

第104回「柏崎刈羽原子力発電所の透明性を確保する地域の会」

ご説明内容

1. 日 時 平成24年2月1日（水）18：00～21：40
2. 場 所 柏崎市産業文化会館 3F大ホール
3. 内 容
 - (1) 前回定例会以降の動き
 - (2) オブザーバー所感表明（保安院、エネ庁、新潟県、柏崎市、刈羽村、東京電力）
 - (3) 委員所感表明

添付：第104回「地域の会」定例会資料

以 上

第 104 回「地域の会」定例会資料〔前回 1/11 以降の動き〕

【不適合事象関係】

<区分Ⅲ>

- ・ 1 月 20 日 5 号機 定例の動作確認試験における制御棒 1 本の動作不良について (P. 3)
- ・ 1 月 25 日 1 号機 海側屋外におけるけが人の発生について (P. 5)

<その他>

- ・ 1 月 30 日 柏崎刈羽原子力発電所 5 号機の緊急時対策支援システムへのプラントデータ伝送の一時的な不具合について (P. 7)

【発電所に係る情報】

- ・ 1 月 16 日 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（一次評価）結果の経済産業省原子力安全・保安院への報告について (P. 8)
- ・ 1 月 19 日 原子力発電所等の外部電源の信頼性確保に係る開閉所等の地震対策に関する経済産業省原子力安全・保安院からの追加指示の受領について (P. 16)
- ・ 1 月 20 日 九州電力株式会社玄海原子力発電所 4 号機二次系配管に係る協力事業者による溶接事業者検査の一部未実施を踏まえた調査結果の経済産業省原子力安全・保安院への報告について (P. 18)
- ・ 1 月 24 日 柏崎刈羽原子力発電所 5 号機の定期検査開始について (P. 20)
- ・ 1 月 25 日 柏崎刈羽原子力発電所 5 号機の原子炉停止操作実績について (P. 23)
- ・ 1 月 25 日 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（一次評価）結果に係る報告書の誤りについて (P. 24)
- ・ 1 月 27 日 平成 23 年東北地方太平洋沖地震から得られた地震動に関する知見を踏まえた原子力発電所等の耐震安全性評価に反映すべき事項（中間とりまとめ）に関する指示文書の受領について (P. 30)
- ・ 1 月 31 日 柏崎刈羽原子力発電所 5 号機および 6 号機耐震安全性評価報告書の再点検結果に関する経済産業省原子力安全・保安院への報告について (P. 32)

【新潟県中越沖地震後の点検・復旧作業について】

- ・ 1 月 12 日 新潟県中越沖地震後の点検・復旧作業の状況について
（週報：1 月 12 日）(P. 35)
- ・ 1 月 19 日 新潟県中越沖地震後の点検・復旧作業の状況について
（週報：1 月 19 日）(P. 36)
- ・ 1 月 26 日 新潟県中越沖地震後の点検・復旧作業の状況について
（週報：1 月 26 日）(P. 37)

【福島に進捗状況に関する主な情報】

- ・ 1月23日 政府・東京電力中長期対策会議 第2回会合
「東京電力（株）福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ進捗状況（概要版）」（別紙）

<参考>

当社原子力発電所の公表基準（平成15年11月策定）における不適合事象の公表区分について

区分Ⅰ 法律に基づく報告事象等の重要な事象

区分Ⅱ 運転保守管理上重要な事象

区分Ⅲ 運転保守管理情報の内、信頼性を確保する観点からすみやかに詳細を公表する事象

その他 上記以外の不適合事象

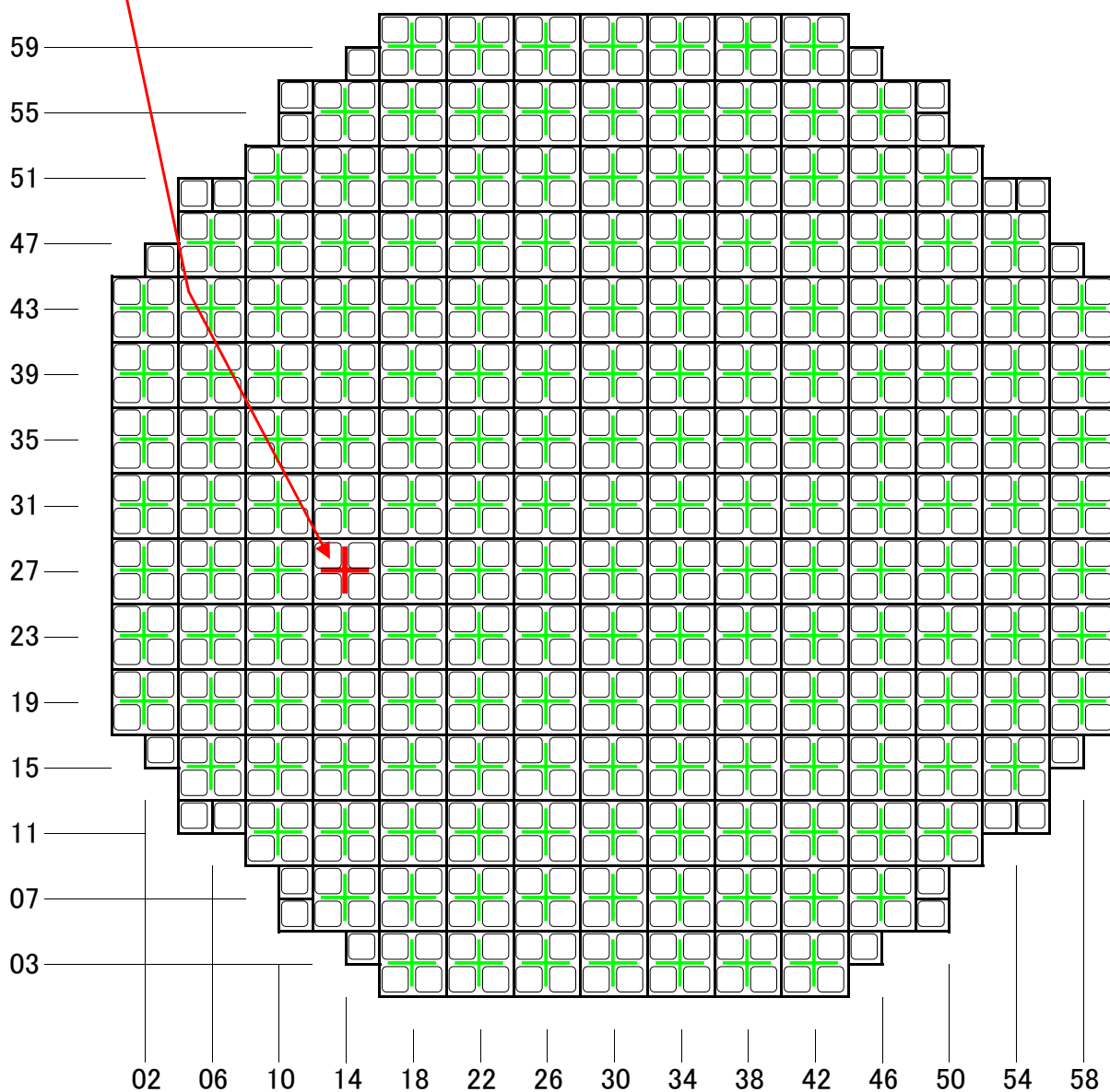
以上

区分：Ⅲ

号機	5号機	
件名	定例の動作確認試験における制御棒1本の動作不良について	
不適合の概要	<p>(事象の発生状況)</p> <p>平成 24 年 1 月 19 日午後 10 時 37 分頃、運転中の 5 号機において、週に 1 回の頻度で行う定例の制御棒の動作確認試験として、制御棒 (14-27) を全引き抜き位置から 1 ノッチ* (約 15cm) 挿入操作を行ったところ、制御棒の挿入状態が継続し、11 ノッチ (約 168cm) 挿入されました。</p> <p>このため、動作確認試験を中止し、当該制御棒に関する機能確認を行った結果、スクラム機能等に異常が無いことを確認しました。</p> <p>今後、念のため当該制御棒を全挿入位置まで挿入し、制御棒が引き抜き動作しないように安全処置を実施いたします。</p> <p>なお、本事象発生時には、5 号機の発電機出力に変動はありませんでしたが、当該制御棒を全挿入位置まで挿入することに伴い、発電機出力が 3 万 kW 程度低下し、103 万 kW 程度の出力で安定運転を継続する予定です。</p> <p>(外部への影響)</p> <p>当該制御棒については、スクラム機能が確保されており、プラントの安全上の問題はありません。</p> <p>本事象による、外部への放射能の影響はありません。</p> <p>* ノッチ</p> <p>制御棒の挿入・引き抜き範囲は全長で約 370cm であり、制御棒の挿入位置を調整するため 24 ノッチに分割されている。このため、制御棒の最小駆動範囲は 1 ノッチ分の約 15cm となっている。</p>	
安全上の重要度/損傷の程度	<p><安全上の重要度></p> <p>安全上重要な機器等/その他設備</p>	<p><損傷の程度></p> <p><input type="checkbox"/> 法令報告要</p> <p><input type="checkbox"/> 法令報告不要</p> <p><input checked="" type="checkbox"/> 調査・検討中</p>
対応状況	<p>制御棒が動作不良となった原因について、引き続き、調査を行ってまいります。</p>	



柏崎刈羽原子力発電所5号機 制御棒配置図

動作不良の制御棒 (14-27)

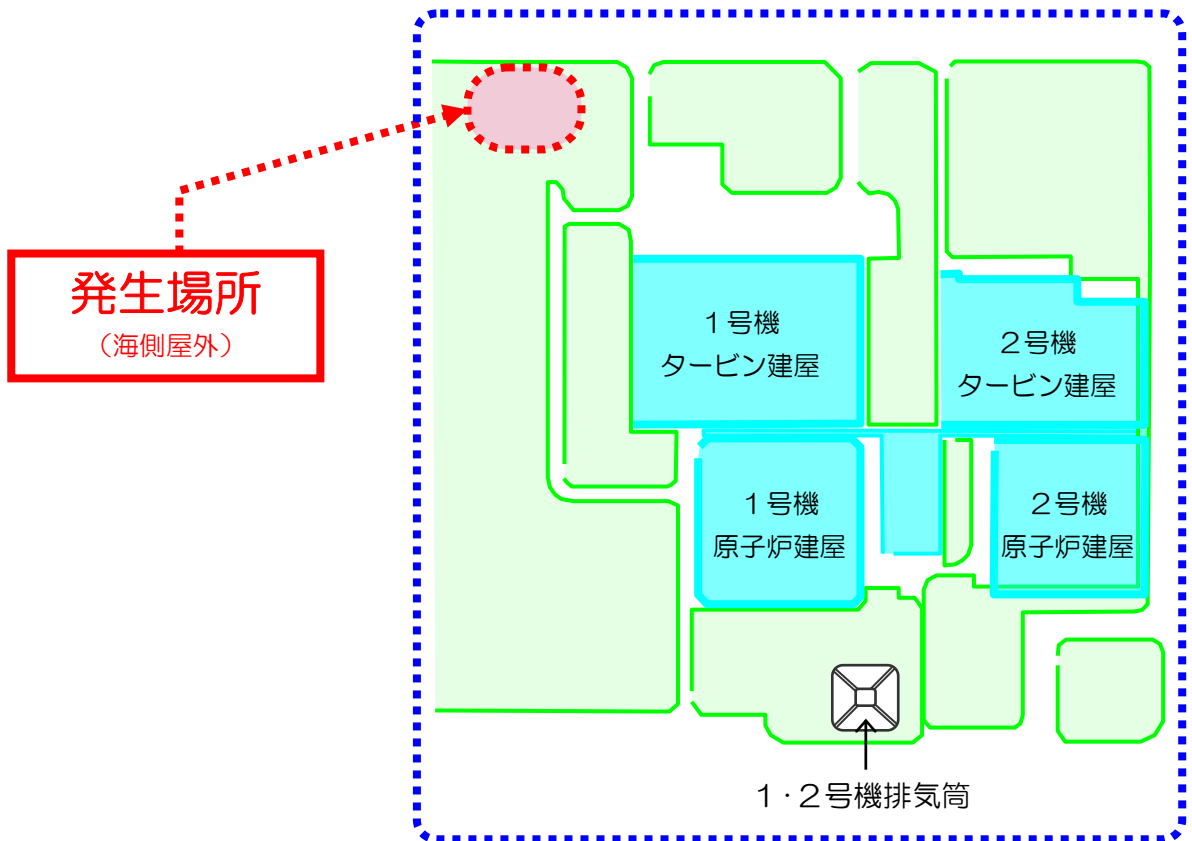
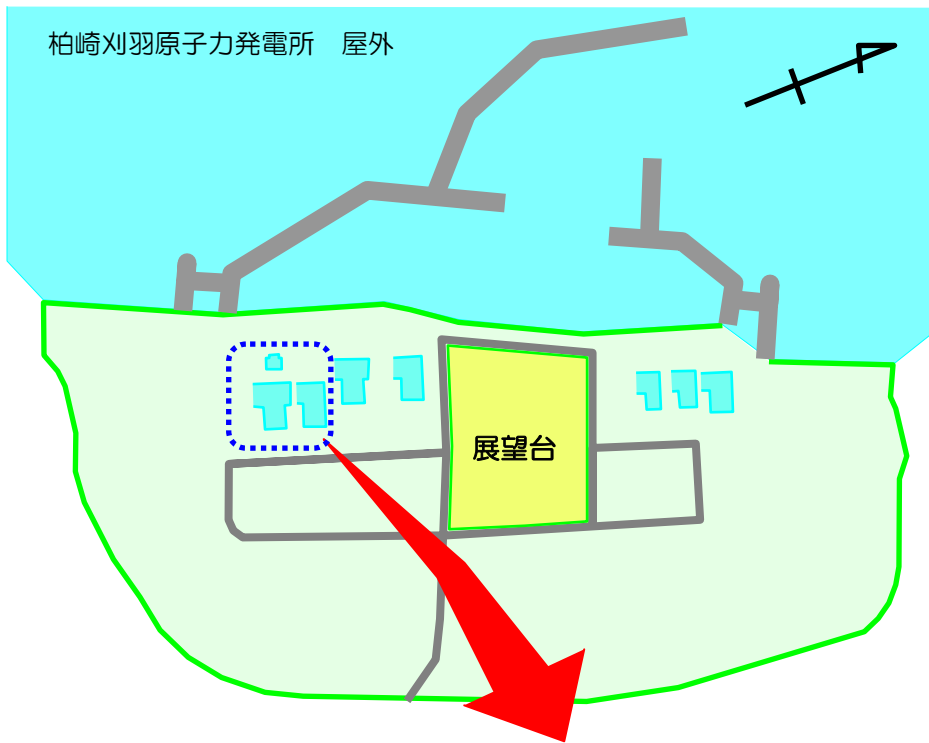


- : 燃料集合体
- + : 制御棒

区分：Ⅲ

号機	1号機	
件名	海側屋外におけるけが人の発生について	
不適合の概要	<p>平成 24 年 1 月 24 日午後 4 時 30 分頃、1 号機海側屋外において、機器の移設作業に従事していた協力企業作業員が、徒歩で資機材を運搬中に、雪に埋もれていた鋼製の看板で滑って転倒し、看板の角で左手小指第二関節付近を切り、出血しました。</p> <p>このため、業務車で病院に搬送しました。</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;">   </div>	
安全上の重要度／損傷の程度	<p><安全上の重要度></p> <p>安全上重要な機器等 / その他設備</p>	<p><損傷の程度></p> <p><input type="checkbox"/> 法令報告要</p> <p><input checked="" type="checkbox"/> 法令報告不要</p> <p><input type="checkbox"/> 調査・検討中</p>
対応状況	<p>病院における診察の結果、左手小指第二関節部切創と診断され、縫合処置を受けました（左手小指第二関節付近を 6 針縫合）。</p> <p>今回の事例を踏まえ、積雪時に屋外で移動する際の危険性について、あらためて発電所内に周知徹底します。</p> <p>また、今回雪に埋もれていた看板は、長期間使用していないものであったことから、屋外工事において、長期にわたり使用しない看板や機器等については速やかに撤去して片づけるよう、協力企業に対して周知徹底し、同様の事例が発生しないよう再発防止を図ってまいります。</p>	

