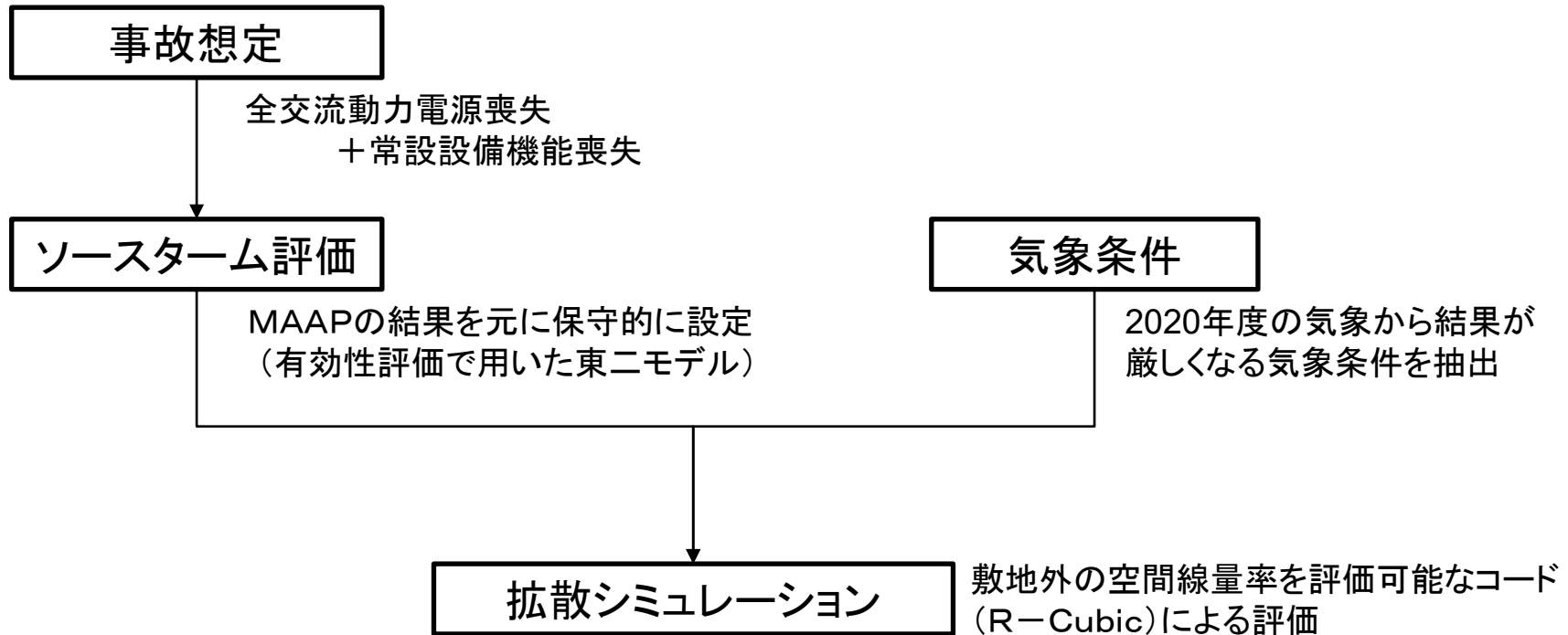


議題	資料	説明内容	概要	
事故想定 の 妥当性	資料1-1 事故の設定 (P5以降)	東海第二の安全対策の概要	報告書から引用	
		安全対策を考慮した確率論的リスク評価（内部事象，地震，津波）	安全対策を考慮したことで，全炉心損傷頻度が低減していること，新たな事故シーケンスグループがないことを確認	
		地震・津波以外の外部事象に対する検討	地震・津波以外の外部事象について設計基準を超過した場合の影響についての検討	
		避難計画を検証するための事故の設定【基本方針】	対外的な説明性の観点から，福島第一原子力発電所の事故進展も踏まえて事故を検討	
		事故の詳細条件	可搬型設備による注水条件	
放射性物質 の 放出量 の 妥当性	資料1-2 事故進展解析 (P61以降)	事故進展解析の条件・結果	評価条件（概要） 結果（事象の流れ，放出割合） 格納容器スプレイ等の放出量評価に係るモデル等	
		資料1-3 放出量の評価 (P68以降)	核種ごとの炉内蓄積量の算出方法	設置許可の値を使用
			核種グループごとの放出割合	MAAP解析結果と核種グループの割り当て表
	放出量補正		格納容器破損前の貫通部DF=10考慮 等	
	放出量評価結果		主要核種の放出量評価結果	
	公開されている文献等との比較		東海第二の設置変更許可申請書や福島第一原子力発電所等との放出量の違いについて	
	R-Cubicソースタームファイルの作成	入力ファイル作成の考え方（4時間で纏めて放出） 感度解析結果		

今回評価の概要

2023年1月26日
日本原子力発電株式会社

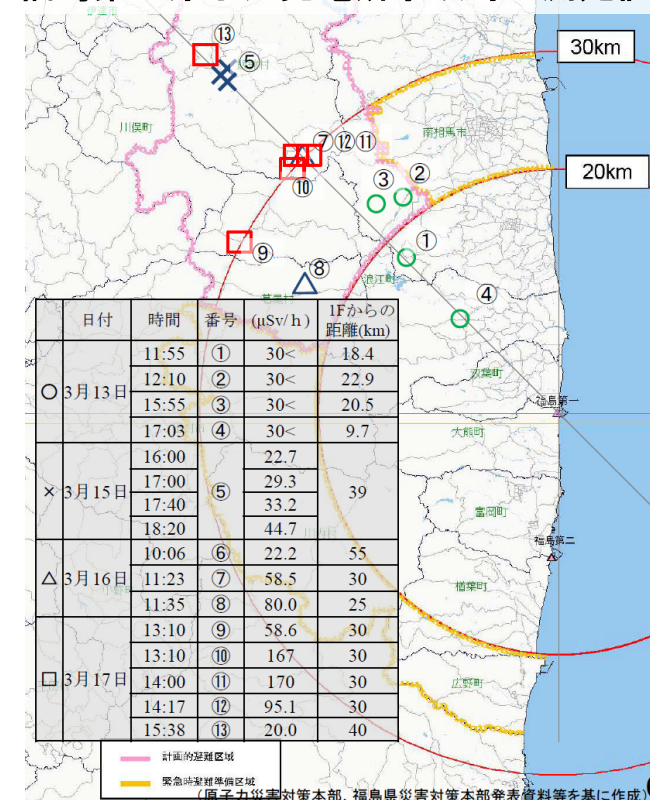
茨城県の避難計画の検証に資するため、茨城県殿からの要請文書に基づき、東海第二発電所のUPZ(半径30km)の範囲で避難・一時移転が必要となる事故を想定するとともに、放射性物質の拡散シミュレーションを実施した。
ソースタームの評価はMAAP, 拡散シミュレーションはR-Cubicを用い、気象条件は2020年度の実気象から選定した。



参考資料

	福島第一原子力発電所事故	今回検討
線量率	右図のとおり	指針に定められた範囲(30km周辺まで避難・一時移転の対象となる区域が発生)
気象条件	実績値	厳しい結果となる気象条件まで考慮
放出量 (Cs-137)	約1万TBq (1~3号機合計)	どのような事故条件か？

福島第一原子力発電所事故時の測定値※



※「平成25年2月の原子力災害対策指針改定における防護措置の実施の判断基準(OIL:運用上の介入レベル)の設定の考え方」より抜粋

事故の設定

2023年1月26日
日本原子力発電株式会社

- (1) 東海第二発電所の安全対策の概要
- (2) 安全対策を考慮した確率論的リスク評価(内部事象, 地震, 津波)
- (3) 地震・津波以外の外部事象に対する検討
- (4) 避難計画を検証するための事故の設定
- (5) 事故の詳細検討

(1) 東海第二の安全対策の概要

(1) 東海第二の安全対策の概要



東海第二発電所では、設備の故障や運転員の誤操作の可能性を念頭に、炉心損傷防止／格納容器破損防止のための多層的・多重的な対策を講じることとしている。

(東京電力(株)福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえ、安全対策の抜本的強化を実施)

異常の発生防止

異常の
拡大防止

事故の
影響緩和

重大事故等
への対処

福島第一原子力発電所事故の教訓を踏まえて強化

福島第一原子力発電所事故以前からの安全対策
(DB設備)

新規制基準に基づき新たに設置
(SA設備／特重施設)

安全対策の種類		概要
異常の発生防止		<ul style="list-style-type: none"> 設備の故障や運転員の誤操作を防止するための対策 例) 計画外の制御棒の引き抜きを防止するインターロック等
異常の拡大防止		<ul style="list-style-type: none"> 設備の故障や運転員の誤操作によって異常な状態が発生した場合に、燃料の損傷を防止する対策
事故の影響緩和	<p>①設計基準事故対処設備 (福島第一原子力発電所事故以前からの安全対策設備) 【DB設備】</p>	<ul style="list-style-type: none"> 冷却材喪失事故(LOCA)のような設計基準事故が発生した場合にも、著しい炉心の損傷を防止し、放射性物質を閉じ込めることで敷地外への影響を抑制するための対策
重大事故等への対処	<p>②重大事故等対処設備 (新規制基準に基づき新たに設置する安全対策設備) 【SA設備】</p>	<ul style="list-style-type: none"> 設計基準事故対処設備と同時に機能喪失しないように位置的分散を図ったバックアップ設備 燃料が熔融するような事故が発生した場合も、放射性物質の放出を抑制するために格納容器の健全性を維持する対策
	<p>③特定重大事故等対処施設 (新規制基準に基づく更なるバックアップ設備) 【特重施設】</p>	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉建屋への故意による大型航空機の衝突その他のテロリズムを考慮した上で、格納容器の健全性を維持するための更なるバックアップ設備

(1) 東海第二の安全対策の概要



重大事故等対処設備(SA設備)は、設計基準事故対処設備(DB設備)と共通の要因で同時に故障することがないように、位置的分散や多様性を考慮した設計とすることで信頼性を確保している。

【電源設備の例】

分散して設置

分散して配備

【非常用電源】

原子炉建屋内に設置

ディーゼル発電機: 3台
(海水冷却)

