

柏崎刈羽原子力発電所1・7号機の安全性に関する総合評価(ストレステスト)一次評価結果と安全確保対策について

平成24年3月12日
東京電力株式会社
添付資料-2

平成23年7月22日、当社は原子力安全・保安院から「東京電力株式会社福島第一原子力発電所における事故を踏まえた既設の発電用原子炉施設の安全性に関する総合評価の実施について(指示)」を受け、柏崎刈羽原子力発電所1・7号機において安全性に関する総合評価(以下、「ストレステスト」)の一次評価を実施し、その評価結果を取りまとめました。

ストレステスト報告書の内容

- ・設計上の想定を超える事象に対して原子力発電所がどの程度の安全裕度を有しているかを評価し、報告する。
- ・福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、柏崎刈羽原子力発電所で講じた徹底した津波対策、燃料損傷防止対策、さらには影響緩和対策といった多段の取り組みについて報告する。

<参考>

- 一次評価(今回実施)： 定期検査中で起動準備の整った原子力発電所を対象に、安全上重要な施設・機器等が、設計上の想定を超える事象に対し、どの程度の安全裕度を有するかについて評価を実施(施設・機器等が評価基準値を超えた場合は、損傷度合いを評価せず、機能喪失と扱い保守的に評価)
- 二次評価： 全ての原子力発電所を対象に、総合的な安全評価を実施(施設・機器等の構成や損傷度合いを詳細に評価し、より実力に近い評価を行う)

評価の流れ

(1) 起因事象の選定

評価対象として選定した起因事象(原子炉に対する評価)

- ・外部電源喪失
- ・全交流電源喪失
- ・原子炉補機冷却系喪失
- ・直流電源喪失
- ・スクラム不動作過渡事象
- ・計測・制御系喪失に伴う制御不能
- ・原子炉圧力容器・格納容器損傷
- ・原子炉建屋等損傷
- ・大規模な冷却材漏えい
- ・その他過渡事象

