

第 1 1 2 回「地域の会」定例会資料 [前回 9/5 以降の動き]

【不適合事象関係】

<区分Ⅲ>

- ・ 9 月 1 1 日 荒浜側補助ボイラー建屋 荒浜側補助ボイラー建屋（非管理区域）における病人の発生について（P. 3）
- ・ 9 月 1 2 日 発電所構内（屋外） 500KV 開閉所（屋外）におけるけが人の発生について（P. 5）
- ・ 9 月 1 8 日 4号機 タービン建屋（管理区域）における油漏れについて（P. 7）
- ・ 9 月 2 5 日 発電所構内（屋外） がれき撤去用重機からの燃料（軽油）漏れにともなう軽油の海洋への流出について（P. 9）

【発電所に係る情報】

- ・ 9 月 7 日 柏崎刈羽原子力発電所 5号機の使用済ハフニウム棒型制御棒の外観点検結果について（P. 11）
- ・ 9 月 1 0 日 柏崎刈羽原子力発電所 5号機における制御棒駆動機構方向制御弁の点検結果について（P. 12）
- ・ 9 月 1 0 日 当社原子力発電所における燃料集合体チャンネルボックス上部（クリップ）の一部欠損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（中間報告）（P. 15）
- ・ 9 月 1 1 日 原子力改革に向けた体制の整備について（P. 21）
- ・ 9 月 2 1 日 事故時等における記録及びその保存の徹底に関する指示文書に対する原子力規制委員会への報告について（P. 25）
- ・ 9 月 2 8 日 当社原子力発電所の点検周期を超過した機器における保安規定違反に関する根本原因と再発防止対策の報告について（P. 36）
- ・ 9 月 2 8 日 柏崎刈羽原子力発電所における長期停止中プラントの計測制御設備の保守管理不備に係る保安規定違反に関する直接原因および根本原因と再発防止対策の報告について（P. 39）
- ・ 9 月 2 8 日 原子力発電所の外部電源の信頼性確保に係る開閉所等の耐震性評価の進捗状況の原子力規制委員会への報告について（平成 24 年度 第 2 四半期報告）（P. 43）

【新潟県中越沖地震後の点検・復旧作業について】

- ・ 9 月 6 日 新潟県中越沖地震後の点検・復旧作業の状況について（P. 52）
（週報：9 月 6 日）
- ・ 9 月 1 3 日 新潟県中越沖地震後の点検・復旧作業の状況について（P. 53）
（週報：9 月 1 3 日）

【福島に進捗状況に関する主な情報】

- ・ 9月24日 政府・東京電力中長期対策会議 第10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