【常設の代替電源装置】

原子炉建屋よりも高台に
常設の電源を設置

6台(内予備1台)
(空冷冷却)

【可搬型の電源車】

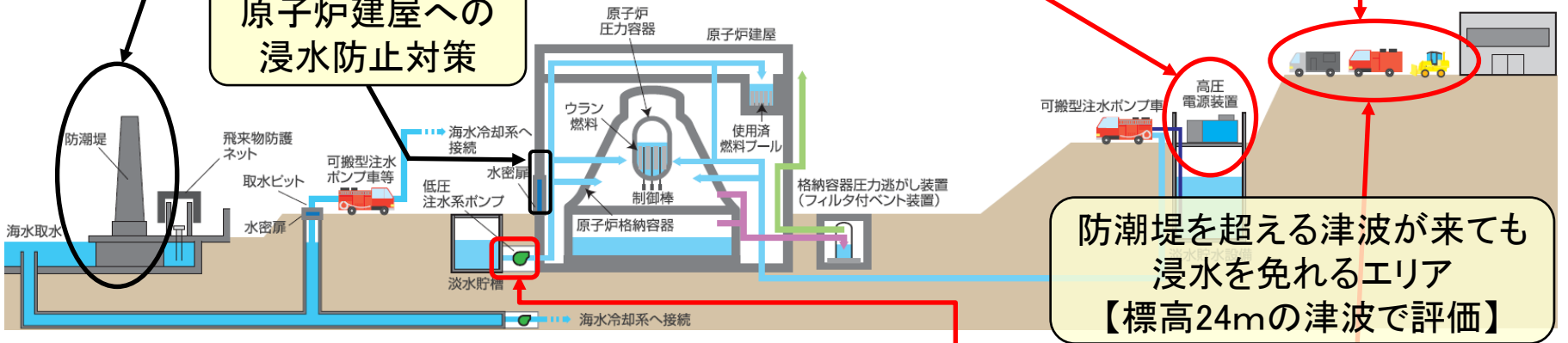
更なる高台に保管

2台×2セット※+予備1台
(空冷冷却)

※分散して配備

防潮堤を設置
(標高20m)

原子炉建屋への
浸水防止対策



防潮堤を超える津波が来ても
浸水を免れるエリア
【標高24mの津波で評価】

【注水設備の例】

特定重大事故等対処施設は、設計基準事故対処設備(DB設備)及び重大事故等対処設備(SA設備)との位置的分散・多様性を考慮

【DB設備】

原子炉建屋内に設置

内部水源を使用

【SA設備(常設)】

原子炉建屋外(地下)に
設置

外部水源を使用

【SA設備(可搬型)】

更なる高台に保管
(敷地内に複数の水源・接続
口を整備)

外部水源を使用

分散して設置

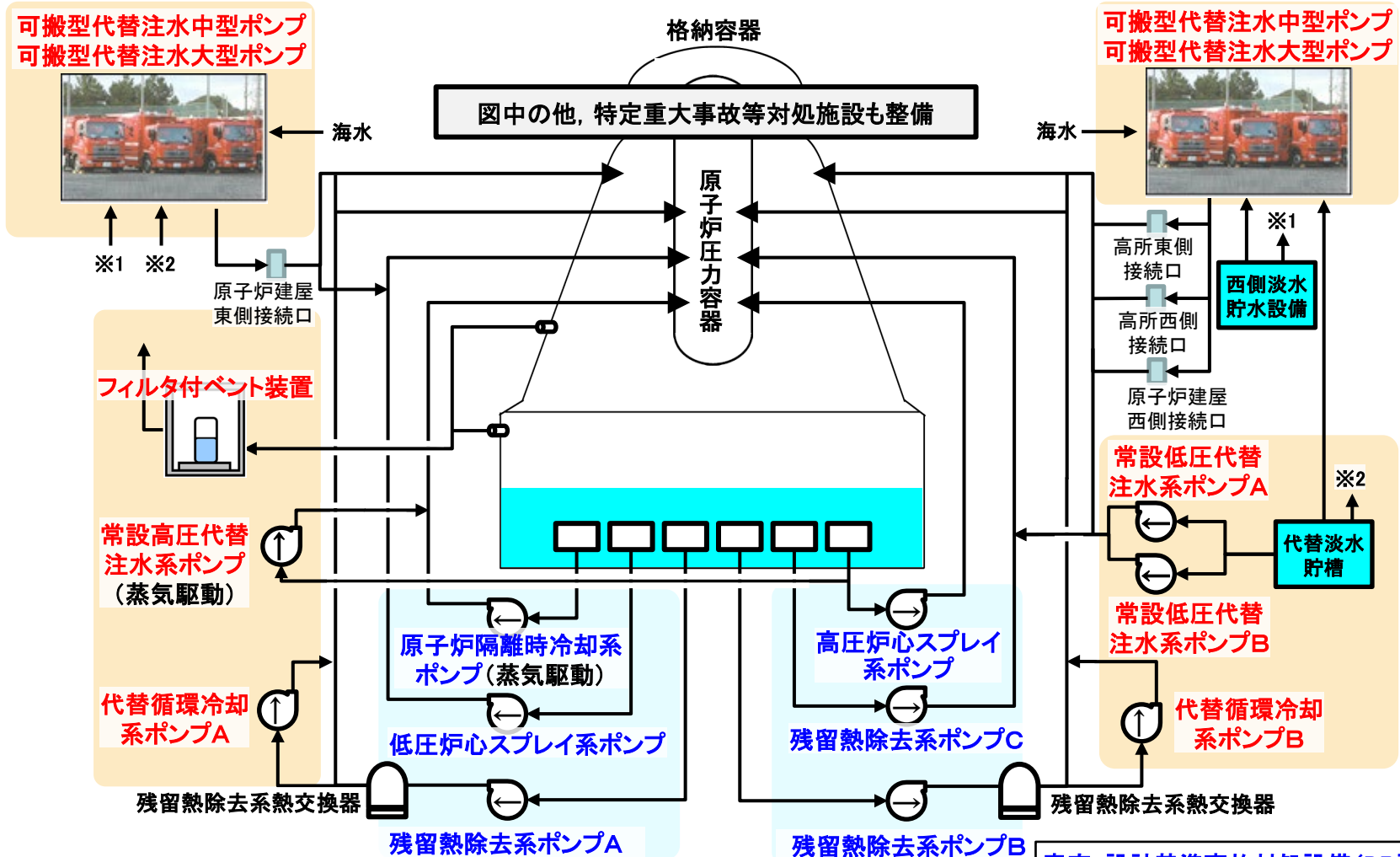
分散して配備

(1) 東海第二の安全対策の概要



重大事故等対処設備として、新たに以下の図において赤字で示す設備を設置・配備する。
 次頁以降では、いずれかの設備で事故対応を行う場合の解析結果をいくつかの例示により説明する。

東海第二発電所における原子炉冷却手段及び格納容器除熱手段の概要



青字: 設計基準事故対処設備 (DB設備)

赤字: 重大事故等対処設備 (SA設備)

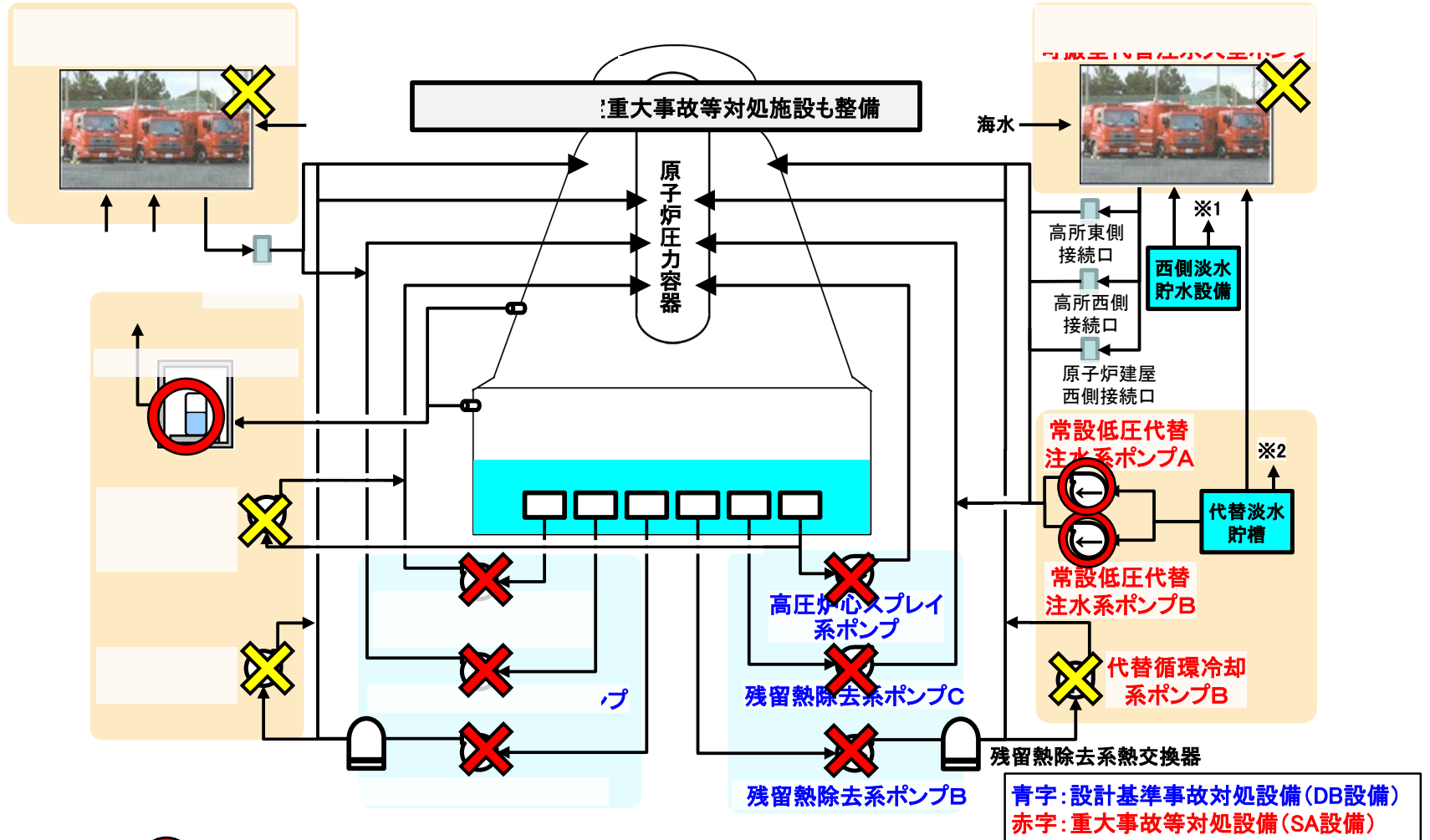
【本資料は、茨城県からの要請に応えるために一定の条件を置いて実施した拡散シミュレーションに関する情報を含んでいます。委員会関係者限】