(2) 評価対象設備の選定

安全機能を担う設備を評価対象設備として抽出し、安全裕度を評価

(3) 対象設備の裕度評価

地震や津波の度合いを大きくしていった時、ある大きさを境に事象の進展が大きく変わる時点をクリフエッジという。

(4) クリフエッジの特定

(5) 対策に係わる効果の確認

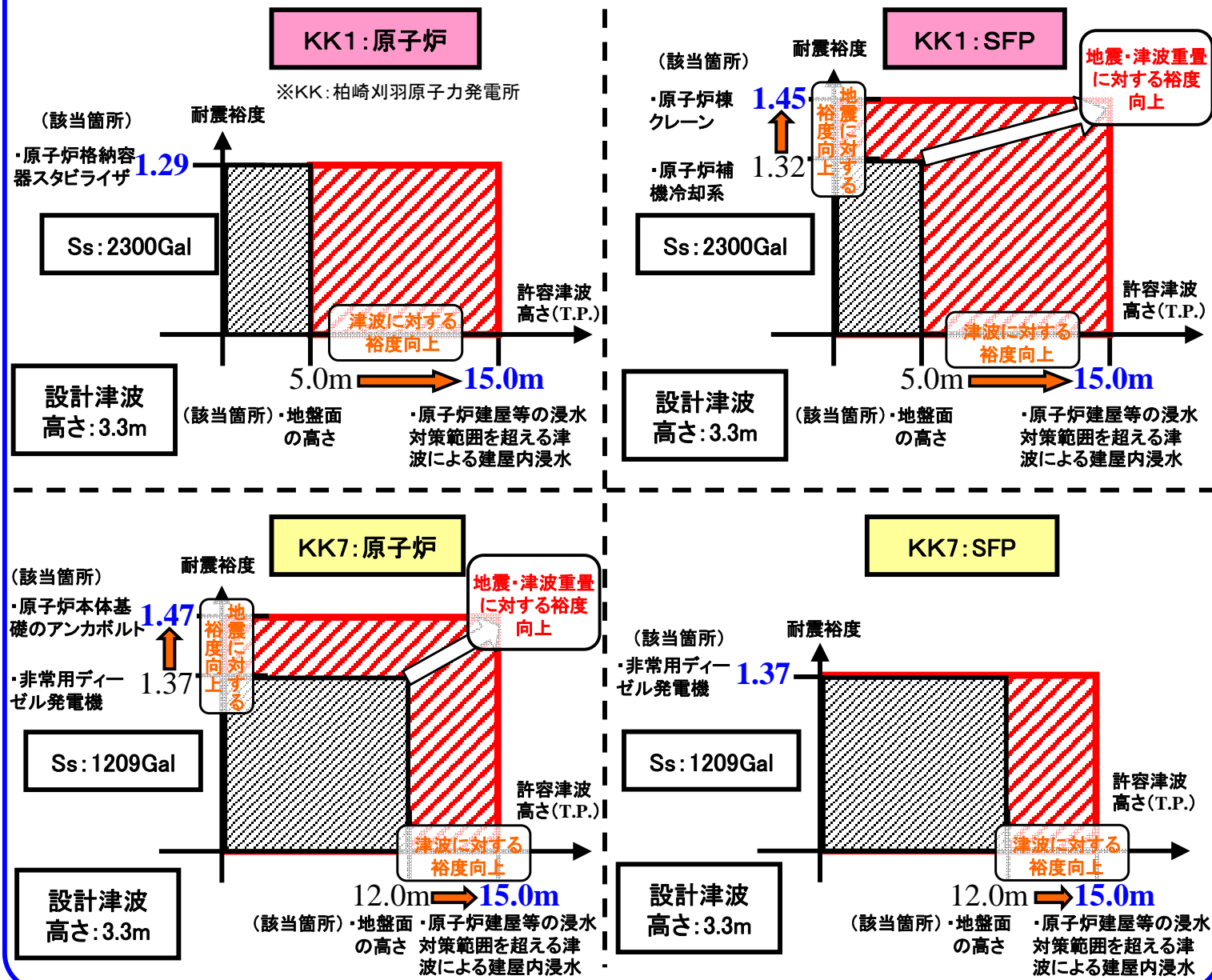
燃料の重大な損傷に至る事象の進展を防止するための措置について、その効果を示す。

一次評価結果概要

評価事象	クリフエッジ評価の基準・指標	クリフエッジの値及びクリフエッジとなる設備				対策前後のクリフエッジ変化の理由
		対象	号機	緊急安全対策後	緊急安全対策前	
地震	基準地震動Ss (1号機:2300Gal 7号機:1209Gal) に対する裕度	原子炉	1	2300Galに対する耐震裕度1.29 原子炉格納容器スタビライザ	2300Galに対する耐震裕度1.29 原子炉格納容器スタビライザ	緊急安全対策等は原子炉圧力容器・格納容器損傷という影響緩和機能を期待しないシナリオに対しては評価に現れない。 対策前は非常用ディーゼル発電機機能喪失により全交流電源喪失となり注水手段を失ったが、電源車により電源を確保して減圧、注水が可能となり、外部電源喪失を起因事象とする場合の裕度が向上したため、次に裕度の小さいシナリオにクリフエッジが変更となった。 対策前は補機冷却系機能喪失により使用済燃料プール(SFP)への注水、除熱手段喪失に至ったが、電源車により電源を確保することでSFPへの注水が可能となり、外部電源喪失を起因事象とする場合の裕度が向上したため、次に裕度の小さいシナリオにクリフエッジが変更となった。 非常用ディーゼル発電機の裕度より、手順を整備したSFPへの注水に係る設備の裕度の方が小さく、外部電源喪失を起因事象とする場合の裕度は変わらない。
			7	1209Galに対する耐震裕度1.47 原子炉本体基礎のアンカボルト	1209Galに対する耐震裕度1.37 非常用ディーゼル発電機	
		使用済燃料プール	1	2300Galに対する耐震裕度1.45 原子炉棟クレーン	2300Galに対する耐震裕度1.32 原子炉補機冷却系	
			7	1209Galに対する耐震裕度1.37 非常用ディーゼル発電機	1209Galに対する耐震裕度1.37 非常用ディーゼル発電機	
津波	設計津波高さ (1,7号機:T.P. 3.3m)を上回る高さ	原子炉	1	T.P.15.0m(+11.7m) 保守的に全機器	T.P.5.0m(+1.7m) 地盤面の高さ(全交流電源喪失)	対策前は地盤面の高さを超える津波により海水が侵入し、全交流電源喪失に至ったが、水密扉の設置等の浸水対策により、地盤面の高さを超える津波が発生しても、原子炉建屋やタービン建屋等への海水浸水を防止することが可能となり、電源設備等の機能が維持され、許容津波高さが向上した。
			7	T.P.15.0m(+11.7m) 保守的に全機器	T.P.12.0m(+8.7m) 地盤面の高さ(全交流電源喪失)	
		使用済燃料プール	1	T.P.15.0m(+11.7m) 保守的に全機器	T.P.5.0m(+1.7m) 地盤面の高さ(全交流電源喪失)	
			7	T.P.15.0m(+11.7m) 保守的に全機器	T.P.12.0m(+8.7m) 地盤面の高さ(全交流電源喪失)	
地震・津波の重畳	上記、地震、津波の指標と同様	原子炉	1	地震:2300Galに対する耐震裕度1.29 原子炉格納容器スタビライザ 津波:T.P.15.0m(+11.7m) 保守的に全機器	地震:2300Galに対する耐震裕度1.29 原子炉格納容器スタビライザ 津波:T.P.5.0m(+1.7m) 地盤面の高さ(全交流電源喪失)	地震及び津波を評価事象とした場合の理由と同じ
			7	地震:1209Galに対する耐震裕度1.47 原子炉本体基礎のアンカボルト 津波:T.P.15.0m(+11.7m) 保守的に全機器	地震:1209Galに対する耐震裕度1.37 非常用ディーゼル発電機 津波:T.P.12.0m(+8.7m) 地盤面の高さ(全交流電源喪失)	
		使用済燃料プール	1	地震:2300Galに対する耐震裕度1.45 原子炉棟クレーン 津波:T.P.15.0m(+11.7m) 保守的に全機器	地震:2300Galに対する耐震裕度1.32 原子炉補機冷却系 津波:T.P.5.0m(+1.7m) 地盤面の高さ(全交流電源喪失)	
			7	地震:1209Galに対する耐震裕度1.37 非常用ディーゼル発電機 津波:T.P.15.0m(+11.7m) 保守的に全機器	地震:1209Galに対する耐震裕度1.37 非常用ディーゼル発電機 津波:T.P.12.0m(+8.7m) 地盤面の高さ(全交流電源喪失)	
全交流電源喪失	発電所外部からの支援なしに燃料冷却機能の維持が可能な期間	原子炉	1	約12日(注水機能継続時間) 水源の枯渇	約9時間(注水機能継続時間) 水源の枯渇	対策前は復水貯蔵槽の淡水が枯渇し注水機能喪失に至るが、純水タンク、ろ過水タンクの淡水及び海水の利用が電源車、消防車の配備により可能となり、注水機能継続時間が増加した。 対策前は全交流電源喪失時のSFP注水手段がなかったが、復水貯蔵槽、純水タンク、ろ過水タンクの淡水及び消防車を用いた海水の利用が電源車による給電と併せて可能となり、注水機能継続時間が増加した。
			7	約12日(注水機能継続時間) 水源の枯渇	約10時間(注水機能継続時間) 水源の枯渇	
		使用済燃料プール	1	約12日(注水機能継続時間) 水源の枯渇	約4時間(プール水温100℃に到達するまで) 注水手段なし	
			7	約12日(注水機能継続時間) 水源の枯渇	約5時間(プール水温100℃に到達するまで) 注水手段なし	
最終ヒートシンク喪失	発電所外部からの支援なしに燃料冷却機能の維持が可能な期間	原子炉	1	約196日(除熱機能継続時間) 電源車の燃料枯渇	約1.0日(注水機能継続時間) 水源の枯渇	対策前は復水貯蔵槽、純水タンクの淡水が枯渇し注水機能喪失に至るが、設置した代替海水熱交換器設備により、残留熱除去系を用いた原子炉及びSFPの除熱が可能となった。
			7	約196日(除熱機能継続時間) 電源車の燃料枯渇	約1.0日(注水機能継続時間) 水源の枯渇	
		使用済燃料プール	1	約196日(除熱機能継続時間) 電源車の燃料枯渇	約1.2日(注水機能継続時間) 水源の枯渇	
			7	約196日(除熱機能継続時間) 電源車の燃料枯渇	約1.0日(注水機能継続時間) 水源の枯渇	

