

シビアアクシデント対策などの 評価の考え方と課題

(2) BWRのSA対策の概要（考え方、設備）

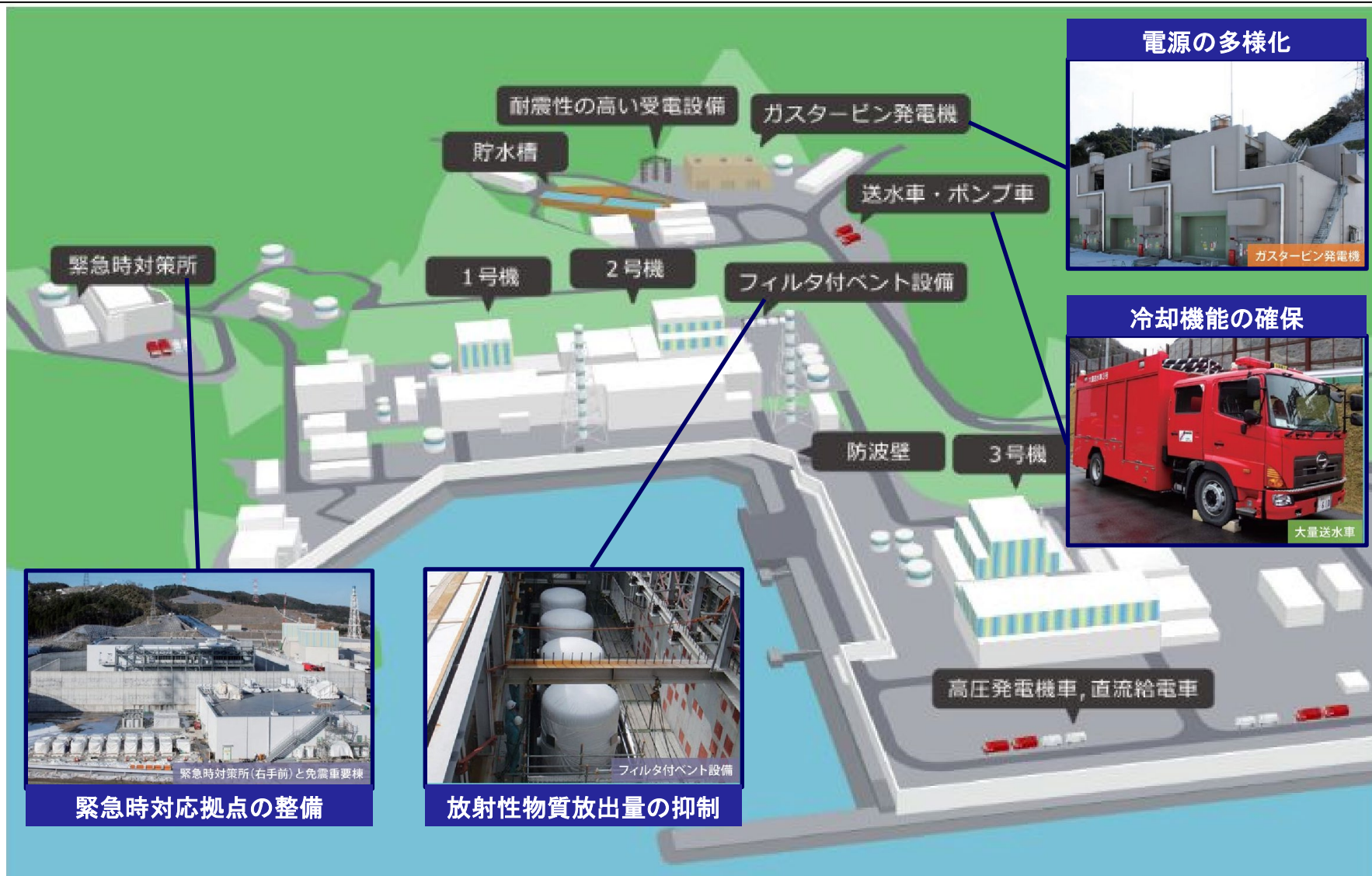
2022年3月16日
中国電力株式会社
村上 幸三

1. シビアアクシデント対策の概要P 2
2. シビアアクシデント対策の整備プロセスP 11
3. アクシデントマネジメント上注意を要した事項P 13
4. まとめP 17
参考資料P 20

1. シビアアクシデント対策の概要

1. シビアアクシデント対策の概要

- 2011年3月の東日本大震災により発生した過酷事故を踏まえて策定された新規規制基準の規定に基づき、シビアアクシデント対策の整備を進めている。



1.1 常設の代替注水設備

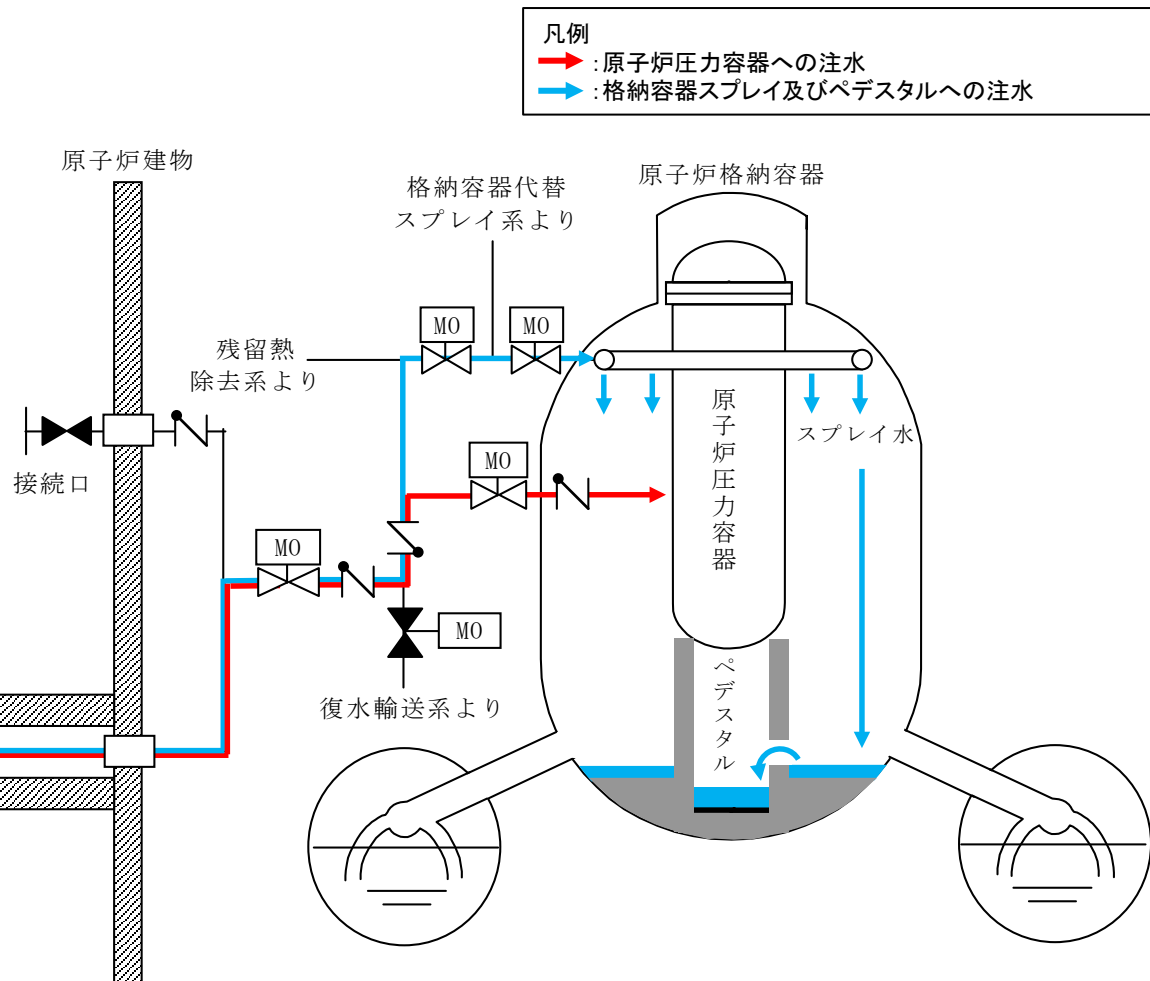
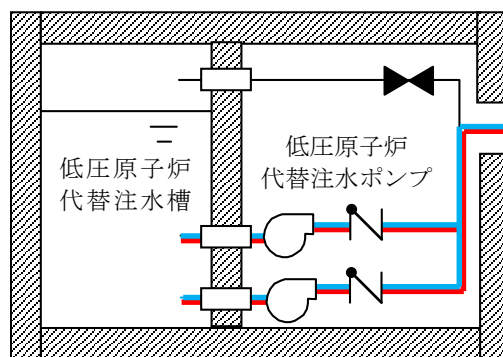
対策の概要