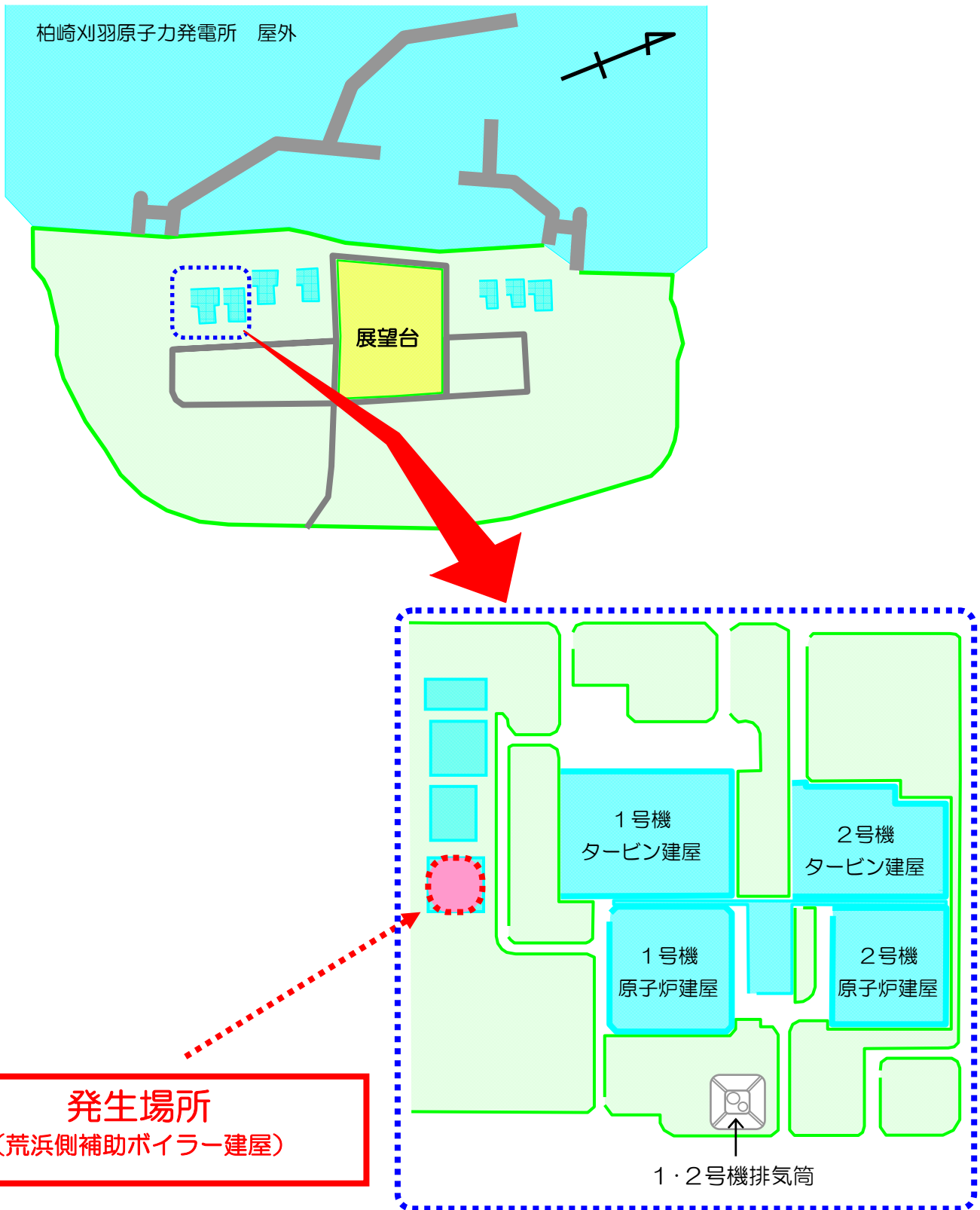
その他 上記以外の不適合事象

以上



区分：Ⅲ

場所	荒浜側補助ボイラー建屋	
件名	荒浜側補助ボイラー建屋（非管理区域）における病人の発生について	
不適合の概要	<p>平成 24 年 9 月 10 日午後 2 時 30 分頃、現在新設している荒浜側補助ボイラー建屋（非管理区域）において、空調設備の設置工事の一環として、足場の組み立て作業に従事していた協力企業作業員が、作業中に体調不良を訴えたことから、休憩所で水分補給し休憩していました。</p> <p>その後も体調が回復しなかったことから、業務車にて病院へ搬送しました。なお、当該作業員に意識はありました。</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 / <u>その他設備</u></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>診察の結果、熱中症と診断されました。</p> <p>当該作業においては、熱中症対策として、作業前の注意喚起や作業中のこまめな休憩や水分補給を行っていましたが、今後とも当社社員および協力企業の方々へ作業開始前の体調確認や、休憩、適度な水分および塩分の補給を心がけるよう、あらためて注意喚起を行います。</p>	

荒浜側補助ボイラー建屋（非管理区域）における病人の発生について



区分：Ⅲ

場所	発電所構内（屋外）	
件名	500kV 開閉所（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 9 月 11 日午前 10 時頃、屋外 500kV 開閉所において、500kV ケーブルダクト修理の一環として、足場材の運搬作業に従事していた協力企業作業員が、足場板を運搬中に仮置きされた足場パイプにつまずき転倒し、手をついた際に、運搬していた足場板が左手小指の上に落下し、左手小指を負傷したことから、業務車にて病院へ搬送しました。</p> <div style="display: flex; justify-content: space-around;"> <div style="text-align: center;"> <p>【運搬時】</p>  <p>①後向きに足場材の間を通過中、仮置きされた足場パイプにつまずき転倒。</p> </div> <div style="text-align: center;"> <p>【負傷時】</p>  <p>②転倒した際に、運んでいた足場板が左手小指の上に落下して負傷。</p> </div> </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 <input checked="" type="checkbox"/> 法令報告不要 <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、左小指末節骨開放骨折と診断されました。</p> <p>今回の事象は、運搬中の後方確認不足および足場板の運搬経路が狭かったことから、適切な作業体勢がとれなかった為に発生したものと推定しております。</p> <p>今後、今回の事象について関係者へ周知および注意喚起を図り、同様の事象が発生しないよう再発防止に努めてまいります。</p>	

発電所構内 500kV 開閉所（屋外）におけるけが人の発生について

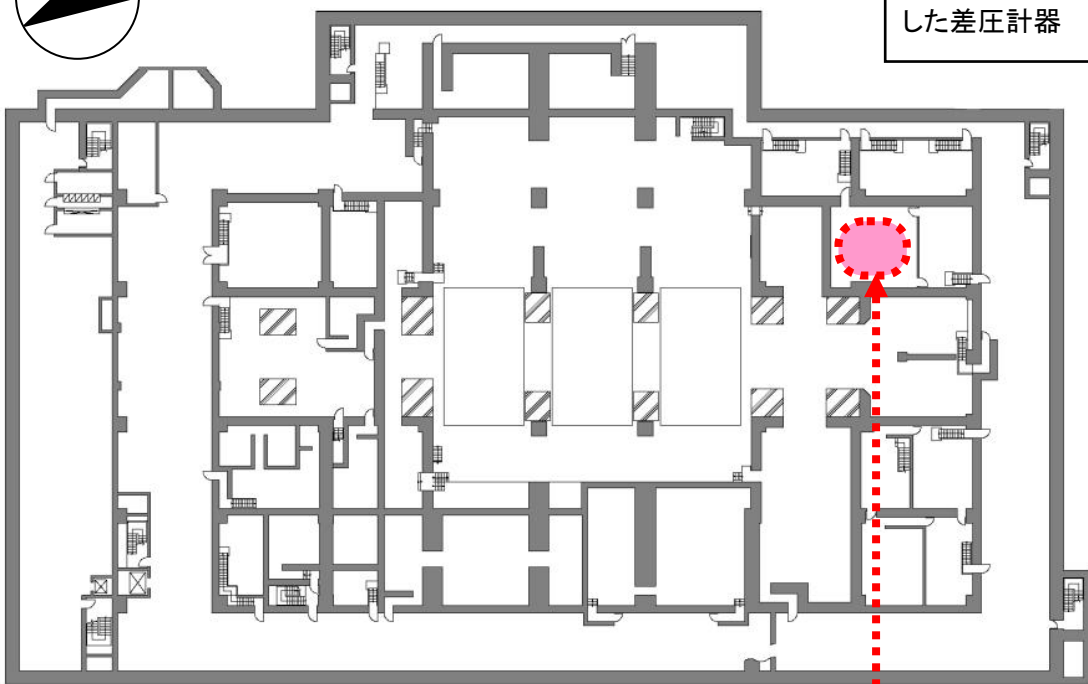
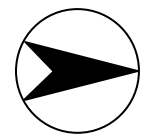
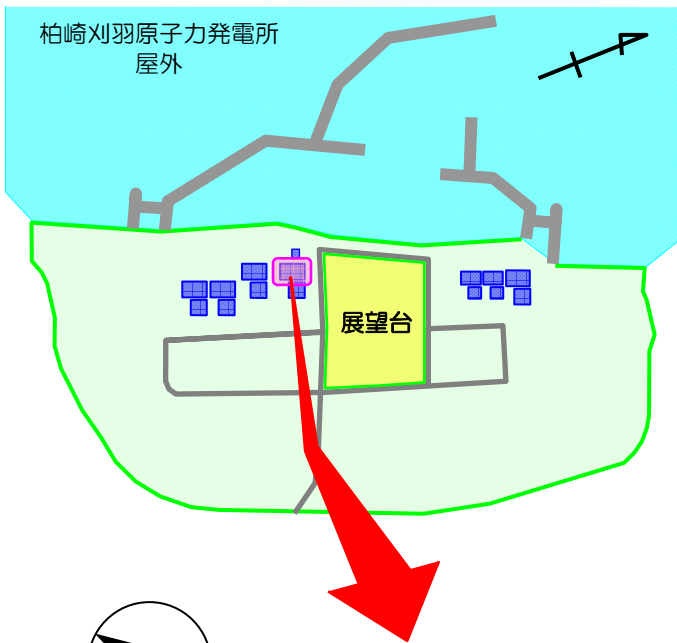