1号機海側屋外におけるけが人の発生について



柏崎刈羽原子力発電所 1号機 屋外

(お知らせ)

柏崎刈羽原子力発電所5号機の緊急時対策支援システムへの
プラントデータ伝送の一時的な不具合について

平成24年1月30日
東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所

平成24年1月29日午後3時5分より、当所5号機のプラントデータのうち、緊急時対策支援システム（ERSS）*へのデータ伝送が、一時的に停止する事象を確認いたしました。

このため、同日午後5時41分頃に当該回線の装置をリセットし、同日午後5時43分に不具合は解消しております。

その後、ERSSへのデータ伝送は正常に行われており、一時的な不具合であったものと推定しております。

なお、この間も含めて、当発電所におけるプラントの監視機能については問題ありません。

以上

*** 緊急時対策支援システム（ERSS）**

原子力発電所において事故が発生した場合、事故の状態を監視し、その後の事故の進展をコンピュータにより解析・予測するシステムとして国が開発したもの。

当発電所からも、通常時からプラントデータを国の当該システムへ伝送している。

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（一次評価）
結果の経済産業省原子力安全・保安院への報告について

平成 24 年 1 月 16 日
東京電力株式会社

当社は、平成 23 年 7 月 22 日、経済産業省原子力安全・保安院より、「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）」の指示文書*を受領いたしました。

（平成 23 年 7 月 22 日 お知らせ済み）

当社は、この指示文書に基づき、柏崎刈羽原子力発電所 1 号機および 7 号機について安全性に関する総合評価（一次評価）を行い、本日、その結果について経済産業省原子力安全・保安院へ報告しましたのでお知らせいたします。

評価の結果、柏崎刈羽原子力発電所 1 号機および 7 号機は、設計上の想定を超える地震や津波等に対して安全裕度を確保しており、緊急安全対策および更なる安全性向上策により、さらに安全裕度が向上していることを確認いたしました。

当社は、引き続き、原子力発電所の安全性向上策を推進するとともに、福島第一原子力発電所の事故に対する原因分析や評価を行う過程において新たな知見が判明した場合には、これに基づき必要な対策を講じ、原子力発電所の安全確保に万全を期してまいります。

以 上

○ 添付資料

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

*** 指示文書**

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）

（平成 23・07・20 原院第 1 号）

平成 23 年 7 月 6 日、原子力安全委員会委員長班目春樹より経済産業大臣海江田万里に対し、「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的評価に関する報告について」（平成 23 年 7 月 6 日付け 23 安委決第 7 号）により、既設の発電用原子炉施設について、設計上の想定を超える外部事象に対する頑健性に関して、総合的に評価を行うことが要請され、また、原子力委員会及び原子力安全委員会設置法第 25 条の規定に基づき、このための総合的な評価手法及び実施計画を作成し、原子力安全委員会（以下「安全委員会」という）に対して報告するよう要請がありました。

また、同月 11 日には、内閣官房長官枝野幸男、経済産業大臣海江田万里及び内閣府特命担当大臣細野豪志の連名により、「我が国原子力発電所の安全性の確認について」が公表され、安全性に関する総合評価は一次評価と二次評価により行うこととされたところです。

これらを受けて、原子力安全・保安院（以下「当院」という。）は、安全委員会に対し、同月 15 日と昨日の二度にわたり評価手法及び実施計画案を報告し、昨日安全委員会の了承を得ました。

つきましては、貴社に対して、別添の「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的評価に関する評価手法及び実施計画」に基づき、発電用原子炉施設の安全性に関する総合的評価を行い、その結果について、当院に対して報告することを求めます。

なお、当院は報告内容を確認した後、安全委員会に報告し、その妥当性の確認を求めるとしてあります。

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1月16日
東京電力株式会社
添付資料

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(炉心に対する評価)

- ・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
- ・計装・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

(3) 対象設備の裕度評価

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

(4) クリフエッジの特定

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。

(5) 対策に係わる効果の確認

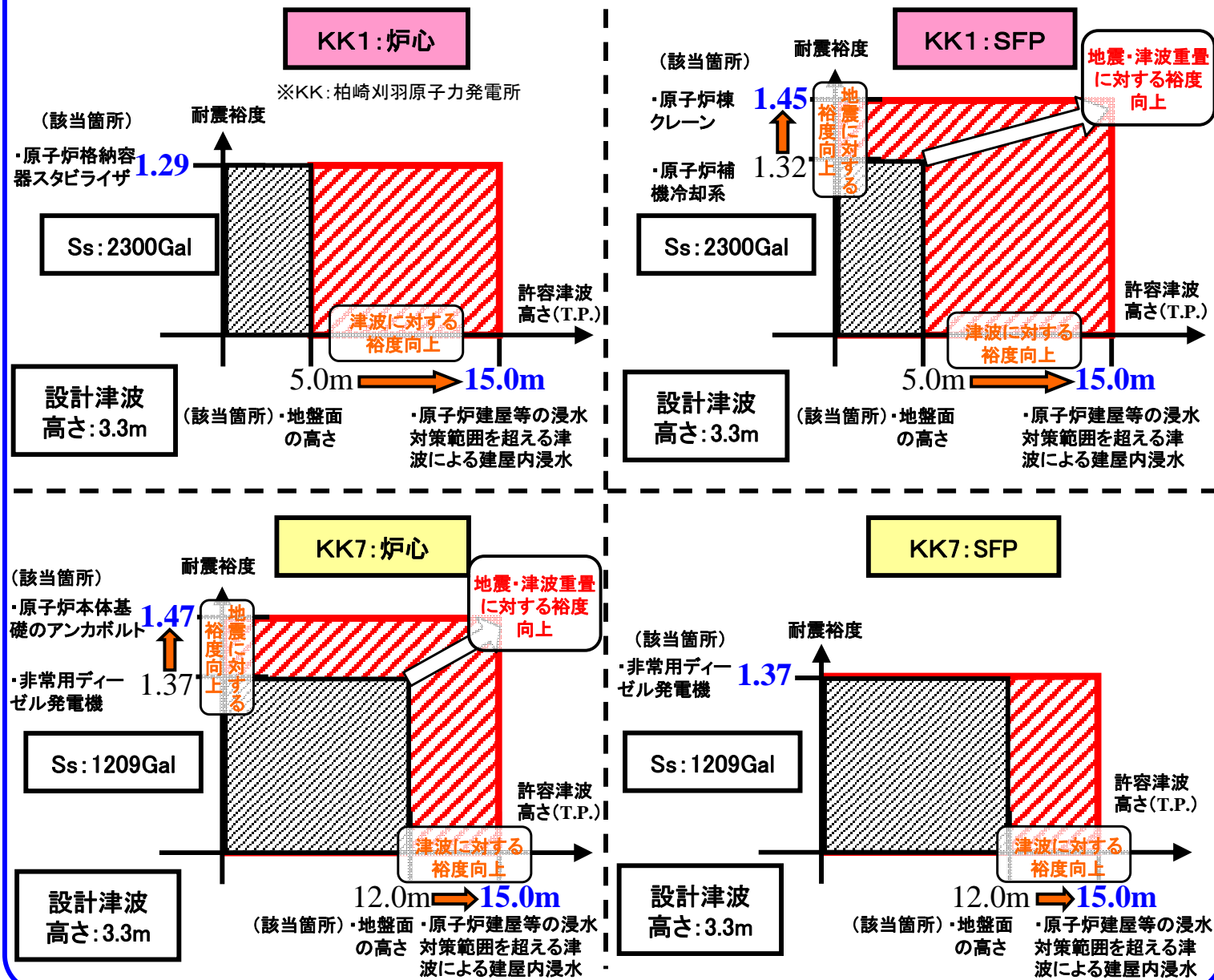
燃料の重大な損傷に至る事象の進展を防止するための措置について、その効果を示す。

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	炉心	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への代替注水が可能となり、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設備の裕度より、手順を整備したSFPへの代替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:3.3m) を上回る高さ	炉心	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	炉心	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が維持が可能な期間	炉心	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、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	上記、地震、津波の指標と同様	炉心	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

内的事象PSAにおいて想定した起因事象を対象に、シビアアクシデント・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」とはなり得ないが、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

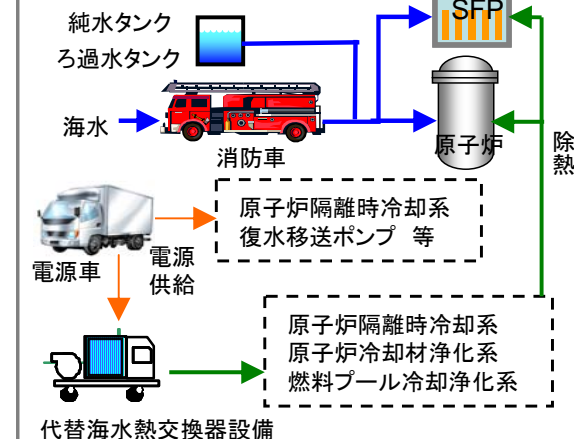
緊急安全対策前

	炉心	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

	炉心	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

	炉心	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

	炉心	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。

福島第一原子力発電所の事故を踏まえた安全確保対策の実施状況（ストレステスト報告書第6章）

＜安全確保対策の基本的な考え方の見直しについて＞

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、特に津波に対策を含めた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。

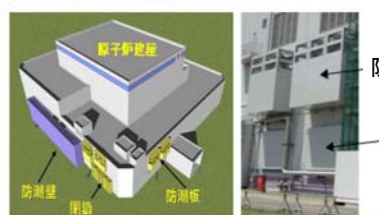
○津波襲来に備えた浸水防止対策

《1号機を例示》

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・ケーブル等の貫通口の止水処理
 - 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防潮壁の設置概要



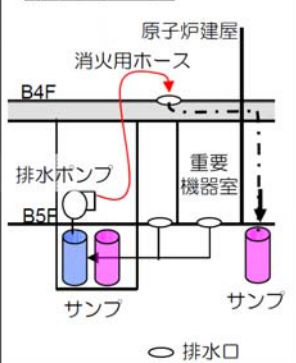
①建屋外部の扉の水密化



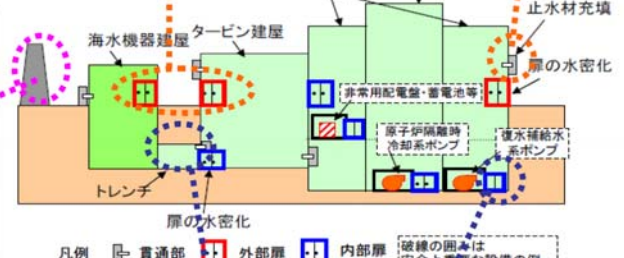
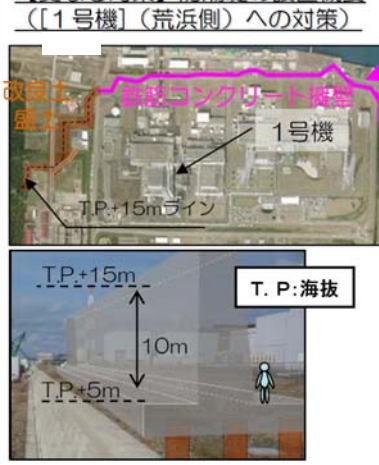
③排水ポンプの配備

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



【更なる対策】防潮堤の設置概要



②内部扉の水密化及びケーブルトレイ等の貫通口の止水処理



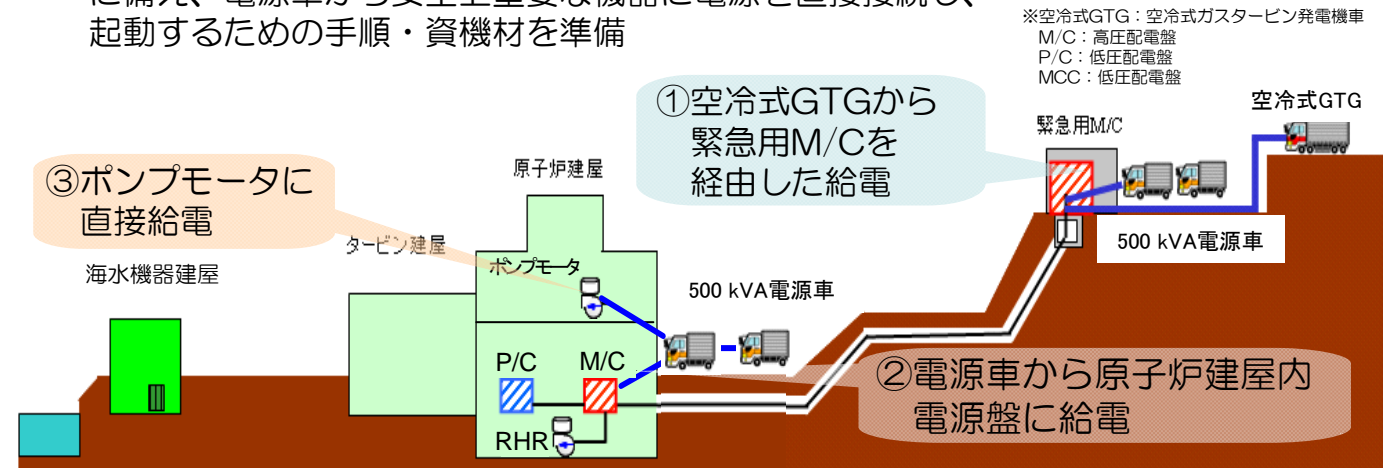
○全電源喪失や除熱機能喪失時の燃料損傷防止対策（1/3）

《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

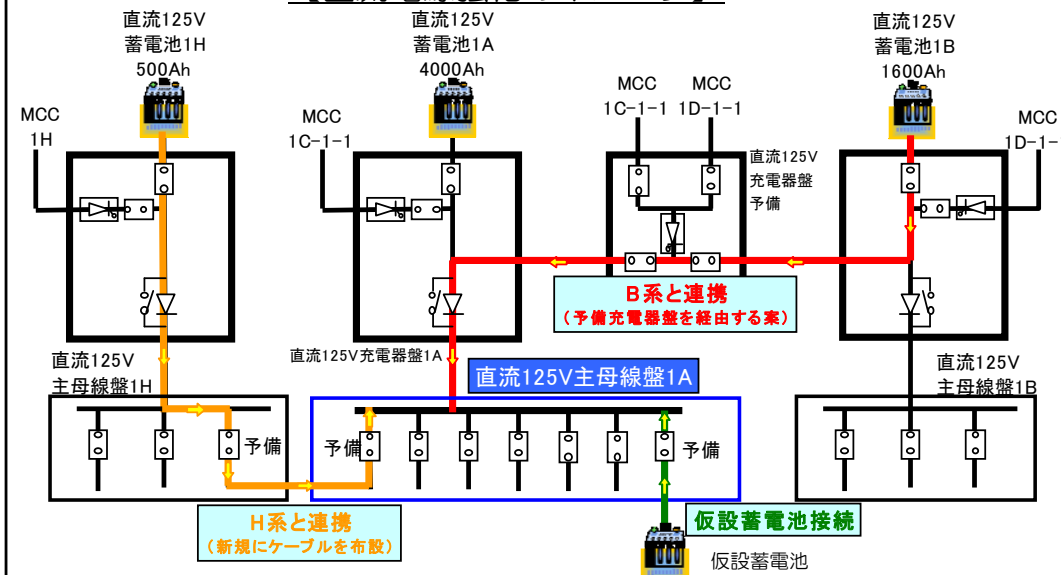
- ①高台に緊急用M/C（緊急用高圧配電盤）を設置し、緊急用M/Cに電源供給可能な空冷式ガスタービン発電機車を配備
- ②緊急用M/C又は原子炉建屋内に直接電源供給可能な電源車を配備
- ③上記①と②が不可能な場合（建屋内電源盤が使用できない場合等）に備え、電源車から安全上重要な機器に電源を直接接続し、起動するための手順・資機材を準備