- 設計基準として設置しているECCS系（非常用炉心冷却系）等が機能喪失した場合においても原子炉への注水、格納容器スプレイ及びペDESTALへの注水が可能な常設の代替注水設備を新規設置。
- 想定される事象に対して，炉心損傷防止が可能な容量を確保。



低圧原子炉代替注水ポンプ仕様

台数	1（予備1）
容量	約230m ³ /h/台
全揚程	約190m

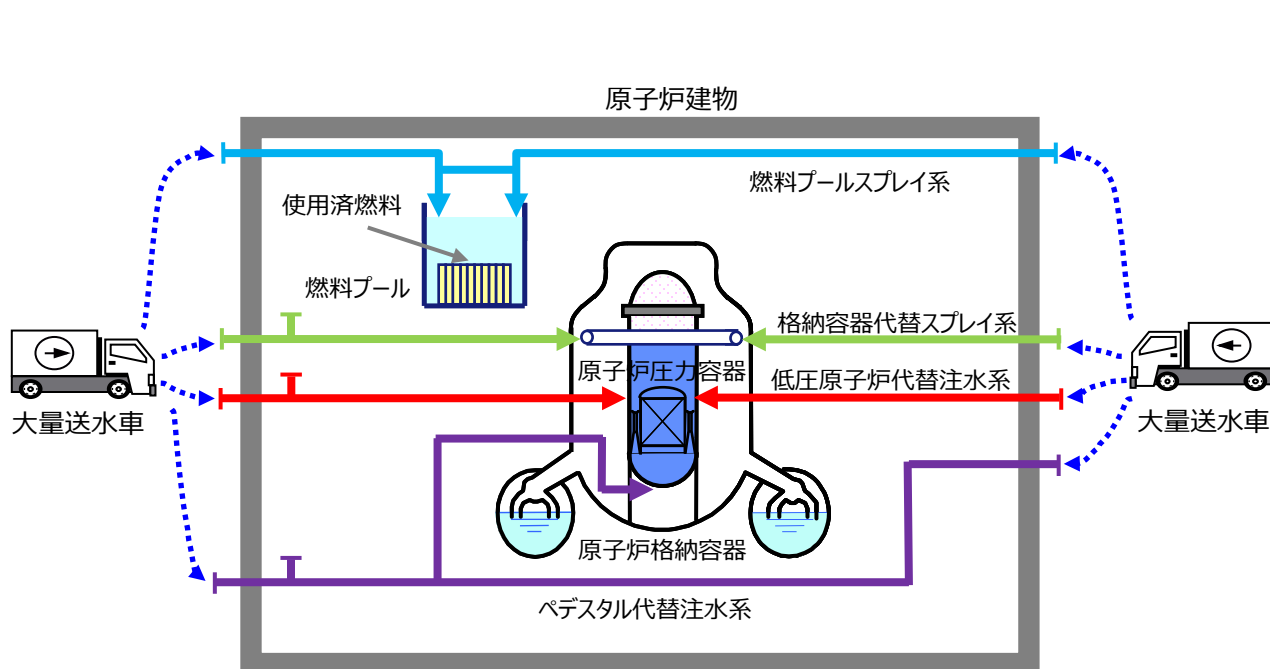


1.2 可搬の代替注水設備

対策の概要

- 常設の注水設備に加えて、車載ポンプにより原子炉、格納容器及び燃料プール等への注水が可能な可搬型の注水設備を複数台配備。
- 可搬型設備の接続口は、共通要因によって接続できなくなることを防止するため、位置的分散を図り複数個所に設置。
- 準備時間、設備容量の観点から、常設設備→可搬型設備の優先順位で使用する※。