柏崎刈羽原子力発電所 屋外

区分：Ⅲ

場所	4号機	
件名	タービン建屋（管理区域）における油漏れについて	
不適合の概要	<p>（事象の発生状況） 平成 24 年 9 月 16 日午後 11 時 30 分頃、4 号機タービン建屋地下 3 階（管理区域）の EHC*¹室において、パトロール中の当直員が、蒸気加減弁*²等の駆動を制御するための油を供給するラインに設置された差圧計器*³下部から、油が漏えいしていることを発見しました。 このため、制御油の供給元弁を閉止して漏えいを停止しました。 その後、漏えいした油を回収し、漏えい量は約 164 リットルであることを確認しました。</p> <p>（安全性、外部への影響） 漏えいした油には放射性物質は含まれておらず、本事象による外部への放射能の影響はありません。</p> <p>* 1 EHC（電気油圧式制御装置） 原子炉で発生した蒸気の圧力とタービン速度、発電機負荷を検出し、蒸気加減弁等により、タービンに供給する蒸気量を調整する装置。</p> <p>* 2 蒸気加減弁 タービンに供給する原子炉で発生した蒸気量を調節する弁。</p> <p>* 3 差圧計器 油ポンプの吐出側に設置されているフィルタの目詰まりを検出するための計器。</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 / <u>その他設備</u></p>	<p><損傷の程度></p> <p><input type="checkbox"/> 法令報告要 <input checked="" type="checkbox"/> 法令報告不要 <input type="checkbox"/> 調査・検討中</p>
対応状況	<p>今後、当該の漏えいしたと思われる差圧計器について、漏えいした原因調査を行う予定です。</p>	

4号機 タービン建屋（管理区域）における油漏れについて



油の漏えいを確認
した差圧計器

漏えい箇所

発生場所
〔 タービン建屋 地下3階 電気油圧式制御装置室 〕

区分：Ⅲ

場所	発電所構内（屋外）	
件名	がれき撤去用重機からの燃料（軽油）漏れにともなう 軽油の海洋への流出について	
不適合の概要	<p>（事象の発生状況） 平成 24 年 9 月 25 日午後 3 時 50 分頃、発電所敷地内（屋外）において、当社社員が、がれき撤去用重機（バックホウ*）の運転訓練中に、重機が転倒し燃料タンクから燃料の軽油が漏れたことから、消防署へ通報しました。</p> <p>漏れた軽油については、油吸収マットにて処理をしましたが、排水溝を通じて排水口付近の港湾内にごく少量の軽油が流出し海面に浮遊していたことから、排水口近傍に中和剤を散布するとともに、オイルフェンスの設置を進めております。</p> <p>なお、現在、重機の燃料タンクからの軽油の漏えいは油受けにより拡大防止措置を取っており、排水口において油吸収マットによる放出抑制処理を実施しております。</p> <p>また、バックホウを運転していた当社社員が、右手にかすり傷を負いましたが、軽傷であり病院への搬送はしていません。</p> <p>（安全性、外部への影響） 本事象による外部への放射能の影響はありません。</p> <p>* バックホウ 油圧ショベルを積載した土木・建築用の重機。がれき撤去用として、発電所屋外に配備している。</p>	
安全上の重要度／損傷の程度	<安全上の重要度> 安全上重要な機器等 / <u>その他設備</u>	<損傷の程度> <input type="checkbox"/> 法令報告要 <input checked="" type="checkbox"/> 法令報告不要 <input type="checkbox"/> 調査・検討中
対応状況	今後、重機が転倒して軽油が流出した原因について調査を実施し、再発防止対策を講じてまいります。	

がれき撤去用重機からの燃料（軽油）漏れにともなう
軽油の海洋への流出について



がれき撤去用重機の横転状況

(お知らせ)

柏崎刈羽原子力発電所5号機の使用済ハフニウム棒型制御棒の 外観点検結果について

平成24年9月7日
東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所

当所5号機において、今定期検査中に点検を予定していた使用済ハフニウム棒型制御棒^{*1}2本の外観点検（平成24年8月23日にお知らせ済）について、本年9月6日に実施いたしましたので、点検結果についてお知らせいたします。

点検の結果、いずれの制御棒についても、タイロッド^{*2}部やシース^{*3}部のひびは確認されませんでした。

なお、従来から制御棒の使用に伴って発生することが知られているハンドルのガイドローラ部でひびが確認されましたが、制御棒の健全性に影響を与えるものではありません（従来^{*4}の知見）。

以 上

* 1 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。

* 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 シース

制御棒の構造部材の一つで、ハフニウムを包んでいるステンレスの金属板。

* 4 従来^{*4}の知見

ハンドルとシースの溶接部やハンドルのガイドローラ部のひびについては、制御棒を経年的に使用することに伴い発生することが広く知られている。

当社の原子力発電所も含めて過去に多くの確認例があり、いずれも制御棒の健全性に影響を与えるものではないと評価されている。

(お知らせ)

柏崎刈羽原子力発電所5号機における 制御棒駆動機構方向制御弁の点検結果について

平成24年9月10日
東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所

定期検査中の当所5号機において、通常定期検査の点検の項目として制御棒全185体について手動操作による動作確認を実施したところ、このうち2体に動作不良^{*1}が確認されたことから、原因調査のため、当該の制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット^{*2}の構成品である方向制御弁について分解点検を実施しました。

