源切替操作	20分			
低圧原子炉代替注水系 (常設) 注水操作	1人	—	—	—	・ 低圧原子炉代替注水系 (常設) 起動/運転確認/系統構成/異常/故障操作	19分			
低圧原子炉代替注水系 (常設) 注水操作	1人	—	—	—	・ 低圧原子炉代替注水系 (常設) 注水中操作	19分			
原子炉補機代替冷却系準備	—	—	14人	14人	・ 燃料棒の準備/保管 ・ 大量送水車による低圧原子炉代替注水機への補給準備 (大量送水車機動、原子炉監視室機動)	2時間10分			
原子炉補機代替冷却系準備	—	—	12人	12人	・ 大量送水車による低圧原子炉代替注水機への補給	7時間30分			
原子炉補機代替冷却系準備	—	—	3人	3人	・ 燃料棒の準備/保管	10分			
原子炉補機代替冷却系準備	—	—	12人	12人	・ 電線ケーブル接続	2時間30分			
原子炉補機代替冷却系準備	—	—	12人	12人	・ 原子炉補機代替冷却系 通気確認	1時間40分			
原子炉補機代替冷却系運転	—	—	12人	12人	・ 原子炉補機代替冷却系 運転中監視				
燃料棒準備	—	—	1人	1人	・ 原子炉補機代替冷却系 冷却水流量調整	10分			
燃料棒準備	—	—	—	—	・ 燃料棒の準備/保管	10分			
燃料棒準備	—	—	2人	2人	・ オスタービン発電機機動タンクからタンクローへの補給	1時間40分			
燃料棒準備	—	—	—	—	・ 大量送水車、大型送水ポンプ車への補給				

解析上考慮しない作業の
要員の充足性についても確認

図17-1 雰囲気気圧力・温度による静的負荷 (格納容器過圧・過温破損) (残留熱代替除去系を使用しない場合) 作業と所要時間 (抜料)

1) 内の数字は総所要員数、括弧内は必要人数を示す。

2. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.18)

- 指摘事項 (第171回審査会合 (平成26年12月9日))
サプレッションプール水のpH制御の目的を説明するとともに、今回の有効性評価にpH制御の影響が反映されているかどうか説明すること。
- 回答
 - サプレッション・チェンバのプール水のpHを7以上に制御することで、分子状無機よう素 (気体) の生成が抑制され、その結果、有機よう素 (気体) の生成も抑制される。
 - これら気体状よう素の生成を抑制することで、格納容器気相部から漏洩するよう素が減少し、被ばくを低減することができる。
 - また、格納容器フィルタベント装置における除去効果が比較的小さい有機よう素の生成を抑制することで、フィルタベントから放出されるよう素が減少し、被ばくを低減することができる。
 - 有効性評価においては、pH制御による被ばく低減効果を考慮していない。

2. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.19) (1/2)

- 指摘事項 (第171回審査会合 (平成26年12月9日))
サプレッションプール水のpH制御設備について、仕様を明確にするとともに、pH制御剤を注入することによる炉内構造物への影響を明確にすること。

- 回答
【仕様】
➤ サプレッション・プール水のpH制御設備について、圧送用窒素ポンベにより薬液タンクから水酸化ナトリウムを圧送し、サプレッション・チェンバにスプレーする構成としている。(図19-1参照)

【仕様】

薬液タンク容量 [m³]

水酸化ナトリウム ([wt%] 水溶液)

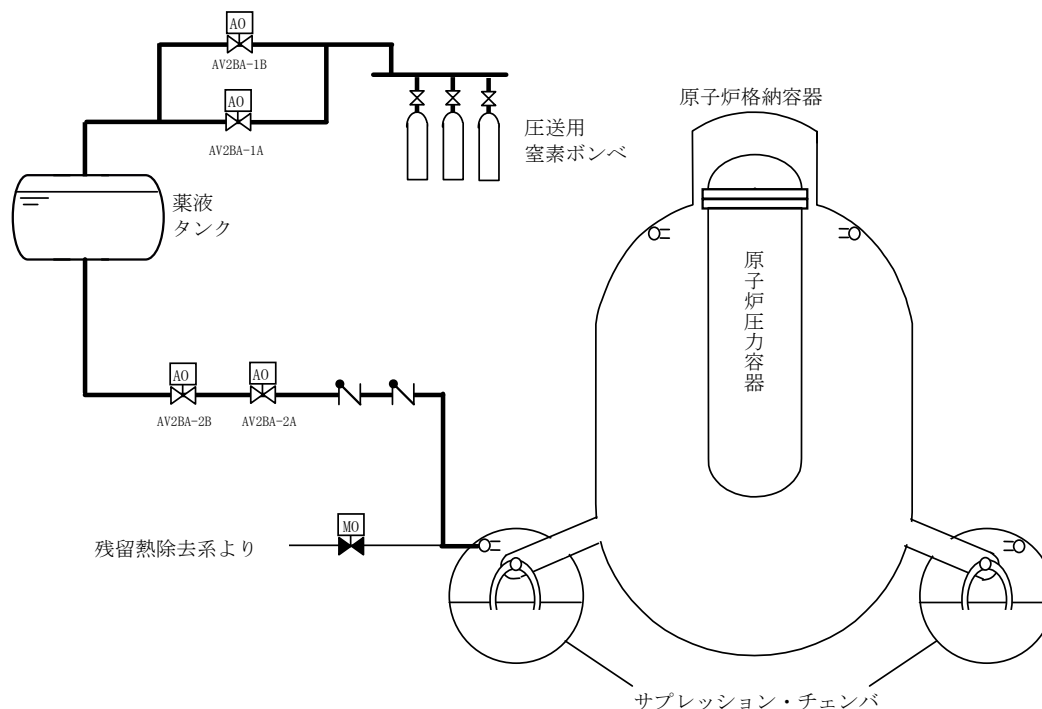


図19-1 系統概略図

2. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.19) (2/2)

■ 回答 (つづき)

【pH制御による影響】

- 薬液をサプレッション・チェンバに注入した場合、サプレッション・プール水の水酸化ナトリウム濃度は最大で wt%, pHは約 となる。
- 原子炉格納容器の鋼材として使用する炭素鋼のアルカリ腐食への耐性を図19-2,3に示す。pH制御操作時の濃度ではアルカリ腐食割れは発生しない。
- 残留熱代替除去系による原子炉圧力容器注水も考えられるが、原子炉圧力容器と炉内構造物については、その主要部材がSUS316Lで構成されており、原子炉内が高温になったとしても腐食することはない。
- 原子炉格納容器バウンダリで主に使用しているシール材は、耐熱性能に優れた改良EPDM材に変更しているが、改良EPDM材については事故環境下でのシール性能を確認するため、表19-1の条件で蒸気暴露後の気密試験を実施し、耐アルカリ性を有していることを確認している。
- サプレッション・チェンバにある電気配線貫通部は低圧用のみであり、モジュール部がサプレッション・チェンバ外にあること及びサプレッション・チェンバ内外ともに接続箱に覆われていることから、pH制御による影響はない。

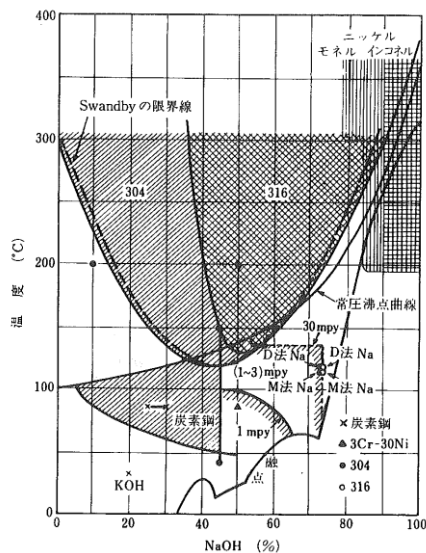


図19-2 アルカリ腐食割れに及ぼす温度、濃度の影響

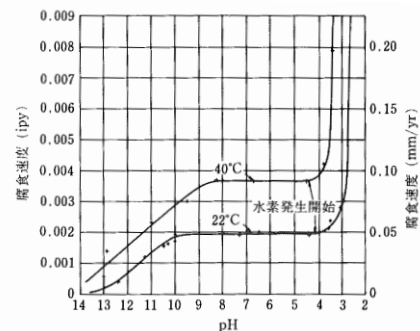


図19-3 炭素鋼の腐食に及ぼすpHの影響

表19-1 改良EPDM材耐アルカリ性確認試験

--

2. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.20,21,87)

■ 指摘事項 (第171回審査会合 (平成26年12月9日))