※ 特定重大事故等対処施設（特重施設）として、個別に常設の注水設備を設置する方針のため、特重施設も含めた優先順位の再整理が必要。



大量送水車



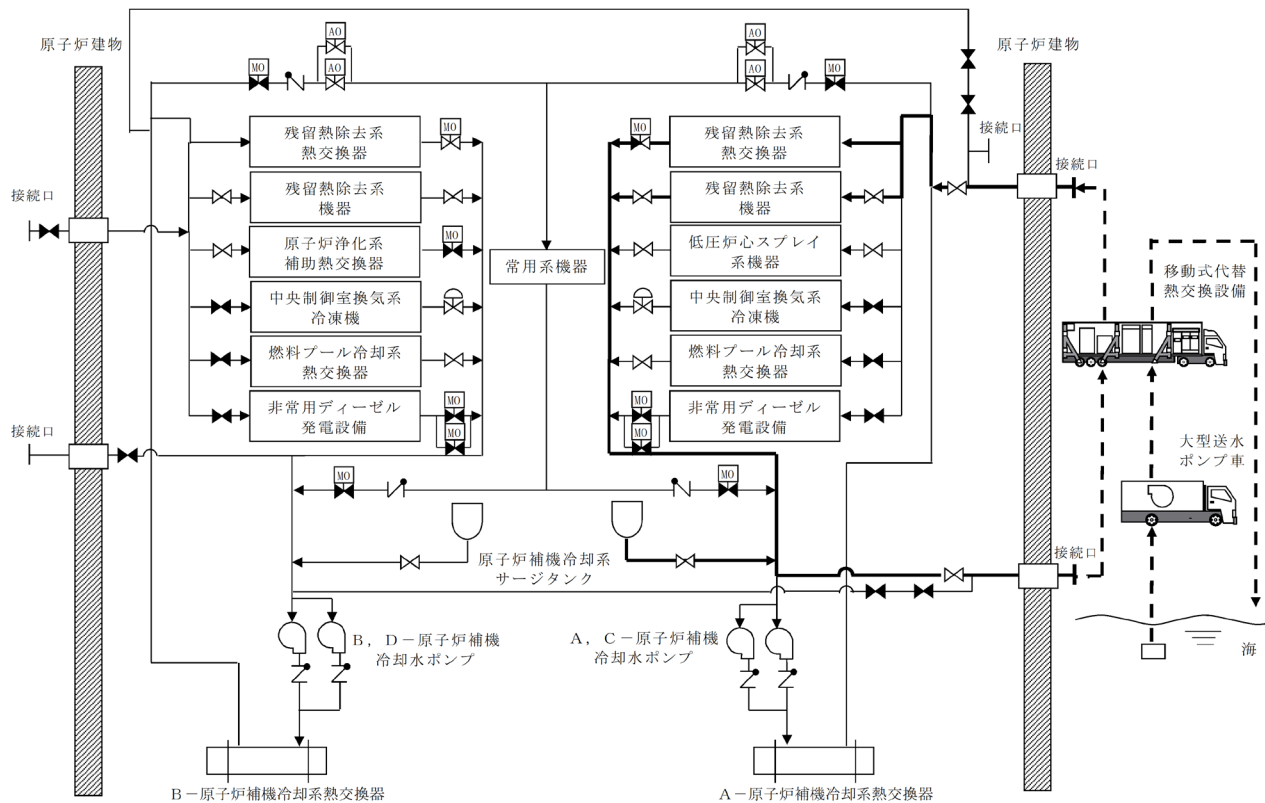
原子炉建物接続口



1.3 最終ヒートシンクへ熱を輸送するための設備

対策の概要

➤ 設計基準対象施設である残留熱除去系が取水機能喪失により機能喪失した場合においても、原子炉で発生した崩壊熱を最終ヒートシンクである海へ熱を輸送することが可能な可搬型の代替熱交換設備等を配備。



移動式代替熱交換設備



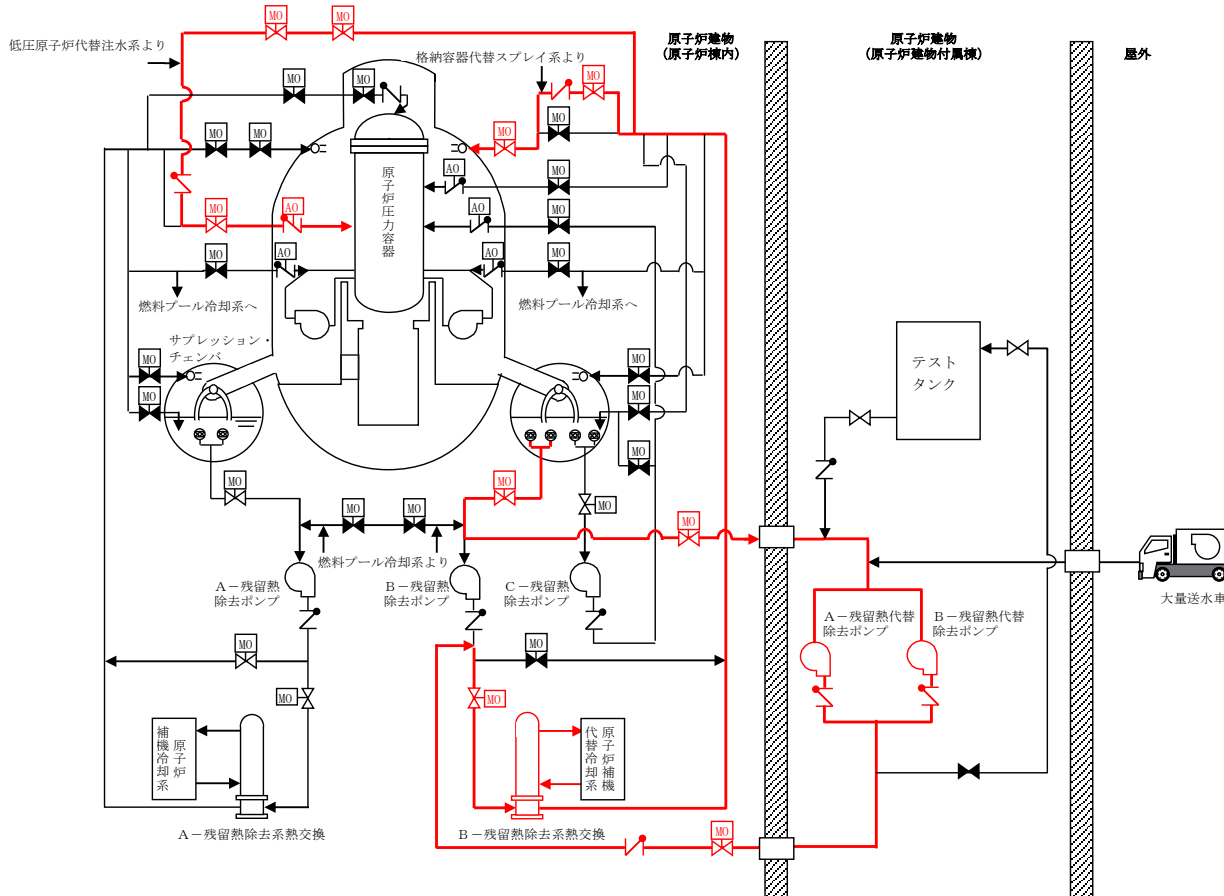
大型送水ポンプ車



1.4.1 格納容器過圧破損を防止するための設備 その1

対策の概要

- 炉心の著しい損傷が発生した場合において、原子炉格納容器の過圧破損を防止するために、設計基準対象施設である残留熱除去系が機能喪失した場合の代替として残留熱代替除去系を新規設置。
- 原子炉格納容器バウンダリを維持しながら、原子炉格納容器内の圧力及び温度を低下させることが可能。