分解点検の結果、制御棒を引き抜くための駆動水を制御する方向制御弁の部品に、粘性のある付着物が確認され、その付着物の影響で弁の動作が鈍くなり制御棒の動作不良が発生していたことが分かりました。このため、当該の水圧制御ユニット2体の方向制御弁を予備品と交換し、その後、制御棒が正しく動作することを確認しました。

また、動作確認では異常が認められなかった制御棒の方向制御弁についても、弁単体の動作確認を行ったところ、9台で開閉時間に遅れが生じるなど動作不良の兆候を確認したことから、念のため、これら9台も予備品と交換し、制御棒が正しく動作することを確認しました。

方向制御弁の部品に付着していた粘性のある付着物は、弁の製造時に使用した切削油^{*3}が経年的に劣化したものであり、一部の弁で洗浄が十分に行われず、部品に切削油が付着したまま使用された可能性が高いことから、製造メーカーに対して、今後、工場で方向制御弁を製造する際は、洗浄作業を確実に実施し切削油の付着がないことを確認・記録した上で、次の工程に進む手順とするよう徹底いたしました。

以 上

添付資料：柏崎刈羽原子力発電所5号機 制御棒駆動水圧系方向制御弁 概略図

* 1 動作不良

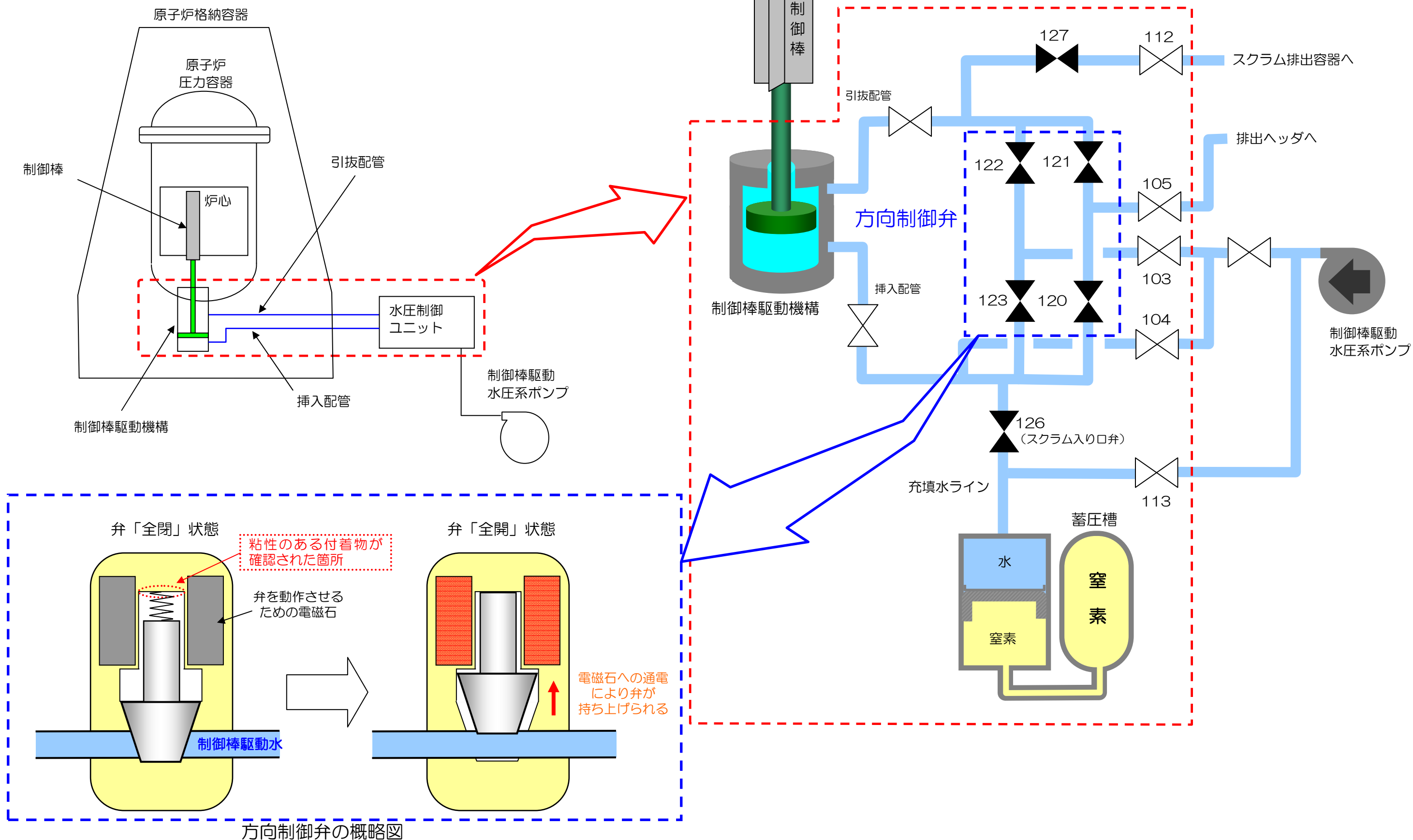
制御棒の動作は、制御棒駆動機構内へ流れる駆動水量を方向制御弁の動作によって調整することで、挿入・引き抜き動作を制御しており、系統内への空気の混入や、方向制御弁などの不調により、動作に影響を与える場合がある。今回、動作不良が確認された制御棒は、制御棒を全挿入位置から1ノッチ(約15cm)引抜き操作を行おうとしたところ、最大で3ノッチ(約45cm)引抜けたもの。制御棒の挿入・引き抜き範囲は全長で約370cmであり、制御棒の挿入位置を調整するため24ノッチに分割されている。

*** 2 制御棒駆動水圧系水圧制御ユニット**

制御棒を炉心内に挿入したり引抜きしたりするため、制御棒駆動機構に駆動水等を送る装置。

*** 3 切削油**

弁製造時における材料の機械加工（切削）時に発生する熱を冷却するために用いられる油。



柏崎刈羽原子力発電所5号機 制御棒駆動水圧系方向制御弁 概略図

当社原子力発電所における燃料集合体チャンネルボックス上部（クリップ）の一部欠損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（中間報告）