地震・津波評価

原子炉およびSFPにある燃料に対し、設計上の想定を超える地震、津波、及びこれらの重畳を想定し、クリフエッジを特定



シビアアクシデント・マネジメント

確率論的安全評価(PSA)において想定した起因事象を対象に、アクシデントマネジメント策(AM策)による燃料損傷回避効果を評価した結果、回避シナリオが増加した。

(例) 1号機 起因事象がタービントリップの場合の燃料損傷回避シナリオ
 AM策整備前: 3シナリオ ⇨ AM策整備後: 10シナリオ

裕度評価の保守性

地震

特定したクリフエッジには一定の仮定に基づく保守性が含まれている

● ストレステストの耐震裕度には、下記の3つの保守性が含まれており、現実的には耐震裕度相当の揺れが加わっても「機能喪失」や「燃料損傷」となるとは考え難いが、評価ルール上「機能喪失」「燃料損傷」と表現している。

(1) 代表点評価による保守性

例えば、数百カ所の圧力バウンダリ配管の内、一つの代表点の応力が評価基準値を超えれば、全ての配管を「機能喪失」と見なしている。

(2) 損傷度合いの扱いによる保守性

評価基準値を超えた評価点は損傷度合いを考慮せず「機能喪失」と見なしている。

(3) 設計値の適用による保守性

設計に用いている基準値と実物が破損に至る最大耐力の間には相当の開きがある。

● ストレステストの耐震裕度はSsによる計算値を用いて評価しているため、Ssの設定における余裕の取り方等によって耐震裕度の大きさは変わるが、柏崎刈羽原子力発電所では、新潟県中越沖地震の知見を踏まえ、大きなSsを設定している。

津波

● 津波や建屋内浸水の高さ(水位)が機器の設置高さ(または保守的に設置床高さ)を上回った場合、直ちに機能喪失すると評価

● 柏崎刈羽1号機、7号機ともにT.P.15.0mの高さまでの津波に対する原子炉建屋等の浸水対策を実施しており、津波高さがT.P.15.0mを超えた場合、浸水対策の仕様の範囲を超えることから、原子炉建屋等に多量の浸水が生じ、原子炉及びSFPの冷却・注水が困難になると想定し、保守的に全ての設備が機能喪失すると評価

全交流電源喪失(SBO)、最終ヒートシンク喪失(LUHS)