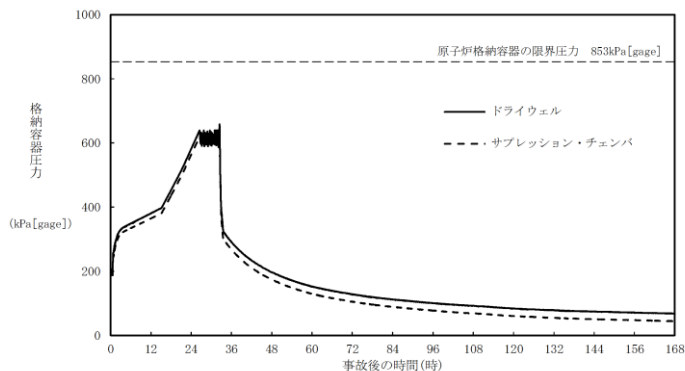
- 炉心における金属・水反応など水素の発生量の評価について説明すること。
- 非凝縮性ガスによる評価の包絡性を説明すること。

■ 指摘事項 (第184回審査会合 (平成27年1月20日))

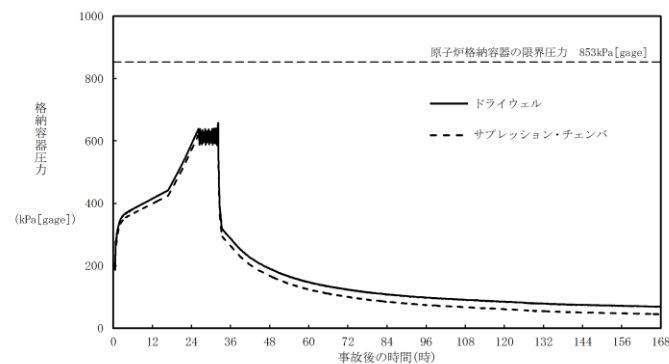
格納容器過圧に対する非凝縮性ガスの影響を説明すること。

■ 回答

- 炉心内でデブリの移行が発生し、それが冷却材流路に堆積して流路が減少した場合、ベースケースでは流路減少を起こしたノードの空隙率 (ポロシティ) が0.1以下になるとそのノードは閉塞したものとみなされ、それ以降は閉塞部分を通過することができなくなる。
- 流路閉塞が発生しにくい (水-ジルコニウム反応による水素ガスが発生しやすい) と仮定した場合における影響を確認するため、ノードが閉塞する条件をポロシティを0として感度解析を実施した。
- ベースケースの水素ガス発生量約198kgに対して、感度解析では約283kgと約43%増加するが、図20-1に示すとおり、いずれの場合も限界圧力853kPa[gage]に到達することはなく、格納容器圧力への有意な影響はないことを確認した。



(ベースケース：空隙率0.1以下で完全閉塞)



(感度解析：空隙率0で完全閉塞)

図20-1 格納容器圧力の推移 (残留熱代替除去系を使用しない場合)

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.22）

■ 指摘事項（第171回審査会合（平成26年12月9日））

Cs-137の放出評価において、炉内内蔵量の評価の前提条件を明確化すること。

■ 回答

- Cs-137の炉内内蔵量は、ORIGENコードにて算出している。
- 評価の前提条件として、事象発生直前まで、定格出力の100%で長時間にわたって運転されていたものとする。その運転時間は、燃料を約1/4ずつ取り替えていく場合の平衡炉心を考え、最高50,000時間とする。

表22-1 Cs-137の炉内内蔵量の評価の前提条件

項目	値	設定根拠
運転時間 (h)	1 サイクル：10000h (416d) 2 サイクル：20000h 3 サイクル：30000h 4 サイクル：40000h 5 サイクル：50000h	1 サイクル13ヶ月（395日）を考慮して、燃料の最高取出燃焼度に余裕を持たせ長めに設定
取替炉心の燃料装荷割合	1 サイクル：0.229 (200 体) 2 サイクル：0.229 (200 体) 3 サイクル：0.229 (200 体) 4 サイクル：0.229 (200 体) 5 サイクル：0.084 (72 体)	取出炉心の燃料装荷割合に基づく

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.24）

- 指摘事項（第171回審査会合（平成26年12月9日））
復水移送系は低圧代替注水，代替格納容器スプレイ，原子炉下部注水の機能を持っているが適切に切り替えが可能か，機能を分散させる必要性はないか説明すること。
- 回答
 - 低圧原子炉代替注水系（常設）は，深層防護の3層（著しい炉心損傷の防止）における原子炉圧力容器内への注水として，4層（格納容器の破損防止策）における格納容器代替スプレイ，損傷炉心の冷却のためのペDESTAL代替注水手段としての機能を有している。
 - BWRでは，制御棒のみで未臨界を確保でき，原子炉注水も格納容器スプレイも低圧条件ならほぼ同じ設備構成で可能となる。
 - したがって，原子炉格納容器内へのスプレイ（又は注水）について，専用のポンプ，弁，配管，水源，電源などを設けることを考えたとしても，少しの設備追加で原子炉圧力容器への注水も可能となるため，炉心損傷の防止（3層での事象の収束）を一層確実にする観点からも，原子炉格納容器へのスプレイ（または注水）に特化した設備にするよりも原子炉圧力容器内にも注水できる設備とする方が原子炉安全上有益である。

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.26,57）（1/3）

- 指摘事項（第171回審査会合（平成26年12月9日））
評価事故シーケンスにおける格納容器内の放射線量の値を具体的に説明すること。（算出の妥当性も含む。）また、CAMSの計測範囲の妥当性、時間遅れの観点も含めて、SOPでの炉心損傷の判断の詳細を説明すること。
- 指摘事項（第182回審査会合（平成27年1月15日））
燃料破損判断の10倍の根拠及び燃料破損と敷地境界線量，CV限界圧力との関係について説明すること。
- 回答
 - MAA Pにより核分裂生成物のドライウェル（D/W）とウェットウェル（W/W）への移行割合を算出し，サブマージョンモデルを用いてD/W，W/Wごとに放射線量の値を算出している。
 - 評価事故シーケンス（残留熱代替除去系を使用しない場合）における最大放射エネルギーおよび放射線量を表26-1に，格納容器内雰囲気放射線モニタ（CAMS）による炉心損傷の判断基準を図26-1に示す。
 - 評価事故シーケンスにおける炉心損傷発生後の最大放射線量率は，CAMSの計測範囲（ $10^{-2} \sim 10^5$ Sv/h）に含まれている。
 - CAMSは連続計測しており，指示値は換算することなく炉心損傷の判断基準と対比可能となっているため，時間遅れを考慮する必要はない。

表26-1 格納容器内最大線量率

評価点	最大線量出現時間	放射エネルギー (0.5MeV換算値)	最大放射線量率
D/W	約0.7 h	1.7×10^{19} Bq	1.5×10^4 Gy/h
W/W	約1.5 h	1.1×10^{19} Bq	1.4×10^4 Gy/h