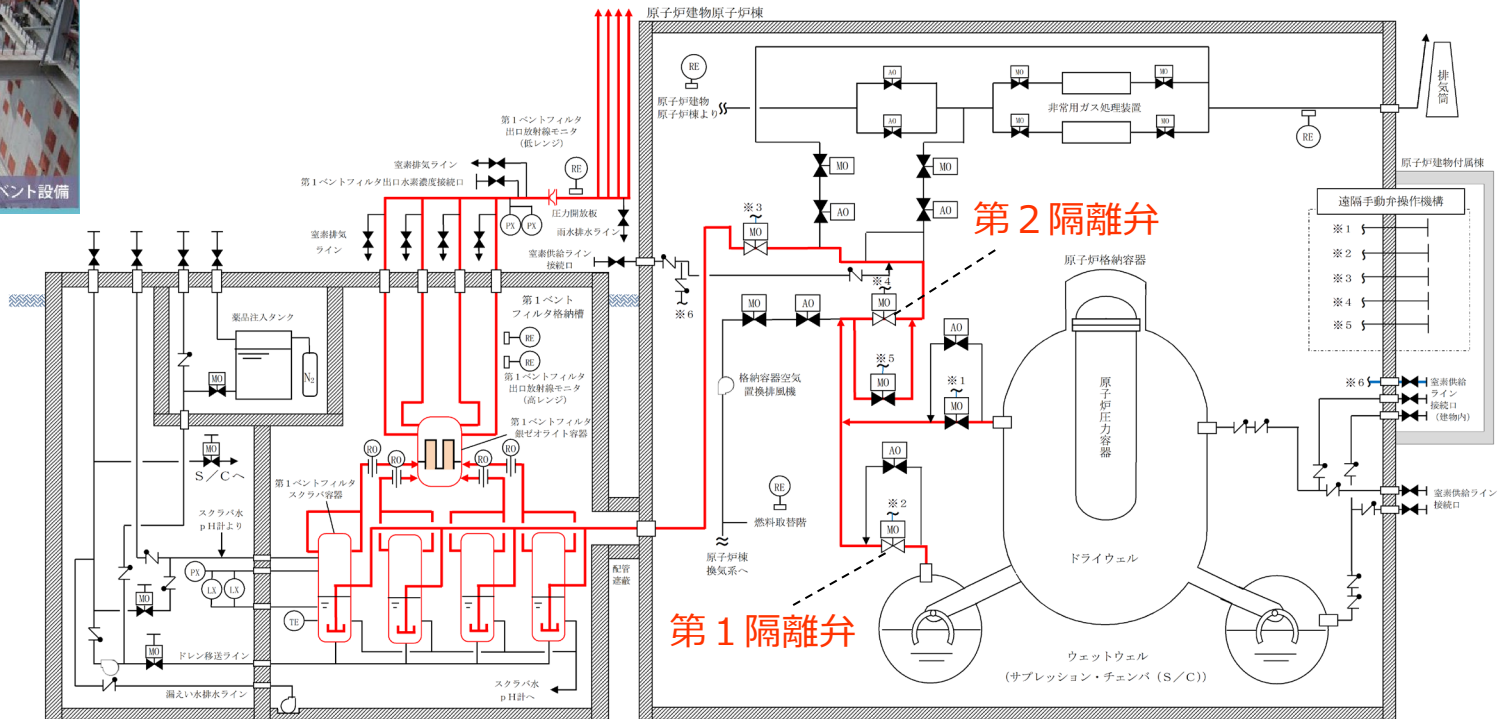


残留熱代替除去ポンプ仕様	
個数	1 (予備1)
容量	150m ³ /h/台
揚程	70m

1.4.2 格納容器過圧破損を防止するための設備 その2 (1/2)

対策の概要

- 加えて、原子炉格納容器の過圧破損を防止するための設備として、原子炉格納容器内の圧力を大気に逃がすことが可能な格納容器フィルタベント系を設置。
- 格納容器バウンダリを維持できる残留熱代替除去系を優先使用するが、格納容器フィルタベント系の設置により格納容器除熱機能の信頼性を補強。
- 格納容器フィルタベント系の隔離弁は、遠隔電動で開放できることに加えて、現場手動で開放できる設計としている。

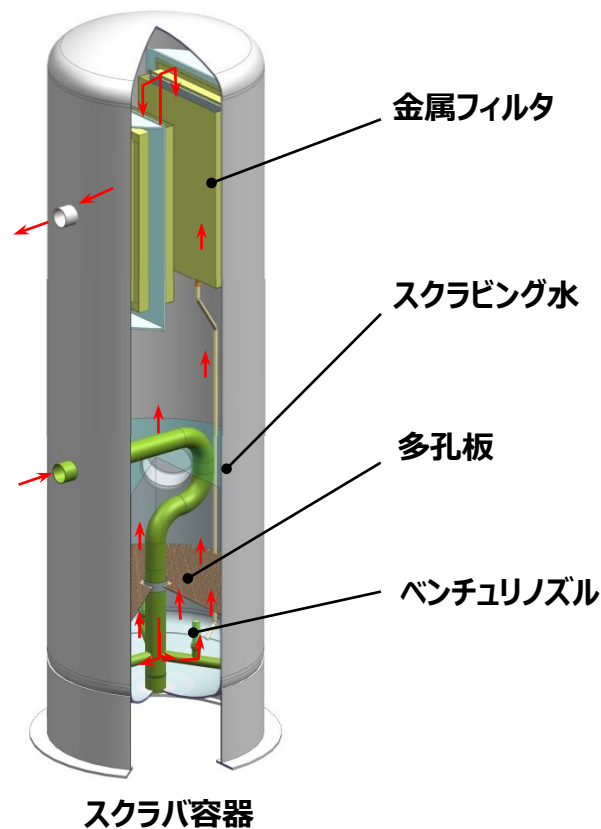
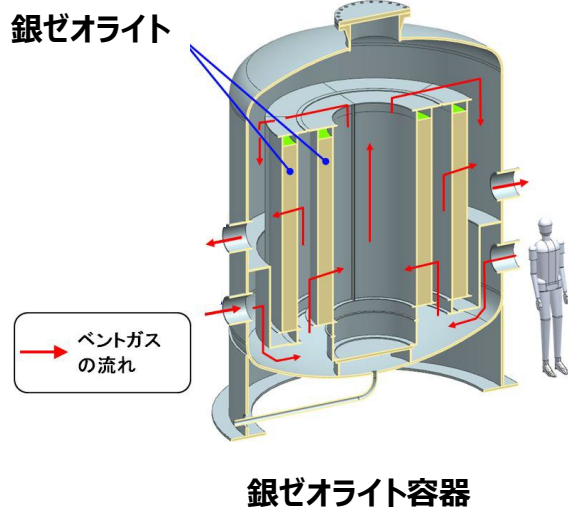


対策の概要

➤ 格納容器フィルタベント系は、格納容器ベントを実施した際の、大気中への放射性物質の放出量を低減することができるフィルタを設けている。

放射性物質除去効率

	放射性物質除去効率
銀ゼオライト容器	98%以上 (有機よう素に対して)
スクラバ容器	99.9%以上 (粒子状放射性物質に対して) 99%以上 (無機よう素に対して)



対策の概要

- 設計基準対象施設として設置している交流電源（外部電源含む）が機能喪失した場合においても、原子炉への注水等による対応ができるよう、常設の交流電源設備を新規に設置し、直流電源設備（蓄電池）について補強を実施。
- 加えて、可搬型の交流電源設備を設置。