● 評価が厳しくなるよう冷却すべき熱量(崩壊熱)を大きく設定

● 当該号機を含んだ柏崎刈羽全号機が同時にSBO若しくはLUHSになり、同時に対応するものと仮定

● 外部からの支援は一切ないものとして評価

全交流電源喪失

全交流電源喪失時及び最終ヒートシンク喪失時における注水・除熱機能継続時間を評価しクリフエッジを特定

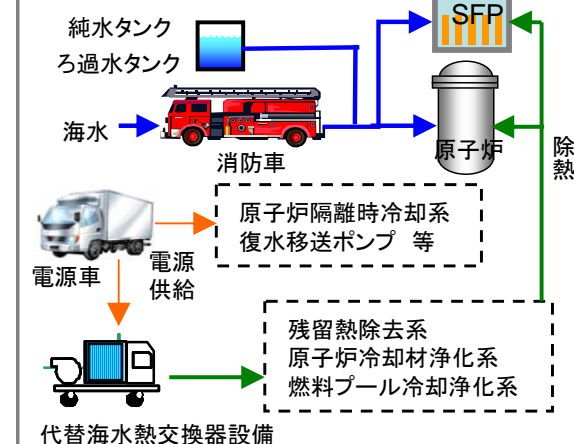
緊急安全対策前

	原子炉	SFP
KK1	約9時間	約4時間
KK7	約10時間	約5時間

緊急安全対策後

	原子炉	SFP
KK1	約12日	約12日
KK7	約12日	約12日

緊急安全対策等内容



最終ヒートシンク喪失

緊急安全対策前

	原子炉	SFP
KK1	約1.0日	約1.2日
KK7	約1.0日	約1.0日

緊急安全対策後

	原子炉	SFP
KK1	約196日	約196日
KK7	約196日	約196日

一次評価結果のまとめ

○ 十分な安全裕度があることを確認

設計上の想定を超える事象が発生した場合でも、安全上重要な施設・機器等は十分な安全裕度を有していることを確認しました。

○ 緊急安全対策等の有効性を定量的に確認

福島第一原子力発電所の事故を踏まえて、これまで実施してきた緊急安全対策等により安全機能の多様性が向上し、安全性がより一層高まったことを確認しました。

＜安全確保対策の基本的な考え方を見直しについて＞

福島第一原子力発電所の事故を踏まえ、今後の安全確保の考え方を、特に津波対策を含めた4点に整理し、この考え方に則った対策を計画的に講じる。

○津波襲来に備えた浸水防止対策

津波によって安全上重要な機器が浸水し、機能を喪失することを防ぐため、原子炉建屋を中心に多重の浸水防止対策を行う。更には万一の浸水に備えた排水対策を講じる。

○全電源喪失や除熱機能喪失時の燃料損傷防止対策

全電源喪失や最終ヒートシンク（除熱機能）喪失が生じた場合でも、炉心や使用済燃料プールの燃料損傷を防止できるよう、発電所構内の高所に資機材を配備し、これらを活用する機動的対応手順等を整備した。

○万一の燃料損傷に備えた影響緩和策

万一、燃料損傷に至った以降の水素爆発を防止するため、トップベント設備等を設置。更なる対策としてフィルタベントを設置し、放射性物質放出時の環境影響緩和を図る。

○共通対策

事故時に原子炉施設の復旧をサポートする上で重要な資機材確保や体制整備を実施。

○津波襲来に備えた浸水防止対策

設計津波高さを大幅に上回る津波が発生した場合の対策を実施

- ①防潮板の設置及び建屋外部の扉の水密化
 - ②建屋内部扉の水密化及び配管・ケーブル等の貫通孔の止水処理
 - ③安全上重要な機器のエリアに浸水した場合に備えて排水ポンプの配備
- 【更なる対策】津波による衝撃緩和の観点から防潮壁及び防潮堤の設置

《1号機を例示》

①防潮板の設置概要

防潮板取付
閉止

【更なる対策】防潮堤の設置概要
（1号機（荒浜側）への対策）

1号機
I.P.+15mライン
T.P.: 海拔
10m
I.P.+5m

②建屋外部の扉の水密化

水密扉（外部）
貫通孔（配管）

原子炉建屋（アウター）
原子炉建屋（インナー）

止水材充填
扉の水密化

凡例
□ 貫通部
■ 外部扉
□ 内部扉
破線の囲みは安全上重要な設備の例

③排水ポンプの配備

安全上重要な機器のエリアに浸水した場合に備え、排水対策を進めている。

排水のイメージ

原子炉建屋
消火用ホース
B4F
排水ポンプ
重要機器室
B5F
サンブ
サンブ

○ 排水口

- ・機器のエリアに浸水
- ・排水口経由でサンブへ
- ・排水ポンプで別建屋に移送（原子炉建屋溢水防止）

②内部扉の水密化及びケーブルトレイ等の貫通孔の止水処理

貫通孔（ケーブルトレイ）
水密扉（内部）

○全電源喪失や除熱機能喪失時の燃料損傷防止対策（1/3）

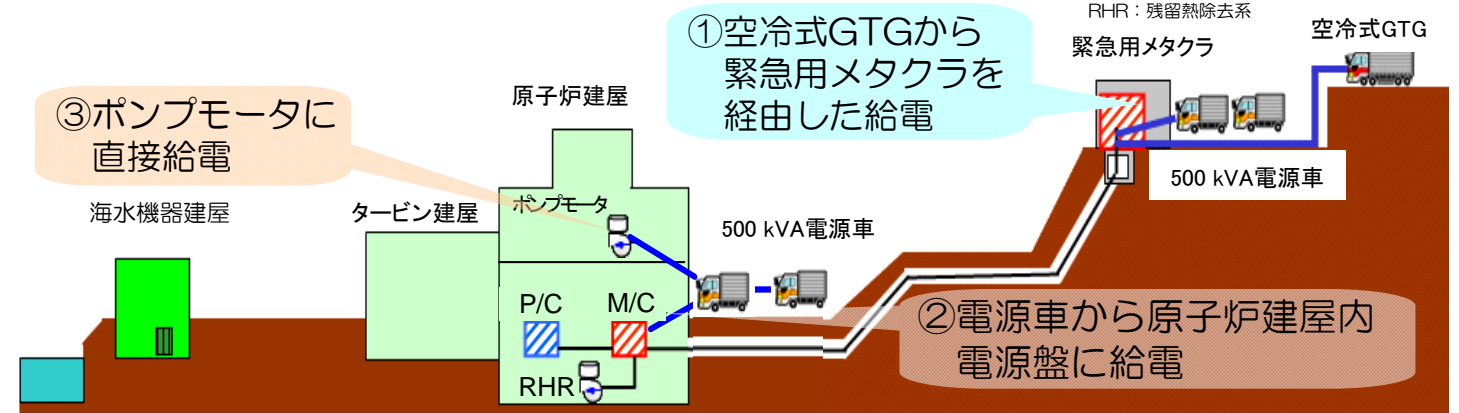
《1号機を例示》

【交流電源確保】

本設の電源（外部電源及び非常用ディーゼル発電機）が使用できない場合の交流電源供給対策を実施

- ①高台に緊急用高圧配電盤（緊急用メタクラ）を設置し、緊急用メタクラに電源供給可能な空冷式ガスタービン発電機車を配備
- ②緊急用メタクラ又は原子炉建屋内に直接電源供給可能な電源車を配備
- ③上記①と②が不可能な場合（建屋内電源盤が使用できない場合等）に備え、電源車から安全上重要な機器に電源を直接接続し、起動するための手順・資機材を準備