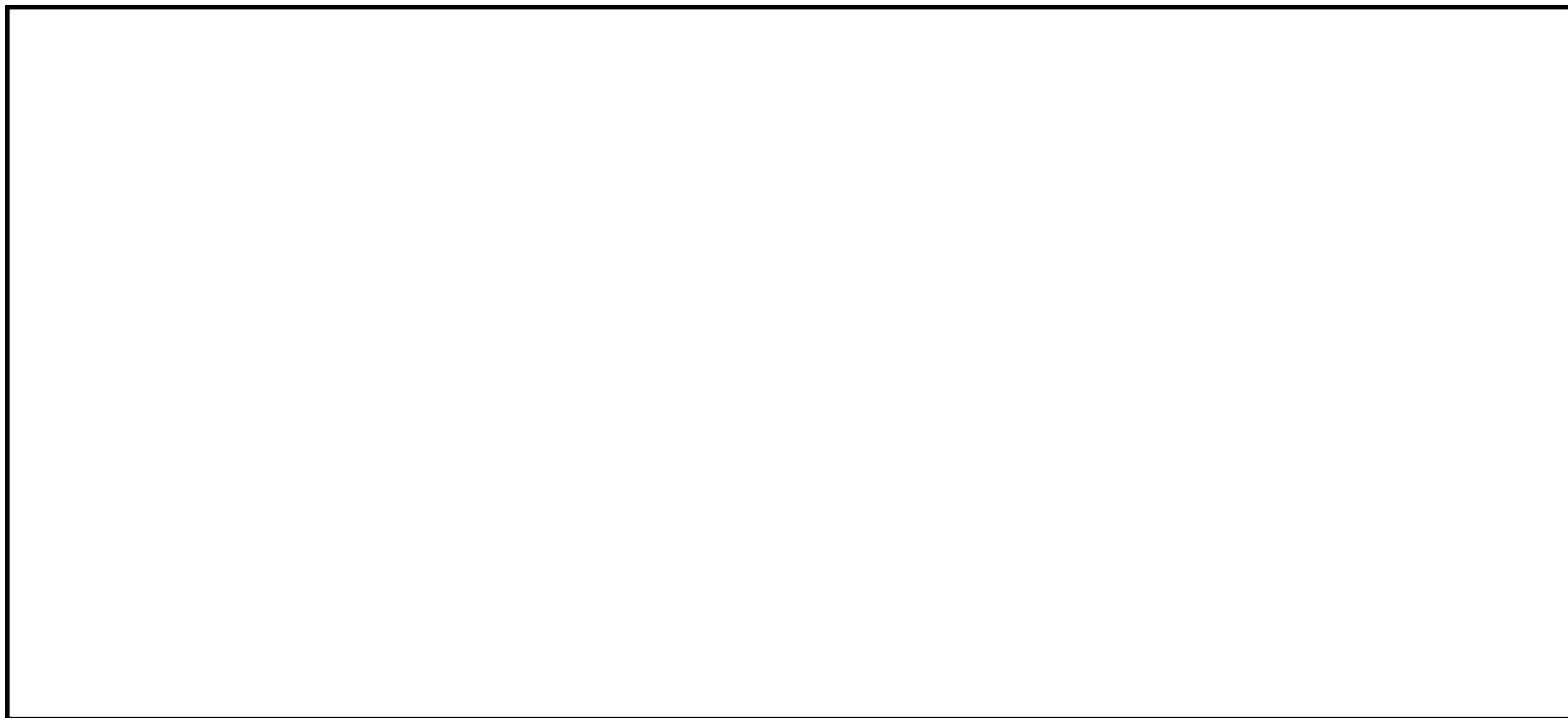


図26-1 格納容器内雰囲気放射線モニタによる炉心損傷の判断基準

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.26,57）（3/3）

➤ 炉心損傷判断基準の設定根拠

- ・事故時の炉心損傷開始の判断は、格納容器雰囲気放射線モニタのガンマ線線量率が設計基準事故時の線量率（原子炉冷却材喪失において燃料棒から追加放出される希ガスによる線量率）の10倍を超えた場合としている。
- ・基準を高めを設定すると判定が遅れることが懸念されるため、設計基準事故（追加放出）のガンマ線量率より高く、かつ判定遅れが生じない基準として10倍を判断目安としている。

➤ 燃料破裂時の敷地境界線量

- ・設計基準事故を上回る事故である炉心損傷防止の有効性評価に係る事故シーケンス「高圧・低圧注水機能喪失」において、低圧原子炉代替注水系（常設）による注水のための原子炉減圧注水操作が30分遅延した場合には、全燃料棒の1%に破裂が発生することになるが、ベント時の敷地境界での実効線量は約 6.5×10^{-2} mSvとなり、事故時線量限度の5mSvを下回っている。

➤ 格納容器の限界圧力と格納容器ベントの関係

- ・炉心損傷を判断した以降は、PCV最高圧力が427kPa[gage]到達時に格納容器ベントを実施せず、サプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m到達時に格納容器ベントを実施する。
- ・上記のとおりサプレッション・プール水位が通常水位+約1.3m到達時に格納容器ベントを実施することから、格納容器の限界圧力853kPa[gage]に至ることはないが、仮に操作遅れ等により2 Pd近傍に至ったとしても、限界温度・限界圧力の評価により格納容器の健全性を確認している。

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.27）（1/2）

- 指摘事項（第171回審査会合（平成26年12月9日））
作業に当たっての防護具の着用判断を示すとともに、屋外作業等における放射線環境の根拠を適切に検討すること。
- 回答
 - 放射線防護具類の着用基準について、図27-1に示す。また、初動対応時に着用する装備について、表27-1に整理する。
 - 屋外作業の放射線環境下における作業の成立性について、表27-2に整理しており作業が成立性することを確認した。

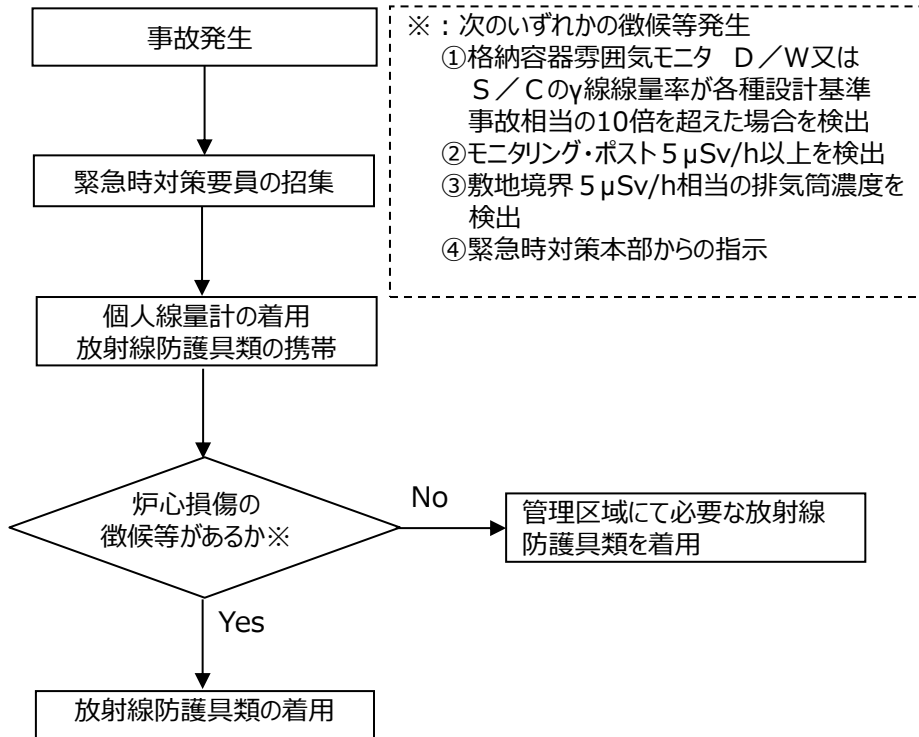


表27-1 緊急時対策要員の初動対応時における装備

名称		着用基準	
		炉心損傷の徴候等あり	炉心損傷の徴候等なし
個人線量計	ガラスバッジ	現場作業を行っていない間も含めて必ず着用	同左
	電子式線量計	必ず着用	同左
綿手袋, ゴム手袋		必ず着用	管理区域内で身体汚染のおそれがある場合に着用
汚染防護服		必ず着用	管理区域内で身体汚染のおそれがある場合に着用
被水防護服, 作業用長靴		湿潤作業を行う場合に着用	管理区域内で身体汚染のおそれがある湿潤作業を行う場合に着用
高線量対応防護服 (タングステンベスト)		移動を伴わない高線量下での作業を行う場合に着用	同左
全面マスク等 (全面マスク又は電動ファン付き全面マスク)		必ず着用	管理区域内で内部被ばくのおそれがある場合に着用
セルフエアースット		酸欠等のおそれがある場合に着用	同左
酸素呼吸器		高湿度環境化での作業, 酸欠等のおそれがある場合に着用	同左

図27-1 放射線防護具類の選定方法

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.27）（2/2）

■ 回答（つづき）

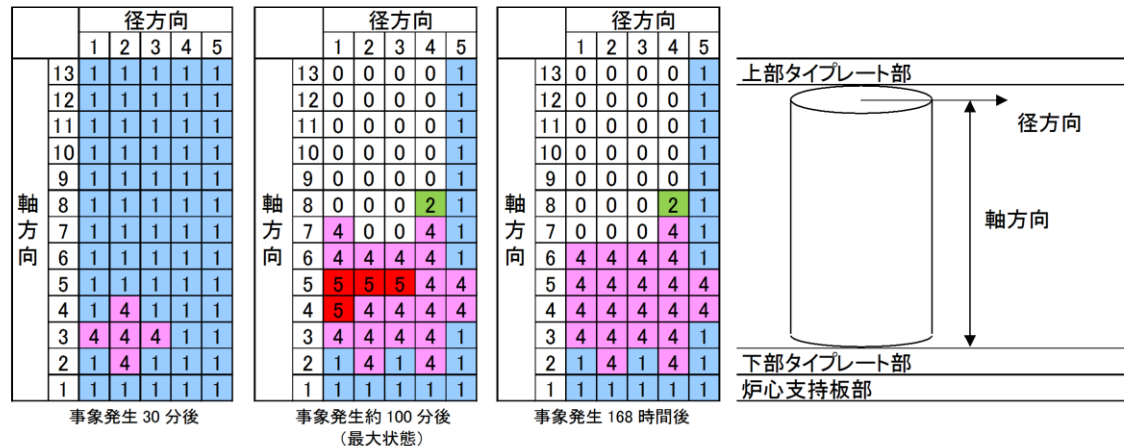
屋外作業等における放射線環境下における作業の成立性については、格納容器漏洩およびフィルタベントによって生じる内部被ばくおよび外部被ばく（原子炉建物からの直接線・スカイシャイン線，クラウドシャイン，グランドシャイン）を考慮して評価しており，下表のとおり作業が成立することを確認している。