【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3.8時間RCICを運転可能
- 更に、右記①～④の対応をとることで、約7.2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A系とB系の直流電源と連携、約3.6時間後H系直流電源と連携
- 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)

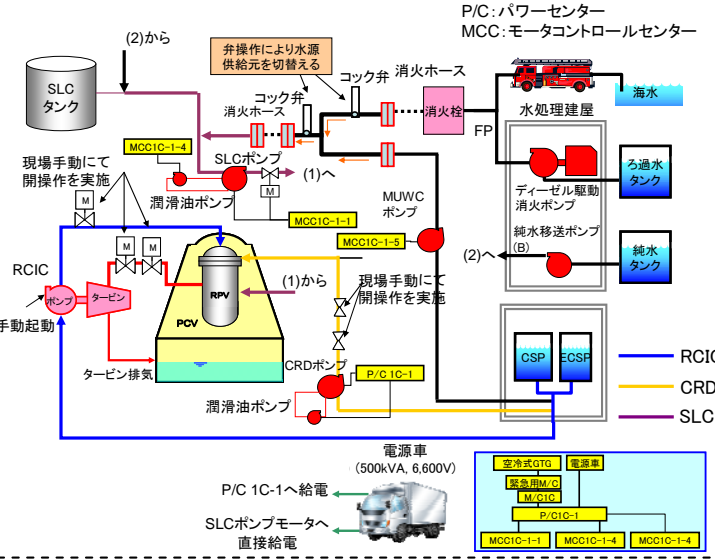
【炉心への注水】

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)

《1号機を例示》

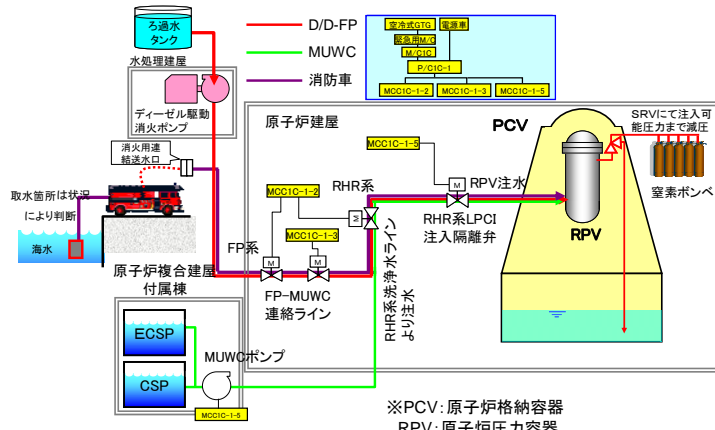
電源供給方法	注水方法の厚み			
	高圧注水方法	RCIC	SLC	CRD
ガスタービン (緊急用M/C)	注水可能	注水可能	注水可能	注水可能
電源車 (電源盤接続)	注水可能	可能	注水可能	注水可能
電源車 (ポンプモータ接続)	-	手順策定中	-	-
バッテリー	注水可能	-	-	-
手動起動 (電源不要)	注水可能	-	-	-



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	消防車
ガスタービン (緊急用M/C)	注水可能	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 (電源なしでも使用可能)	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)

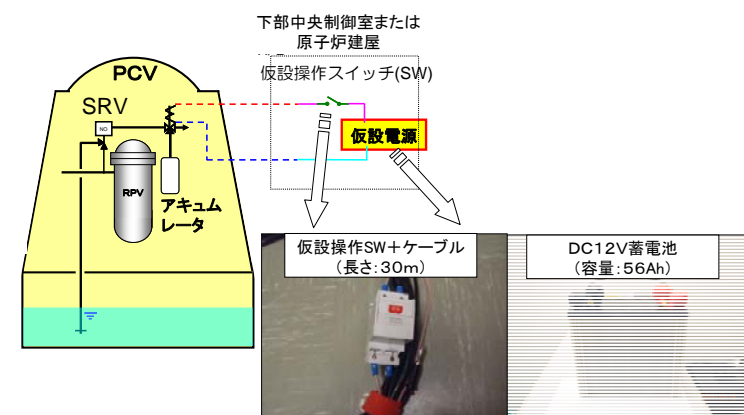


【減圧】

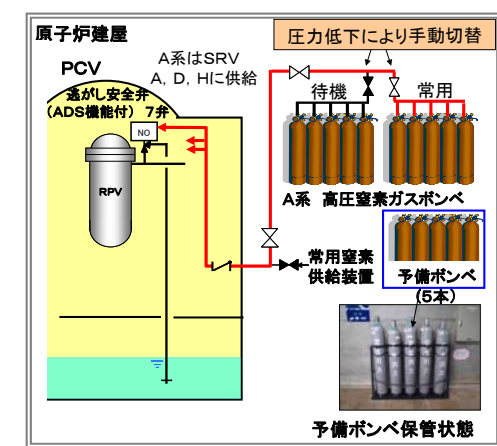
原子炉を減圧するための逃し安全弁 (SRV) を開放する対策

- ・弁開放用に圧縮空気が必要となるため本設の窒素ポンベに加え、予備ポンベを配備
- ・SRV操作用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



予備ポンベによる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

代替海中ポンプ又は代替熱交換設備とCUWを用いて除熱する場合の概要図

電源

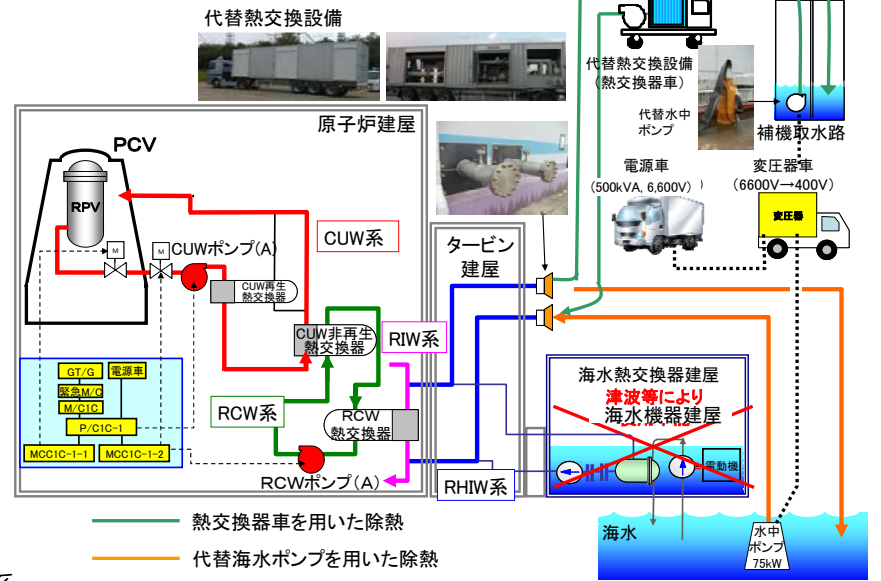
- ・電源車
- ・空冷式ガスタービン発電機車 (空冷式GTG)

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

- ・代替熱交換設備
- ・代替海中ポンプ



※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

【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	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	注水可能	注水可能	注水可能
電源なし	-	-	-	-	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)

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)

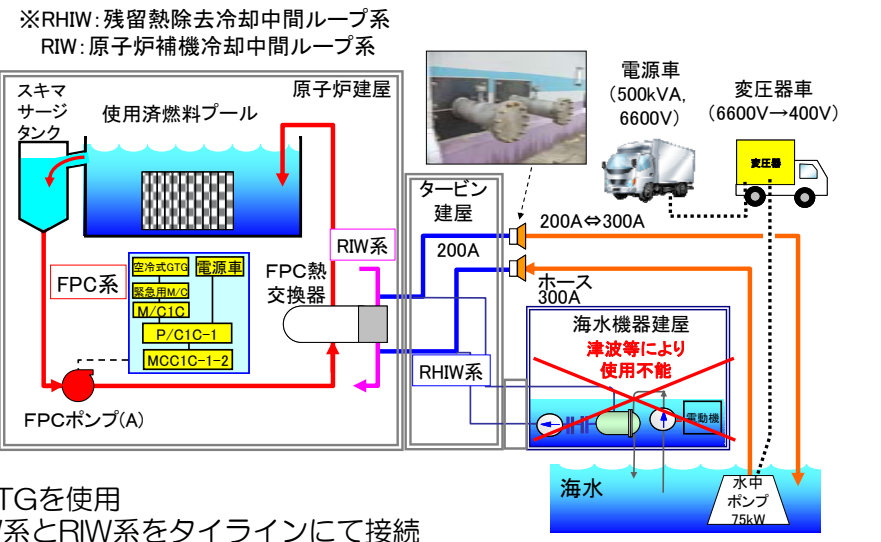
除熱

- ・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

- ・代替熱交換設備
- ・代替海中ポンプ

代替海中ポンプ又は代替熱交換設備とFPCを用いて除熱する場合の概要図



※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

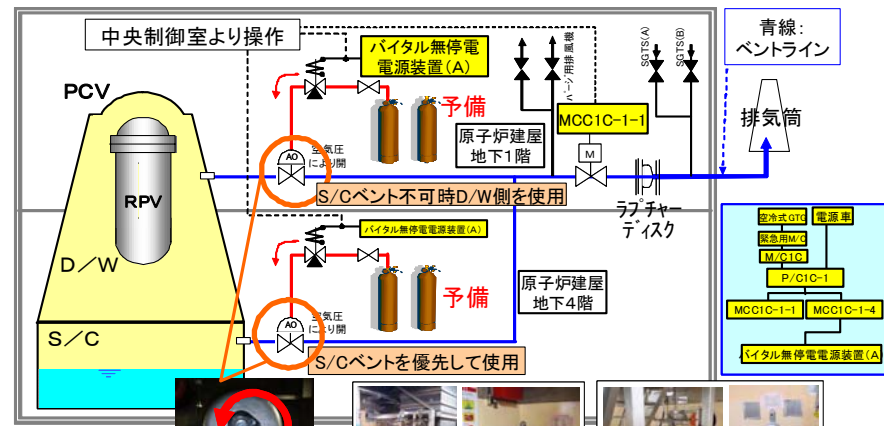
○全電源喪失や除熱機能喪失時の燃料損傷防止対策 (3/3)

《1号機を例示》

【バント操作】

原子炉格納容器の破損が懸念される場合は、バント操作を行い、圧力と熱を大気に放出する。
この操作を確実にするため、
・バント弁作動用の空気の予備ポンペを確保
・現場での弁の手動操作が可能な治具を取り付け、手動開放の手順を整備

バント操作方法概要図



※PCV:原子炉格納容器
RPV:原子炉圧力容器
D/W:ドライウェル
S/C:サブレーションチェンバ



※手動によるバント弁開放操作場所は原子炉格納容器との間はコンクリート壁で遮られており、放射線の遮蔽効果が期待できる。

さらに、意図したタイミングでのバントを可能とする方策等、バントラインの信頼性向上策の検討に着手

○万一の燃料損傷に備えた影響緩和策

《1号機を例示》

水素滞留防止対策 (原子炉建屋排気)

- 建屋に水素が漏洩した場合に備え、建屋の換気対策を実施
- ①原子炉建屋屋上の一部の手動解放 (トップバント設備) の設備の設置やブローアウトパネルの手動開放手順の整備
 - ②建屋内の水素滞留を検知するためにトップバント設備付近に水素センサーを設置

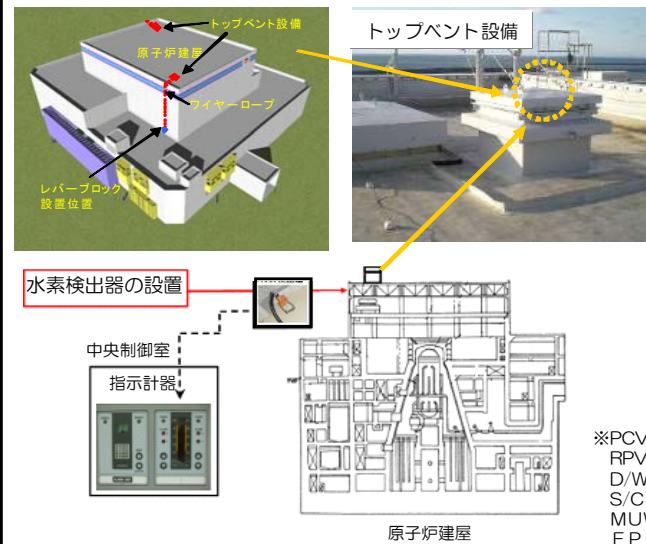
原子炉格納容器の圧力・温度上昇抑制対策 (原子炉格納容器冷却)

燃料損傷に至ることが想定される場合は、外部水源を利用したドライウェル、サブレーションチェンバのスプレィを行うことで原子炉格納容器の圧力・温度上昇を抑制する。

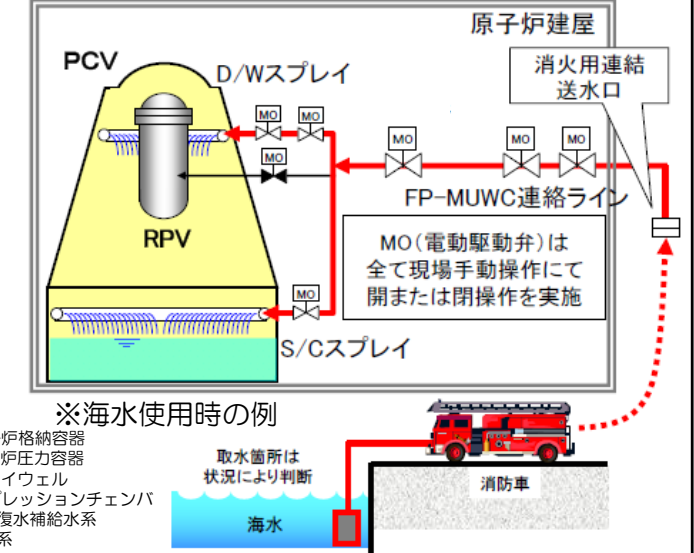
フィルタバントの設置

放射性物質の放出量低減を図るため、フィルタバントを設置する。

原子炉建屋水素滞留防止設備概要図



原子炉格納容器冷却概要図



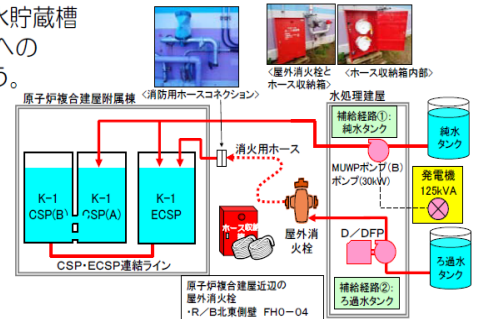
※海水使用時の例

※PCV:原子炉格納容器
RPV:原子炉圧力容器
D/W:ドライウェル
S/C:サブレーションチェンバ
MUWC:復水補給水系
FP:消火系

【燃料および保有水の移送】

1.ろ過水、純水タンクからの移送

- ①純水補給水系 (MUWP) ポンプと発電機を接続し、純水タンクから復水貯蔵槽 (CSP) への補給を行う。
- ②ろ過水タンクからディーゼル駆動消火系ポンプにて非常用復水貯蔵槽 (ECSP) への補給を行う。



3.軽油タンクからのミニタンクローリによる消防車、電源車への移送

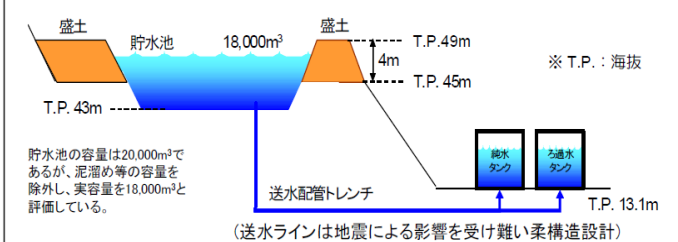
電源車、消防車および空冷式ガスタービン発電機車の燃料を、軽油タンクから高台に配備している可搬式軽油ポンプとミニタンクローリにより供給する。