① 低圧代替注水系(常設)を用いた事故対応

有効性評価(炉心損傷防止)のうち、「高圧・低圧注水機能喪失」の解析

① 低圧代替注水系(常設)を用いた事故対応

有効性評価(炉心損傷防止)のうち、高圧・低圧注水機能喪失



○ : 解析上考慮する設備 ✖ : 使用できない仮定 ✖ : 解析上、考慮しない

※フィルタ付バント装置は格納容器の除熱のために使用する(実手順では代替循環冷却系を優先的に使用)

① 低圧代替注水系(常設)を用いた事故対応

有効性評価(炉心損傷防止)のうち、高圧・低圧注水機能喪失

従来の対策における事象進展	炉心損傷防止対策を考慮した事象進展	備考
<p>運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生</p> <p>↓</p> <p>高圧注水機能及び低圧注水機能喪失</p> <p>↓</p> <p>原子炉水位の低下</p> <p>↓</p> <p>炉心損傷</p>	<p>運転時の異常な過渡変化又は設計基準事故の発生</p> <p>↓</p> <p>高圧注水機能及び低圧注水機能喪失</p> <p>↓</p> <p>低圧代替注水系(常設)による原子炉注水</p> <p>↓</p> <p>原子炉安定状態</p> <p>↓</p> <p>格納容器圧力279kPa[gage]到達</p> <p>↓</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器スプレイ</p> <p>↓</p> <p>S/P水位 通常水位+6.5m到達</p> <p>↓</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系(常設)による格納容器スプレイ停止</p> <p>↓</p> <p>格納容器圧力310kPa[gage]到達</p> <p>↓</p> <p>格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント</p> <p>↓</p> <p>格納容器安定状態</p>	<ul style="list-style-type: none"> ● 解析上は「給水流量の全喪失」を仮定 ● 高圧代替注水系による原子炉注水が可能であるが、解析上、考慮していない。 ● 常設代替高圧電源装置により緊急用母線へ給電する必要あり ※解析上は、状況判断や注水準備等の時間を考慮して注水開始を25分と仮定 ● 低圧代替注水系(常設)による原子炉注水と同時に実施が可能 ● 代替循環冷却系による格納容器除熱も可能であるが、解析上、考慮していない。

① 低圧代替注水系(常設)を用いた事故対応

有効性評価(炉心損傷防止)のうち、高圧・低圧注水機能喪失

黒字:プラント挙動 緑字:運転員等操作

経過時間 (事象発生後)	事象
0秒	給水流量の全喪失発生 原子炉水位L-3到達 原子炉自動スクラム
約20秒	原子炉水位L-2到達 高圧注水機能・低圧注水機能喪失の確認
25分	低圧代替注水系(常設)の起動操作, 原子炉減圧操作
約29分	原子炉水位低下(燃料有効長以下)
約39分	原子炉水位上昇(燃料有効長以上に回復)
約14時間	格納容器圧力279kPa[gage]到達 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)の起動操作
約27時間	サプレッション・プール水位 通常水位+6.5m到達 代替格納容器スプレイ冷却系(常設)の停止操作
約28時間	格納容器圧力310kPa[gage]到達 格納容器圧力逃がし装置による格納容器ベント操作

感度解析によって、事象発生から50分までに低圧代替注水系(常設)による注水が開始できれば、炉心の著しい損傷が発生しないことを確認

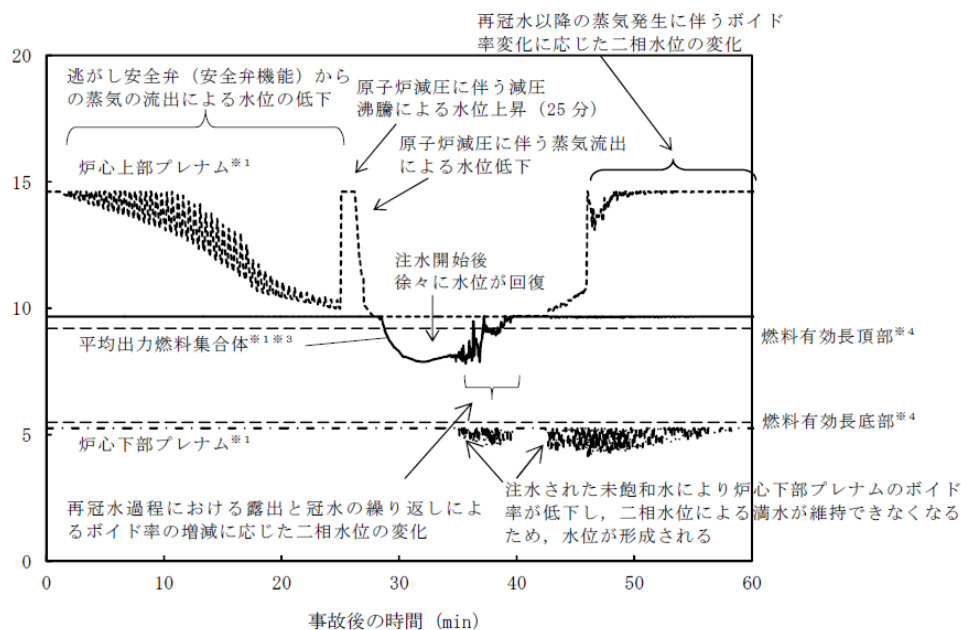
S/Cベント配管の水没を防止する観点から、S/P水位が通常水位+6.5mに到達した時点で外部水源による格納容器スプレイを停止

① 低圧代替注水系(常設)を用いた事故対応

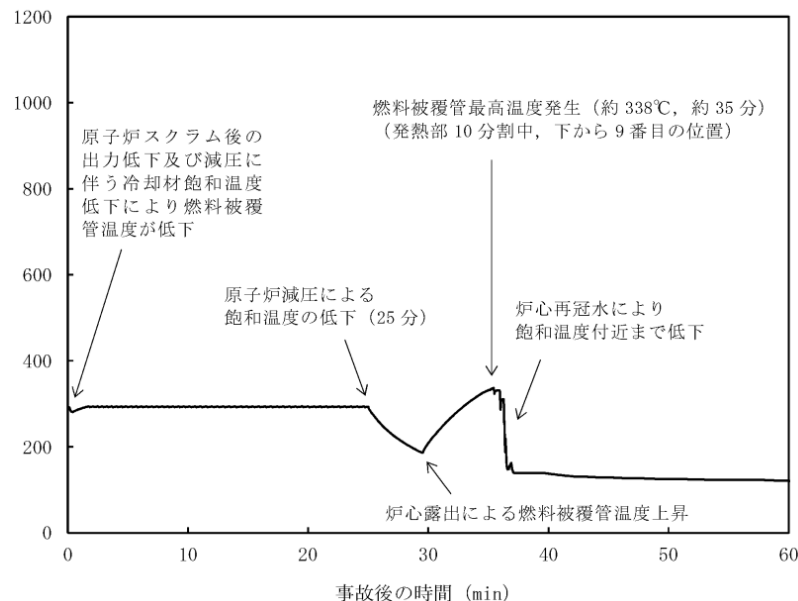
有効性評価(炉心損傷防止)のうち、高圧・低圧注水機能喪失

評価項目	判断基準	評価結果
燃料被覆管温度	1,200°C以下	約338°C
格納容器圧力	0.62MPa[gage]未満	約0.31MPa[gage]
格納容器雰囲気温度	200°C未満	約143°C

原子炉水位の時間変化



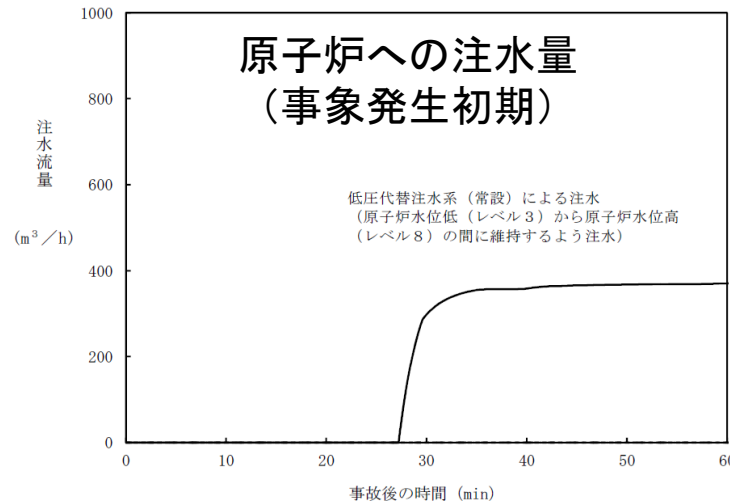
燃料被覆管温度の時間変化



① 低圧代替注水系(常設)を用いた事故対応

有効性評価(炉心損傷防止)のうち、高圧・低圧注水機能喪失

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	低圧代替注水系(常設)	<p>設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定</p> <p>常設低圧代替注水系ポンプ2台による注水特性</p>
		<p>最大 378m³/h で注水(格納容器スプレイ実施前)</p>
		<p>230m³/h (格納容器スプレイ実施中)</p>
	代替格納容器スプレイ冷却系(常設)	<p>130m³/hにて格納容器内へスプレイ</p>
格納容器圧力逃がし装置等	<p>格納容器圧力が 0.31MPa [gage] における排出流量 13.4kg/s に対して、第二弁を全開にて格納容器除熱</p>	<p>格納容器圧力逃がし装置等の設計値を考慮して、格納容器圧力及び雰囲気温度を低下させるのに必要な排出流量として設定</p>