ガスタービン発電機建物 外観



ガスタービン発電機 外観



容量：6,000kVA（4,800kW）
 電圧：6.9kV
 台数：1（予備1）

直流電源設備（蓄電池）



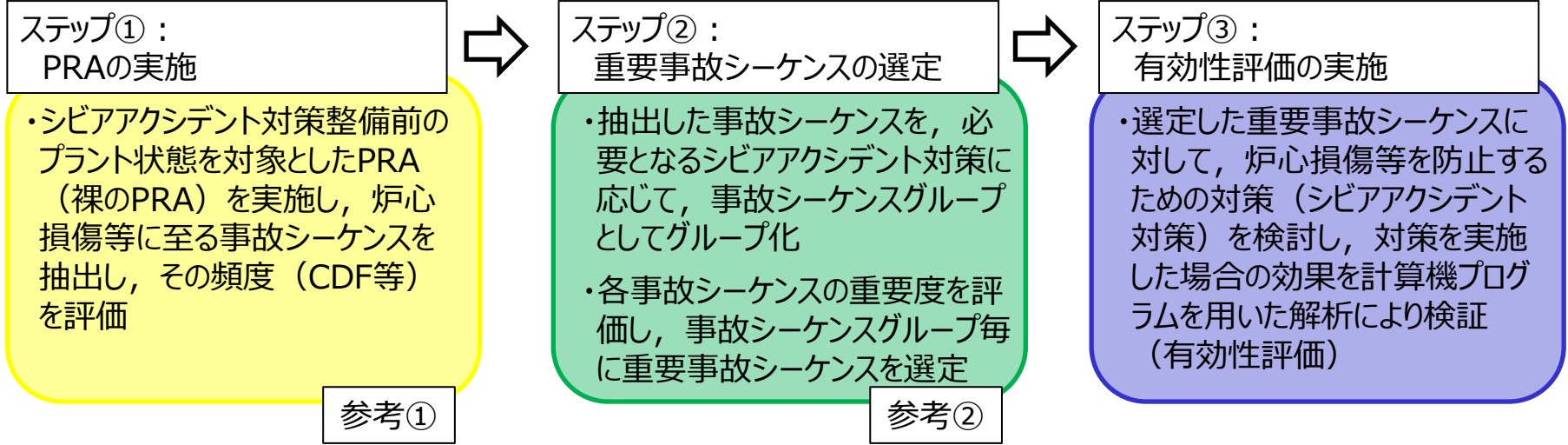
蓄電池	蓄電池容量
B-115V系蓄電池	3,000Ah
B1-115V系蓄電池(SA)	1,500Ah
SA用115V系蓄電池	1,500Ah
230V系蓄電池(RCIC)	1,500Ah

可搬型交流電源設備（高圧発電機車）



2. シビアアクシデント対策の整備プロセス

2. シビアアクシデント対策の整備プロセス



<有効性評価例：高圧・低圧注水機能喪失（TQUV）の場合>

- 高圧及び低圧の原子炉注水機能が喪失したプラント状態を想定
- シビアアクシデント対策である低圧原子炉代替注水系を活用することにより、原子炉水位は回復し、燃料被覆管温度が判断基準を満足することを確認

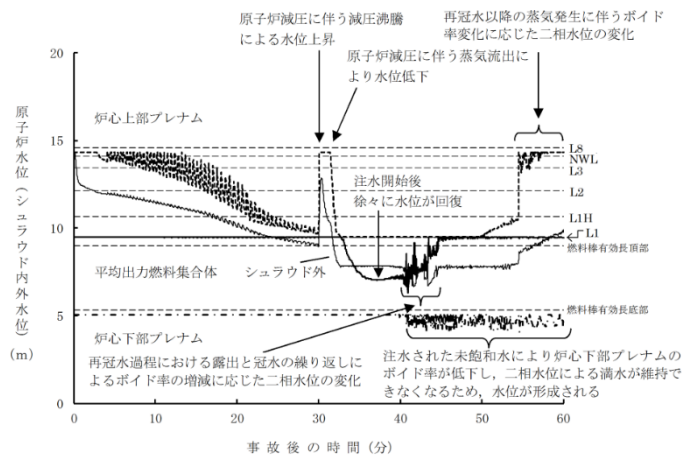


図1 原子炉水位の推移

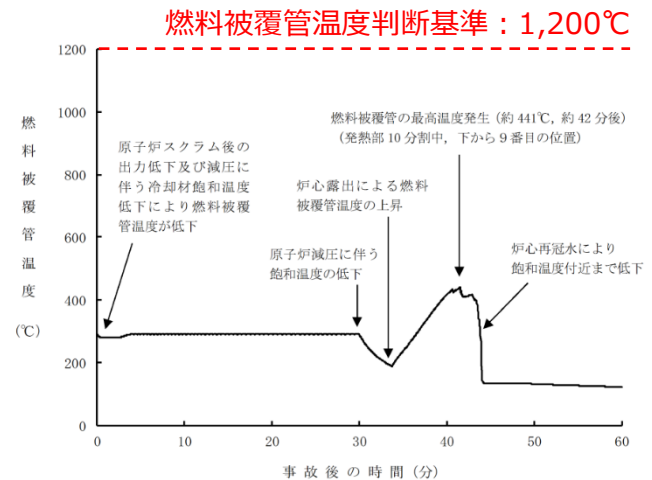


図2 燃料被覆管温度の推移

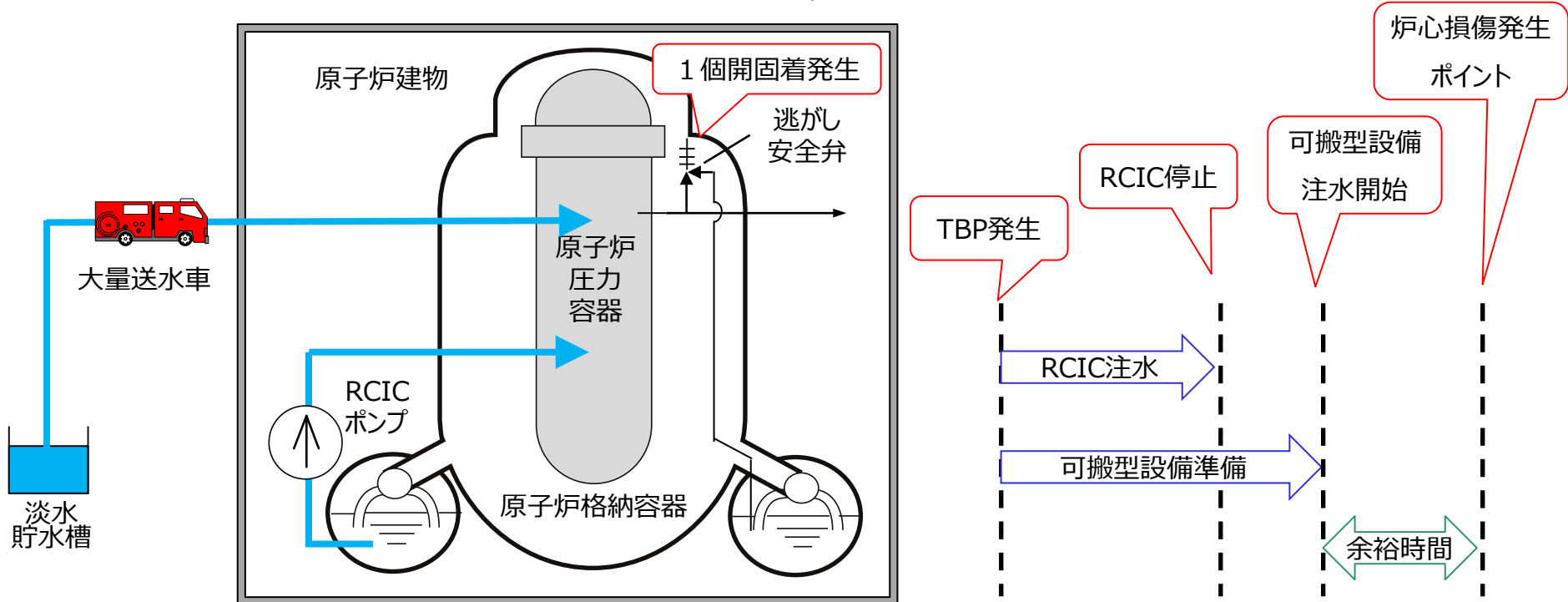
3. アクシデントマネジメント上注意を要した事項

可搬型設備による炉心損傷防止対策

- 「全交流動力電源喪失 + 逃がし安全弁 1 個開固着 (TBP)」は、炉心損傷頻度は低い ($8.2E-12$ /炉年) もの、蒸気駆動である原子炉隔離時冷却系 (RCIC) ポンプが早期に使用できなくなり、固有のシビアアクシデント対策が必要となることから、事故シーケンスグループとして抽出。
- TBPのような事象が発生した場合、交流電源が不要で、RCICポンプが停止することを考慮した、早期に原子炉注水が実施できるシビアアクシデント対策が必要。