また、緊急時には地域又は関東圏から供給を受けられるよう業者と非常災害協定を締結している

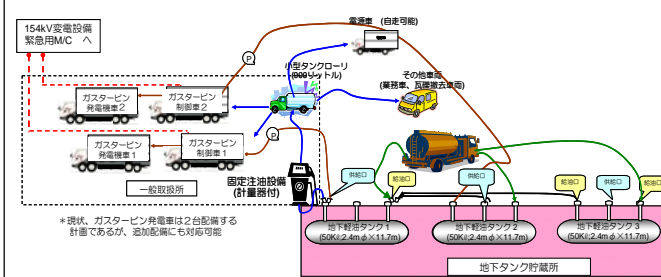
2.貯水池

当所敷地高台に貯水池を設置する。保有水量は全プラントで除熱機能が復旧せず、淡水は復水貯蔵槽及び淡水タンク貯水量とした場合に必要の淡水量とした。貯水池からタンク設備への送水は、動力を使用しない自然流下方式とした。地震に対して安定した地盤であり、津波襲来の影響を受けない標高に設置する。



4.地下軽油タンク

全交流電源喪失時の電源供給用として、当所敷地高台にガスタービン車を配備しており、その発電用燃料を備蓄するタンクを設置する。



○共通対策 (1/2)

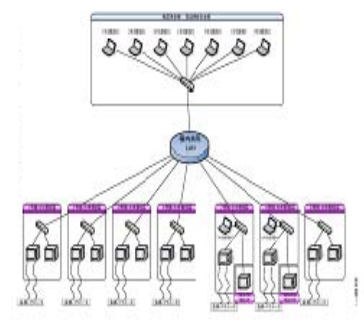
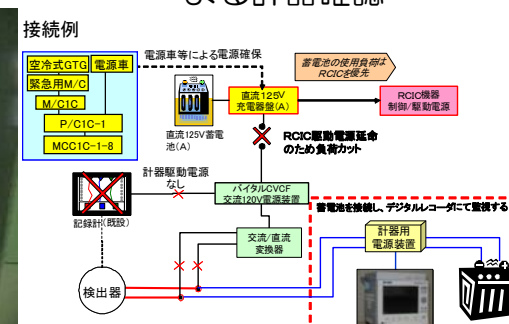
計測・監視機器

- ①使用済燃料プール (SFP) 監視用として、水位低下時でもSFPを監視可能な計器を設置
- ②SFPに専用監視カメラ1台、遠隔操作器1台を設置
- ③蓄電池、データレコーダ等を接続し、プラントパラメータを監視する手順を整備
- ④デジタルレコーダのデータを構内共用LANを利用して伝送するシステムを確立し、緊急時対策本部でのデータ確認手段を強化

- ①SFP温度計 ②監視用カメラ

- ③蓄電池接続による計器確認

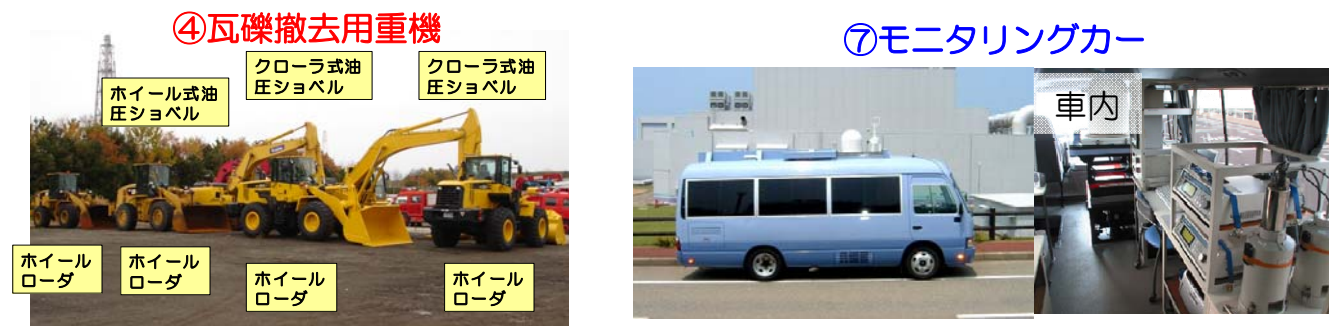
- ④デジタルレコーダ遠隔監視システム



○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，
ページ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



○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，炉心損傷防止対策，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，さらなる安全性向上対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装設備の設計

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，炉心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装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	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 (2) 防潮壁 (3) 防潮堤	実施済 実施中 実施中	緊/更 更 更	
	2. 電源確保	(1) 電源車 (2) 空冷式 GTG，緊急用メタクラ (3) 直流電源強化（蓄電池等）	実施済 実施済 実施中	緊 更 更	
		3. 高圧注水	(1) ほう酸水注入系 (SLC)（電源車からの給電等） (2) 制御棒駆動系 (CRD)（電源車からの給電等） (3) 原子炉隔離時冷却系 (RCIC) 手動起動	実施済 実施済 実施済	緊 更 更
			4. 減圧(逃がし安全弁)	(1) 逃がし安全弁(ボンベ使用) (2) 逃がし安全弁(蓄電池接続)	実施済 実施済
	5. 低圧注水			(1) 復水補給水系 (MUWC)（電源車からの給電等） (2) D/DFP（電源車からの給電による系統構成等） (3) 消防車(海水)	実施済 実施済 実施済
		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 (2) 手動によるベント弁開	実施済 実施済	緊 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 (2) 代替海水ポンプを用いた CUW 除熱	実施済 実施済
	8. SFP 注水	(1) D/DFP による注水 (2) 消防車(海水，消火系経由) (3) 消防車(海水，ホース敷設)		実施済 実施済 実施済	緊 緊 更
		9. SFP 除熱	(1) 代替海水ポンプを用いた FPC 除熱	実施済	緊
			10. 燃料及び保有水	(1) ろ過水，純水タンクからの移送 (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 (3) 淡水貯水池 (4) 地下軽油タンク	実施済 実施済 実施中 実施中
燃料損傷 後の影響 緩和	(1) R/B トップベント (2) 原子炉格納容器冷却 (3) 水素センサーの設置 (4) 原子炉格納容器フィルタベントの設置	実施済 実施済 実施済 計画中		SA/更 更 更 -	
	共通 対策	(1) SFP 水位計設置 (2) SFP 監視カメラ設置 (3) 中央制御室監視計器の電源確保 (4) デジタルレコーダ遠隔監視システムの設置		実施済 実施済 実施済 実施済	更 更 更 -
		13. 緊急時体制強化		(1) 緊急時対策本部環境改善 (2) 中央制御室環境改善 (3) 通信環境改善 (4) 瓦礫撤去 (5) 装備品の配備 (6) 緊急時の体制 (7) 放射線管理 (8) モニタリングポスト (9) 訓練に関するルール化（頻度等）	実施中 実施済 実施中 実施済 実施済 実施済 実施済 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 ○ 交流電源不要な冷却手段の多様化検討	今後検討 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)

**原子力発電所等の外部電源の信頼性確保に係る開閉所等の地震対策に関する
経済産業省原子力安全・保安院からの追加指示の受領について**

平成 24 年 1 月 19 日
東京電力株式会社

当社は、平成 23 年 6 月 7 日、経済産業省原子力安全・保安院より、「原子力発電所等の外部電源の信頼性確保に係る開閉所等の地震対策について（指示）」の指示文書^{*1}を受領しました。

その後、この指示文書に基づき、当社原子力発電所の開閉所等の電気設備が機能不全となる倒壊、損傷等が発生する可能性についての影響評価等に関する検討状況を取りまとめて、平成 23 年 7 月 7 日、同院へ報告しました。

（平成 23 年 6 月 7 日、7 月 7 日お知らせ済み）

また、本日、同院より、「原子力発電所等の外部電源の信頼性確保に係る開閉所等の地震対策について（追加指示）」の指示文書^{*2}を受領しました。

当社としましては、今後、この指示文書に基づき、当社原子力発電所の開閉所等における耐震性の評価等に係る実施計画について、取りまとめて同院へ報告いたします。

以 上

*** 1 指示文書**

「原子力発電所等の外部電源の信頼性確保に係る開閉所等の地震対策について（指示）」

（平成 23・06・07 原院第 1 号）

原子力安全・保安院（以下「当院」という。）は、平成 23 年 4 月 15 日付け平成 23・04・15 原院第 3 号による、原子力発電所及び再処理施設（以下「原子力発電所等」という。）の外部電源の信頼性確保についての指示に係る報告を、同年 5 月 16 日に各一般電気事業者等から受け、本日、当該報告に対する評価を行いました。

また、同年 5 月 16 日付け平成 23・05・16 原院第 7 号による、福島第一原子力発電所内外の電気設備に係る被害原因等についての報告を、同年 5 月 23 日に東京電力株式会社から受けました。当該報告によると、同発電所内の開閉所における同発電所第 1 号機及び第 2 号機に係る遮断器等が、地震によって損傷を受けたとされています。

これらの評価及び報告を踏まえ、外部電源の信頼性を確保する観点から、当院は、一般電気事業者等に対して、下記の事項について実施することを求めます。また、その実施状況について、平成 23 年 7 月 7 日までに当院に報告することを求めます。

記

1. 平成 23 年東北地方太平洋沖地震により東京電力株式会社福島第一原子力発電所において観測された地震観測記録の分析結果を踏まえ、一般電気事業者等の原子力発電所等において開閉所等の電気設備が機能不全となる倒壊、損傷等が発生する可能性についての影響評価。

なお、この評価に当たっては、基準とする開閉所等に係る地表面における地震力を各原子力発電所等において設定し、電気設備に生ずる応力を解析により求め、当該電気設備の構造強度との比較により評価を行うこと。

2. 上記 1. において機能不全となる倒壊、損傷等が発生する可能性があるとして評価された場合、当該設備に対する地震対策の策定

* 2 指示文書

「原子力発電所等の外部電源の信頼性確保に係る開閉所等の地震対策について（追加指示）」

（平成 24・01・17 原院第 1 号）

原子力安全・保安院は、別添（N I S A-151 b-12-1、N I S A-161 b-12-1、N I S A-181 b-12-1、N I S A-238 b-12-1）のとおり、原子力発電所等の外部電源の信頼性確保に係る開閉所等の地震対策について、一般電気事業者等に対応することを求めることとしました。

つきましては、貴社におかれましては、別添に従い、所要の対応をお願いします。

「別添（N I S A-151 b-12-1、N I S A-161 b-12-1、N I S A-181 b-12-1、N I S A-238 b-12-1）」

原子力安全・保安院（以下「当院」という。）は、本日、平成 23 年 5 月 16 日付け平成 23・05・16 原院第 7 号「福島第一原子力発電所内外の電気設備の被害状況等に係る記録に関する報告を踏まえた対応（指示）」に対する追加報告を東京電力株式会社から受けました。

当該報告では、同発電所第 1 号機及び第 2 号機の開閉所の遮断機及び断路器の損傷原因の検討のため、開閉所において発生したと想定される地震動を解析モデルに入力し、地震動に対する機器の発生応力を解析したところ、当該機器の損傷原因は、発生したと想定される地震動が設計基準を超過したこと等であることが判明した旨が示されています。

当院は、一般電気事業者等に対し、同年 6 月 7 日付け平成 23・06・07 原院第 1 号「原子力発電所等の外部電源の信頼性確保に係る開閉所等の地震対策について（指示）」において開閉所等の地震対策を指示しているところですが、上記の解析結果及び損傷原因を考慮した上で、原子力発電所等の開閉所の電気設備及び変圧器において、今後発生する可能性のある地震を入力地震動に用いた耐震性の評価及び対策の追加的な実施を求めるとともに、その実施計画について、平成 24 年 2 月 17 日までに当院に対し報告することを求めます。

九州電力株式会社玄海原子力発電所4号機二次系配管に係る協力事業者による
溶接事業者検査の一部未実施を踏まえた調査結果の
経済産業省原子力安全・保安院への報告について

平成24年1月20日
東京電力株式会社

当社は、九州電力株式会社玄海原子力発電所4号機の二次系配管の取替工事に際し、協力事業者である財団法人発電設備技術検査協会（以下、発電技検）が溶接事業者検査^{*1}の一部を適切に処置していなかった事象を踏まえ、経済産業省原子力安全・保安院より、「溶接事業者検査の一部未実施について（注意喚起及び指示）」の文書^{*2}を受領いたしました。（平成23年12月22日お知らせ済み）

当社は、このたびの指示に基づき、これまで発電技検を協力事業者として実施した溶接事業者検査について、実施されていない項目の有無を調査し、本日、その結果をとりまとめて同院へ報告しましたのでお知らせします。

調査の結果、福島第一原子力発電所および東通原子力建設所においては、発電技検を協力事業者として実施した溶接事業者検査はありませんでした。また、福島第二原子力発電所および柏崎刈羽原子力発電所においては、発電技検を協力事業者として実施した溶接事業者検査について、実施されていない検査項目はなかったことを確認しました。

以上

<添付資料>

- ・溶接事業者検査の実施状況に関する調査結果について（報告）

*** 1 溶接事業者検査**

電気事業法第52条で定める溶接に対して、使用の開始前に第39条第1項の経済産業省で定める技術基準に適合していることを確認する事業者検査。

*** 2 指示文書**

「溶接事業者検査の一部未実施について（注意喚起及び指示）」

（平成23・12・22 原院第6号）

原子力安全・保安院（以下「当院」という。）に対し、九州電力株式会社（以下「九州電力」という。）玄海原子力発電所第4号機において、取替えのための施工を実施中であった二次系の低温再熱蒸気管について、電気事業法（昭和39年法律第170号）第52条第1項の規定に基づき実施された溶接事業者検査に関し、原子力施設安全情報申告制度に基づく申告がありました。原子力施設安全情報申告調査委員会において当該申告に関する事実関係等を調査した結果、当該溶接事業者検査の協力事業者である財団法人発電設備技術検査協会（以下「発電技検」という。）が溶接事業者検査の一部である溶接後熟処理について、法令上の検査対象項目であるにも関わらず、検査不要と判断し、検査記録に検査不要を示す斜線を記載していたこと、また、検査当日に任意で記録確認等が実施されていたことを根拠として、当該検査記録の斜線を誤記として処理し、検査が実施されていたものとして処置がなされていたこと等を

確認しました。

当該低温再熱蒸気管は、これから施設されるものであるため、原子力発電所の安全に直ちに影響を及ぼすものではありませんが、電気事業法における溶接安全管理検査制度の適正な運用の観点から遺憾であり、当院は、九州電力に対して、管理を徹底するよう厳重注意したところです。

当院は、溶接事業者検査において、発電技検を協力事業者としている原子炉設置者に対して、今後、このような検査の一部未実施がないよう管理体制の充実を図ることについて、注意喚起します。

また、本件を踏まえて、これまで発電技検を協力事業者として実施した溶接事業者検査について、実施されていない項目の有無を調査し、平成24年1月20日までに、当院に対し、報告するよう指示します。

柏崎刈羽原子力発電所5号機の定期検査開始について

平成24年1月24日
東京電力株式会社

当社は、平成24年1月25日から柏崎刈羽原子力発電所5号機（沸騰水型、定格出力110万キロワット）の第13回定期検査を開始いたしますのでお知らせいたします。

1. 定期検査のための停止予定期間

平成24年1月25日～未定

（定期検査における停止中の作業予定期間：約5ヶ月弱）

2. 定期検査を実施する主な設備

- (1) 原子炉本体
- (2) 原子炉冷却系統設備
- (3) 計測制御系統設備
- (4) 燃料設備
- (5) 放射線管理設備
- (6) 廃棄設備
- (7) 原子炉格納施設
- (8) 非常用予備発電装置
- (9) 蒸気タービン