②原子炉隔離時冷却系を用いた事故対応

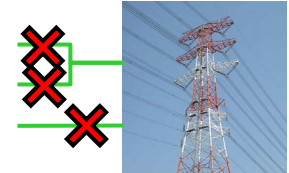
有効性評価(炉心損傷防止)のうち、「長期TB」の解析

長期TB: 全交流動力電源喪失後, 原子炉隔離時冷却系が自動起動し, 設計基準事故対処設備として期待する期間は運転を継続するものの, その期間を超えた後に蓄電池の直流電源供給能力が枯渇して原子炉隔離時冷却系に期待できなくなることを想定

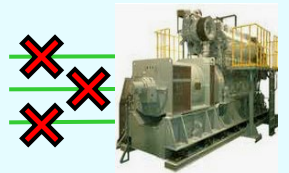
②原子炉隔離時冷却系を用いた事故対応

有効性評価(炉心損傷防止)のうち, 全交流電源喪失(長期TB)

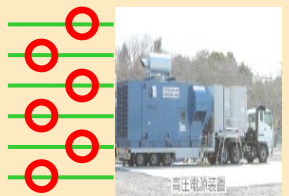
【電源の状況】



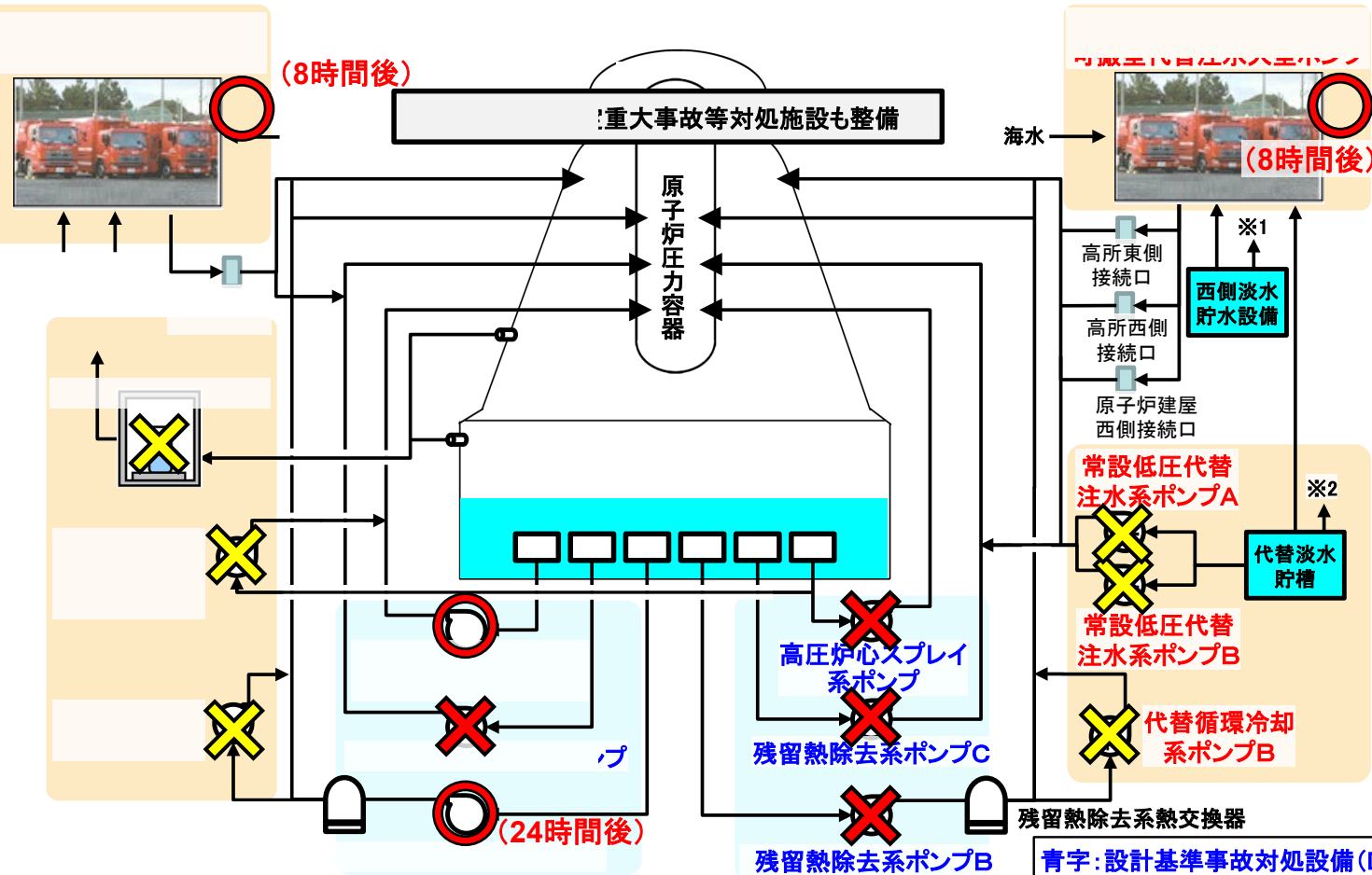
外部電源
(2ルート3回線)



非常用電源
(ディーゼル発電機×3)



(24時間後より使用)
常設代替高圧電源装置
×6 (内予備1)



○ : 解析上考慮する設備 × : 使用できない仮定 × : 解析上、考慮しない

※事象発生初期は原子炉隔離時冷却系による注水を行い, 8時間後に可搬型設備による注水に切替を行う
 残留熱除去系は24時間以降に使用開始(常設代替高圧電源装置による非常用母線への給電開始後)

青字: 設計基準事故対処設備(DB設備)
赤字: 重大事故等対処設備(SA設備)

②原子炉隔離時冷却系を用いた事故対応

有効性評価(炉心損傷防止)のうち、全交流電源喪失(長期TB)

従来の対策における事象進展	炉心損傷防止対策を考慮した事象進展	備考
<p>全交流動力電源喪失の発生</p> <p>↓</p> <p>RCICの自動起動</p> <p>↓</p> <p>直流電源の枯渇</p> <p>↓</p> <p>RCICの停止</p> <p>↓</p> <p>原子炉水位の低下</p> <p>↓</p> <p>炉心損傷</p>	<p>全交流動力電源喪失の発生</p> <p>↓</p> <p>RCICの自動起動</p> <p>↓</p> <p>低圧代替注水系(可搬型) による原子炉注水</p> <p>↓</p> <p>原子炉安定状態</p> <p>↓</p> <p>格納容器圧力279kPa[gage]到達</p> <p>↓</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型) による格納容器スプレイ</p> <p>↓</p> <p>常設代替交流電源設備 による非常用母線への給電</p> <p>↓</p> <p>RHRによる 原子炉注水or格納容器スプレイ</p> <p>↓</p> <p>格納容器安定状態</p>	<ul style="list-style-type: none"> ● 高圧系での注水が継続している場合の低圧系への注水に移行する基準である「サブレーション・プール水温度が65°Cに到達」していることを確認後、実施 ● 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水との並行実施が可能 ● 実際は全交流動力電源喪失の発生後、可能な限り早く実施するが、解析上、24時間後からの使用開始を仮定 ● RHR起動後、低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水を停止する

②原子炉隔離時冷却系を用いた事故対応

有効性評価(炉心損傷防止)のうち、全交流電源喪失(長期TB)

経過時間 (事象発生後)	事象
0秒	全交流動力電源喪失発生 全交流動力電源喪失の確認 常設代替交流電源設備の起動操作
約4分	原子炉水位L-2到達 原子炉隔離時冷却系の自動起動の確認
約3時間	サブレーション・プール水温度65℃到達
約8時間	低圧代替注水系(可搬型)の起動操作, 原子炉減圧操作
約8.6時間	原子炉水位低下(燃料有効長以下)
約8.7時間	原子炉水位上昇(燃料有効長以上に回復)
約13時間	格納容器圧力279kPa[gage]到達 代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器スプレイ操作
24時間	常設代替高圧電源設備による非常用母線の受電完了 低圧注水系による原子炉注水及び残留熱除去系による格納容器除熱(格納容器スプレイ, サブレーション・プール冷却)操作 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器スプレイ停止

事象発生後すぐに起動操作を行うが、解析上は、**24時間後に使用開始**と仮定

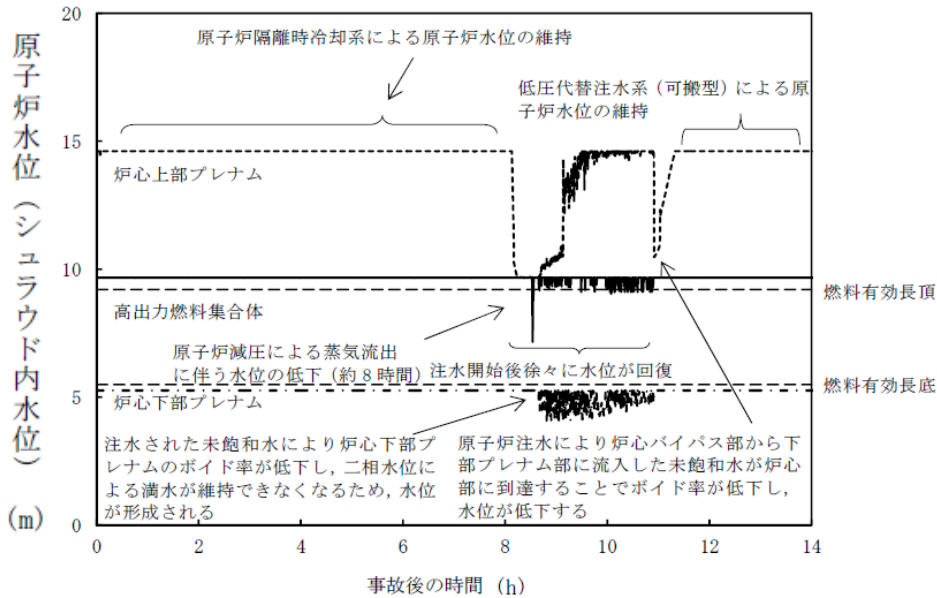
約8時間に、低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水に切り替える