表27-2 被ばくの観点で厳しい屋外作業等における作業の成立性

作業項目	具体的な運転操作・作業内容	被ばく評価結果
原子炉補機代替冷却系運転操作	原子炉補機代替冷却系準備操作 ・資機材配置及びホース敷設，系統水張り，起動	作業に伴う被ばく線量は58mSv以下※ ※移動に係る時間，操作時間は技術的能力を参照して設定した （作業7時間20分+移動25分=7時間45分）
	原子炉補機代替冷却系運転 ・原子炉補機代替冷却系 運転状態監視	
低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水	低圧原子炉代替注水系（可搬型）注水操作 ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）による原子炉注水準備 （大量送水車配置，ホース展張・接続）	作業に伴う被ばく線量は38mSv以下※ ※移動に係る時間，操作時間は技術的能力を参照して設定した （作業2時間10分+移動25分=2時間35分）
	低圧原子炉代替注水系（可搬型）注水操作 ・低圧原子炉代替注水系（可搬型）注水操作	
低圧原子炉代替注水槽への補給	輪谷貯水槽（西）から低圧原子炉代替注水槽への補給 ・大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給準備 （大量送水車配置，ホース展張，接続）	作業に伴う被ばく線量は28mSv以下※ ※移動に係る時間，操作時間は技術的能力を参照して設定した （作業2時間10分+移動25分=2時間35分）
	輪谷貯水槽（西）から低圧原子炉代替注水槽への補給 ・大量送水車による低圧原子炉代替注水槽への補給	
各機器への給油	燃料補給作業 ・大量送水車への給油 ・大型送水ポンプ車への給油	<ul style="list-style-type: none"> ・給油作業（大型送水ポンプ車） 作業に伴う被ばく線量は25mSv以下※ ※移動に係る時間，操作時間は技術的能力を参照して設定した （作業16分+移動25分=41分） ・給油作業（大量送水車） 作業に伴う被ばく線量は5 mSv以下※ ※移動に係る時間，操作時間は技術的能力を参照して設定した （作業12分+移動25分=37分）

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.29）

- 指摘事項（第171回審査会合（平成26年12月9日））
炉心の状態の説明において燃料溶融プールの大きさが最大となる状態を示すとともに，シュラウドへの熱影響の有無について説明すること。
- 回答
 - 図29-1に事象発生30分後，事象発生約100分後（溶融プール最大状態）及び事象発生168時間後（終状態）の炉心損傷状態を示す。
 - 事象発生168時間後においても，溶融プールは炉心の外周部に至っておらず，シュラウドへの熱影響はない（シュラウドの最高温度は約500℃であり，融点（1400℃程度）を下回る）。



損傷状態のモデル

- 0 : 空洞
- 1 : 燃料が自立した状態
- 2 : 燃料が崩壊した状態
- 3 : 流路が減少した状態
- 4 : 流路が閉塞した状態
- 5 : 溶融プール状態

図29-1 炉心の損傷状態

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.32）

- 指摘事項（第171回審査会合（平成26年12月9日））
対応手順フローについて、LOCAの規模や破損位置の判断によって対応手順が変わってくることが考えられるため、シナリオ上考慮しない操作や判断結果であっても、フロー上（又は補足説明資料）にて明確にすること。規模や位置が判断出来なかった場合の対応等についても同様に記載すること。

- 回答
 - 事故時の操作手順は、原子炉水位や格納容器圧力等、運転員が得ることのできる徴候に応じて定められている。例えば、格納容器圧力・温度の徴候に応じたサプレッション・プール水冷却手順、格納容器スプレイ手順等がある。
 - LOCA時における格納容器圧力・温度を例にとると、破断規模によって圧力・温度の上昇率が異なるため、格納容器スプレイ等の対応操作のタイミングに違いが発生する。同様に、原子炉水位・圧力を例にとると、破断位置の違い（気相部、液相部等）によって挙動が異なるため、原子炉減圧や注水のタイミング等に違いが発生する。ただし、破断規模・破断位置によって操作のタイミングは異なるが、対応手順については変わることはない。
 - 破断規模や破断位置の判断ができない場合でも、運転員は前述のパラメータの徴候に従って対応操作を実施するため、適切に対応することは可能である。
 - 「格納容器過圧・過温破損」シナリオにおいて、徴候に応じた対応操作の一部は以下のとおりである。
 - ・格納容器圧力・温度上昇（LOCA発生）の徴候に応じた破断想定箇所の隔離操作
 - ・原子炉水位低下の徴候に応じた低圧原子炉代替注水系（常設）による原子炉への注水

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.33）

- 指摘事項（第171回審査会合（平成26年12月9日））
ウエットウェルベントとドライウェルベントとの放出量の違いが判るように示すこと。また、ベント実施タイミングが早期（25時間後）となる手順と遅くなる（40時間後）手順の優先順位を示すこと。
- 回答
 - ウエットウェルベントとドライウェルベントのCs-137放出量を下表に示す。
 - 島根2号炉では、サプレッション・プール水位が通常水位＋約1.3mに達したときをベント実施タイミングとしており、ベント実施タイミングが異なる手順はない。

表33-1 Cs-137放出量（100日間）〔TBq〕

	格納容器漏えい	フィルタベント	合計
ウエットウェルベント	約1.5	約0.0065	約1.5
ドライウェルベント	約1.5	約5.4	約6.9

2. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.35)

- 指摘事項 (第171回審査会合 (平成26年12月9日))
耐圧強化ベント実施時のS / Cでの低減効率について示すこと。また、総放出量の評価をする際に、格納容器内での低減効率を見込んでいるのであればそれがわかるように示すこと。
- 回答
 - 耐圧強化ベントは炉心損傷を防止するための自主設備として設置しており、サブプレッション・チェンバ (S / C) での低減効率については、NUREG-0800 Standard Review Plan 6.5.5に基づき、MARK - I 型格納容器に係るDF 5を適用している。
 - なお、炉心損傷後に格納容器フィルタベント系を用いた場合の、Cs - 137総放出量評価における格納容器内での低減効果としては、格納容器代替スプレイによる除去効果、格納容器内への沈着、S / Cのスクラビングによるエアロゾル状の放射性物質の捕集について期待しており、その捕集効果はMAAPコード内で考慮している。

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.37）

- 指摘事項（第171回審査会合（平成26年12月9日））
ベント実施後ある程度圧力が低下した後はS / C水は水温が上昇しサブクールではなくなるがスクラビング効果が期待できるのか説明すること。
- 回答
 - 沸騰時のスクラビング効果については、電力共同研究にて実験が行われており、未飽和時のスクラビング効果との比較が行われている。
 - スクラバ水が未飽和である場合と、沸騰している場合の試験結果を図37-1に示す。
 - スクラバ水の水深を実機と同程度とした場合では、スクラビング効果は沸騰時と未飽和時で同等程度となっている。
 - 実機においても、沸騰後にサブプレッション・プールのスクラビング効果が全く無くなることにはならず、沸騰後のスクラビングがサブプレッション・チェンバの総合的な捕集効果に与える影響は限定的となる。



図37-1 エアロゾル粒子に対するスクラビング効果

出典：共同研究報告書「放射能放出低減装置に関する開発研究」
(PHASE2) 最終報告書 平成5年3月

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.39,88）

- 指摘事項（第171回審査会合（平成26年12月9日））
作業の成立性において、放射線環境下の作業における線量評価について説明すること。
- 指摘事項（第184回審査会合（平成27年1月20日））
ベントしてから10時間たった後でもベントからの放出により現場での作業に影響しないか説明すること。
- 回答
 - ベント直後に実施する可能性のある、各機器への燃料補給に係る現場被ばく評価について以下に示す。
評価はベント後約2.7時間の放射線環境を用い、防護装備としては全面マスク（PF50）のみを考慮して実施しており、いずれの作業においても被ばく線量が100mSvを下回るため、作業実施可能である。
 - ベント後10時間以上たった後では、フィルタベントから放出される放射性物質の量がさらに減少するため、現場での作業には影響しない。

表39-1 重大事故等対策の成立性確認

作業項目	具体的な運転操作・作業内容	被ばく評価結果
各機器への給油	燃料補給作業 ・大量送水車への給油 ・大型送水ポンプ車への給油	<ul style="list-style-type: none"> ・給油作業（大型送水ポンプ車） 作業に伴う被ばく線量は25mSv以下※ ※移動に係る時間、操作時間は技術的能力を参照して設定した （作業16分＋移動25分＝41分） ・給油作業（大量送水車） 作業に伴う被ばく線量は5mSv以下※ ※移動に係る時間、操作時間は技術的能力を参照して設定した （作業12分＋移動25分＝37分）

2. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.40)

- 指摘事項 (第171回審査会合 (平成26年12月9日))
炉心損傷の判断が1000Kでは炉心損傷防止対策を早期にあきらめることとなる。そもそも炉心損傷の定義が整合していないので整理して説明すること。
- 回答
 - 有効性評価のうち、M A A Pを用いた解析においては、炉心損傷の開始を、1,000K (約727℃) に到達した時点としており、有効性評価の評価項目の1,200℃ (約1,473K) よりも低い温度としている。
 - この1,000Kは、PHEBUS-FPT0実験で、燃料被覆管温度が約1,000Kに達したときに核分裂生成物 (F P) の放出開始が観察されたことを踏まえ、被覆管温度が1,000Kに到達すると、被覆管の破裂によりF Pが放出され、物理現象モデルによりF P挙動の計算が開始される温度である。
 - 一方、実際の運転操作においては、炉心損傷の状況を直接的に監視可能な計装設備は原子炉内に設置されておらず、このため、燃料の損傷により放出される希ガス等のガンマ線線量率の上昇を、格納容器雰囲気放射線モニタによって監視し、運転操作における炉心損傷の判断に用いている。
 - よって、解析において炉心損傷の開始を1,000K (約727℃) に到達した時点としていることは、運転操作の炉心損傷の判断に影響を与えるものではない。

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.41）

- 指摘事項（第171回審査会合（平成26年12月9日））
大LOCAで破断すると想定した，原子炉再循環ポンプの選定理由を他の配管と比較して定量的に示すこと。
- 回答
 - 破断位置
 - ・ L O C A 事象は，破断面積が大きいほど原子炉水位低下及び炉心溶融までの事故進展が早く，格納容器破損防止対策を講じるための余裕時間が厳しくなるため，配管面積が大きい再循環配管（出口ノズル）を選定。
 - 破断面積
 - ・破断面積を大きくすると，原子炉からの冷却材漏えい量が多くなり，格納容器へのエネルギー放出量が多くなることから，再循環配管（出口ノズル）の両端破断を想定。
 - ほう酸水注入系配管及び底部ドレン配管からの L O C A について
 - ・燃料棒有効長頂部より下部に位置する配管の破断の場合は，原子炉圧力容器内の保有水量及び炉心のヒートアップの観点からは厳しくないが，炉水冠水過程において，破断箇所から漏えいした原子炉冷却材はペDESTAL（ドライウェル部）へ流入し続ける。
 - ・しかしながら，全般的に静的な過圧・過温という観点では，再循環配管（出口ノズル）の両端破断のシナリオより格納容器圧力・温度は緩慢に推移するため，ほう酸水注入系配管及び底部ドレン配管の破断は，雰囲気圧力・温度による静的負荷（格納容器過圧・過温破損）として想定した再循環配管（出口ノズル）の両端破断シナリオに包絡される事象となる。

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.43）

- 指摘事項（第171回審査会合（平成26年12月9日））
事象発生後に原子炉水位を燃料有効長頂部付近で維持するとしているが、高温下で水位計測の信頼性を説明すること。
- 回答
 - 格納容器過圧・過温破損の場合、大破断 L O C A 発生後、原子炉圧力及びドライウェル温度による水位不明判断曲線（図43-1）の「水位不明領域」に入ることから原子炉水位不明と判断する。原子炉水位不明を判断した場合、原子炉注水流量及び注水時間による原子炉水位の推定により、原子炉水位 L O までの水位回復を判断し、その後崩壊熱による蒸発量相当の注水量を注水する。
 - 原子炉水位不明については、以下により確認している。
 - ・原子炉水位の電源が喪失した場合
 - ・各原子炉水位の指示値にばらつきがあり、原子炉水位が燃料棒有効長頂部（TAF）以上であることが判定できない場合
 - ・水位不明判断曲線の「水位不明領域」に入った場合
 - ・凝縮槽液相部温度と気相部温度がほぼ一致し、有意な差が認められない場合
 - なお、原子炉水位計の健全性を更に確実に検知するため、凝縮槽内の水位が適正に維持されていることを確認することを目的として図43-2のとおり凝縮槽に温度計を設置（自主）し、水位不明判断の確認項目としている。凝縮槽や計装配管内の水が蒸発した場合は、液相部及び水柱部の温度が気相部の温度と同等になっていくことから、凝縮槽や計装配管内の水位低下を温度計測により把握する。



図43-1 水位不明判断曲線

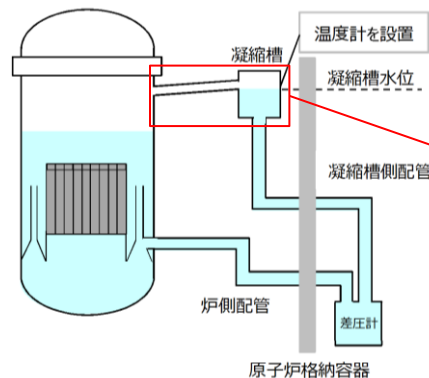
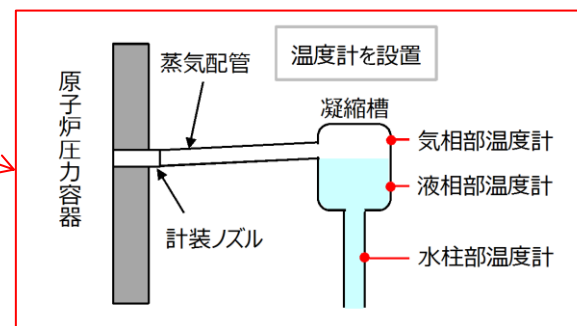


図43-2 凝縮槽温度計 設置位置



本資料のうち、枠囲みの内容は機密に係る事項のため公開できません。

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.44）（1/2）

■ 指摘事項（第171回審査会合（平成26年12月9日）格納容器過圧・過温破損）

SA用C/Cから既設非常用C/Cへの接続については電氣的インターロックが組まれると考えられるが、SBO時にはそのインターロックのために遮断器開放操作等が必要となると考えられることから、その操作等を手順に盛り込み、今後、説明すること。（電氣的インターロックの内容については、設備側で確認。）

■ 回答

➤ 既設非常用C/Cの一次側に、遠隔切替操作盤（非常用コントローラ切替盤）を設け、重大事故等発生時に中央制御室操作により、ガスタービン発電機の電源を必要負荷に給電できる構成を重大事故等対処設備として位置付けていた。（第171回審査会合時）その後、既設非常用C/Cの共通要因故障を考慮し既設非常用C/Cの二次側でSA用C/Cから直接必要負荷に給電できる切替回路（SA電源切替盤）を設け、SA電源切替盤を重大事故等対処設備として位置付けることに変更する。なお、非常用コントローラ切替盤については自主設備として維持する。

	申請時の設備構成	変更後の設備構成
操作回路図	<p>【DBA電源】 ・非常用ディーゼル発電機</p> <p>【SA電源】 ・ガスタービン発電機</p> <p>既設非常用L/C</p> <p>SA用L/C</p> <p>電氣的インターロックにより同時操作できない設計</p> <p>中央制御室の操作盤</p> <p>中央制御室外原子炉停止制御盤</p> <p>既設非常用C/C</p> <p>SA用C/C</p> <p>RHR電動弁</p> <p>非常用コントローラ切替盤</p> <p>【凡例】 - - : 制御ケーブル — : 動力ケーブル ○M : 配線用遮断器 ○M : 電動切替装置 ※赤線はSA時の受電及び操作系統を示す</p>	<p>【DBA電源】 ・非常用ディーゼル発電機</p> <p>【SA電源】 ・ガスタービン発電機</p> <p>既設非常用L/C</p> <p>SA用L/C</p> <p>中央制御室の操作盤</p> <p>中央制御室外原子炉停止制御盤</p> <p>既設非常用C/C</p> <p>SA用C/C</p> <p>RHR電動弁</p> <p>SA電源切替盤</p> <p>非常用コントローラ切替盤</p> <p>重大事故操作盤</p> <p>メカニカルインターロックにより同時操作できない設計</p> <p>【凡例】 - - : 制御ケーブル — : 動力ケーブル ○M : 配線用遮断器 ○M : メカニカルインターロック ※赤線はSA時の受電及び操作系統を示す</p>
電源切替操作	中央制御室からの遠隔操作（電氣的インターロック）	現場での手動操作（メカニカルインターロック）
電源切替後の電動弁操作	既設操作盤（中央制御室）からの遠隔操作	重大事故操作盤（中央制御室）からの遠隔操作