3. 定期検査中に実施する主な工事予定

(1) 燃料集合体の取替え

燃料集合体764体中180体を取り替えます。

(2) 原子炉隔離時冷却系配管改造・取替工事

原子炉内で水の放射線分解によって生成される混合ガス（水素・酸素）が蓄積・滞留しないよう、原子炉隔離時冷却系の配管について、混合ガスを排出させるベント配管を新たに設置します。

(3) 補給水系配管修理工事

放射性流体の系外放出防止対策として、放射性流体と非放射性流体の取り合い境界に手動弁の新設を行います。

(4) 津波対策

津波対策として、以下の設備を配備・設置します。

- ・ 緊急用高圧配電盤から原子炉建屋内非常用高圧配電盤への常設ケーブルの布設
- ・ 代替海水熱交換器設備の配備
- ・ 原子炉建屋トップベント設備の設置

4. その他

(1) 特別な保全計画に基づく設備点検

平成19年7月16日に発生した新潟県中越沖地震後の影響を継続的に監視するため、疲労評価を実施し地震による影響がないと判断した箇所
の非破壊検査や、地震時に軽微な影響が確認されたものの機能への影響はないと評価し対策不要とした設備の点検を行います。

(2) 換気空調系ダクトの点検

平成20年3月に福島第一原子力発電所で確認された換気空調系ダクト不具合に関する対策の一環として、今回の定期検査において、換気空調系ダクトの点検作業を行います。

(3) ジェットポンプ*センシングラインサポート修理

平成22年3月12日に柏崎刈羽原子力発電所2号機で確認されたジェットポンプの流量計測用配管切損の不具合に関する水平展開として、今回の定期検査において、切損する可能性のあるジェットポンプ流量計測用配管について、配管およびサポートの点検・修理を行います。

(4) ハフニウム棒型制御棒の外観点検

中性子吸収材にハフニウムを使用した制御棒の健全性を継続的に確認する観点から、今回の定期検査において取り出すハフニウム棒型制御棒のうち、中性子照射量の高い2本について外観点検を行います。

なお、起動につきましては、国や地元自治体とよくご相談させていただき、適切に対応してまいります。

以 上

* ジェットポンプ

原子炉冷却材再循環ポンプにより加圧された水を利用し、原子炉内の冷却水を循環させる回転部を持たない静止型のポンプ。

<参考> 当社原子力発電所の現況

福島第一・福島第二

平成23年3月11日に発生いたしました東北地方太平洋沖地震の影響により、全号機が運転を停止しております。

柏崎刈羽・1号機 (110万キロワット)	定期検査中
2号機 (110万キロワット)	定期検査中
3号機 (110万キロワット)	定期検査中
4号機 (110万キロワット)	定期検査中
5号機 (110万キロワット)	1月25日から 定期検査開始予定
6号機 (135万6千キロワット)	運転中
7号機 (135万6千キロワット)	定期検査中

これにより、運転中のプラントは、1基、合計135万6千キロワットとなります。

(お知らせ)

柏崎刈羽原子力発電所5号機の原子炉停止操作実績について

平成24年1月25日
東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所

当所5号機は、第13回定期検査のため、昨日から原子炉停止操作を実施してまいりましたが、本日、原子炉を停止しましたのでお知らせいたします。

停止操作の実績は以下のとおりです。

- | | |
|------------------|----------------|
| ○ 発電機解列 | 1月24日 午後11時59分 |
| ○ 原子炉停止（全制御棒全挿入） | 1月25日 午前5時19分 |

以上

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（一次評価）
結果に係る報告書の誤りについて

平成 24 年 1 月 25 日
東京電力株式会社

当社は、平成23年7月22日に原子力安全・保安院より受領した指示文書「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）」に基づき、柏崎刈羽原子力発電所 1号機および7号機の安全性に関する総合評価（一次評価）の結果をとりまとめ、平成24年1月16日、原子力安全・保安院へ報告いたしました。

（平成23年7月22日、平成24年1月16日 お知らせ済み）

現在、当社は、審査に向けた資料の準備を進めておりますが、その過程で、報告書の一部に誤り（5箇所）を確認*しております。

また、5箇所の誤りについては、評価結果に影響を及ぼさないものであることを確認しております。

今後、報告書において他に誤りがないか確認するとともに、再発防止対策を検討してまいります。

以上

○添付資料

- ・別紙：柏崎刈羽原子力発電所 1、7号機における安全性に関する総合評価（一次評価）の結果について（報告）に係る正誤表

* 報告書の一部に誤り（5箇所）を確認

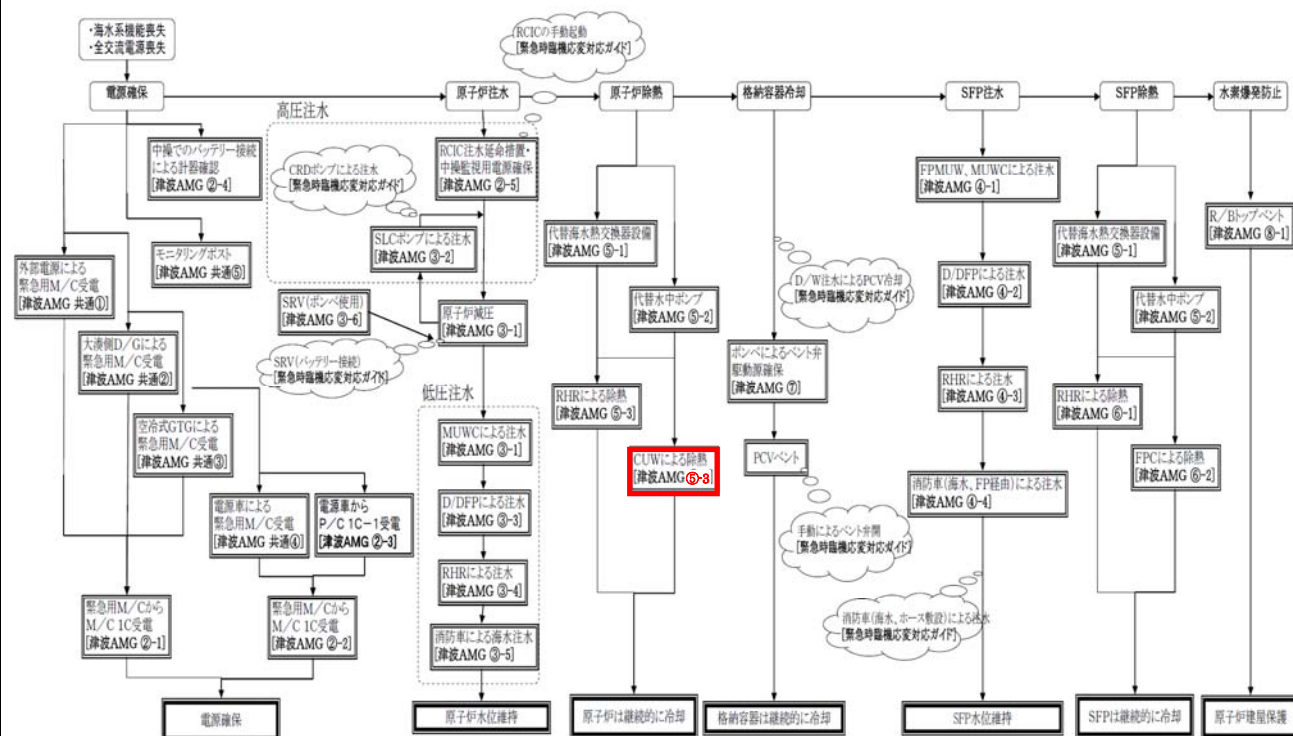
1月23日に「柏崎刈羽原子力発電所 1、7号機の安全性に関する総合評価（一次評価）結果の経済産業省原子力安全・保安院への報告について」の一部訂正について、お知らせしておりますが、本件については、ご説明用に作成した参考資料の一部に誤記が確認されたことから訂正したものであり、報告書の誤りについてお知らせするのは今回が初めてとなります。

柏崎刈羽原子力発電所 1, 7号機における安全性に関する総合評価
(一次評価)の結果について(報告)に係る正誤表

【柏崎刈羽原子力発電所 1号機 (1 / 2)】

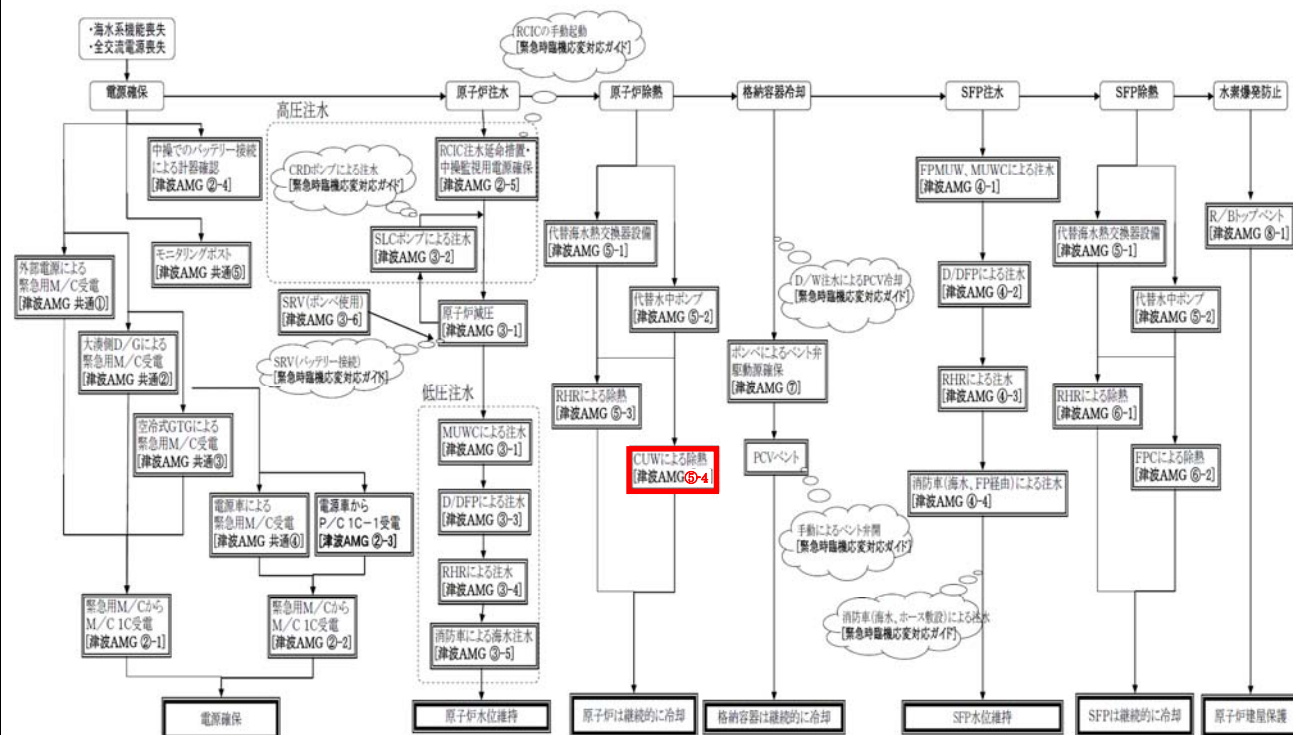
添付 4. 1-2 (9 / 13)

誤



添付 4. 1-2 (9 / 13)

正



【柏崎刈羽原子力発電所 1 号機 (2 / 2)】

影響緩和機能に関連する設備の耐震裕度評価結果 一覧表(地震・原子炉) (フロントライン系) 添付5. 1-9 (6/21)

誤

フロントライン系		耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値 (a)	評価基準値 (b)	裕度 (b/a)	備考		
緩和機能	設備名											
低圧注水	復水貯蔵槽関連	復水貯蔵槽	B	簡易	耐震壁	構造損傷	×10 ⁻³	0.45	2.0	4.44	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 原子炉建屋耐震壁の機器設置階におけるせん断ひずみの最大値を記載している。	
		配管	B	詳細	配管本体	構造損傷	MPa	121	411	3.39		
		配管サポート	B	詳細	スナッパ	機能損傷	kN	87	129.4	1.48		
低圧注水 (代替系による注水)	復水補給水系	ポンプ	B	詳細	基礎ボルト	構造損傷	MPa	8	159	19.87	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)	
				詳細	軸受他	機能損傷	G	1.32	6.0	4.54		
		ポンプ 電動機	S	詳細	軸受他	機能損傷	G	1.32	4.7	3.56	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)	
		配管	B	詳細	配管本体	構造損傷	MPa	312	321	1.02	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 本検討では、設計時に採用済みの評価手法を適用した。	
		配管サポート	B	詳細	サポート	構造損傷	MPa	107	245	2.28		
		弁	B	簡易	駆動部	機能損傷	G	水平	1.64	6.0		3.65
	鉛直							2.86	6.0	2.09		
	復水貯蔵槽		B	簡易	耐震壁	構造損傷	×10 ⁻³	0.45	2.0	4.44	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 原子炉建屋耐震壁の機器設置階におけるせん断ひずみの最大値を記載している。	
	残留熱除去系配管	配管	S	詳細	配管本体	構造損傷	MPa	128	366	2.85		
			配管サポート	S	詳細	スナッパ	機能損傷	kN	43.3	67.4		1.55
			弁	S	簡易	駆動部	機能損傷	G	水平	4.03		6.0
	鉛直	1.11							6.0	5.40		
	消火系		裕度を評価しない。 (D/DFP・配管・配管サポート・弁・ろ過水タンク・現場制御盤)								水処理建屋内に設置	

正

影響緩和機能に関連する設備の耐震裕度評価結果 一覧表(地震・原子炉) (フロントライン系) 添付5. 1-9 (6/21)

フロントライン系		耐震クラス	評価方法	評価部位	損傷モード	単位	評価値 (a)	評価基準値 (b)	裕度 (b/a)	備考		
緩和機能	設備名											
低圧注水	復水貯蔵槽関連	復水貯蔵槽	B	簡易	耐震壁	構造損傷	×10 ⁻³	0.45	2.0	4.44	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 原子炉建屋耐震壁の機器設置階におけるせん断ひずみの最大値を記載している。	
		配管	B	詳細	配管本体	構造損傷	MPa	121	411	3.39		
		配管サポート	B	詳細	スナッパ	機能損傷	kN	87	129.4	1.48		
低圧注水 (代替系による注水)	復水補給水系	ポンプ	B	詳細	基礎ボルト	構造損傷	MPa	8	159	19.87	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)	
				詳細	軸受他	機能損傷	G	1.32	6.0	4.54		
		ポンプ 電動機	B	詳細	軸受他	機能損傷	G	1.32	4.7	3.56	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 (添付5.1-3参照)	
		配管	B	詳細	配管本体	構造損傷	MPa	312	321	1.02	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 本検討では、設計時に採用済みの評価手法を適用した。	
		配管サポート	B	詳細	サポート	構造損傷	MPa	107	245	2.28		
		弁	B	簡易	駆動部	機能損傷	G	水平	1.64	6.0		3.65
	鉛直							2.86	6.0	2.09		
	復水貯蔵槽		B	簡易	耐震壁	構造損傷	×10 ⁻³	0.45	2.0	4.44	耐震バックチェック報告書に記載が無い評価。 原子炉建屋耐震壁の機器設置階におけるせん断ひずみの最大値を記載している。	
	残留熱除去系配管	配管	S	詳細	配管本体	構造損傷	MPa	128	366	2.85		
			配管サポート	S	詳細	スナッパ	機能損傷	kN	43.3	67.4		1.55
			弁	S	簡易	駆動部	機能損傷	G	水平	4.03		6.0
	鉛直	1.11							6.0	5.40		
	消火系		裕度を評価しない。 (D/DFP・配管・配管サポート・弁・ろ過水タンク・現場制御盤)								水処理建屋内に設置	

【柏崎刈羽原子力発電所 7号機 (1 / 3)】

添付 4. 1-2 (9 / 13)