②原子炉隔離時冷却系を用いた事故対応

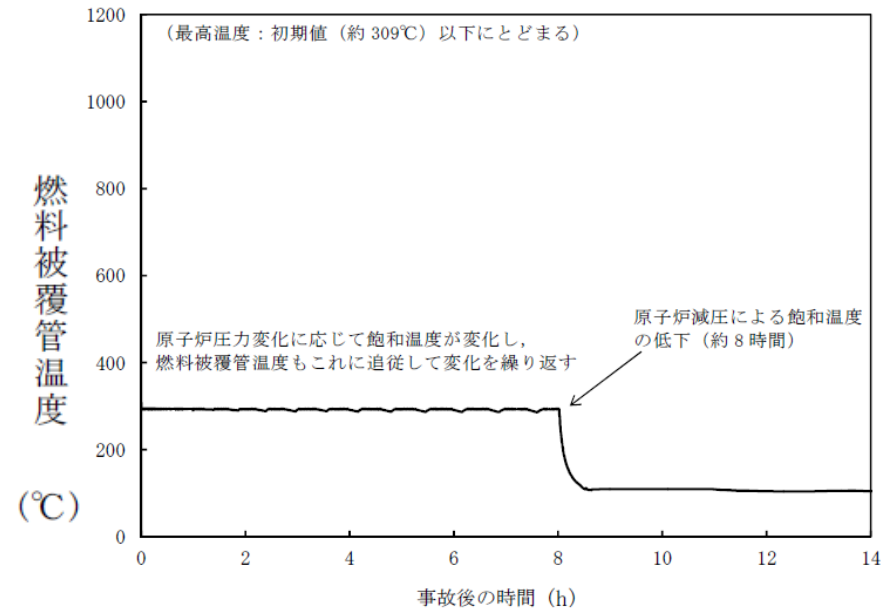
有効性評価(炉心損傷防止)のうち, 全交流電源喪失(長期TB)

評価項目	判断基準	評価結果
燃料被覆管温度	1,200°C以下	初期値(約309°C)以下
格納容器圧力	0.62MPa[gage]未満	約0.28MPa[gage]
格納容器雰囲気温度	200°C未満	約141°C

原子炉水位の時間変化



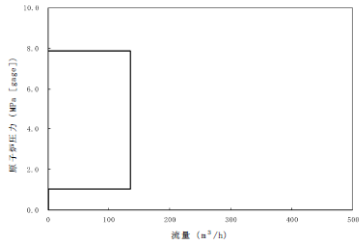
燃料被覆管温度の時間変化



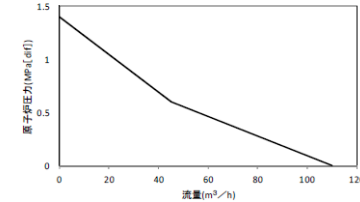
②原子炉隔離時冷却系を用いた事故対応

有効性評価(炉心損傷防止)のうち, 全交流電源喪失(長期TB)

原子炉隔離時冷却系による注水の条件

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)信号 (遅れ時間: 1.05秒)	安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定
	原子炉隔離時冷却系	原子炉水位異常低下(レベル2)信号にて自動起動 136.7m ³ /h (7.86MPa [gage] ~1.04MPa [gage] において)にて注水	原子炉隔離時冷却系の設計値として設定  <p>原子炉隔離時冷却系ポンプによる注水特性</p>

可搬型代替注水中型ポンプ2台による注水条件

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	低压代替注水系(可搬型)	最大 110m ³ /h (格納容器スプレイ実施前)	設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定  <p>可搬型代替注水中型ポンプ2台による注水特性</p>
		50m ³ /h (格納容器スプレイ実施後)	設計に基づき, 併用時の注入先圧力及び系統圧損を考慮しても確保可能な流量を設定
	代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)	130m ³ /hにて格納容器内へスプレイ	格納容器雰囲気温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し, 設定

③ 高圧代替注水系を用いた事故対応

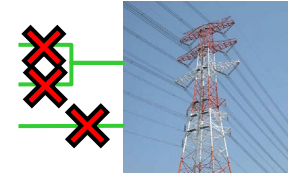
有効性評価(炉心損傷防止)のうち、「TBD, TBU」の解析

TBD, TBU: 全交流動力電源喪失と同時に直流電源喪失(DB)又は原子炉隔離時冷却系の故障が発生することを想定

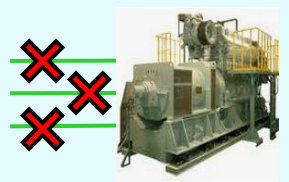
③ 高圧代替注水系を用いた事故対応

有効性評価(炉心損傷防止)のうち、全交流電源喪失(TBD/TBU)

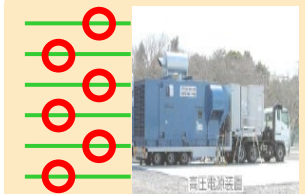
【電源の状況】



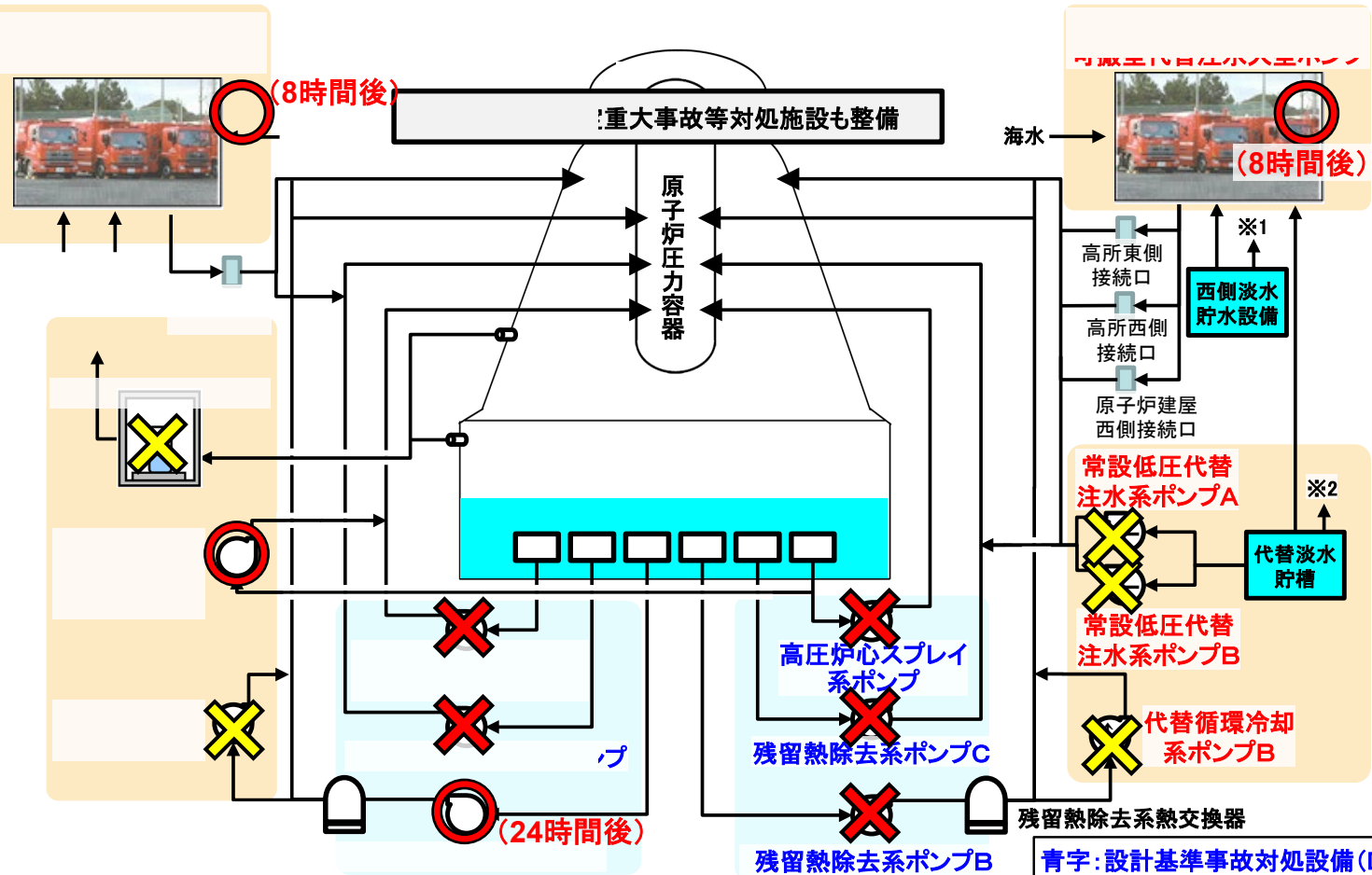
外部電源
(2ルート3回線)



非常用電源
(ディーゼル発電機×3)



(24時間後より使用)
常設代替高圧電源装置
×6 (内予備1)



○ : 解析上考慮する設備 X : 使用できない仮定 X : 解析上、考慮しない

※事象発生初期は高圧代替注水系による注水を行い、8時間後に可搬型設備による注水に切替を行う
残留熱除去系は24時間以降に使用開始(常設代替高圧電源装置による非常用母線への給電開始後)

青字:設計基準事故対処設備(DB設備)
赤字:重大事故等対処設備(SA設備)

③ 高圧代替注水系を用いた事故対応

有効性評価(炉心損傷防止)のうち、全交流電源喪失(TBD/TBU)

従来の対策における事象進展	炉心損傷防止対策を考慮した事象進展	備考
<p>全交流動力電源喪失の発生</p> <p>↓</p> <p>直流電源喪失又はRCIC機能喪失</p> <p>↓</p> <p>原子炉水位の低下</p> <p>↓</p> <p>炉心損傷</p>	<p>全交流動力電源喪失の発生</p> <p>↓</p> <p>直流電源喪失又はRCIC機能喪失</p> <p>↓</p> <p>高圧代替注水系 による原子炉注水</p> <p>↓</p> <p>低圧代替注水系(可搬型) による原子炉注水</p> <p>↓</p> <p>原子炉安定状態</p> <p>↓</p> <p>格納容器圧力279kPa[gage]到達</p> <p>↓</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型) による格納容器スプレイ</p> <p>↓</p> <p>常設代替交流電源設備 による非常用母線への給電</p> <p>↓</p> <p>RHRによる 原子炉注水or格納容器スプレイ</p> <p>↓</p> <p>格納容器安定状態</p>	<p>● 以降の事象進展は、全交流動力電源喪失(長期TB)と同様</p>