可搬型である大量送水車による原子炉注水を速やかに実施できる体制を整備するとともに、準備時間の不確かさを考慮して、炉心損傷防止に対し十分な余裕時間を確保。

(他社対策例) 可搬型設備保管場所の合理化, 直流電源駆動の注水ポンプの設置



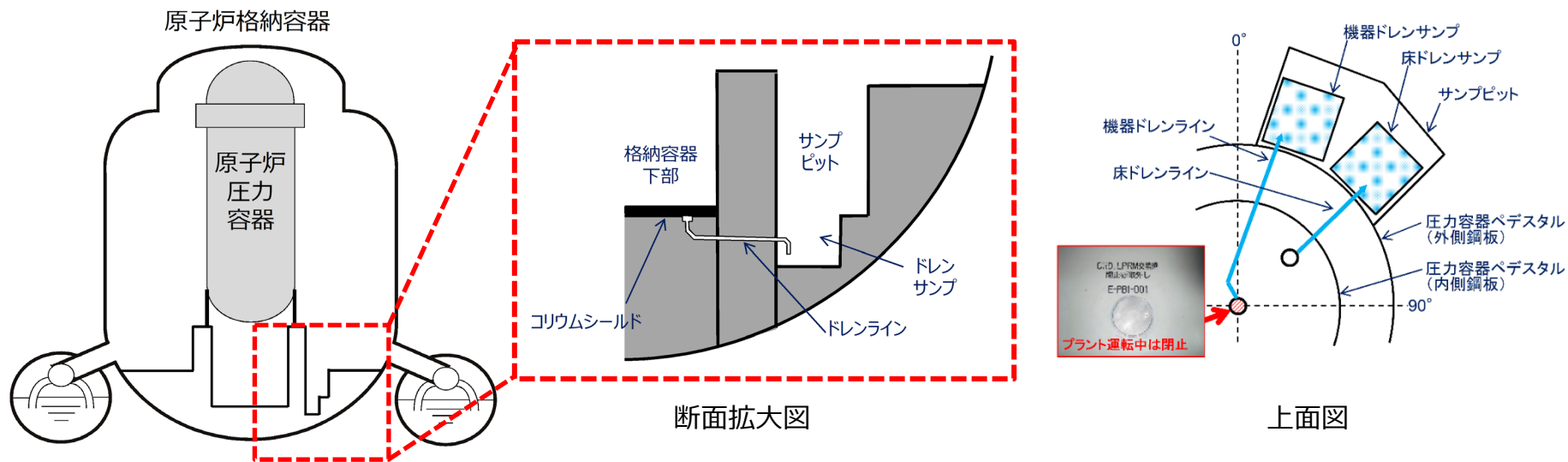
コリウムシールドの設置

- 原子炉圧力容器が破損し、溶融炉心が格納容器下部に落下した場合、溶融炉心がドレンラインを伝ってドレンサンプに流入することが懸念される。
- ドレンラインの配管長を考慮すると、ドレンサンプに流入する前に溶融炉心が凝固することが考えられるが、仮にドレンサンプに流入した場合には、溶融炉心・コンクリート相互作用（MCCI）により原子炉圧力容器支持機能及び原子炉格納容器バウンダリの健全性が損なわれるおそれがある。
- ドレンラインは、通常運転中、原子炉冷却材の漏えいが発生した場合にドレンサンプへの流入を検知するための流路であり、閉止することはできない。



- ・溶融炉心のドレンサンプへの流入を抑制し、溶融炉心が原子炉格納容器バウンダリに接触することを防止するために、格納容器下部にコリウムシールドを設置。
- ・原子炉冷却材の流路確保のため、スリットを設置し、スリットに溶融炉心が流入した場合でもスリット内で溶融炉心が凝固し、ドレンサンプへ流入しないよう設計。

参考③



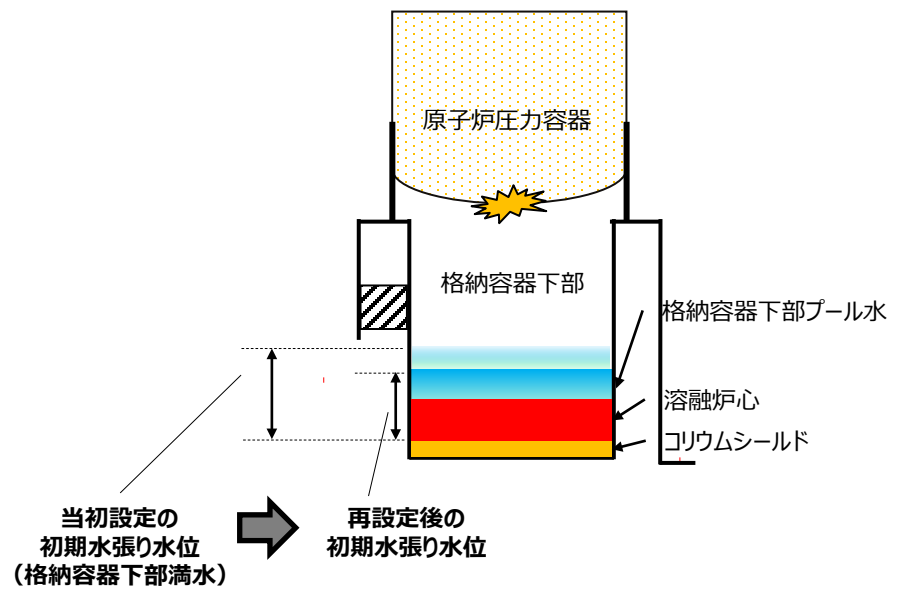
格納容器下部への初期水張り水位

- コリウムシールドの設置に加えて、原子炉圧力容器が破損する前に格納容器下部へ初期水張りを行うことが、MCCIの影響を緩和する観点から有効。
- 溶融炉心-冷却材相互作用（FCI）による水蒸気爆発の可能性は低く、MCCIは必ず発生する事象であることから、当初、初期水張り水位は格納容器下部を満水とする方針としていた。
- 審査の過程において、水蒸気爆発の可能性は低くても、水蒸気爆発による格納容器バウンダリへの影響を評価する必要性が生じた。