誤

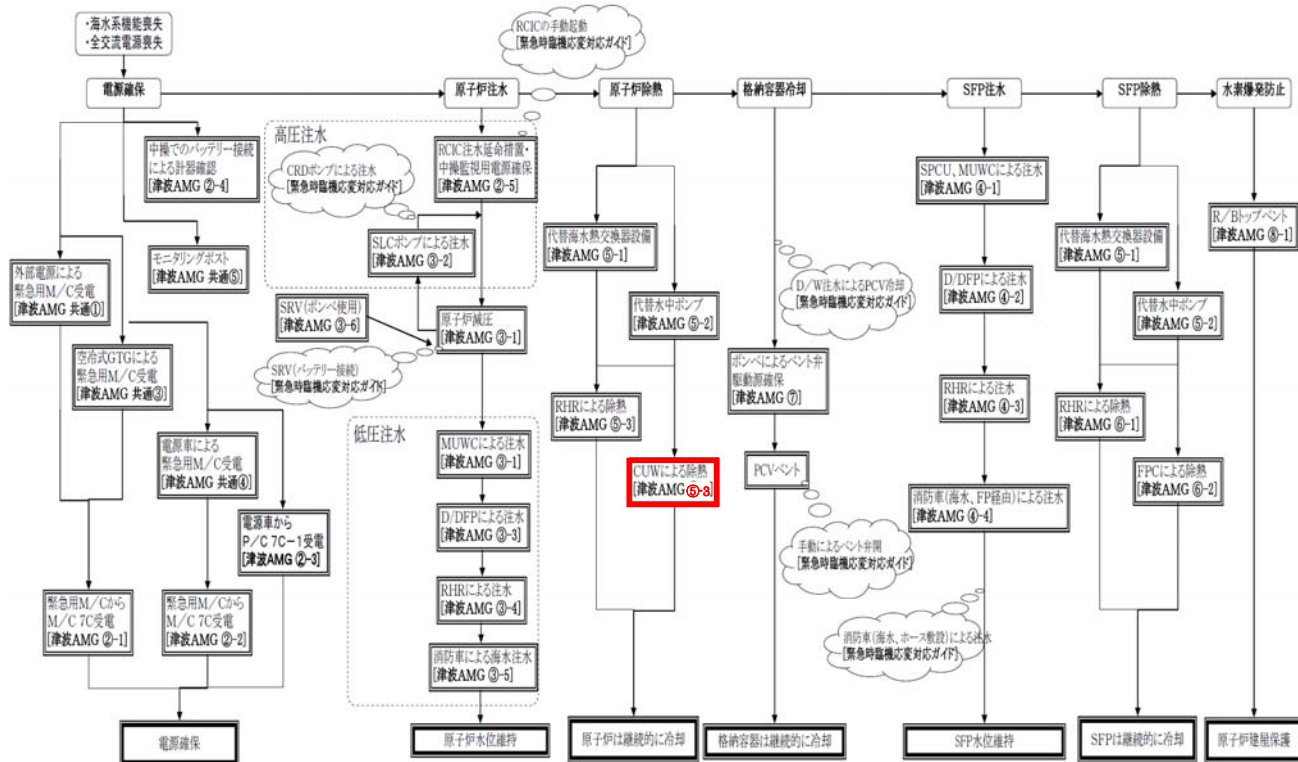


図 4. 1-7 津波襲来時等の対応フロー

添付 4. 1-2 (9 / 13)

正

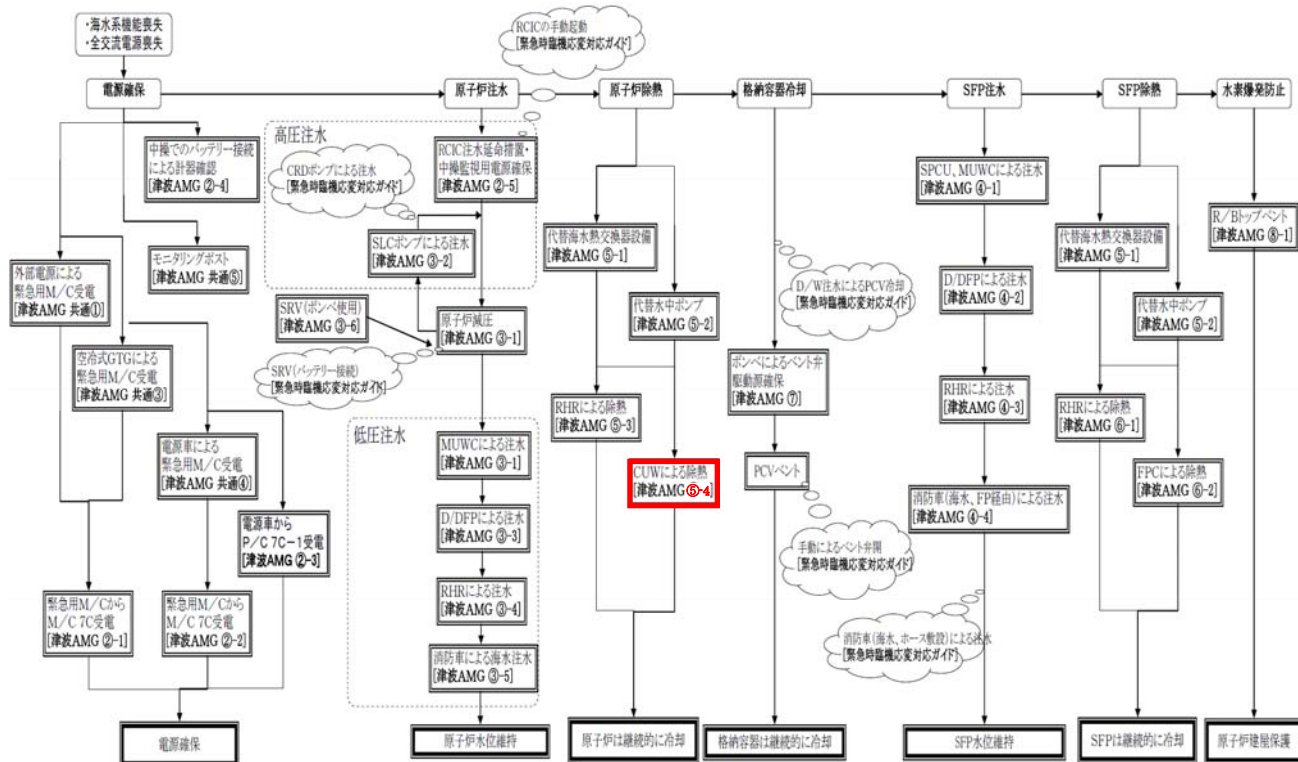


図 4. 1-7 津波襲来時等の対応フロー

イベントツリーに係る設備の機能的な関連の整理(地震・原子炉)

機能的に関連する設備等 ^{※2}	原子炉補機冷却系及び非常用交流電源による給電の確保に成功の場合(収束シナリオ①～③)									
	原子炉圧力制御	ヒートシンク	交流電源	高圧注水		原子炉減圧	低圧注水	原子炉除熱	原子炉格納容器除熱	
	逃がし安全弁による原子炉圧力制御	原子炉補機冷却系	非常用交流電源による給電 非常用ディーゼル発電機	高圧注水	原子炉隔離時冷却系	逃がし安全弁による原子炉減圧	低圧注水による注水	残留熱除去系による原子炉からの除熱(原子炉停止時冷却モード)	残留熱除去系による原子炉格納容器からの除熱(サブレーションプール冷却モード)	原子炉格納容器ベント
直流電源		○	○	○	○	○	○	○	○	○
計測・制御	計測・制御設備 ^{※3}	○	○	○	○	○	○	○	○	○
電源盤	非常用電源盤	○	○	○						
	タービン建屋(海水熱交換器区域)非常用電源盤	○	○	○						
原子炉補機冷却系	原子炉補機冷却系	-	○	○						
	原子炉補機冷却海水系		○	○						
交流電源	非常用ディーゼル発電機	○	-					○	○	○

※1: イベントツリーのヘディングに採用した設備であり、フロントライン系の設備に加え一部のサポート系の設備を含む
 ※2: イベントツリーのヘディングに採用した設備等に機能的に関連するサポート系の設備をいう
 ※3: 地震の原子炉の評価における計測・制御設備とは、中央制御室、中央制御室外原子炉停止装置及び現場に設置の制御盤等の計測・制御設備をいう

凡例
 ○: 関連する設備
 -: 当該設備

誤

イベントツリーに係る設備の機能的な関連の整理(地震・原子炉)

機能的に関連する設備等 ^{※2}	原子炉補機冷却系及び非常用交流電源による給電の確保に成功の場合(収束シナリオ①～③)									
	原子炉圧力制御	ヒートシンク	交流電源	高圧注水		原子炉減圧	低圧注水	原子炉除熱	原子炉格納容器除熱	
	逃がし安全弁による原子炉圧力制御	原子炉補機冷却系	非常用交流電源による給電 非常用ディーゼル発電機	高圧注水	原子炉隔離時冷却系	逃がし安全弁による原子炉減圧	低圧注水による注水	残留熱除去系による原子炉からの除熱(原子炉停止時冷却モード)	残留熱除去系による原子炉格納容器からの除熱(サブレーションプール冷却モード)	原子炉格納容器ベント
直流電源		○	○	○	○	○	○	○	○	○
計測・制御	計測・制御設備 ^{※3}	○	○	○	○	○	○	○	○	○
電源盤	非常用電源盤	○	○	○						
	タービン建屋(海水熱交換器区域)非常用電源盤	○	○	○						
原子炉補機冷却系	原子炉補機冷却系	-	○	○						
	原子炉補機冷却海水系		○	○						
交流電源	非常用ディーゼル発電機	○	-	○				○	○	○

※1: イベントツリーのヘディングに採用した設備であり、フロントライン系の設備に加え一部のサポート系の設備を含む
 ※2: イベントツリーのヘディングに採用した設備等に機能的に関連するサポート系の設備をいう
 ※3: 地震の原子炉の評価における計測・制御設備とは、中央制御室、中央制御室外原子炉停止装置及び現場に設置の制御盤等の計測・制御設備をいう

凡例
 ○: 関連する設備
 -: 当該設備

正

【柏崎刈羽原子力発電所7号機(3/3)】

添付5. 2-8 (1/2)

イベントツリーに係る設備の機能的な関連の整理(津波・原子炉)

機能的に関連する設備等 ^{※2}	原子炉補機冷却系及び非常用交流電源による給電の確保に成功の場合(収束シナリオ①~③)								
	原子炉圧力制御	ヒートシンク	交流電源	高压注水		原子炉減圧	低圧注水	原子炉除熱	原子炉格納容器除熱
	逃がし安全弁による原子炉圧力制御	原子炉補機冷却系	非常用交流電源による給電	非常用ディーゼル発電機	高压炉心注水系	原子炉隔離時冷却系	逃がし安全弁による原子炉減圧	低圧系による注水	残留熱除去系による原子炉からの除熱(原子炉停止時冷却モード)
直流電源		○	○	○	○	○	○	○	○
計測・制御	中央制御室等 計測・制御設備 ^{※3}	○	○	○	○	○	○	○	○
電源盤	非常用電源盤	○	○	○	○		○	○	○
	タービン建屋(海水熱交換器区域) 非常用電源盤	○	○	○	○		○	○	○
原子炉補機冷却系	原子炉補機冷却水系	-	○	○			○	○	○
	原子炉補機冷却海水系		○	○			○	○	○
交流電源	非常用ディーゼル発電機	○	-				○	○	○

※1: イベントツリーのヘディングに採用した設備であり、フロントライン系の設備に加え一部のサポート系の設備を含む
 ※2: イベントツリーのヘディングに採用した設備等に機能的に関連するサポート系の設備をいう
 ※3: 津波の原子炉の評価における中央制御室等 計測・制御設備とは、中央制御室及び中央制御室外原子炉停止室等の計測・制御設備をいう

凡例
 ○: 関連する設備
 -: 当該設備

誤

添付5. 2-8 (1/2)

イベントツリーに係る設備の機能的な関連の整理(津波・原子炉)

機能的に関連する設備等 ^{※2}	原子炉補機冷却系及び非常用交流電源による給電の確保に成功の場合(収束シナリオ①~③)								
	原子炉圧力制御	ヒートシンク	交流電源	高压注水		原子炉減圧	低圧注水	原子炉除熱	原子炉格納容器除熱
	逃がし安全弁による原子炉圧力制御	原子炉補機冷却系	非常用交流電源による給電	非常用ディーゼル発電機	高压炉心注水系	原子炉隔離時冷却系	逃がし安全弁による原子炉減圧	低圧系による注水	残留熱除去系による原子炉からの除熱(原子炉停止時冷却モード)
直流電源		○	○	○	○	○	○	○	○
計測・制御	中央制御室等 計測・制御設備 ^{※3}	○	○	○	○	○	○	○	○
電源盤	非常用電源盤	○	○	○	○		○	○	○
	タービン建屋(海水熱交換器区域) 非常用電源盤	○	○	○	○		○	○	○
原子炉補機冷却系	原子炉補機冷却水系	-	○	○			○	○	○
	原子炉補機冷却海水系		○	○			○	○	○
交流電源	非常用ディーゼル発電機	○	-	○			○	○	○

※1: イベントツリーのヘディングに採用した設備であり、フロントライン系の設備に加え一部のサポート系の設備を含む
 ※2: イベントツリーのヘディングに採用した設備等に機能的に関連するサポート系の設備をいう
 ※3: 津波の原子炉の評価における中央制御室等 計測・制御設備とは、中央制御室及び中央制御室外原子炉停止室等の計測・制御設備をいう

凡例
 ○: 関連する設備
 -: 当該設備

正

平成 23 年東北地方太平洋沖地震から得られた地震動に関する知見を踏まえた
原子力発電所等の耐震安全性評価に反映すべき事項（中間とりまとめ）
に関する指示文書の受領について

平成 24 年 1 月 27 日
東京電力株式会社

当社は、本日、経済産業省原子力安全・保安院より、平成 23 年東北地方太平洋沖地震から得られた地震動に関する知見を踏まえた原子力発電所等の耐震安全性評価に反映すべき事項（中間とりまとめ）に関する指示文書*を受領いたしました。

当社といたしましては、このたびの指示に基づき、今後、速やかに対応を行うとともに、その内容を取りまとめ、同院へ報告いたします。

以 上

*** 指示文書**

平成 23 年東北地方太平洋沖地震から得られた地震動に関する知見を踏まえた原子力発電所等の耐震安全性評価に反映すべき事項（中間とりまとめ）について（指示）

（平成 24・01・26 原院第 1 号）

平成 23 年 3 月 11 日に発生した平成 23 年東北地方太平洋沖地震（以下「今回の地震」という。）を受け、原子力安全・保安院（以下「当院」という。）は、「地震・津波に関する意見聴取会」を開催し、東京電力株式会社福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所、東北電力株式会社女川原子力発電所並びに日本原子力発電株式会社東海第二発電所における地震動の解析及び評価を行うとともに、今回の地震から得られた知見について整理し、原子力発電所等の耐震安全性評価に反映すべき事項を検討してきました。

当院としては、意見聴取会、関係機関等での現時点における検討、調査等を踏まえ、原子力発電所の速やかな耐震安全性確保の観点から、耐震安全性評価に当たって検討すべき事項として、下記の事項を中間的に取りまとめました。貴社（貴機構）におかれましては、下記の事項を踏まえ活断層の連動性について検討を実施し、平成 24 年 2 月 29 日までに当院に対し、検討結果を報告することを指示します。

なお、追加調査が必要な場合は、調査に係る実施計画を策定し、同日までに検討結果の報告と併せて、提出することを指示します。また、当該計画に基づく調査結果についても、取りまとめ次第、速やかに当院に対して報告することを指示します。