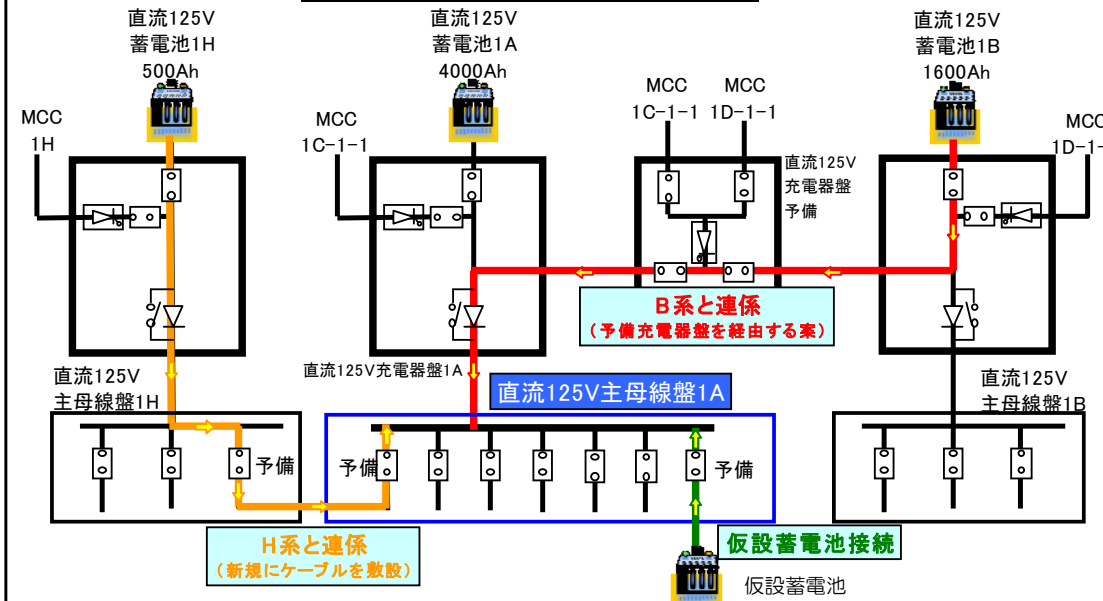
※空冷式GTG：空冷式ガスタービン発電機車
M/C：メタクラ
P/C：パワーセンタ
MCC：モータコントロールセンタ
RHR：残留熱除去系



【直流電源確保】

- 原子炉隔離時冷却系（RCIC）は全交流電源喪失（SBO）発生後、直流電源で約8時間運転可能な設計
- SBO時、速やかに原子炉注水が可能なRCICの運転時間延長を図る観点から、直流電源確保対策を実施
- 実際の負荷を考慮して評価を行った結果、A系蓄電池だけで約38時間RCICを運転可能
- 更に、右記①～④の対応をとることで、約72時間RCICの運転継続可能

【直流電源強化のイメージ】



- ①A系直流負荷について、1時間後にプラントバイタル無停電電源装置停止等の直流負荷制限、8時間後に直流照明負荷の切離し
- ②B系直流負荷について、1時間後にプラントバイタル無停電電源装置停止
- ③約8時間後にB系の直流電源と連係、約36時間後H系直流電源と連係
- ④本設の蓄電池が枯渇するタイミングで仮設蓄電池を投入

○全電源喪失や除熱機能喪失時の燃料損傷防止対策 (2/3)

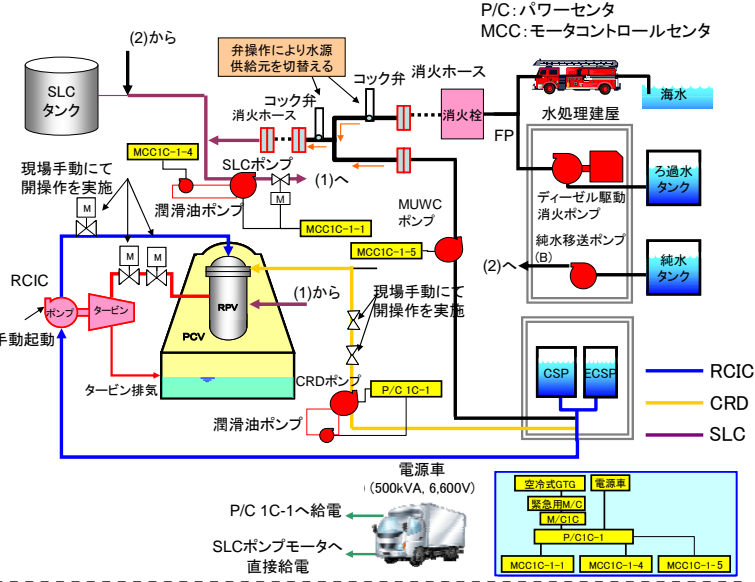
《1号機を例示》

【炉心への注水】

高圧炉心注水：電源供給方法を含めた炉心への高圧注入手段の多様化

- 原子炉隔離時冷却系 (RCIC)
- ほう酸水注入系 (SLC)
- 制御棒駆動水圧系 (CRD)