平成 24 年 9 月 10 日
東京電力株式会社

当社は、平成 24 年 8 月 10 日、過去に柏崎刈羽原子力発電所において燃料集合体チャンネルボックス*¹上部の一部に剥離が確認された事象の概要や当時の調査内容、対応等について、経済産業省原子力安全・保安院からの口頭指示に基づき、同院へ報告いたしました。

また、同日、チャンネルボックス上部（クリップ、以下「当該箇所」）の一部欠損に関する指示文書*²を同院より受領したことから、指示文書に基づき、原子炉内および使用済燃料プールにある燃料集合体について、当該箇所の欠損の確認等を行い、その結果について取りまとめ、同院へ報告することとしておりました。

（平成 24 年 8 月 10 日お知らせ済み）

その後、当社は、現時点において点検が可能な柏崎刈羽原子力発電所 1、4、7 号機の使用済燃料プール内にある燃料集合体チャンネルボックス全数について、水中カメラによる上部の点検を実施してまいりましたが、当該箇所の白色化または欠損の可能性があるものを確認いたしました。

当社は、これらの点検結果を中間報告書として取りまとめ、本日、同院に報告いたしましたのでお知らせします。

これまでに実施した点検結果の概要は、以下のとおりです。

【柏崎刈羽原子力発電所】

号機	使用済燃料プール内	
	白色化または欠損の可能性のある体数	点検体数
1 号機	0	1,666
2 号機	—	(2,538) 注
3 号機	—	(1,564) 注
4 号機	10	2,360
5 号機	—	(1,728) 注
6 号機	—	(2,358) 注
7 号機	71	2,336
点検済み合計	81	6,362

注 燃料交換機の点検などの理由により、現時点で点検が未実施のもの

今回の点検により、当該箇所の一部に最大で約 19mm の白色化または欠損した可能性のある部位が確認されておりますが、当社で過去に確認した事例と同様な様相であり、これまで同様、クリップの強度に問題はありません。

また、白色化または欠損した可能性のある部位は脆い酸化物であり、燃料集合体への影響はないことから、安全上の問題はないと考えております。

なお、福島第一原子力発電所および福島第二原子力発電所については、東北地方太平洋沖地震後の対応を優先させる必要があることから、点検については別途検討することといたします。

当社は、引き続き、同院からの指示文書に基づき、当該箇所の点検を計画的に行うとともに、白色化または欠損の可能性が確認されたものについては、燃料交換機で吊り上げて水中カメラによる詳細点検を実施するなどの調査を実施し、同時に指示文書を受領した他の事業者の調査状況等を踏まえつつ、本事象の発生原因等を検討・評価して、それらの結果を取りまとめ、同院へ報告いたします。

以 上

添付資料：「東京電力株式会社 原子力発電所におけるチャンネルボックス上部（クリップ）の一部欠損について（中間報告）」の概要

* 1 チャンネルボックス

燃料集合体に取り付ける四角い筒状の金属製の覆いのこと。チャンネルボックスを取り付けることにより、燃料集合体内の冷却材の流路を定めるとともに、制御棒作動の際のガイドや燃料集合体を保護する役割を持つ。

* 2 指示文書

燃料集合体チャンネルボックス上部（クリップ）の一部欠損について（指示）

（20120810 原院第 2 号）

原子力安全・保安院（以下「当院」という。）は、本日、東北電力株式会社から、女川原子力発電所第 3 号機における燃料集合体のチャンネルボックス上部（クリップ）の欠損の調査、原因推定等に係る中間報告を受けました。また、東京電力株式会社より、過去のチャンネルボックス上部（クリップ）の欠損に係る対応等について、本日報告を受けました。

当院は、当該報告を受け、異なる原子力事業者のプラントからチャンネルボックス上部（クリップ）の欠損という類似の事象を確認したことから、沸騰水型原子炉を所有する原子力事業者に対し、下記について実施し、その結果を平成 24 年 9 月 10 日までに報告することを求めます。

記

1. 炉内及び使用済燃料プールにある燃料集合体について、チャンネルボックス上部（クリップ）の欠損の確認
2. 1. において確認された場合、チャンネルボックス上部（クリップ）の欠損を含む燃料集合体の損傷、変形等の確認
3. 1. 又は2. において確認された場合、燃料集合体の健全性の評価及び原子炉施設への影響の評価
4. 1. 又は2. において確認された事象に係る原因の究明及び再発防止策の策定
5. 1. 又は2. において確認された場合、チャンネルボックス上部（クリップ）の損傷に伴い生じると考えられる金属片による原子炉施設への影響の評価及び対策

平成 24 年 9 月 10 日
東京電力株式会社

「東京電力株式会社 原子力発電所におけるチャンネルボックス 上部（クリップ）の一部欠損について（中間報告）」の概要

1. チャンネルボックス上部（クリップ）の欠損に関わる点検状況

柏崎刈羽原子力発電所 1 号機、4 号機および 7 号機の使用済燃料プールにおいて、使用済燃料貯蔵ラックに収納された状態で、水中カメラによるチャンネルボックス（以下、「C/B」と記す。）上部の外観点検を実施した。

柏崎刈羽原子力発電所 1 号機では、使用済燃料プール内に貯蔵されている全燃料体* 1,666 体（新潟県中越沖地震時に原子炉内に装荷されていた燃料体はなかった）について、外観点検を実施し、当該部に白色化または欠損の可能性があるとして判断された燃料体は確認されなかった。

柏崎刈羽原子力発電所 4 号機では、使用済燃料プール内に貯蔵されている全燃料体 2,360 体（新潟県中越沖地震時に原子炉内に装荷されていた燃料体 764 体を含む）について、外観点検を実施し、当該部に白色化または欠損の可能性があるとして判断された燃料体は合計 10 体であり、確認された C/B 上部クリップ接合部の白色化または欠損と思われる部位は最大約 12mm であった。