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.44）（2/2）

■ 回答（つづき）

- 現場でのSA電源切替盤の受電切替操作については約20分で実施するよう手順を整備している。

○SA用C / C受電時のSA電源切替盤操作

必要要員数 : 2名（現場運転員2名）

想定時間 : 20分以内（所要時間目安※1 : 11分）

※1 : 所要時間目安は、模擬により算定した時間

想定時間内訳

【現場運転員】

- ・移動 : 所要時間目安 5分
（中央制御室から原子炉建物付属棟地上3階）
- ・SA電源切替盤操作（A系） : 所要時間目安 6分
（原子炉建物付属棟地上3階）

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.45）（1/2）

■ 指摘事項（第171回審査会合（平成26年12月9日））

低圧原子炉代替注水に際して注水ラインの電動隔離弁の電源構成について設計基準対処設備との共通要因故障の可能性を考慮して低圧注入の実現性について説明すること。

■ 回答

- 低圧原子炉代替注水系（常設）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）による注水で使用する電動弁については、共通要因故障を考慮し、非常用所内電気設備が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た電源供給が可能な設計としている。

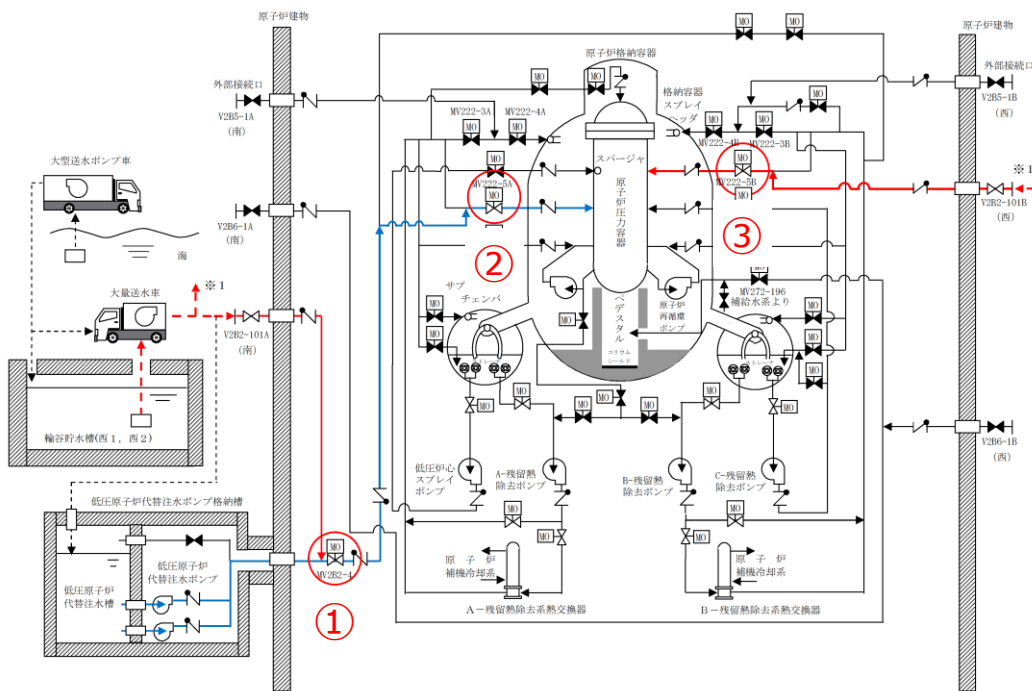


図45-1 低圧原子炉代替注水系系統図

表45-1 低圧原子炉代替注水で使用する電動弁

電動弁	通常時 受電系統	重大事故等時 受電系統
①MV2B2-4 (新設FLSR注水隔離弁)	代替所内電気 設備 SA1-C/C	代替所内電気 設備 SA1-C/C
②MV222-5A (既設RHR注水弁)	非常用所内電 気設備 C2-R/B-C/C	代替所内電気 設備 SA2-C/C
③MV222-5B (既設RHR注水弁)	非常用所内電 気設備 D2-R/B-C/C	代替所内電気 設備 SA2-C/C

2. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.45) (2/2)

■ 回答 (つづき)

- 低圧原子炉代替注水系（常設）及び低圧原子炉代替注水系（可搬型）による注水で使用する電動弁については，図45-2のとおり重大事故等対処設備である代替所内電気設備を使用した受電が可能である。

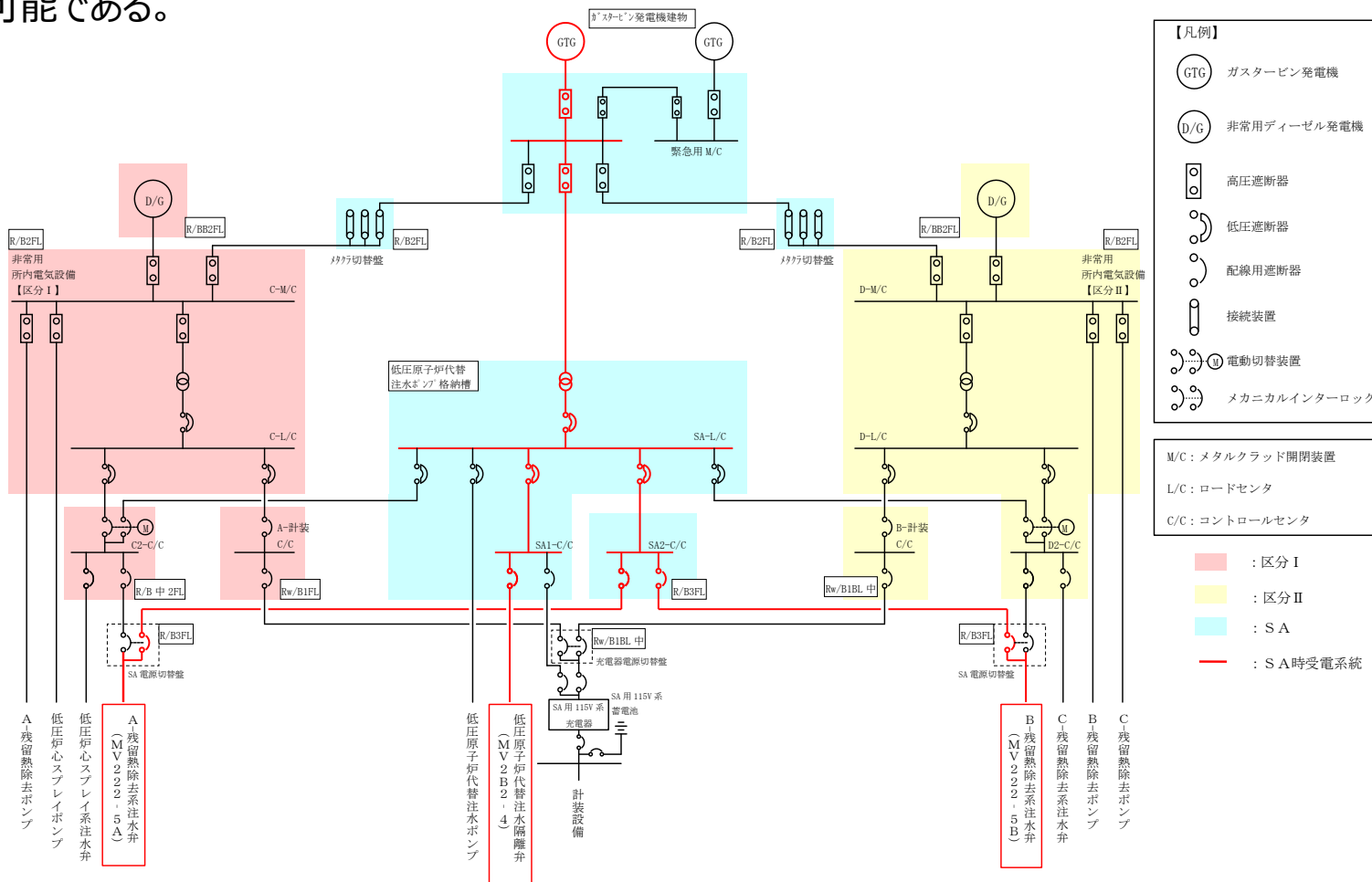


図45-2 電源系統図（代替所内電気設備を使用した受電の場合）

2. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.46)

- 指摘事項 (第171回審査会合 (平成26年12月9日))
P C Vの圧カトレンドにおいて、ベント後、緩やかに降下しているが、圧損 (配管、弁、オリフイス等) の影響なのか。解析上の設定値であれば何を根拠にした設定値なのか説明すること。(例えば、FVCSの設計上の流出流量なら、設備側で説明のこと。)
- 回答
 - 格納容器フィルタベント系の系統流量は、原子炉格納容器の最高使用圧力427kPa[gage] (1 Pd) において、原子炉定格熱出力の1% (原子炉停止後2~3時間相当) の蒸気発生量を排出できるよう設定しており、系統流量は9.8kg/sとなる。
 - 格納容器圧力が1 Pdより高い圧力でベントする場合には、その時の格納容器圧力と系統全体の圧力損失から系統流量が決まり、格納容器圧力が1 Pd以上になれば系統流量も9.8kg/s以上となり、より蒸気を排出しやすい状況となる。
 - 系統流量を踏まえ、解析条件も排出流量9.8kg/s (1 Pdにおいて) を設定している。