③ 高圧代替注水系を用いた事故対応

有効性評価(炉心損傷防止)のうち、全交流電源喪失(TBD/TBU)

経過時間 (事象発生後)	事象
0秒	全交流動力電源喪失発生
	全交流動力電源喪失の確認
約4分	原子炉水位L-2到達
	原子炉隔離時冷却系機能喪失の確認
25分	高圧代替注水系の起動操作
約3時間	サプレッション・プール水温度65°C到達
約8時間	低圧代替注水系(可搬型)の準備完了, 原子炉減圧操作
約13時間	格納容器圧力279kPa[gage]到達
	代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器スプレイ操作
24時間	常設代替高圧電源設備による非常用母線の受電完了
	低圧注水系による原子炉注水及び残留熱除去系による格納容器除熱(格納容器スプレイ, サプレッション・プール冷却)操作
	低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水及び代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型)による格納容器スプレイ停止

事象発生から**39分まで**に起動させることができれば、燃料の露出を防止することが可能

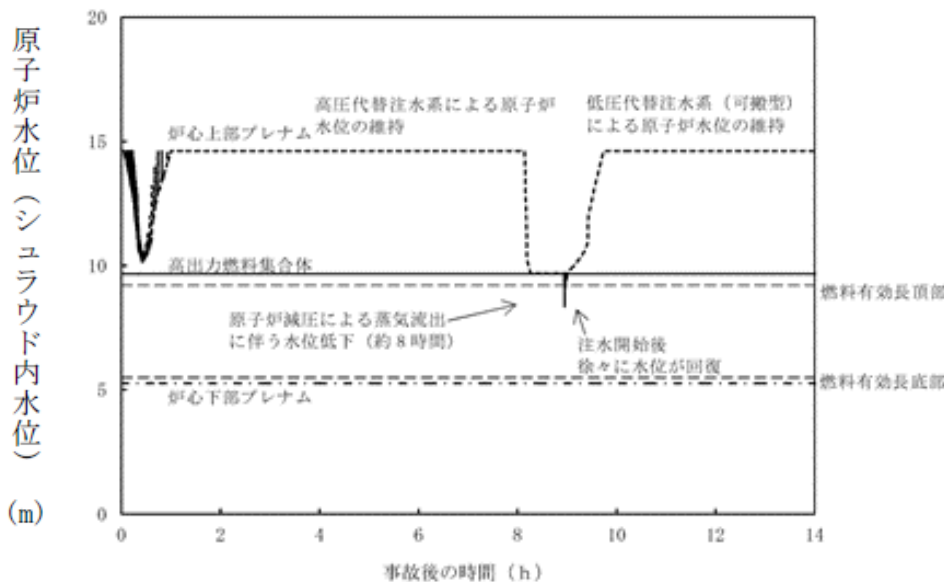
約8時間に、低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水に切り替える

③ 高圧代替注水系を用いた事故対応

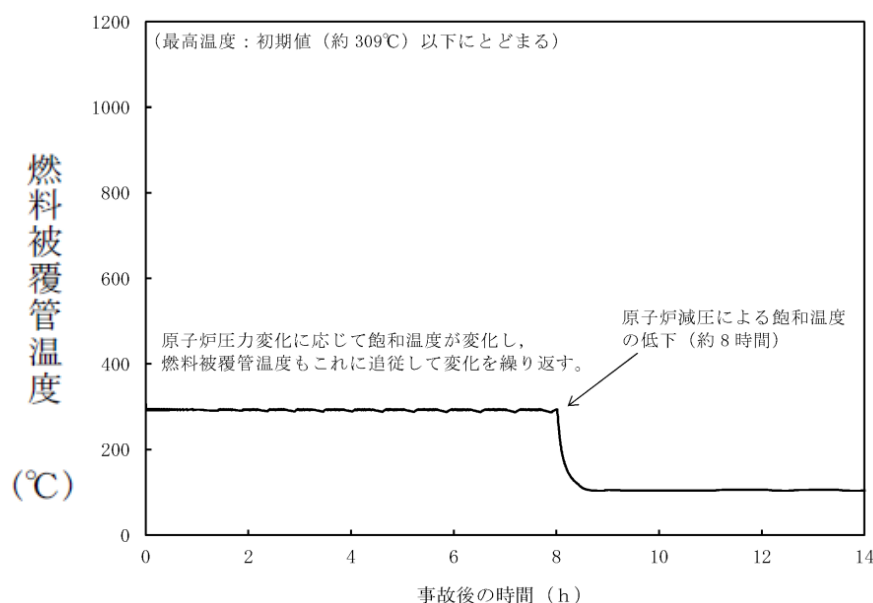
有効性評価(炉心損傷防止)のうち、全交流電源喪失(TBD/TBU)

評価項目	判断基準	評価結果
燃料被覆管温度	1200°C以下	初期値(約309°C)以下
格納容器圧力	0.62MPa[gage]未満	約0.28MPa[gage]
格納容器雰囲気温度	200°C未満	約141°C

原子炉水位の時間変化



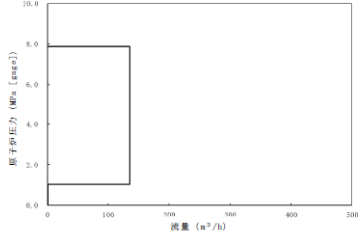
燃料被覆管温度の時間変化



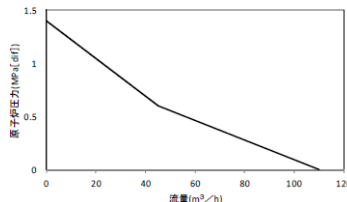
③ 高圧代替注水系を用いた事故対応

有効性評価(炉心損傷防止)のうち, 全交流電源喪失(TBD/TBU)

高圧代替注水系による注水の条件

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) 信号 (遅れ時間: 1.05 秒)	安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定
	高圧代替注水系	事象発生 25 分後に手動起動し, 設計値である 136.7m ³ /h (7.86MPa [gage] ~1.04MPa [gage]) にて注水	設計値を設定  <p>高圧代替注水系ポンプによる注水特性</p>

可搬型代替注水中型ポンプ2台による注水条件

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	低圧代替注水系 (可搬型)	最大 110m ³ /h (格納容器スプレイ実施前)	設計値に注入配管の流路圧損を考慮した値として設定  <p>可搬型代替注水中型ポンプ2台による注水特性</p>
		50m ³ /h (格納容器スプレイ実施後)	設計に基づき, 併用時の注入先圧力及び系統圧損を考慮しても確保可能な流量を設定
	代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型)	130m ³ /h にて格納容器内へスプレイ	格納容器雰囲気温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し, 設定

④原子炉隔離時冷却系及び 可搬型注水中型ポンプを 用いた事故対応

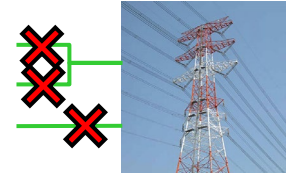
有効性評価(炉心損傷防止)のうち、「TBP」の解析

TBP: 全交流動力電源喪失と同時に逃がし安全弁1個が開状態のまま固着し、蒸気駆動の注水系が動作できない範囲に原子炉圧力が低下することで、原子炉注水機能を喪失することを想定

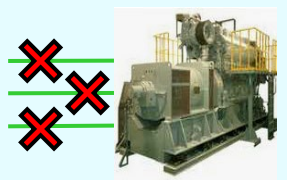
④原子炉隔離時冷却系及び可搬型注水中型ポンプを用いた事故対応

有効性評価(炉心損傷防止)のうち、全交流電源喪失(TBP)

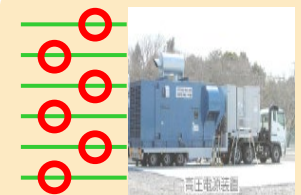
【電源の状況】



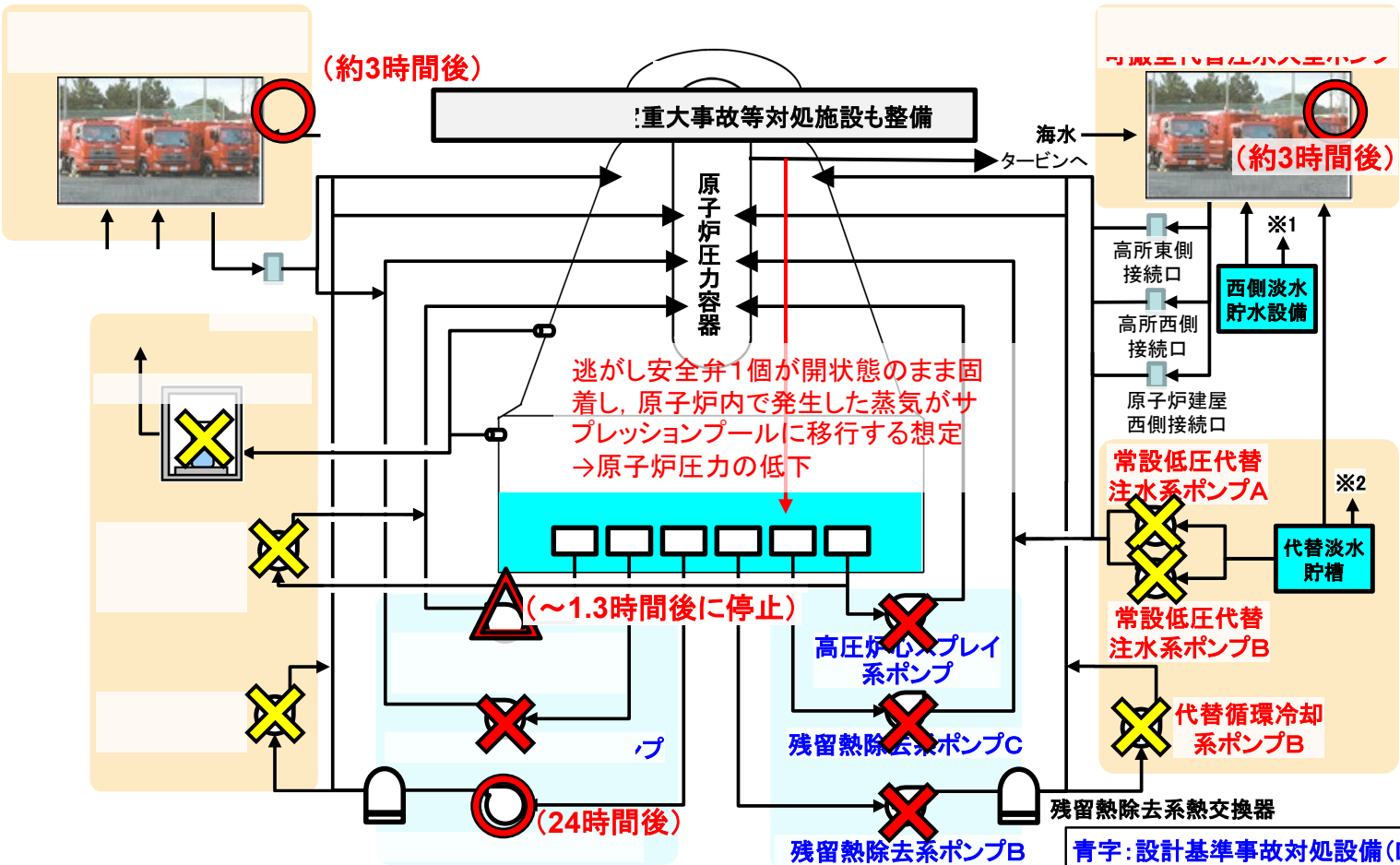
外部電源
(2ルート3回線)