➤ **MCCI緩和の観点から十分であり、水蒸気爆発の影響も限定的とできる初期水張り水位を設定。**

- 〔初期水張り水位設定プロセス〕
- ① 溶融炉心堆積高さ、堆積形状等を考慮して、溶融炉心の冠水維持が可能な水位を設定。
 - ② ①で設定した水位条件における水蒸気爆発の評価を実施し、格納容器バウンダリに加わる応力が小さく、健全性が確保できることを確認。
 - ③ 初期水張り水位には不確かさがあることから、格納容器下部を満水とした場合の水蒸気爆発の評価*を実施し、この場合でも健全性を確保できることを確認。

* ③の評価では、②の評価に対し、一部現実的な溶融炉心の落下様態を想定した条件を適用。



4. まとめ

4. まとめ

- 抽出されたシーケンスのうち、対策が異なるものは固有のシビアアクシデント対策を整備した。
⇒PRA等のリスク情報を有効活用し、頻度及び影響の観点から真に必要なシビアアクシデント対策を整備していくことが肝要。
- 設計基準対象施設として必要な機能を阻害しないよう、シビアアクシデント対策を整備した。
⇒シビアアクシデントに対する安全確保は強化されるが、設計基準対象施設として不可欠な機能へ悪影響を及ぼさないよう、慎重な対策検討が必要。
- 発生し得る物理化学現象だけではなく、発生する可能性が極めて低い物理化学現象も考慮したシビアアクシデント対策を整備した。
⇒講じるシビアアクシデント対策により、全ての物理化学現象に対して有意に寄与するとは限らないため、講じた場合の効果及び影響度合いを精査し、総合的に安全確保できる対策検討が必要。

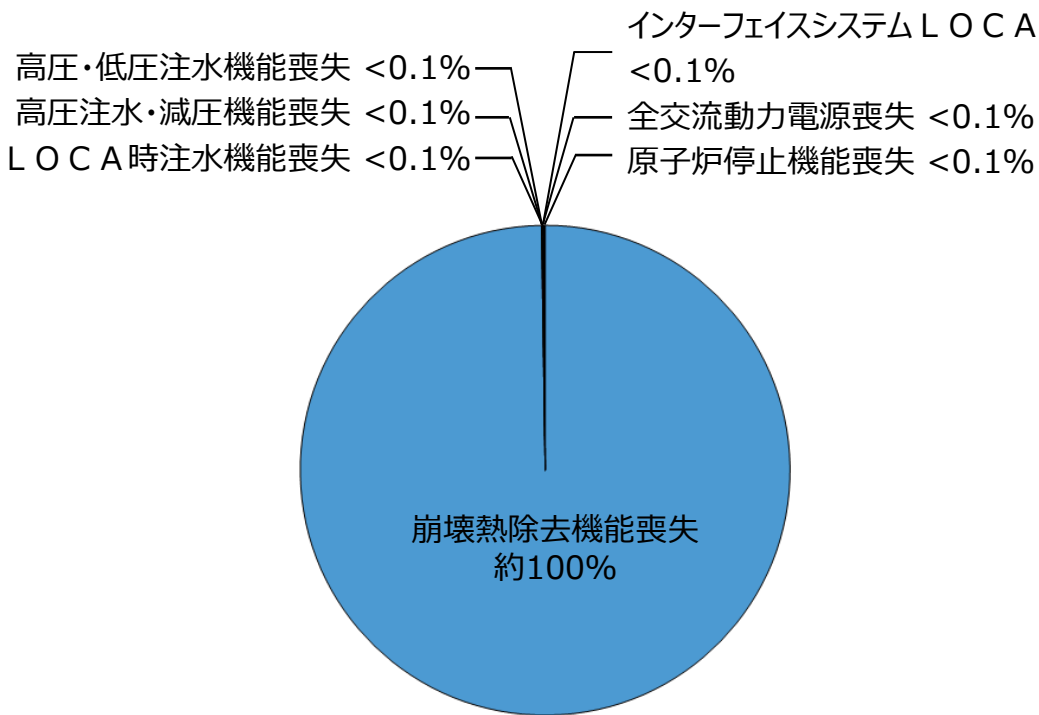
今後の取り組み

新規制基準に基づくシビアアクシデント対策整備後においても、PRA等のリスク情報を活用し、自プラントの強み・弱みを認識することによって、自主的に効果的な安全性向上対策を検討していく。