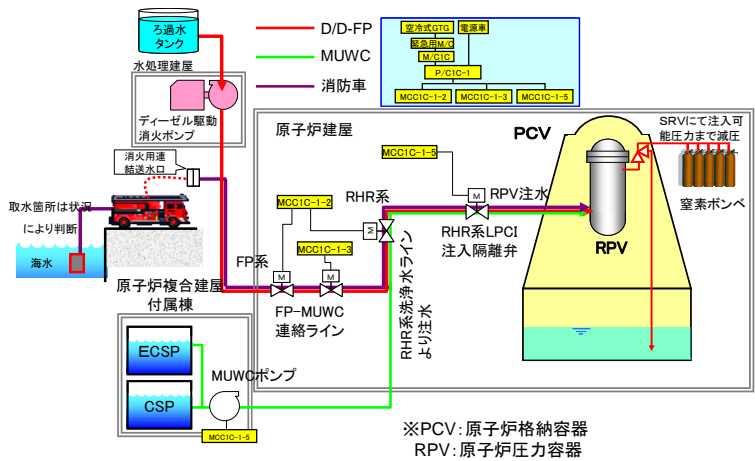
電源供給方法	注水方法の厚み		
	高圧注水方法	RCIC	SLC
ガスタービン (緊急用M/C)	注水可能	注水可能	注水可能
電源車 (電源盤接続)	注水可能	注水可能	注水可能
電源車 (ポンプモータ接続)	-	手順策定中	-
バッテリー	注水可能	-	-
手動起動 (電源不要)	注水可能	-	-



低圧炉心注水：電源供給方法を含めた炉心への低圧注入手段の多様化

- 復水補給水系 (MUWC)
- ディーゼル駆動消火ポンプ (D/DFP) (電源なしでも使用可能)
- 消防車 (電源なしでも使用可能)

電源供給方法	注水方法の厚み		
	低圧注水方法	MUWC	D/DFP
ガスタービン (緊急用M/C)	注水可能	注水可能	注水可能 (電源なしでも使用可能)
電源車 (電源盤接続)	注水可能	注水可能 (電源なしでも使用可能)	注水可能 (電源なしでも使用可能)

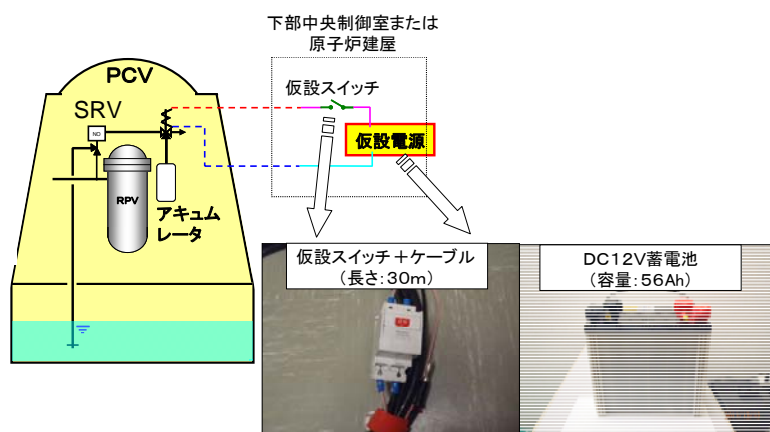


【減圧】

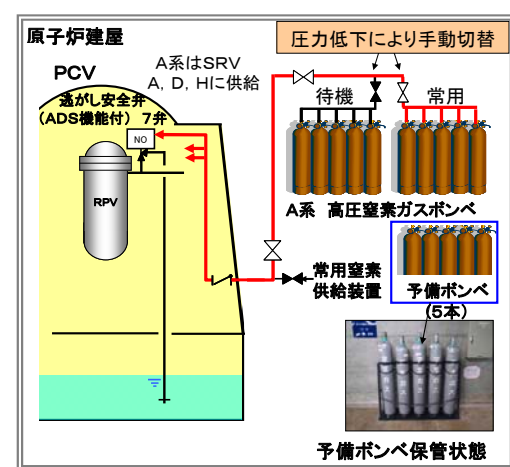
原子炉を減圧するための逃し安全弁 (SRV) を開放する対策

- 弁開放用に圧縮空気が必要となるため本設の窒素ボンベに加え、予備ポンペを配備
- SRV操作電源が喪失した場合に備え、蓄電池を配備

蓄電池によるSRV開放概要



予備ポンペによるSRV開放概要



【原子炉の除熱】電源供給、原子炉の除熱及び海水への放熱手段の多様化

代替水中ポンプ又は代替海水熱交換器設備とCUWを用いて除熱する場合の概要図

電源

- 電源車
- 空冷式ガスタービン発電機車 (空冷式GTG)