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.47）

- 指摘事項（第171回審査会合（平成26年12月9日））
ベント流量値は1 Pdを基準として設定しているが、実際にベントを実施するのは2 Pd近傍であることから解析条件の妥当性について説明すること。

- 回答
 - 有効性評価（MAAP解析モデル）では、格納容器と放出口（オリフィス）のモデルで評価している。一方、実機の圧力損失計算においては、オリフィス以外にも、配管、容器等のベントラインの機器を想定して評価している。
 - MAAP解析モデルと実機設計に用いた圧力損失計算モデル（実機モデル）の比較を下図に示す。いずれのモデルにおいても、「格納容器圧力1 Pdにおいてベントガス流量9.8kg/sがベント可能」となるようにオリフィス穴径等を設定している。このため、MAAP解析モデルでは、放出口（オリフィス）において格納容器フィルタベント系の系統圧損も考慮するため、オリフィス穴径の大きさは実機モデルに比べて小さくしている。

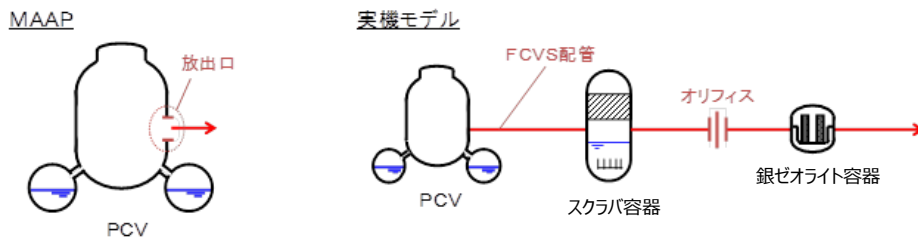


図47-1 MAAP解析モデルと実機モデルの比較

- MAAP解析モデルと実機モデルにおけるベントガス流量を下表に示す。有効性評価の解析においては、格納容器圧力1 Pdにおいてベントガス流量9.8kg/sとなるよう放出口（オリフィス）の穴径を設定することで、2 Pdでベントする場合のベントガス流量についても実機モデルと同等となり、有効性評価の解析条件は妥当である。

表47-1 MAAP解析モデルと実機モデルにおけるベントガス流量

格納容器圧力	ベントガス流量	
	MAAP解析モデル	実機モデル
1 Pd (427kPa[gage])	9.8kg/s	9.8kg/s
2 Pd (853kPa[gage])		

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.84）

■ 指摘事項（第184回審査会合（平成27年1月20日））

原子炉ウェル注水のタイミングの妥当性を説明すること。

■ 回答

- 原子炉ウェル注水は格納容器雰囲気温度が1点でも171℃を超過したことを確認した以降、適宜実施する運用としている。また、原子炉格納容器の限界温度の200℃に至らないよう、格納容器スプレイによる冷却手段を整備しており、格納容器の過温破損防止対策を講じている。
- 原子炉格納容器トップヘッドフランジ部のシール材として耐環境性に優れた改良E P D Mを採用することで、当該開口部からの漏えいを防止する対策を講じていることから、局所的な影響を含めた格納容器の過温破損を防止できると考える。原子炉ウェル代替注水系による原子炉ウェル注水は、有効性評価では直接の漏えい防止としての機能には期待しない設備であるが、原子炉格納容器のトップヘッドフランジ部からの水素の漏えい防止を更に確実にすることを目的として整備している。
- 原子炉ウェル注水の運用の手段として、プラント運転中より事前に水張りしておく手段も考えられる。しかしながら、原子炉ウェルの事前水張り運用については、もともとPCVヘッド周りに水を張って長期間運転することは、PCVヘッドの腐食影響等による悪影響の懸念があるため、上記のとおり171℃で注水することとしている。

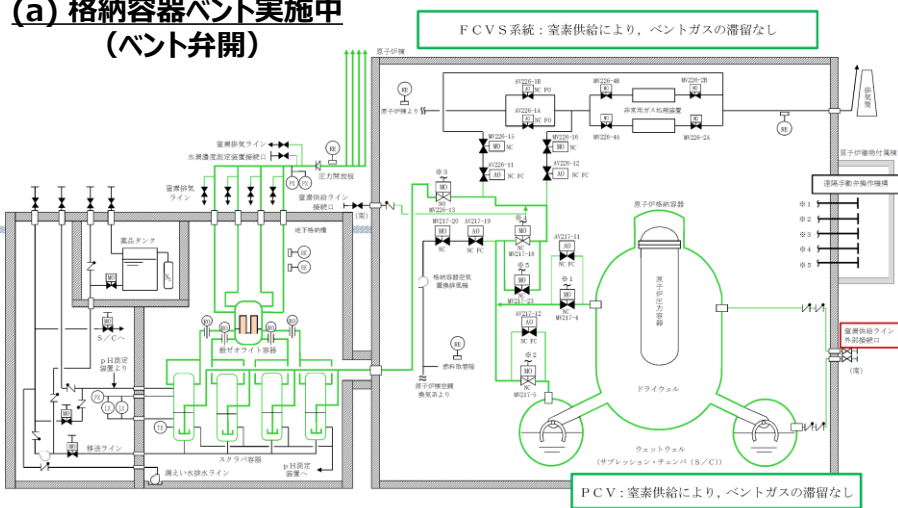
2. 審査会合での指摘事項に対する回答 (No.137)

- 指摘事項 (第393回審査会合 (平成28年8月25日))
可搬型設備による N_2 パージの成立性について, 系統構成, 漏えい防止, 悪影響防止等の観点で説明すること。

■ 回答

- 格納容器ベント実施中は, 格納容器 (PCV) 及び格納容器フィルタベント系 (FCVS) のフィルタ装置 (スクラバ容器) において, 水の放射線分解により長期的に発生する水素が滞留しないよう, 可搬式窒素供給装置によりPCVに窒素を供給することで, PCV内及びFCVS系統内の排気及び不活性化を行う。 ((a)図参照)
- 格納容器ベント停止後は, 可搬式窒素供給装置によりスクラバ容器上流に窒素を供給することで, FCVS系統内の排気及び不活性化を行う。 ((b)図参照)
- 可搬式窒素供給装置は, 通常時は接続先の系統と分離して保管し, 使用時は接続口にホースを接続して弁操作により系統構成を行うことで, 他の設備に悪影響を及ぼさない設計とする。
- 可搬式窒素供給装置から来るホースと接続口との接続は, 簡便な接続方式である結合金具にすることに加え, 接続口の口径を25Aに統一することで, 確実に接続が可能な設計とする。また, 窒素ガスを供給する配管には逆止弁を設置することにより, 万一ホースが接続口から外れた場合でも, 系外に漏えいしない設計とする。

(a) 格納容器ベント実施中 (ベント弁開)



(b) 格納容器ベント停止後 (ベント弁閉)

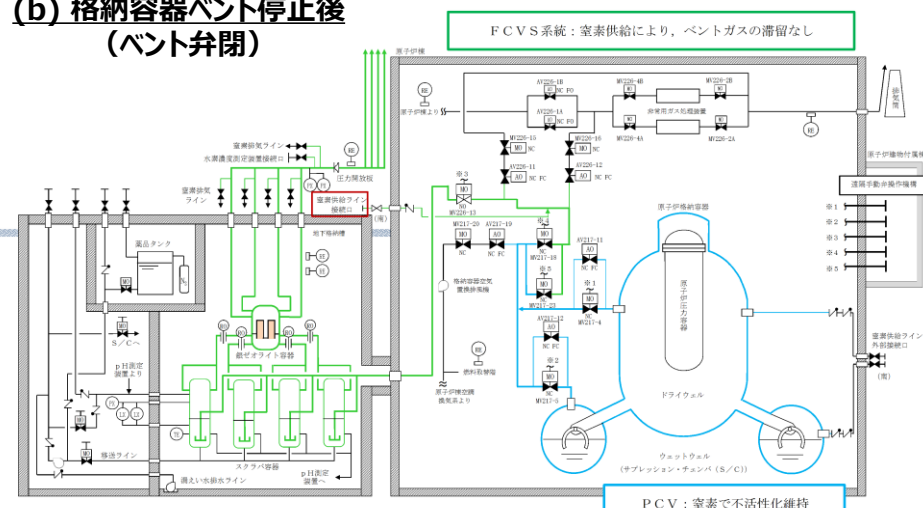


図137-1 原子炉格納容器及び格納容器フィルタベント系の水素爆発防止対策

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.138,139）

- 指摘事項（第393回審査会合（平成28年8月25日））
 - FCSにより水素・酸素濃度を十分低減できることを定量的に説明すること。
 - 安定状態後の長期的な状態維持において、FCS等の水素燃焼対策を説明すること。
- 回答
 - 可燃性ガス濃度制御系（FCS）による処理量
 - ・FCSの処理能力は、定格値（吸込流量255m³/h[normal]，再結合率95%）では、初期酸素濃度2.5vol%において0.06mol/sの酸素ガスを処理可能。
 - ・重大事故時において、水の放射線分解により原子炉格納容器内で発生する酸素ガスは、「3.4 水素燃焼」の条件で0.02mol/s（事象発生24時間後）である。
 - ・以上より、FCSが使用可能となった場合※、原子炉格納容器内の酸素濃度の制御が可能である。
 - ※格納容器圧力が177kPa[gage]以下（運転時の制限圧力）で、残留熱除去系又は残留熱代替除去系による冷却水が確保されている場合。
 - 格納容器隔離信号（原子炉水位低（レベル3）、ドライウエル圧力高（13.7kPa[gage]））が出ている場合は、格納容器隔離信号を除外する。
 - 格納容器内の水素燃焼対策