非常用電源
(ディーゼル発電機×3)



(24時間後より使用)
常設代替高圧電源装置
×6 (内予備1)



○ : 解析上考慮する設備 △ : 解析上考慮する設備 (逃がし安全弁1個の開固着で駆動蒸気が低下し、1.3時間後に停止)

✗ : 使用できない仮定 ✕ : 解析上、考慮しない

青字: 設計基準事故対処設備(DB設備)
赤字: 重大事故等対処設備(SA設備)

※事象発生初期は原子炉隔離時冷却系による注水を行い、3時間後に可搬型設備による注水に切替を行う
残留熱除去系は24時間以降に使用開始(常設代替高圧電源装置による非常用母線への給電開始後)

④原子炉隔離時冷却系及び可搬型注水中型ポンプを用いた事故対応
有効性評価(炉心損傷防止)のうち、全交流電源喪失(TBP)

従来の対策における事象進展	炉心損傷防止対策を考慮した事象進展	備考
<p>全交流動力電源喪失の発生</p> <p>↓</p> <p>逃がし安全弁開固着</p> <p>↓</p> <p>RCICの自動起動</p> <p>↓</p> <p>原子炉圧力低下に伴うRCICの停止</p> <p>↓</p> <p>原子炉水位の低下</p> <p>↓</p> <p>炉心損傷</p>	<p>全交流動力電源喪失の発生</p> <p>↓</p> <p>逃がし安全弁開固着</p> <p>↓</p> <p>RCICの自動起動</p> <p>↓</p> <p>原子炉圧力低下に伴うRCICの停止</p> <p>↓</p> <p>低圧代替注水系(可搬型) による原子炉注水</p> <p>↓</p> <p>原子炉安定状態</p> <p>↓</p> <p>格納容器圧力279kPa[gage]到達</p> <p>↓</p> <p>代替格納容器スプレイ冷却系(可搬型) による格納容器スプレイ</p> <p>↓</p> <p>常設代替交流電源設備 による非常用母線への給電</p> <p>↓</p> <p>RHRIによる 原子炉注水or格納容器スプレイ</p> <p>↓</p> <p>格納容器安定状態</p>	<p>●原子炉圧力が低下する</p> <p>●事象発生から約1.3時間後</p> <p>●事象発生から約3時間後</p>

④原子炉隔離時冷却系及び可搬型注水中型ポンプを用いた事故対応 有効性評価(炉心損傷防止)のうち、全交流電源喪失(TBP)

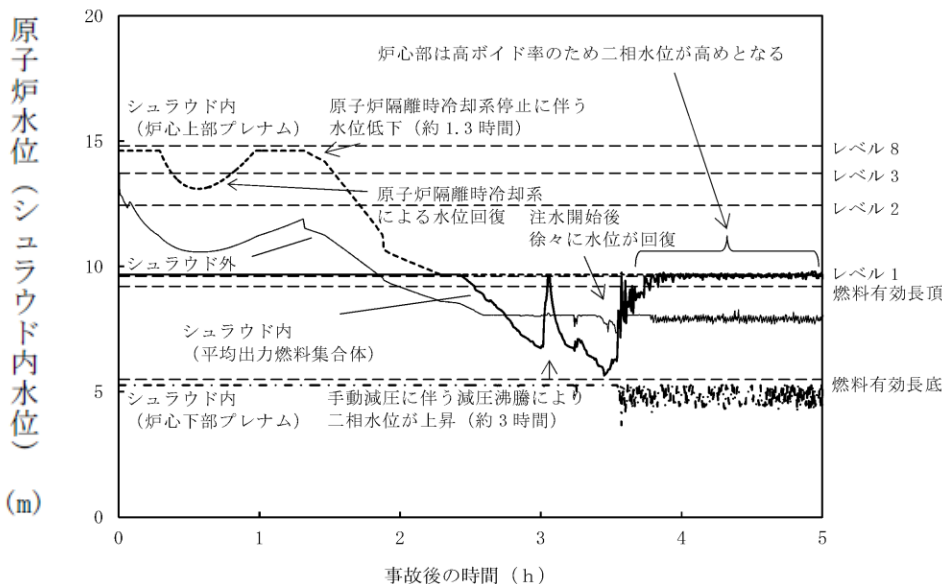
時間	事象
0秒	全交流動力電源喪失, 逃がし安全弁開固着の発生 全交流動力電源喪失の確認
約3分	原子炉水位L-2到達 原子炉隔離時冷却系の自動起動の確認
約1.3時間	原子炉圧力1.04MPa[gage]到達 原子炉隔離時冷却系の停止
約2.5時間	原子炉水位TAF到達
約3時間	低圧代替注水系(可搬型)の準備完了, 原子炉減圧操作
約3.7時間	原子炉水位TAF回復
約14時間	格納容器圧力279kPa[gage]到達 代替格納容器スプレー冷却系(可搬型)による格納容器スプレー操作
24時間	常設代替高圧電源設備による非常用母線の受電完了 低圧注水系による原子炉注水及び残留熱除去系による格納容器除熱(格納容器スプレー, サプレッション・プール冷却)操作 低圧代替注水系(可搬型)による原子炉注水及び代替格納容器スプレー冷却系(可搬型)による格納容器スプレー停止

④原子炉隔離時冷却系及び可搬型注水中型ポンプを用いた事故対応

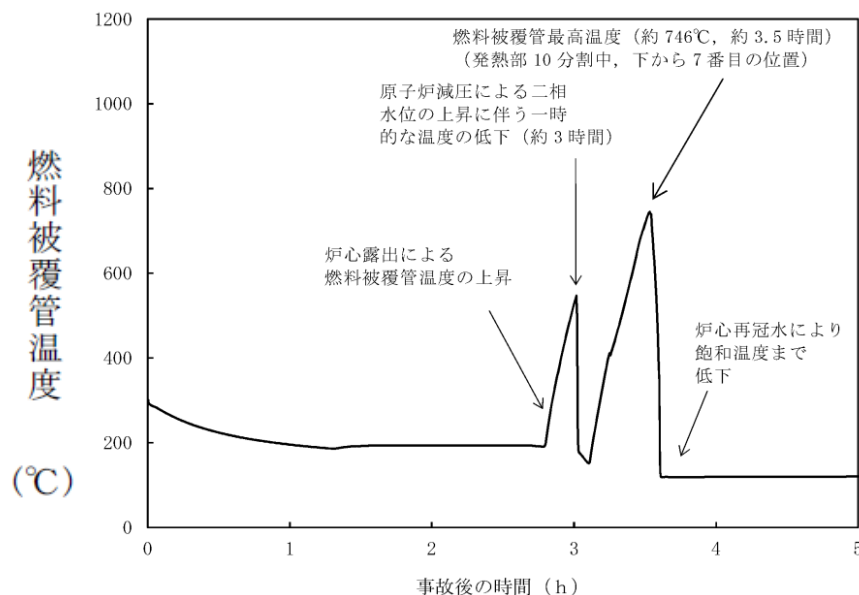
有効性評価(炉心損傷防止)のうち、全交流電源喪失(TBP)

評価項目	判断基準	評価結果
燃料被覆管温度	1,200°C以下	約746°C
格納容器圧力	0.62MPa[gage]未満	約0.28MPa[gage]
格納容器雰囲気温度	200°C未満	約141°C

原子炉水位の時間変化

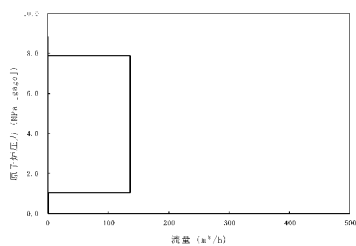


燃料被覆管温度の時間変化



④原子炉隔離時冷却系及び可搬型注水中型ポンプを用いた事故対応有効性評価(炉心損傷防止)のうち、全交流電源喪失(TBP)

原子炉隔離時冷却系による注水の条件

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	原子炉水位低 (レベル3) 信号 (遅れ時間: 1.05 秒)	安全保護系等の遅れ時間を考慮して設定
	原子炉隔離時冷却系	原子炉水位異常低下 (レベル2) 信号にて自動起動 136.7m ³ /h (7.86MPa [gage] ~1.04MPa [gage] において) にて注水	原子炉隔離時冷却系の設計値として設定  原子炉隔離時冷却系ポンプによる注水特性