ご静聴ありがとうございました

參考資料

■ 事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度

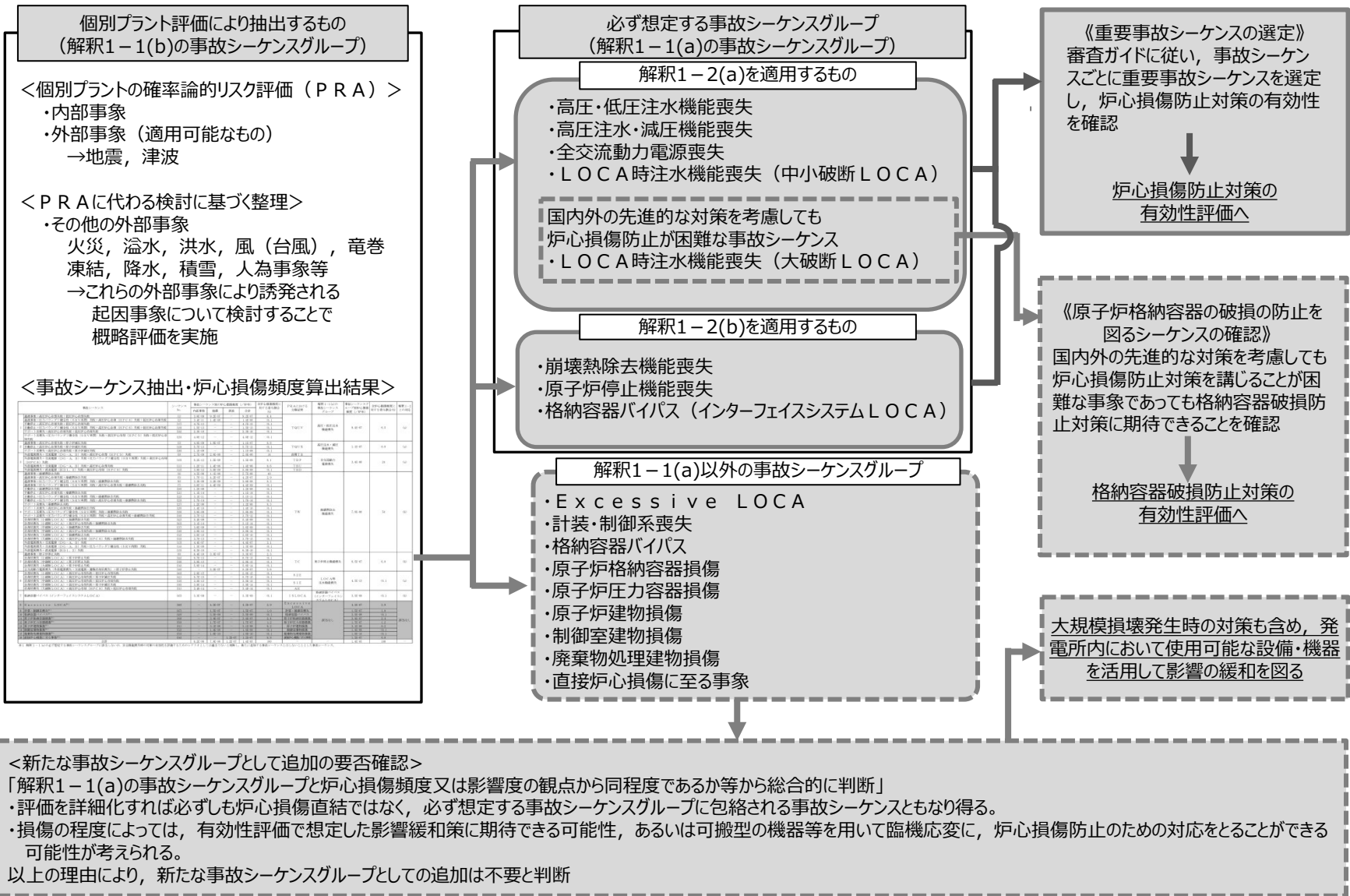


出力運転時レベル1 PRA
事故シーケンスグループ別炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ別の炉心損傷頻度

事故シーケンスグループ	炉心損傷頻度 (／炉年)	寄与割合 (%)
崩壊熱除去機能喪失	6.2E-06	約100
全交流動力電源喪失	2.7E-09	<0.1
長期TB	2.7E-09	<0.1
TBU	1.2E-11	<0.1
TBP	8.2E-12	<0.1
TBD	3.8E-12	<0.1
高圧注水・減圧機能喪失	5.1E-09	<0.1
原子炉停止機能喪失	6.4E-10	<0.1
高圧・低圧注水機能喪失	3.3E-09	<0.1
LOCA時注水機能喪失	4.3E-13	<0.1
インターフェイスシステムLOCA	3.3E-09	<0.1
合計	6.2E-06	100

事故シーケンスグループ及び重要事故シーケンス選定プロセス



【参考②】 事故シーケンス選定の考え方 (2/2)

重要事故シーケンスの選定結果

➤ a : 共通原因故障又は系統間機能依存性, b : 余裕時間, c : 設置容量, d : 代表性の観点で
 厳しいシーケンスを重要事故シーケンスとして選定。

重要事故シーケンスの選定について

解釈の事故シーケンスグループ	事故シーケンス※1	喪失した機能	対応する主要な炉心損傷防止対策 (下線は有効性を確認する主な対策)	着眼点との関係と重要事故シーケンス選定の考え方				選定した重要事故シーケンスと選定理由
				a	b	c	d	
高圧・低圧注水機能喪失	◎ ①過渡事象 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗	・高圧注水機能 ・低圧注水機能	・高圧原子炉代替注水系 ・ <u>低圧原子炉代替注水系 (常設)</u> ・逃し安全弁の手动操作 ・格納容器フィルタベント系 ・常設代替交流電源設備	中	高	高	高	a. 主要な事故シーケンスのカットセットに共通原因故障が含まれている事故シーケンスを「中」とした。その上でサポート系喪失(1系統)は、起因事象の時点で系統間の機能の依存性によって同区分の複数の設備が機能喪失することから「高」とした。 b. 過渡事象(全給水喪失事象)は原子炉水位低(L3)が事象進展の起点となるため、通常水位から原子炉停止に至る手动停止、サポート系喪失と比較して事象進展が早い。このため過渡事象を起因とする事故シーケンスを「高」とした。手动停止、サポート系喪失は通常水位から原子炉停止に至るため、水位の低下後に原子炉停止に至る過渡事象よりも事象進展が遅いことから「低」とした。 c. S R V再閉失敗を含む場合はS R Vから減圧されるため、再閉成功の場合よりも速やかに低圧状態に移行でき、低圧系での代替注水を開始できることから「低」とし、S R V再閉失敗を含まない場合を「高」とした。 d. 事故シーケンスグループの中で最も炉心損傷頻度の高い事故シーケンス(ドミナントシーケンス)を「高」とした。また、ドミナントシーケンスに対して1%未満の事故シーケンスを「低」とし、「高」と「低」の間の事故シーケンスを「中」とした。
	- ②過渡事象 + 圧力バウンダリ健全性 (S R V再閉) 失敗 + 高圧炉心冷却 (H P C S) 失敗 + 低圧炉心冷却失敗			中	高	低	中	
	- ③手动停止 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗			中	低	高	低	
	- ④手动停止 + 圧力バウンダリ健全性 (S R V再閉) 失敗 + 高圧炉心冷却 (H P C S) 失敗 + 低圧炉心冷却失敗			中	低	低	低	
	- ⑤サポート系喪失 + 高圧炉心冷却失敗 + 低圧炉心冷却失敗			高	低	高	低	
	- ⑥サポート系喪失 + 圧力バウンダリ健全性 (S R V再閉) 失敗 + 高圧炉心冷却 (H P C S) 失敗 + 低圧炉心冷却失敗			高	低	低	低	

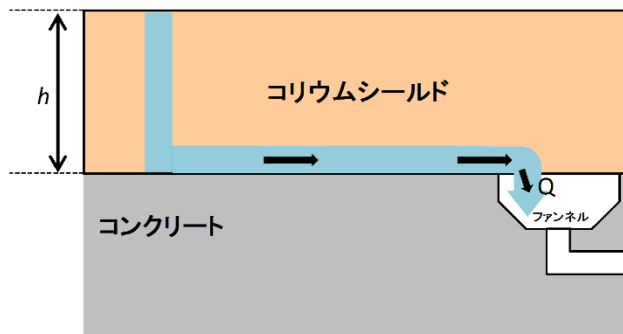
※1 ◎は選定した重要事故シーケンスを示す。
 ※2 地震レベル1 P R A では多重化された機器を完全従属としていることから、多重化された機器の損傷が生じるカットセットでは共通原因故障が生じるものとした。

コリウムシールドの基本構造

- コリウムシールドは、格納容器下部床面全体を覆う構造とし、耐熱材は溶融炉心との接触に伴う熱衝撃対策として二層構造（犠牲材＋サンプ防護材）とする。
- 原子炉冷却材の漏えいが検出できるようスリット(床ドレン流路)を設置し、スリット形状としては、床ドレンサンプへの漏えい水の流入量が 1 gpm (0.228m³/h) 以上となるように設定する。また、スリットに溶融炉心が流入した場合でも、スリット内で溶融炉心が凝固しドライウェルサンプへ流出しない形状とする。
- スリットが何らかの原因で閉塞した場合でも漏えい水の検知ができるよう、4 か所設置する。



コリウムシールドの設置状況



スリット部断面概略図

【スリット内の溶融炉心凝固評価について】

・溶融炉心のスリット内凝固評価は実溶融炉心を用いた試験による確認が困難であることから、複数の評価モデルで凝固評価を実施し、各々の結果を包絡するようにスリット長さを決定した。

評価モデル	概要
モデルA	平行平板間の溶融デブリが凝固し流路が平衡することを想定したモデル
モデルB	円管内での溶融デブリの流動距離を評価するモデル
モデルC	流路周長全体を伝熱面とし、壁面への伝熱を評価するモデル