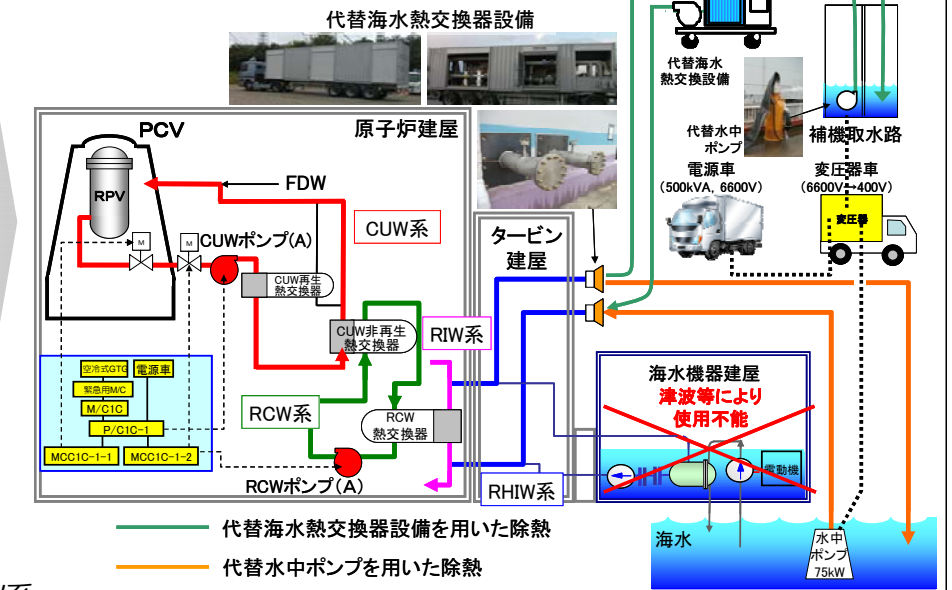
除熱

- 残留熱除去系 (RHR) ※1
- 原子炉冷却材浄化系 (CUW)

海水へ放熱 ※2

- 代替海水熱交換器設備
- 代替水中ポンプ

※1 RHRを使用する場合は空冷式GTGを使用
 ※2 RHIW系に海水を供給し、RHIW系とRIW系をタイラインにて接続



※RHIW: 残留熱除去冷却中間ループ系
 RIW: 原子炉補機冷却中間ループ系
 RCW: 原子炉補機冷却系

【使用済燃料プール (SFP) への注水・除熱】

注水：電源供給方法を含めたSFPへの注入手段の多様化

- 燃料プール補給水系 (FPMUW)
- 復水補給水系 (MUWC)
- ディーゼル駆動消火ポンプ (D/DFP) (電源なしでも使用可能)
- 消防車 (電源なしでも使用可能)

電源供給方法	注水方法の厚み					
	SFP注水方法	FPMUW	MUWC	D/DFP	消防車 (海水、FP経由)	消防車 (海水、ホース敷設)
ガスタービン (緊急用M/C)	注水可能	注水可能	-	-	注水可能 (電源なしでも使用可能)	-
電源車 (電源盤接続)	注水可能	注水可能	-	-	注水可能 (電源なしでも使用可能)	-
電源なし	-	-	-	-	注水可能 (電源なしでも使用可能)	-

除熱：電源供給、SFPの除熱及び海水への放熱手段の多様化

電源

- 電源車
- 空冷式ガスタービン発電機車 (空冷式GTG)

除熱

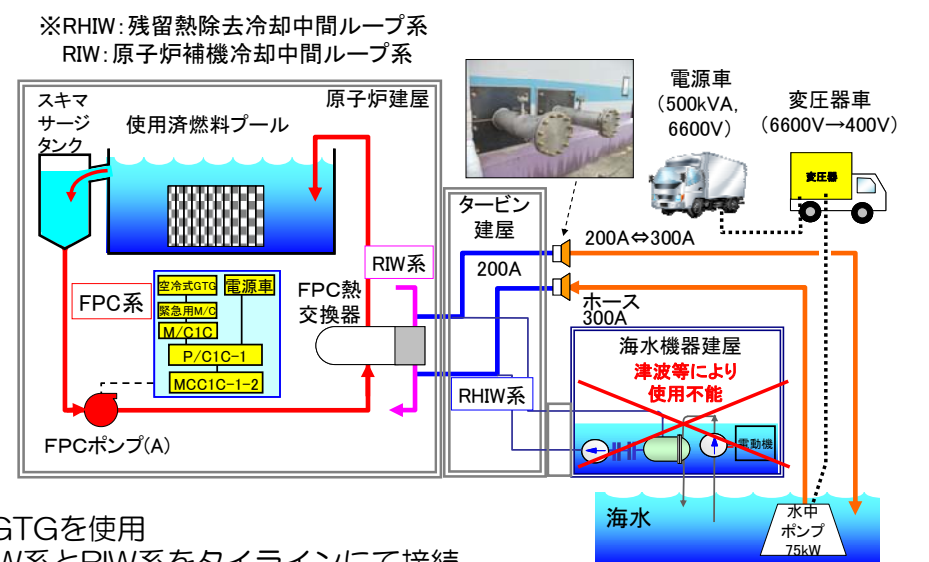
- 残留熱除去系 (RHR) ※1
- 燃料プール冷却浄化系 (FPC)

海水へ放熱 ※2

- 代替海水熱交換器設備
- 代替水中ポンプ

※1 RHRを使用する場合は空冷式GTGを使用
 ※2 RHIW系に海水を供給し、RHIW系とRIW系をタイラインにて接続

代替水中ポンプ又は代替海水熱交換器設備とFPCを用いて除熱する場合の概要図



○共通対策（2/2）

緊急時体制強化

- ①免震重要棟内の汚染，線量上昇抑制対策として，局所排風機と粘着マットを配備
浸水防止対策として，免震重要棟の出入口扉，ハッチ部等の止水処理を実施
- ②中央制御室の環境改善（線量上昇の抑制）として，電源喪失時にも中央制御室の空調
再循環運転を行えるように手順を整備
- ③通信環境の改善として，PHS交換機の電源増強，可搬型PHSアンテナの配備，
ペーシング装置の電源増強および移動無線機を設置
- ④発電所構内の通行路を速やかに確保するため，瓦礫撤去用の重機を配備
- ⑤復旧作業員装備の確保として，全面マスク，チャコールフィルタ等を配備
- ⑥緊急時の体制を拡充（各種緊急作業への対応者等）
- ⑦屋外放射線監視の充実として，モニタリングカー増配備，環境管理棟に可搬型発電機
を増配備し電源強化
被ばく線量管理を確実にを行うため，APD（警報付ポケット線量計），積算線量計，
放射線測定用機材等を増配備
放射線管理要員の確保として，緊急時対策要員の内の保安班要員の増員を計画
- ⑧モニタリングポストが電源喪失により測定不能となる場合に備え，発電機を設置
- ⑨夜間訓練，複数プラントの同時対応訓練等，実効性の高い訓練を実施