柏崎刈羽原子力発電所 7 号機では、使用済燃料プール内に貯蔵されている全燃料体 2,336 体（新潟県中越沖地震時に原子炉内に装荷されていた燃料体 446 体を含む）について、外観点検を実施し、当該部に白色化または欠損の可能性があるとして判断された燃料体は合計 71 体であり、確認された C/B 上部クリップ接合部の白色化または欠損と思われる部位は最大約 19mm であった。なお、今回白色化または欠損の可能性があるとして判断された燃料体 71 体のうち、6 体については、平成 9 年に柏崎刈羽原子力発電所 5 号機で白色化の事例を確認していた燃料体を号機間輸送により柏崎刈羽原子力発電所 7 号機の使用済燃料プールに移送したものである。

柏崎刈羽原子力発電所 4 号機および 7 号機の使用済燃料プールにおいては、引き続き水中カメラによる C/B 上部の詳細確認を実施し、欠損の有無を確認する。また、他の号機については、プラントの状態を確認しつつ、計画的に点検を実施していく。

* 燃料集合体に C/B を取り付けた状態を「燃料体」と記す。

2. 今後の対応

今後、柏崎刈羽原子力発電所各プラントのC/B上部（クリップ）の欠損に関わる点検を計画的に進めるとともに、他の事業者におけるC/B上部（クリップ）の欠損の点検状況および東北電力株式会社女川原子力発電所における点検、調査状況を踏まえ、

- (1) C/Bの欠損を含む燃料集合体の点検
- (2) 燃料集合体の健全性評価および原子炉施設への影響評価
- (3) C/B上部（クリップ）の欠損の原因調査および再発防止策の策定
- (4) C/B上部（クリップ）の欠損に伴い生じる金属片による原子炉施設への影響の評価および対策の策定

を実施し、平成24年度末を目途に、結果を取りまとめていく。

なお、福島第一および福島第二原子力発電所については、東北地方太平洋沖地震後の対応を優先させる必要があることから、点検については別途検討する。

以 上

別紙：チャンネルボックス上部の外観点検によって確認された状況

チャンネルボックス上部の外観点検によって確認された状況

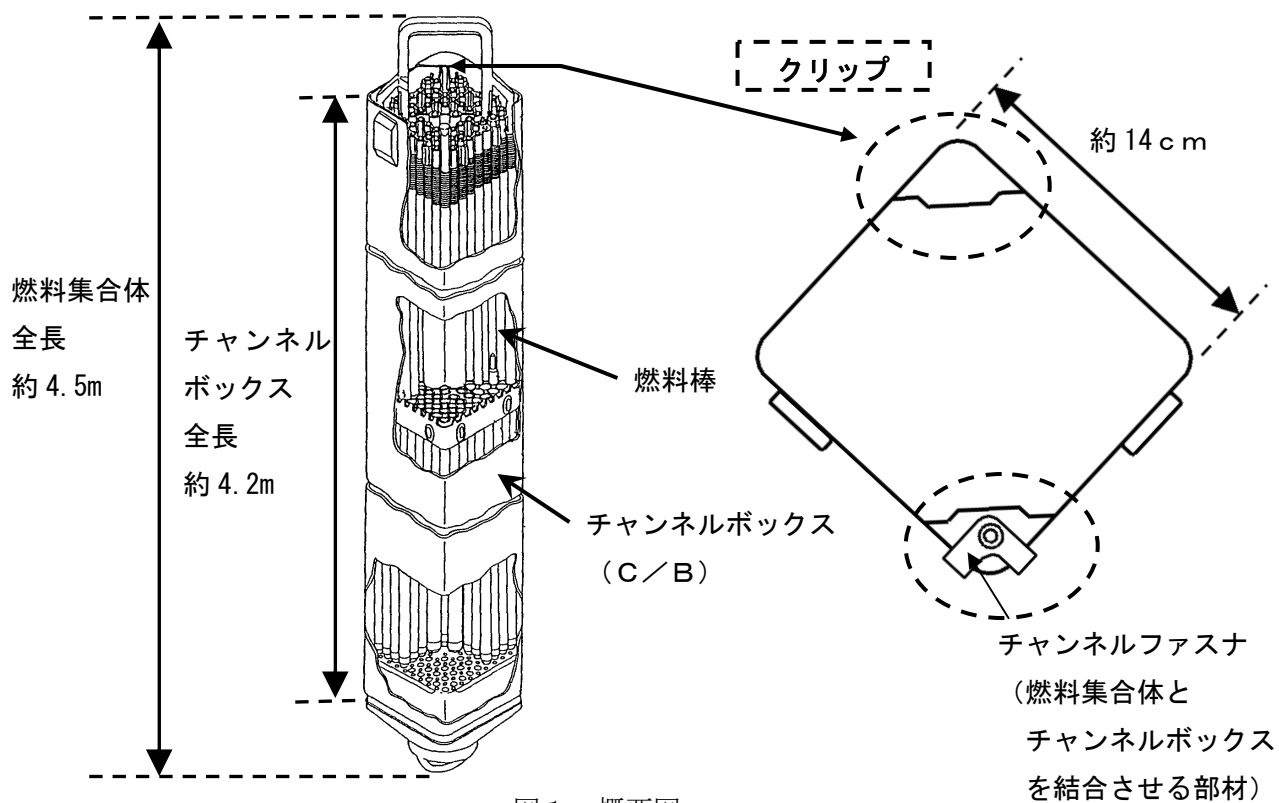


図 1 概要図



図 2 4号機の使用済燃料プールで確認されたクリップ接合部の状況

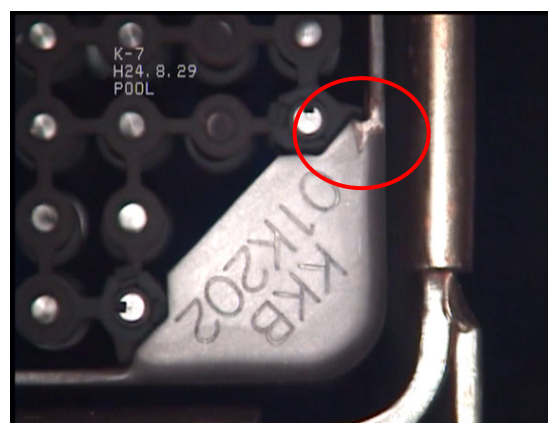


図 3 7号機の使用済燃料プールで確認されたクリップ接合部の状況

原子力改革に向けた体制の整備について

平成 24 年 9 月 11 日
東京電力株式会社

当社はこれまで、新経営体制の下、福島第一原子力発電所事故に関する国会や政府の事故調査報告書等を踏まえた対応について検討してまいりましたが、以下の基本姿勢・方針で経営体質や安全文化の改革を推進するため、本日付で、取締役会の諮問機関として「原子力改革監視委員会」および「調査検証プロジェクトチーム」を設置すると同時に、社長をトップとする「原子力改革特別タスクフォース」を設置することといたしました。