可搬型代替注水中型ポンプ2台による注水条件

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	低圧代替注水系 (可搬型)	最大 110m ³ /h (格納容器スプレイ実施前)	設計値に注入配管の管路圧損を考慮した値として設定  可搬型代替注水中型ポンプ2台による注水特性
		50m ³ /h (格納容器スプレイ実施後)	設計に基づき、併用時の注入先圧力及び系統圧損を考慮しても確保可能な流量を設定
	代替格納容器スプレイ冷却系 (可搬型)	130m ³ /h にて格納容器内ヘスプレイ	格納容器雰囲気温度及び圧力抑制に必要なスプレイ流量を考慮し、設定

(2) 重大事故等対策を考慮した確率論的リスク評価 (内部事象, 地震, 津波)

重大事故等対処設備等の安全対策を考慮した確率論的リスク評価(内部事象, 地震, 津波)を行い, 全炉心損傷頻度の低減効果を確認した。

※国の審査において, 設計基準事象を超えた重大事故に対する有効性評価を行うための事故シーケンスグループ等の抽出等を目的として, 設計基準事故対処設備による対応を基本とした評価結果を提示

考慮した緩和設備の概要

対象緩和設備	国の審査で用いたPRA	安全対策を考慮したPRA
設計基準事故対処設備	考慮する	考慮する
AM要請(H4)以前から整備しているAM対策	考慮しない	考慮する
AM要請(H4)以降に整備したAM策	考慮しない	考慮する
緊急安全対策	考慮しない	考慮する
重大事故等対処設備	考慮しない	考慮する
特定重大事故対処施設	考慮しない	考慮しない

安全対策の効果をj確認する観点から, 国の審査における評価手法をベースに実施※

※国内・産官学が共同で検討しているPRA評価手法の改良を適用した場合, 炉心損傷頻度等の結果が変動する可能性がある

特記事項

- 事故シーケンスグループ「全交流動力電源喪失」を, 「外部電源及び非常用DGに加え, 常設代替高圧電源装置が喪失した場合」とした
- 常設設備の効果をj確認する観点から, 可搬型設備は考慮していない
- 津波防護対策を踏まえ, 津波区分の考え方をj変更(津波レベル1PRA)

<安全対策を考慮した確率論的リスク評価の結果>

	内部事象PRA	地震PRA	津波PRA
全炉心損傷頻度(／炉年)	4.4×10^{-9}	2.0×10^{-6}	3.4×10^{-7}

(参考) 確率論的リスク評価において考慮した設備等

項目		審査資料	今回評価で新たに考慮した対策等
炉心冷却機能	高压注水	<ul style="list-style-type: none"> 高压炉心スプレイ系 原子炉隔離時冷却系 	<ul style="list-style-type: none"> 給復水系 高压代替注水系
	原子炉減圧	<ul style="list-style-type: none"> 自動減圧系 逃がし安全弁(手動減圧) 	<ul style="list-style-type: none"> 過渡時自動減圧機能(自動減圧)
	低压注水	<ul style="list-style-type: none"> 低压炉心スプレイ系 低压注水系 	<ul style="list-style-type: none"> 低压代替注水系(常設) 消火系
格納容器除熱機能		<ul style="list-style-type: none"> 残留熱除去系 	<ul style="list-style-type: none"> 代替循環冷却系 格納容器ベント(格納容器圧力逃がし装置, 耐圧強化ベント※)
原子炉停止機能		<ul style="list-style-type: none"> 原子炉スクラム 	<ul style="list-style-type: none"> 代替再循環系ポンプトリップ機能(RPT) 代替制御棒挿入機能(ARI) ほう酸水注入系
サポート系等		<ul style="list-style-type: none"> 所内常設交流電源設備 所内常設直流電源設備 残留熱除去系海水系 	<ul style="list-style-type: none"> 常設代替交流電源設備 常設代替直流電源設備 緊急用海水系 電源復旧 破損系統の隔離(インターフェイスシステムLOCA時)

<特記事項>

- ・故障した機器の復旧は考慮していない
- ・可搬型設備(可搬型代替注水中型ポンプ等)には期待していない

※耐圧強化ベントは, 特定重大事故対処施設の設置後に廃止することとしている

内部事象PRAの評価結果

事故シーケンスグループ(事故想定)		炉心損傷頻度(／炉年)	
		安全対策前 (審査資料)	安全対策後 (今回評価)
高圧・低圧注水機能喪失		3.5E-09	2.0E-09
高圧注水・減圧機能喪失		2.0E-08	1.8E-09
全交流動力電源喪失		9.6E-08	1.2E-10
崩壊熱除去機能喪失		<u>6.1E-05</u>	<u>3.8E-10</u>
原子炉停止機能喪失		2.5E-08	1.2E-11
LOCA時注水機能 喪失	大破断LOCA	1.4E-12	1.7E-12
	中破断LOCA	2.0E-11	2.1E-11
	小破断LOCA	1.6E-13	5.7E-14
格納容器バイパス (インターフェイスシステムLOCA)		4.8E-10	9.3E-11
合計		6.1E-05	4.4E-09

安全対策の強化による炉心損傷頻度への影響

- 代替循環冷却系などの格納容器除熱機能の強化等により、安全対策前に支配的であった崩壊熱除去機能喪失による炉心損傷頻度は 3.8×10^{-10} (／炉年)に低減している
- 常設代替高圧電源装置の設置等, 交流電源・直流電源の強化により, 全交流動力電源喪失の炉心損傷頻度は 1.2×10^{-10} (／炉年)に低減している
- LOCA時注水機能喪失のうち大破断LOCA・中破断LOCAについては, 事象進展の早さ及び炉心損傷頻度の低さから, 格納容器破損防止対策の強化で対応することとしている
(安全対策として残留熱除去系海水系に新たに電動弁を追設する影響により, 炉心損傷頻度は若干増加)
- 安全対策を考慮した内部事象出力運転時レベル1PRAの結果, 全炉心損傷頻度は, 4.4×10^{-9} ／炉年となる。

新たに考慮すべき事故シーケンスグループは抽出されなかった

地震PRAの評価結果

事故シーケンスグループ(事故想定)	炉心損傷頻度(／炉年)	
	安全対策前 (審査資料)	安全対策後 (今回評価)
高圧・低圧注水機能喪失	4.6E-07	3.4E-07
高圧注水・減圧機能喪失	1.3E-06	1.5E-07
全交流動力電源喪失	2.6E-06	6.3E-07
崩壊熱除去機能喪失	5.6E-06	3.8E-07
原子炉停止機能喪失	1.2E-07	8.9E-08
原子炉建屋損傷	1.5E-07	1.5E-07
格納容器損傷	4.1E-09	4.1E-09
原子炉圧力容器損傷	2.2E-07	2.2E-07
格納容器バイパス	3.2E-08	3.2E-08
原子炉冷却材圧力バウンダリ喪失 (Excessive LOCA)	3.0E-10	3.0E-10
計装・制御系喪失	3.7E-10	3.7E-10
合計	1.0E-05	2.0E-06

安全対策の強化による炉心損傷頻度への影響

- 代替循環冷却系などの格納容器除熱機能の強化等により、安全対策前に支配的であった崩壊熱除去機能喪失による炉心損傷頻度が 3.8×10^{-7} ／炉年に低減している
- 常設代替高圧電源装置などの交流電源・直流電源の強化等により、全交流動力電源喪失の炉心損傷頻度が 6.3×10^{-7} ／炉年に低減している
- 安全対策による炉心損傷頻度の低減効果に期待できない原子炉建屋損傷等の事故シーケンスグループについて、炉心損傷頻度は低い水準に維持されている。
- 安全対策を考慮した地震レベル1PRAの結果、全炉心損傷頻度は、 2.0×10^{-6} ／炉年となる。

新たに考慮すべき事故シーケンスグループは抽出されなかった

津波PRAの評価結果

安全対策を考慮した津波レベル1PRAにおける津波区分の考え方

津波高さ (T. P.)	審査資料の評価		安全対策を考慮したPRAモデル	
+24m	津波区分 3	防潮堤損傷 敷地内に遡上した津波が原子炉 建屋に浸水(直接炉心損傷)	津波区分 3	防潮堤損傷 敷地内に遡上した津波が原子炉 建屋に浸水(直接炉心損傷)
+22m	津波区分 2	防潮堤は健全 越流により敷地内に遡上した津 波が原子炉建屋に浸水(複数の 緩和機能喪失)	津波区分 1'	防潮堤は健全 越流により敷地内に遡上する津 波について, 津波防護対策により 原子炉建屋への浸水なし
+20m	津波区分 1	防潮堤は健全 残留熱除去系海水系等が津波 による被水・没水で機能喪失に 至る		残留熱除去系海水系等が津波に よる被水・没水で機能喪失に至る

津波PRAの評価結果

津波高さ (T. P.)	安全対策前(審査資料)		安全対策後(今回評価)	
	事故シーケンス グループ	炉心損傷頻度 (/炉年)	事故シーケンス グループ	炉心損傷頻度 (/炉年)
+24m以上 (防潮堤損傷)	【津波区分3】 ・原子炉建屋内浸水 (全設備機能喪失)	3.3E-07	【津波区分3】 ・原子炉建屋内浸水 (全設備機能喪失)	3.3E-07
+22~24m (防潮堤健全, 越流あり)	【津波区分2】 ・原子炉建屋内浸水 (複数設備機能喪失)	7.6E-07	【津波区分1'】 ・原子炉建屋浸水なし	1.0E-08
+20~22m (防潮堤健全, 越流あり)	【津波区分1】 ・原子炉建屋浸水なし (最終ヒートシンク喪失)	3.2E-06		
合計		4.3E-06		3.4E-07

安全対策の強化による
炉心損傷頻度への影響

- 緊急用海水系などのサポート機能強化及び津波防護対策(水密扉の設置等)により, T. P. +20~24mの津波に対する炉心損傷頻度は 1.0×10^{-8} (/炉年)に低減している
- +24mを超える津波に対する原子炉建屋内浸水(全設備機能喪失)の炉心損傷頻度について, PRA評価において可搬型設備に期待していないため, 変更なし
- 安全対策を考慮した津波レベル1PRAの結果, 全炉心損傷頻度は, 3.4×10^{-7} /炉年となる。

新たに考慮すべき事故シーケンスグループは抽出されなかった