④瓦礫撤去用重機



⑦モニタリングカー



○継続的な安全性の向上

柏崎刈羽原子力発電所では，徹底した津波対策，燃料損傷防止対策，さらには影響緩和対策といった多段の取り組みを講じた。
さらに，安全性を一層向上させる観点からこれらの対策の厚みを増していく対策も検討しており，今後得られるであろう内外の知見を踏まえ，更なる安全性向上策を検討していくことで，継続的な改善を進めていく。

過酷な環境下でも十分な監視機能を維持できる計測設備の設計

福島第一原子力発電所の事故時には，経過に伴い事故対応に必要な各種パラメータの把握が困難となったことから，燃料損傷後の過酷な環境下でも事故対応に必要な各種パラメータの正確な把握のため，監視機能の信頼性向上が重要

→シビアアクシデント環境を考慮した計測システムを開発する。

（例：原子炉圧力容器内水位を監視可能な熱電対等の計器）

交流電源を必要としない冷却手段の多様化

全交流電源喪失時，速やかに高圧注水を行うことが重要となるため，交流電源を必要としない原子炉隔離時冷却系の信頼性向上を図った。

→更なる安全性向上の観点から，交流電源を必要としない冷却手段の多様化を検討する。

○各対策項目と実施状況及び実施経緯

《1号機を例示。（1号機と7号機の対策はほぼ同等）》

福島第一原子力発電所の事故を踏まえた対策項目		対策内容	実施状況	実施経緯
津波に対する防護	1. 津波	(1) 建屋/機器の止水，水密化処理	実施済	緊/更
		(2) 防潮壁	実施中	更
		(3) 防潮堤	実施中	更
	2. 電源確保	(1) 電源車	実施済	緊
		(2) 空冷式GTG，緊急用メタクラ	実施済	更
		(3) 直流電源強化（蓄電池等）	実施中	更
	3. 高圧注水	(1) ほう酸水注入系（SLC）（電源車からの給電等）	実施済	緊
		(2) 制御棒駆動系（CRD）（電源車からの給電等）	実施済	更
		(3) 原子炉隔離時冷却系（RCIC）手動起動	実施済	更
	4. 減圧（逃がし安全弁）	(1) 逃がし安全弁（ボンベ使用）	実施済	緊
(2) 逃がし安全弁（蓄電池接続）		実施済	更	
5. 低圧注水	(1) 復水補給水系（MUWC）（電源車からの給電等）	実施済	緊	
	(2) D/DFP（電源車からの給電による系統構成等）	実施済	緊	
	(3) 消防車（海水）	実施済	緊	
6. 原子炉格納容器ベント	(1) 原子炉格納容器ベント弁駆動源確保	実施済	緊	
	(2) 手動によるベント弁開	実施済	更	
	7. 原子炉圧力容器除熱	(1) 代替海水熱交換器設備による除熱	実施済	更
(2) 代替水中ポンプを用いた原子炉冷却材浄化系（CUW）除熱		実施済	緊	
8. SFP注水		(1) D/DFPによる注水	実施済	緊
	(2) 消防車（海水，消火系経由）	実施済	緊	
	(3) 消防車（海水，ホース敷設）	実施済	更	
9. SFP除熱	(1) 代替水中ポンプを用いた燃料プール冷却浄化系（FPC）除熱	実施済	緊	
	10. 燃料（軽油）及び保有水	(1) ろ過水，純水タンクからの移送	実施済	緊
		(2) 軽油タンクからのミニタンクローリによる消防車，電源車への燃料移送	実施済	緊
		(3) 淡水貯水池	実施中	更
(4) 地下軽油タンク		実施中	更	
燃料損傷後の影響緩和	11. 水素爆発防止及び放射性物質の拡散防止	(1) R/B トップベント	実施済	SA/更
		(2) 原子炉格納容器冷却	実施済	更
		(3) 水素センサーの設置	実施済	更
		(4) 原子炉格納容器フィルタベントの設置	計画中	—
共通対策	12. 計測・監視機器	(1) SFP水位計設置	実施済	更
		(2) SFP監視カメラ設置	実施済	更
		(3) 中央制御室監視計器の電源確保	実施済	更
		(4) デジタルレコーダ遠隔監視システムの設置	実施済	—
	13. 緊急時体制強化	(1) 緊急時対策本部環境改善	実施中	更
		(2) 中央制御室環境改善	実施済	SA
		(3) 通信環境改善	実施中	SA/更
		(4) 瓦礫撤去	実施済	緊/SA/更
		(5) 装備品の配備	実施済	SA/更
		(6) 緊急時の体制	実施済	—
14. 継続的な安全性の向上	○ 過酷な環境下にも動作可能な原子炉圧力容器，原子炉格納容器の計測システムの検討 ○ 交流電源を必要としない冷却手段の多様化検討	(7) 放射線管理	実施中	更
		(8) モニタリングポスト	実施済	緊
		(9) 訓練に関するルール化（頻度等）	実施済	—
		○ 過酷な環境下にも動作可能な原子炉圧力容器，原子炉格納容器の計測システムの検討	今後検討	—
		○ 交流電源を必要としない冷却手段の多様化検討	今後検討	—

（緊：緊急安全対策，SA：シビアアクシデントへの措置，更：更なる安全性向上策）