<基本姿勢>

- 福島第一原子力発電所事故に対する深い反省のもと、従来の安全文化・対策に対する過信と傲りを一掃し、不退転の覚悟を持って経営体質の改革に取り組んでまいります。
- どのような事態が起きても過酷事故は起こさないという決意のもと、国内外の専門家のご意見を賜りつつ、これまでの安全思想を根底から改めます。

<基本方針>

- 外部専門家に監視・主導していただく体制といたします。
 - ・ 国外も含め、「外部の目、外部の専門知識」を最大限活用
- 福島第一原子力発電所事故に関する各事故調査報告書および専門家の提言を真摯に受け止め、当社で対応できることはすべて実行いたします。
- 「世界最高水準の安全と技術」を目指し、原子力改革を迅速かつ強力で推進いたします。
 - ・ 取締役会による監督の下、社長自らが改革に意欲を持つ中堅・若手社員を指揮し、改革を主導
- 重大な事故を起こしてしまった当事者として、福島第一原子力発電所事故の教訓を幅広く共有すべく世界に発信してまいります。廃炉や除染・廃棄物の処理についても、世界の英知を結集し、得られた知見等を世界に活かしていただけるよう取り組んでまいります。

＜基本姿勢・方針を展開する具体的体制＞

○以下の体制を本日付けで整備いたしました。

①国内外の専門家・有識者の方々による「原子力改革監視委員会」を取締役会の諮問機関として設置し、改革の実行を厳しく監督していただきます。

(主な構成メンバー)

- ・ デール・クライン氏 (元米国原子力規制委員会 (NRC) 委員長)
- ・ 大前研一氏 ((株) ビジネス・ブレイクスルー代表取締役社長)
- ・ 櫻井正史氏 (元国会 東京電力福島原子力発電所事故調査委員会委員、元名古屋高等検察庁検事長)

②福島第一原子力発電所事故に関する各事故調査委員会の主要論点を踏まえ、必要な調査・検証を行うとともに、課題と対策強化の方向性をご指導いただくため、社外専門家を中心とする「調査検証プロジェクトチーム」を取締役会の諮問機関として設置し、「原子力改革監視委員会」と一体的に運営いたします。

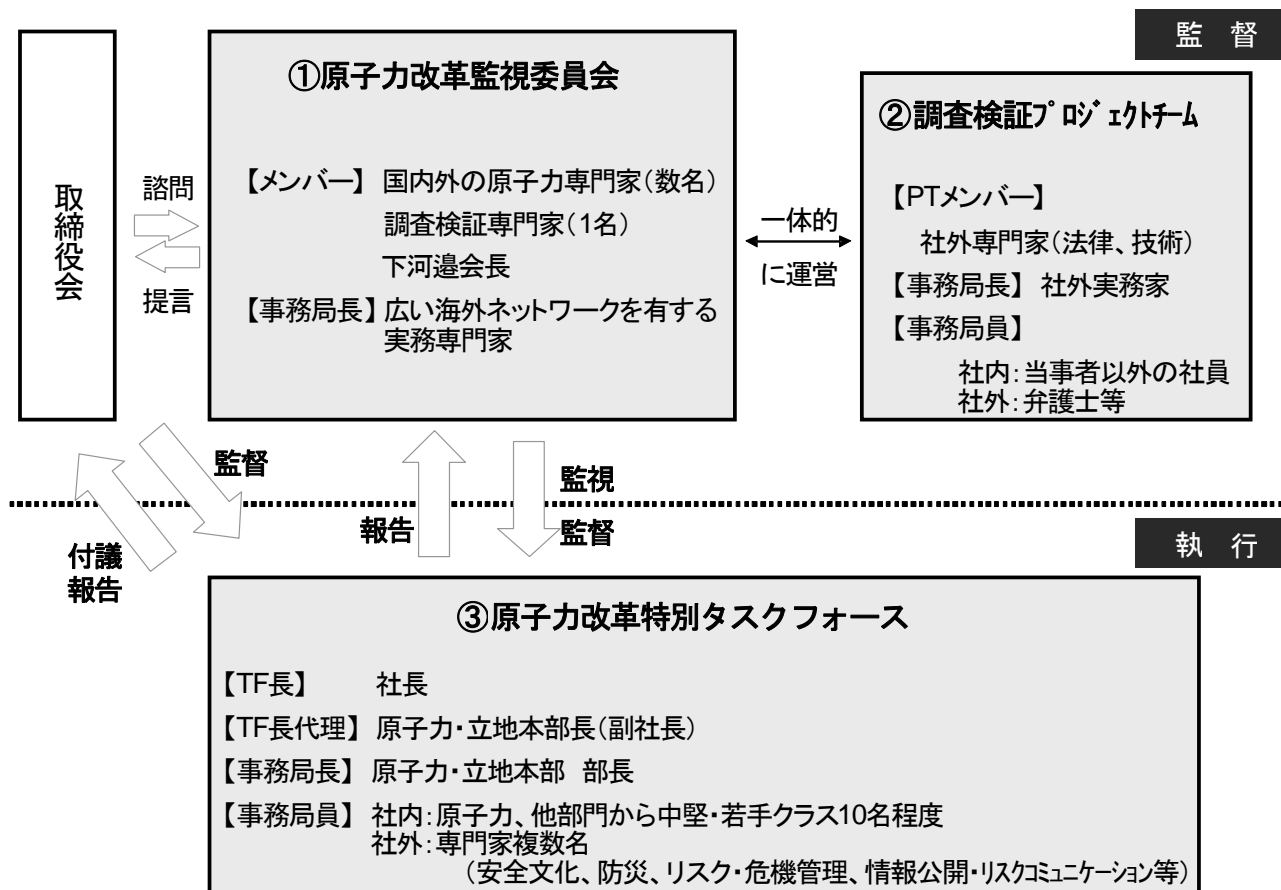
(主な構成メンバー)