長期的な状態維持において、格納容器内で水の放射線分解に伴い発生する水素ガス及び酸素ガスによる水素燃焼対策として、以下の対策を整備している。

 - ・可搬式窒素供給装置等を用いて格納容器内へ窒素を供給することにより、格納容器内の水素ガス及び酸素ガス濃度の上昇を抑制する手順
 - ・格納容器内酸素濃度が可燃限界に接近した場合、格納容器フィルタベント系を用いて水素及び酸素ガスを格納容器外へ排出する手順
 - ・FCSが運転可能な状況においては、FCSにより格納容器内の水素ガス及び酸素ガスを再結合することにより、格納容器内の可燃性ガス濃度を可燃限界未満に維持することが可能

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.141,144）

- 指摘事項（第393回審査会合（平成28年8月25日））
代替循環冷却系とは別の後段手段を説明すること。
- 指摘事項（第400回審査会合（平成28年9月15日））
仮設熱交換器の設置について、詳細に説明すること。
- 回答
 - 重大事故等時には残留熱代替除去系（RHAR）による格納容器（PCV）の除熱を行うが、残留熱除去系熱交換器等が使用できない場合はRHARが使用できないため、格納容器フィルタベント系（FCVS）によるPCV除熱を行う。
 - FCVSによるPCV除熱を実施している場合、残留熱除去系（RHR）の補修によるPCV除熱機能の復旧を行うが、RHRの機能回復が長期間できない場合は、可搬設備によりPCV除熱系統を構築する。
 - なお、可搬設備によるPCV除熱系統については、一次側は耐熱ホース・可搬ポンプにより高圧炉心スプレイ系から大物搬入口に設置する可搬型熱交換器にサブレーション・プール水を供給し、二次側は大型送水ポンプ車により可搬型熱交換器に海水を供給する。

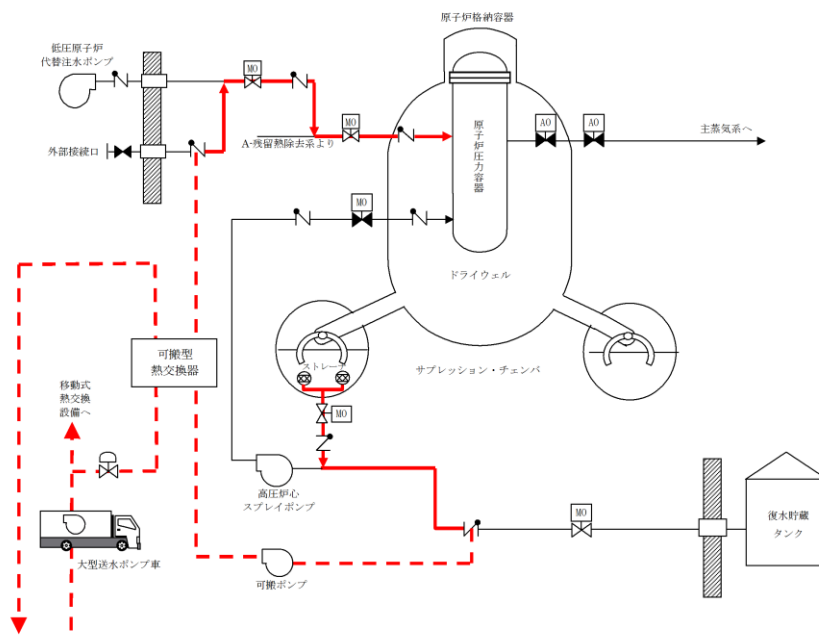


図141-1 可搬型格納容器除熱系 系統概略図

2. 審査会合での指摘事項に対する回答（No.145）

- 指摘事項（第742回審査会合（令和元年7月9日））
隔離弁の人力操作を踏まえ、炉心損傷有りの場合の手順のタイミングについては、格納容器破損側の事故シーケンスで確認する。
- 回答
炉心損傷後の格納容器フィルタベント系によるベントの準備及び実施タイミングについて以下に示す。

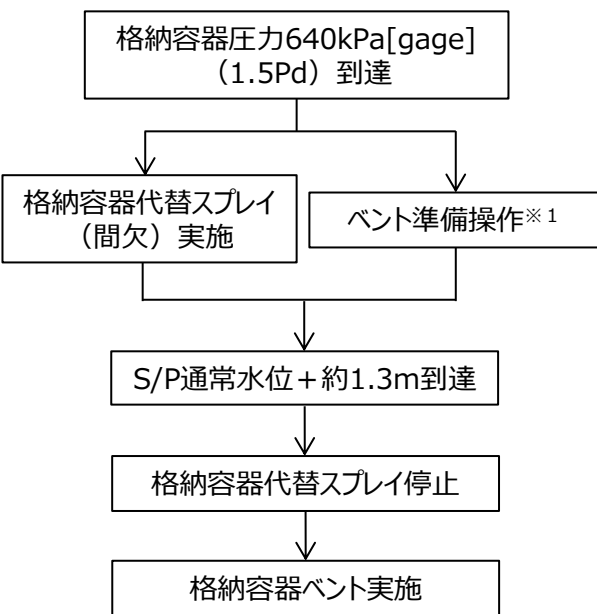


図145-1 格納容器過圧・過温破損対応概要フロー

※1 ベント準備作業内容

- ・ベント弁に必要な隔離弁に電源が供給されていることを表示灯により確認
- ・他系統との隔離確認
- ・ベント弁 第2弁（フィルタ装置側）の開操作及び第3弁開確認
- ・可搬式窒素供給装置及び水素濃度測定装置準備

- 図145-1に示すとおり、格納容器圧力が640kPa[gage]（1.5Pd）到達後、格納容器代替スプレイ（間欠）及びベント準備操作を実施する。その後、サブレーション・プール（S/P）水位の上昇に伴い、S/P通常水位+約1.3m到達後、格納容器代替スプレイを停止し、格納容器ベントを実施する。
- 図145-2に示すとおり、格納容器代替スプレイ停止後中央制御室からの遠隔操作によるベントが実施できなかった場合、格納容器圧力の上昇が継続し約3時間後に格納容器限界圧力が853kPa[gage]（2Pd）に到達するが、遠隔操作に失敗した時点から現場におけるベント操作に着手し、約1時間30分で操作が完了するため、格納容器限界圧力到達までに確実にベントを実施することが可能である。

事象発生からの経過時間			27	28	29	30	31	32	33	34	35	36	37
事象進展			約27時間			約32時間			約35時間				
			格納容器圧640kPa[gage] (1.5Pd) 到達時間			S/P水位 通常水位 + 約1.3m到達時間			ベント操作実施不可時の格納容器限界圧力 853kPa[gage] (2Pd) 到達時間				
作業項目	運転員 (中央)	運転員 (現場)	<div style="text-align: center;"> 約3時間 </div>										
格納容器代替スプレイ	A	—	640kPa～588kPaで間欠スプレイ										
格納容器ベント準備 第2弁（フィルタ装置側）開（中央）	A	—	10分										
格納容器ベント準備 第2弁（フィルタ装置側）開（現場）	—	B, C	1時間20分										
水素濃度測定装置準備	—	—	1時間40分		復旧班にて実施								
可搬式窒素供給装置準備	—	—	1時間40分		復旧班にて実施								
格納容器ベント操作 第1弁（W/W側）開（中央）	A	—	10分										
中央制御室からのベント操作失敗を確認した時点から現場操作に着手する													
格納容器ベント操作 第1弁（W/W側）開（現場）	—	B, C	1時間30分										

図145-2 格納容器過圧・過温破損対応概要タイムチャート