記

1. 内陸地殻内の活断層の連動性の検討において、活断層間の離隔距離が約5キロメートルを超える活断層等その連動性を否定していたものに関し、地形及び地質構造の形成過程(テクトニクス)、応力の状況等を考慮して、連動の可能性について検討すること。
2. 1. の検討に当たって、活断層の連動を否定する場合は、過去に当該地域において発生した最大規模の地震から推定される断層の長さを主な根拠としないこと。

柏崎刈羽原子力発電所5号機および6号機耐震安全性評価報告書の再点検結果 に関する経済産業省原子力安全・保安院への報告について

平成24年1月31日
東京電力株式会社

当社は、平成23年8月22日に経済産業省原子力安全・保安院より、「関西電力株式会社高浜発電所第3号機及び第4号機の原子炉建屋の耐震安全性評価における地震応答解析モデルの入力データ誤りを踏まえた対応について(指示)」の指示文書*を受領いたしました。(平成23年8月23日お知らせ済み)

当社は、この指示文書に基づき、柏崎刈羽原子力発電所5号機および6号機について、解析のために入力したデータおよび条件設定の誤りの有無を調査し、耐震安全性評価報告書の再点検を行いました。その結果、今回の調査対象において、入力データおよび条件設定に誤りが無く、耐震安全性評価に問題が無いことを確認し、本日、同院へ報告書を提出いたしましたのでお知らせいたします。

なお、耐震安全性評価結果に影響を及ぼさない、報告書の記載誤りがあったことについても併せて報告いたしました。

以上

○添付資料

柏崎刈羽原子力発電所5号機及び6号機 耐震安全性評価報告書の再点検に関する報告(概要)

* 指示文書

「関西電力株式会社高浜発電所第3号機及び第4号機の原子炉建屋の耐震安全性評価における地震応答解析モデルの入力データ誤りを踏まえた対応について(指示)」

(平成23・08・22原院第1号)

原子力安全・保安院(以下「当院」という。)は、平成23年8月22日に、関西電力株式会社から、平成18年9月20日付け「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」

等の改訂に伴う既設発電用原子炉施設の耐震安全性の評価等の実施について」(平成18・09・19原院第6号)において指示を行った耐震安全性に係る評価について、同社高浜発電所第3号機及び第4号機の原子炉建屋における地震応答解析モデルの入力データに誤りがあった旨の報告を受けました。

当該報告によると、原子炉建屋の水平方向(東西方向)の地震応答解析モデルにおいて、部材の諸元の一つである断面2次モーメントの入力データにおいて、3箇所誤ったデータが入力されていたとしています。

当院としては、今回の同社による高浜発電所第3号機及び第4号機の耐震安全性評価における地震応答解析モデルの入力データの誤りや他社における同様の事象を踏まえ、「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」等の改訂に伴う既設発電用原子炉施設等の耐震安全性の評価を指示した原子力事業者に対して、安全上重要な建物・構築物及び機器・配管系の耐震安全性評価に係る解析のために入力したデータ及び条件設定について、解析の委託先を問わず、誤りの有無を調査し、耐震安全性評価報告書の再点検を行い、安全性に関する総合的評価のうち耐震裕度に係る総合的評価を当院に報告する前までに、当院の確認を受けることを指示します。

なお、同年7月22日付け「九州電力株式会社玄海原子力発電所3号機の原子炉建屋及び原子炉補助建屋の耐震安全性評価における入力データの誤りを踏まえた対応について(指示)」(平成23・07・22原院第1号)及び同年8月11日付け「東京電力株式会社福島第二原子力発電所第2号機の原子炉建屋の耐震安全性評価における地震応答解析モデルの設定の誤りを踏まえた対応について(指示)」(平成23・08・11原院第1号)に基づいて、既に調査結果の報告を行ったものについては、改めて報告を行う必要はありません。

柏崎刈羽原子力発電所5号機及び6号機
耐震安全性評価報告書の再点検に関する報告（概要）

1. 調査内容

平成23年8月22日に発出された原子力安全・保安院指示文書「耐震安全性評価報告書の再点検について（指示）」（平成23・08・22原院第1号）に基づき、当社が提出している耐震安全性評価報告書のうち柏崎刈羽原子力発電所5号機及び6号機に関する報告書について、以下の各評価・検討項目に係る解析を対象として調査を実施した。

調査対象となる評価・検討項目

評価・検討項目	対象号機	
	5号機 ^{※1}	6号機 ^{※2}
基準地震動 S_s の策定	— ^{※3}	— ^{※3}
建屋基礎地盤の安定性評価	○	○
安全上重要な建物・構築物の耐震安全性評価	○	○
安全上重要な機器・配管系の耐震安全性評価	○	○
屋外重要土木構造物の耐震安全性評価	○	○
地震随伴事象に対する考慮（津波に対する安全性）	○	○
地震随伴事象に対する考慮（活断層の変位に伴う建屋基礎地盤の変形評価）	○	○

※1：柏崎刈羽原子力発電所5号機

「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果 報告書
（平成22年6月）

※2：柏崎刈羽原子力発電所6号機

「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う耐震安全性評価結果 報告書（改訂版）
（平成21年6月）

※3：柏崎刈羽原子力発電所1号機及び7号機に関する耐震安全性評価報告書の再点検時に調査済。

2. 調査概要

調査対象となる評価・検討項目に係る解析について、当社及び当社が解析を委託した会社（以下、「委託先」という）が以下の調査を実施した。

【委託先】

入力データ及び条件設定等に関する確認資料（入力根拠書・作業チェックシート等）毎に以下の確認を実施。

- 入力根拠書、作業チェックシート等の確認すべき項目に漏れがないことを確認したうえで、根拠となる書類とつき合わせて全数について誤りがないことを確認

【当社】

入力データ及び条件設定等の誤りの有無を調査するため、全設備及び全解析件名について以下の確認を実施。

- 入力根拠が妥当であることを、委託先から提示された資料をもとに確認
- 計算機プログラム等への入力が正確に実施されていることを、委託先から提示された資料をもとに確認

など

3. 調査結果

柏崎刈羽原子力発電所5号機及び6号機に関する耐震安全性評価報告書の再点検を実施した結果、耐震安全性評価結果に影響を及ぼさない、報告書の記載誤り（41箇所[※]）はあったが、耐震安全性評価に係る入力データ及び条件設定等に誤りがないことを確認した。

※ 報告書記載誤りについては、同一の誤りを複数箇所にコピーしている場合等についても、それぞれ個別の誤りとして箇所数を求めた。

以上

新潟県中越沖地震後の点検・復旧作業の状況について

(週報：1月12日)

平成24年1月12日

東京電力株式会社

当社柏崎刈羽原子力発電所における新潟県中越沖地震後の主な点検・復旧作業の状況および不適合についてお知らせいたします。

主な点検・復旧状況

○平成23年12月23日から平成24年1月12日までに点検および復旧を完了したもの

・なし

○平成24年1月13日から1月19日までに点検および復旧を開始するもの

・なし

○平成24年1月8日から2月4日までの主な点検・復旧作業実績・予定

・「新潟県中越沖地震発生による柏崎刈羽原子力発電所の

主な点検・復旧作業予定（4週間工程）」・・・別紙

○その他

・不適合情報（中越沖地震関連、GⅠ、GⅡ、GⅢグレード、対象外）

（含む、中越沖地震関連、As、A、B、C、Dグレード、対象外）

平成23年12月1日～31日 (平成19年7月16日～累計)	
件数	0件 (3,775件)

以上

新潟県中越沖地震後の点検・復旧作業の状況について

(週報：1月19日)

平成24年1月19日

東京電力株式会社

当社柏崎刈羽原子力発電所における新潟県中越沖地震後の主な点検・復旧作業の状況および不適合についてお知らせいたします。

主な点検・復旧状況

○平成24年1月13日から1月19日までに点検および復旧を完了したもの

・なし

○平成24年1月20日から1月26日までに点検および復旧を開始するもの

・なし

○平成24年1月15日から2月11日までの主な点検・復旧作業実績・予定

・「新潟県中越沖地震発生による柏崎刈羽原子力発電所の

主な点検・復旧作業予定（4週間工程）」・・・別紙

以 上

新潟県中越沖地震後の点検・復旧作業の状況について

(週報：1月26日)

平成24年1月26日

東京電力株式会社

当社柏崎刈羽原子力発電所における新潟県中越沖地震後の主な点検・復旧作業の状況および不適合についてお知らせいたします。

主な点検・復旧状況

○平成24年1月20日から1月26日までに点検および復旧を完了したもの

・なし

○平成24年1月27日から2月2日までに点検および復旧を開始するもの

・なし

○平成24年1月22日から2月18日までの主な点検・復旧作業実績・予定

・「新潟県中越沖地震発生による柏崎刈羽原子力発電所の

主な点検・復旧作業予定（4週間工程）」・・・別紙

以 上

新潟県中越沖地震発生による柏崎刈羽原子力発電所の主な点検・復旧作業予定(4週間工程)(1/1)

平成24年1月26日

別紙

【点検・復旧状況】

◆平成24年1月22日(日)～平成24年2月18日(土)

設備	項目	1月22日(日)～1月28日(土)	1月29日(日)～2月4日(土)	2月5日(日)～2月11日(土)	2月12日(日)～2月18日(土)	点検・復旧状況
2号機	タービン設備関連	タービン点検				H21/12/7より高圧・低圧タービン(A)(B)(C)詳細点検開始。 H23/12/12より高圧・低圧タービン(A)(B)(C)復旧作業開始。
	その他設備関連	主発電機点検				H20/3/19より点検開始。
	耐震強化関連	配管等サポート				H23/2/1より強化工事開始。
3号機	原子炉設備関連	原子炉格納容器閉鎖作業				H23/3/3閉鎖作業開始。
	系統健全性確認	系統機能試験				H22/11/16より試験開始。
4号機	タービン設備関連	タービン点検				H21/8/3より高圧・低圧タービン(A)(B)(C)詳細点検開始。 H22/7/5より高圧・低圧タービン(A)(B)(C)復旧作業開始。
	その他設備関連	主発電機点検				H20/1/15より点検開始。
		原子炉再循環ポンプ可変周波数電源装置入力変圧器点検				H21/6/12より搬入・据付作業開始。
	耐震強化関連	配管等サポート				H23/1/17より強化工事開始。H23/6/27より原子炉圧力容器付属構造物強化作業開始。

※各設備の点検結果については、まとも次第お知らせします。

※各項目の点検・復旧作業および実施期間については、状況により変更する場合があります。

※6号機は運転中、1号機、5号機、7号機は定期検査中です。

東京電力（株）福島第一原子力発電所1～4号機の廃止措置等に向けた中長期ロードマップ進捗状況（概要版）

1. 進捗のポイント

- 1～3号機の原子炉圧力容器底部温度、格納容器気相部温度は、ともに100℃以下（約25℃～約60℃、1/22現在）で安定しており、冷温停止状態を維持。
- 冷温停止状態が安定的に維持されていることの継続監視を補完するため、2号機格納容器に工業用内視鏡を挿入し温度を測定。
- 中長期的な滞留水の管理のため、サブドレン浄化試験、多核種除去設備の検討等を実施中。
- 循環注水冷却設備の信頼性向上のため、復水貯蔵タンクの追加水源化準備等を実施中。
- 海側遮水壁の設置に先立ち、1～4号機取水路前面の支障物撤去作業を実施中。

2. 至近1ヶ月の総括と今後の取組

① プラントの安定状態維持・継続に向けた計画

- 2号機原子炉格納容器内部調査
 格納容器内部の状況把握、データ直接採取（雰囲気温度、水位）により、冷温停止状態が安定的に維持されていることの継続監視を補完するため、格納容器貫通部に穴をあけ、工業用内視鏡及び熱電対を挿入し、格納容器内の状態、格納容器内雰囲気温度を確認。（図1、2参照）。
- 循環注水冷却設備の信頼性向上
 循環注水冷却設備の凍結防止対策として、保温材を取り付け中。また、耐久性向上を目的とし、原子炉注水ラインにポリエチレン管を敷設中。
 さらに、将来的な循環ループ縮小を視野に入れつつ、3号機復水貯蔵タンクを原子炉注水の追加水源として使用できるよう点検を実施（1/5～1/21予定）。
- 原子炉建屋への地下水流入抑制
 増水の原因となる原子炉建屋への地下水流入を抑制する目的で、サブドレンピットの水位を低下させるため、サブドレンピット浄化試験を実施中（1/10～）。
- 多核種除去設備の検討・設計
 現行の水処理施設の処理水に含まれる放射性物質の濃度をより一層低く管理するため、多核種除去設備の導入を検討している。現在、基礎試験を実施しており、試験装置を用いて放射性物質の除去性能を評価中。



<主な仕様>

挿入部の外径	Φ8.5mm
挿入部の有効長	10m（PCV内挿入長：約2m）
挿入部の使用温度範囲	～100℃（空気中）、～30℃（水中）
耐放射線性	1000Gy

図1. 工業用内視鏡概要



原子炉格納容器内壁

グレーチング
(OP. 9500)

図2. 格納容器内部の様子

② 発電所全体の放射線量低減・汚染拡大防止に向けた計画

- 海側遮水壁の設置
 海側遮水壁の設置に先立ち、1～4号機取水路前面において、海底のガレキ等の支障物撤去作業を実施中（1/13～2月上旬予定）。

- 更なる汚染拡大防止対策
 - 5, 6号機側にもシルトフェンスを追加設置（2月上旬設置予定）。
 - 取水路前面エリアの海底土を固化土により被覆（2月上旬～4月下旬予定）。現在、固化土の配合試験、施工方法の検討を実施中。
- 海水循環型浄化装置の運転
 1～4号機取水路前面における海水循環型浄化装置の運転を継続（図4参照）。
- 格納容器ガス管理システムの設置・運転
 格納容器から漏洩する放射性物質の放出量を低減するために、格納容器のガスを抽出管理する装置。1号機は12/19に運用開始。2号機は運転中。3号機は機器の設置・配管接続作業を実施中（2月下旬運用開始予定）。
- 敷地境界における実効線量
 2012年度内を目標に、発電所全体からの追加的放出及び敷地内に保管する事故後に発生した放射性廃棄物（水処理二次廃棄物、ガレキ等）による敷地境界における実効線量 1mSv/年未満の達成を目標に放射性廃棄物の保管・管理方法を検討中。
- 発電所敷地内除染の計画的実施
 - 免震重要棟前面駐車場の線量低減（1/5～2/10予定）。
 - 除染対象の優先順位付け及び除染方法の検討（2月上旬～3月予定）。

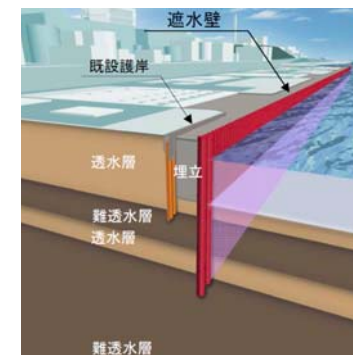


図3. 遮水壁（イメージ）

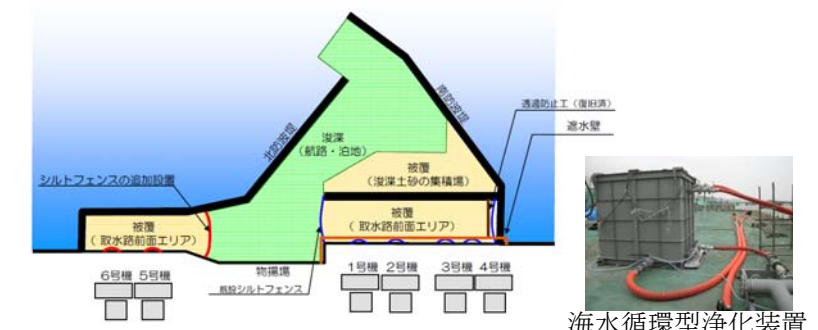


図4. 港湾内海底土の被覆等イメージ

海水循環型浄化装置

③ 使用済燃料プールからの燃料取出計画

- 3, 4号機原子炉建屋上部瓦礫撤去
 燃料取出用カバー設置に先立ち、3, 4号機原子炉建屋上部瓦礫撤去工事を実施中（継続）。
- 共用プール復旧
 使用済燃料プールから取り出した燃料を保管するため、共用プール復旧工事中（継続）。電源仮復旧（～4月）、ユーティリティ復旧（～3月）、天井クレーン復旧（～1月）。



図5. 4号機原子炉建屋上部瓦礫撤去の状況

④ 燃料デブリ取出計画

- 建屋内の除染
汚染状況の調査を行うための調査装置の遠隔自動化を検討中。
- 格納容器漏えい箇所の調査・補修
漏えい箇所の調査工法と補修工法の検討中。
- 燃料デブリの取り出し
内部調査に向けた研究計画の検討中。
- 圧力容器／格納容器の健全性維持
健全性評価試験条件を検討中。

⑤ 原子炉施設の解体・放射性廃棄物処理・処分に向けた計画

- 汚染水処理に伴う二次廃棄物の処理・処分
 - ・ 水処理二次廃棄物の長期保管のための各種特性試験実施中。
 - ・ 滞留水及び水処理施設出口水試料を JAEA へ輸送し、JAEA にて核種別放射能濃度を分析中（1/19～）。

⑥ 実施体制・要員計画

- 要員管理
 - ・ 1, 2 月に予定されている作業については必要な作業員が確保可能な見込み。
 - ・ 被ばく線量を考慮した現場作業品質の維持確保のための人事ローテーションが順調に進捗（東電社員の実績 10 月から現在までに 94 名の配置転換を実施）。
 - ・ 地元雇用率は現在 61%（協力企業作業員の実績）。
- 労働環境・生活環境改善
 - ・ 生活環境に関しては食事面に関して、労働環境については執務環境や現場環境等全般的に改善の余地があり、今後協力企業との更なる意見交換後、改善策の深掘りを実施。

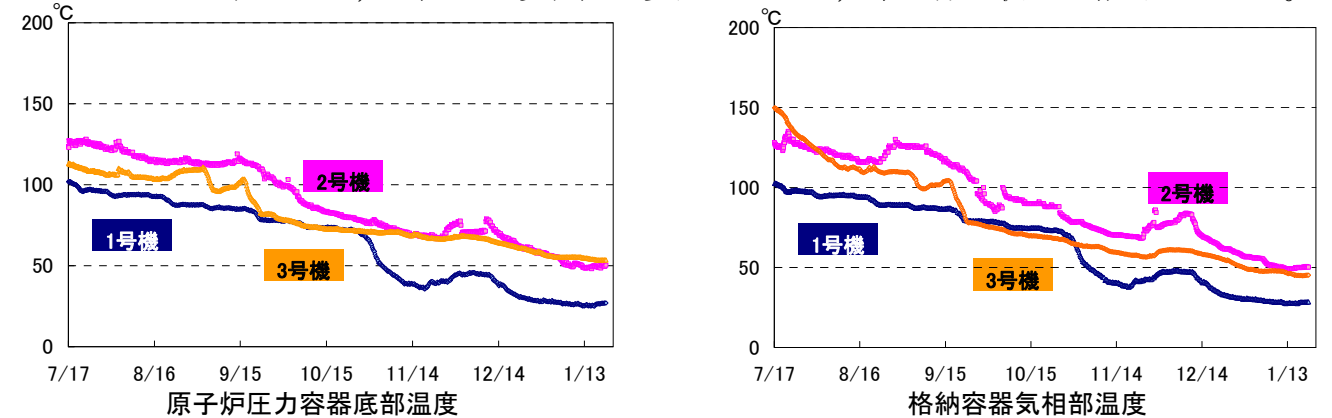
⑦ 作業安全確保に向けた計画

- 防護装備軽減化の検討
 - ・ 移動時にタイベック着用を不要とする条件整理と運用方法を検討中。
 - ・ 全面マスクのフィルタ変更を検討中（チャコールフィルタ→ダストフィルタ）。
- 傷病者のヘリ搬送
東京電力グループ会社の実機を使用した福島第二原子力発電所ヘリポートからの傷病者搬送訓練を実施（12/28）。飛行に伴う発着の安全性確認および現地の環境測定等を実施し、ドクターヘリ運航会社へ実施結果を情報提供。
- 応急時における全面マスク取り外し
体調不良者に対する応急措置を施す際には全面マスクの取り外しが可能であることについて、改めて明確化し、その旨を周知（1/10）。
- 免震重要棟の非管理区域化
免震重要棟の非管理区域化について計画通りに線量低減作業（屋上清掃・鉄板敷き、床面の鉛施工等）を実施中。

（参考）プラントの状況

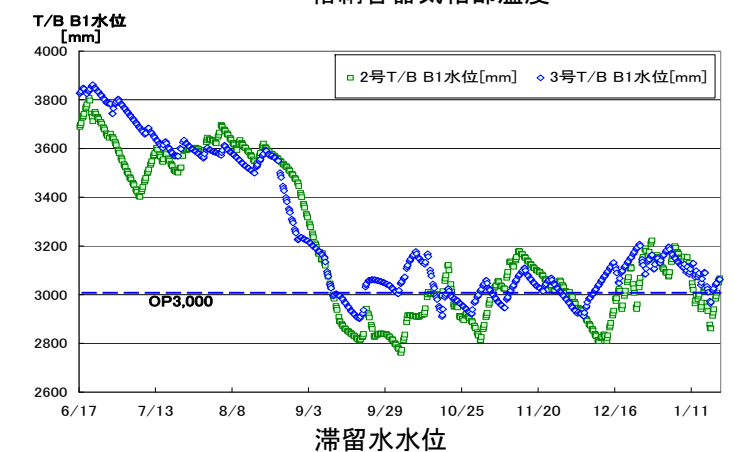
① プラントデータ

- 1～3号機の原子炉圧力容器底部温度、格納容器気相部温度は、ともに100℃以下（約25℃～約60℃、1/22現在）で安定しており、冷温停止状態を維持している。



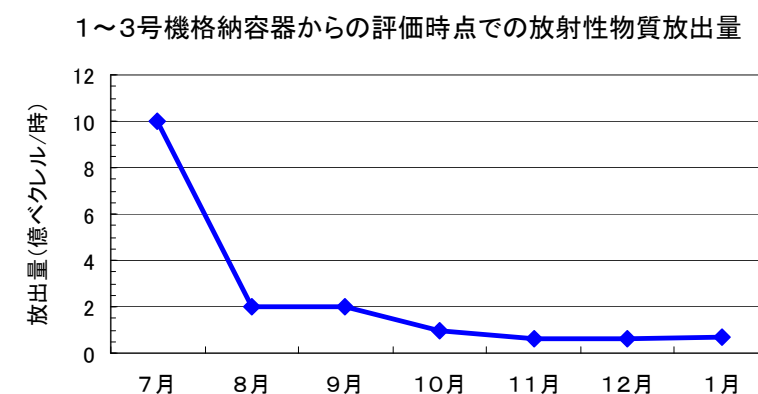
② 滞留水量の推移

- STEP2において、滞留水全体量の減少を達成しており、現在も処理施設を安定稼動することで、滞留水の水位を当面の目標レベル（O.P.3000）付近にて維持している。



③ 原子炉格納容器からの放射性物質の追加的放出量（暫定値）

- 1～3号機格納容器からの現時点の放射性物質（セシウム）の放出量を、原子炉建屋上部等の空气中放射性物質濃度（ダスト濃度）を基に評価。
- ・ 今回の評価における現放出量の最大値は1～3号機合計で約0.7億ベクレル/時と推定（事故時に比べ約千百万分の一）。



以上

地域の皆さまへ 説明会を開催いたします

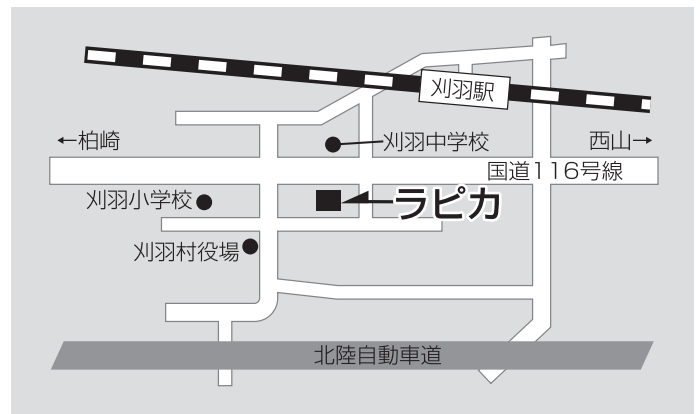
福島第一原子力発電所における事故発生以来、地域の皆さまに大変なご心配とご迷惑をお掛けしており、改めて心よりお詫び申し上げます。

福島第一原子力発電所事故の状況と、柏崎刈羽原子力発電所の状況について、ご説明させていただきます。ご来場をお待ちしております。

刈羽会場

日時 平成24年 2月20日(月)
18時～21時 (17時30分開場)

会場 刈羽村生涯学習センター ラピカ
刈羽郡刈羽村大字刈羽100
TEL 0257-20-3100

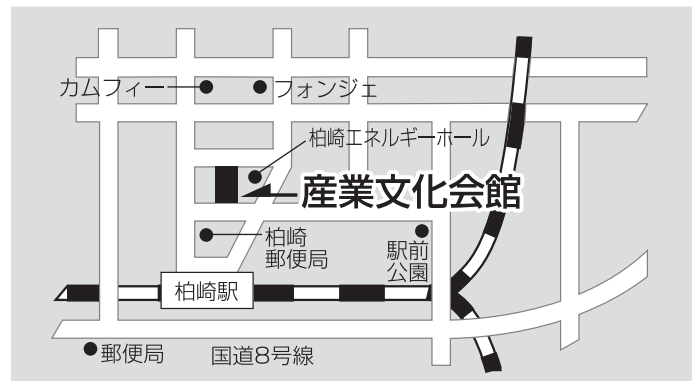


お車の方は、ラピカ第二駐車場をご利用ください。

柏崎会場

日時 平成24年 2月21日(火)
18時～21時 (17時30分開場)

会場 柏崎市産業文化会館
柏崎市駅前2-2-45
TEL 0257-24-7633



お車の方は、会場駐車場に限りがありますので公営の駐車場等をご利用下さい。

説明会の内容 (予定)

- ・ 福島第一原子力発電所事故の概要および対応状況
- ・ 柏崎刈羽原子力発電所の地震・津波対策
- ・ ストレステスト一次評価（1号機、7号機）の概要
- ・ 質疑応答 など

安全性に関する総合評価（ストレステスト）の 一次評価を実施しました

ストレステストとは？

- ◆設計時の想定を超える地震や津波等（発電所にとってのストレス）に対して、「設備の安全性にどの位の余裕があるか」を評価し、安全性に関する総合評価をするものです。
- ◆今回は、定期検査中で起動準備が整った1,7号機を対象に一次評価を実施し、1月16日に原子力安全・保安院に提出しました。

評価結果

- ◆今回実施した一次評価結果のうち、地震と津波が炉心の冷却に及ぼす影響を評価した結果は以下の通りです。

評価事象	号機	クリフエッジ
地震	1	基準地震動（2300ガル）に対して 耐震裕度 1.29
	7	基準地震動（1209ガル）に対して 耐震裕度 1.47
津波	1	設計津波高さ（海拔3.3m）を上回る 海拔15.0m（+11.7m）
	7	

柏崎刈羽原子力発電所は、中越沖地震を踏まえ非常に大きい基準地震動（1～4号機：2300ガル、5～7号機：1209ガル）を設定していますが、今回の評価結果はその値をさらに十分上回るものです。

- ◆また、安全機能が喪失した場合、発電所外部からの支援なしに燃料冷却機能が維持可能な期間を評価した結果は以下の通りです。

評価事象	号機	冷却可能期間
全交流電源を喪失した場合	1	約12日間 （水源が枯渇するまで）
	7	
炉心や使用済燃料プールの熱の最終的な逃し場所がなくなる場合（最終ヒートシンク喪失）	1	約196日間 （電源車の燃料が枯渇するまで）
	7	

評価結果はインターネットでも公開しています。

<http://www.tepco.co.jp/cc/press/12011602-j.html>

安全上の余裕の指標

- ◆地震や津波の度合いを大きくしていった時に、ある大きさを境に事象の進展が大きく変わる値を「クリフエッジ」として評価しました。
- ◆クリフエッジは保守的に評価しており、仮にクリフエッジを超えても直ちに「燃料損傷」等となるものではありません。

緊急安全対策実施による効果

- ◆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る効果のうち主なものは以下の通りです。

津波	対策前		対策後	
	炉心	使用済燃料プール	炉心	使用済燃料プール
1号機	海拔 5m		1号機	海拔 15m
7号機	海拔 12m		7号機	海拔 15m

全交流電源喪失	対策前		対策後	
	炉心	使用済燃料プール	炉心	使用済燃料プール
1号機	約9時間	約4時間	1号機	約12日間
7号機	約10時間	約5時間	7号機	約12日間

最終ヒートシンク喪失	対策前		対策後	
	炉心	使用済燃料プール	炉心	使用済燃料プール
1号機	約1.0日	約1.2日	1号機	約196日間
7号機	約1.0日	約1.0日	7号機	約196日間



津波対策の水密扉

配備した電源車

評価のまとめ

- ◆設計上の想定を超える事象が発生した場合でも、安全上重要な施設等は十分な安全裕度があることを確認しました。
- ◆これまで実施してきた緊急安全対策等により、安全性がより一層高まったことを確認しました。
- ◆これらの結果は、原子力安全・保安院がその内容を評価し、原子力安全委員会に報告し委員会の確認を求めていることとなっています。

福島第一原子力発電所における事故発生以来、地域の皆さまに大変なご心配とご迷惑をお掛けしており、改めて心よりお詫び申し上げます。

(お知らせ)

柏崎刈羽原子力発電所 4号機における使用済ハフニウムフラットチューブ型制御棒の外観点検の終了について

平成24年2月1日
東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所

当所7号機において、使用済燃料プールに保管している使用済ハフニウムフラットチューブ型制御棒^{*1}のタイロッド^{*2}部にひびを確認したことを踏まえ、当所4号機で原子炉内に装荷していた同型制御棒4本について、本年1月30日から1月31日にかけて外観点検を実施いたしました。

点検の結果、いずれの制御棒にもタイロッド部を含めてひびは確認されませんでした。

なお、今回の4号機の定期検査において、これら4本の制御棒はハフニウム棒型制御棒^{*3}に取り替えており、ハフニウムフラットチューブ型制御棒は継続使用いたしません。

以上

* 1 ハフニウムフラットチューブ型制御棒

高い中性子吸収能力を有するハフニウムを、平たい筒状に成形して中性子吸収材として使用した制御棒。

* 2 タイロッド

制御棒の構造部材の一つで、ハフニウムを包んでいる金属板（シース）やハンドルを接続しているもの。

* 3 ハフニウム棒型制御棒

高い中性子吸収能力を有するハフニウムを、棒状に成形して中性子吸収材として使用した制御棒。

委員ご質問への回答

Q. 総括原価方式において、電力事業者の利益率は法律でどのように定められているのか。

- 電気は、一般の商品と同様に「原料（燃料）の調達、工場（発電所）での製造（発電）、お届け（送配電）」に必要な費用（総括原価）をもとに、販売価格（電気料金）が決められております。
- 総括原価には、お客さまに安定して電気をお届けするため、電力設備の建設・維持等の資金調達に必要な支払い利息や配当などの事業報酬が、あらかじめ織り込まれます。
- 事業報酬は、経済産業省令（一般電気事業供給約款料金算定規則）に基づき、会社全体の資産のうち、電気事業の運営上必要と認められる資産に、事業報酬率を乗じることにより算定しております。
- 事業報酬率は、料金改定のタイミングにおいて、その時点における直近の実績等に基づき算定されることとなりますが、現行では3.0%となります。
- なお、総括原価方式は、鉄道・水道・ガスなどのインフラを担う公益事業においても、幅広く採用されております。

以上