- ・ 櫻井正史氏 (元国会 東京電力福島原子力発電所事故調査委員会委員、元名古屋高等検察庁検事長)

③「原子力改革監視委員会」の監督の下、社長をトップとする「原子力改革特別タスクフォース」を設置し、安全文化、安全対策、防災、リスク・危機管理、情報公開・リスクコミュニケーション等の改革を迅速かつ強力で推進いたします。なお、必要な改革を迅速かつ強力で実行するため、社長直轄の組織として「原子力改革特別タスクフォース事務局」を設置いたします。

以 上

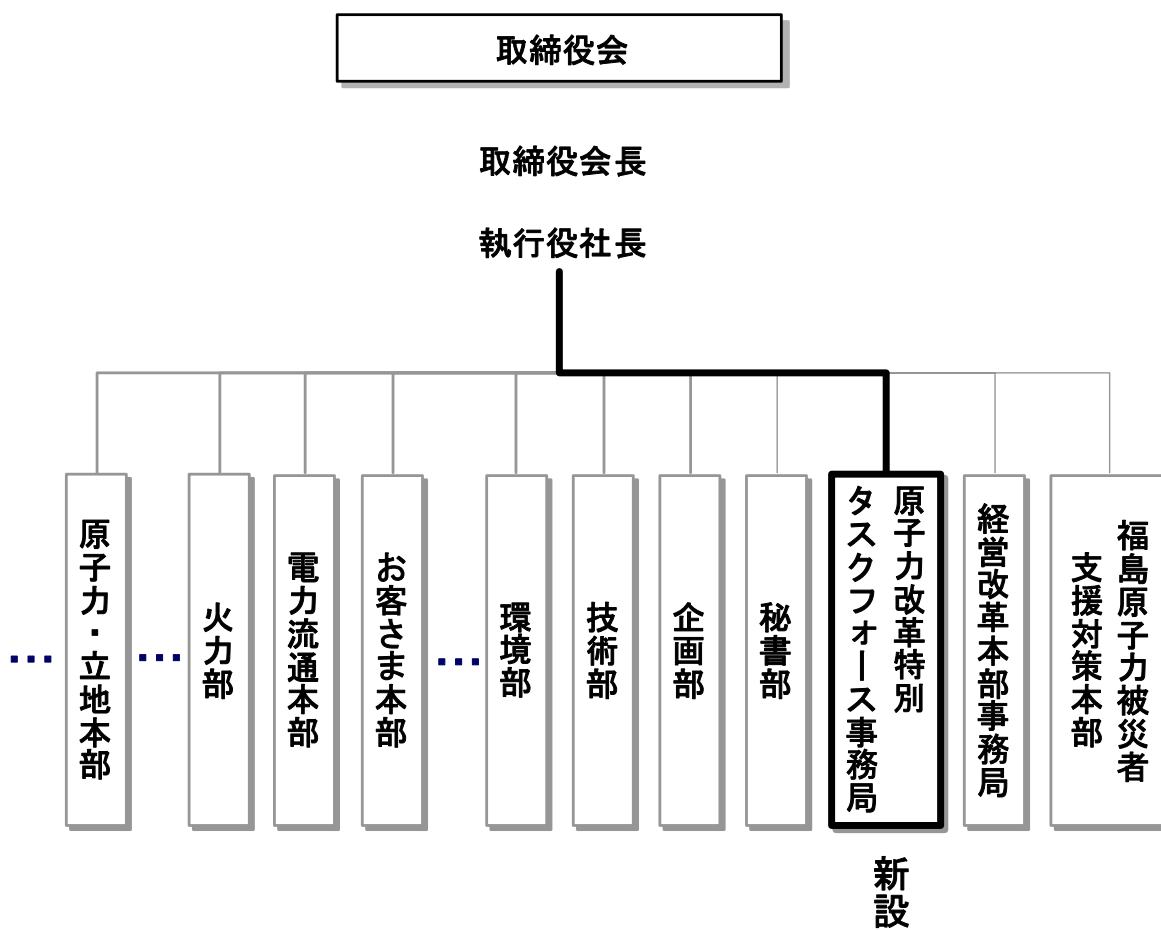
原子力改革の新体制



以上

<参考>

原子力改革特別タスクフォース事務局の職制上の位置付け



以上

**事故時等における記録及びその保存の徹底に関する指示文書に対する
原子力規制委員会への報告について**

平成 24 年 9 月 21 日
東京電力株式会社

当社は、経済産業省原子力安全・保安院より、「事故時等における記録及びその保存の徹底について（指示）」の指示文書*を受領いたしました。

（平成 24 年 8 月 23 日お知らせ済み）

当社は、この指示文書に基づき、現状の装置やその運用を確認するとともに、必要に応じて信頼性向上に係る適切な対応を検討し、その内容を取りまとめ、本日、原子力規制委員会へ報告いたしましたのでお知らせいたします。

以 上

添付資料

- ・ 事故時等における記録及びその保存の徹底について

*** 指示文書**

事故時等における記録及びその保存の徹底について（指示）

（20120822 原院第 3 号）

平成 23 年東北地方太平洋沖地震による東京電力福島第一原子力発電所事故について、東京電力福島原子力発電所事故調査委員会報告書（平成 24 年 7 月 5 日）等で指摘されているとおり、地震発生直後において、東京電力株式会社福島第一原子力発電所 1 号機の非常用ディーゼル発電機（A）や主蒸気逃がし安全弁の作動に係る警報の記録がないことから、事故の実態把握に影響が生じています。

原子力安全・保安院としては、こうした事態を踏まえ、貴社（貴機構）に対し、事故時等における記録及びその保存の徹底を図るため、事故時においても核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律第 34 条に基づく実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第 7 条第 1 項第 2 号りまたは、研究開発段階にある発電の用に供する原子炉の設置、運転等に関する規則第 25 条第 1 項第 2 号りの要求が満足されるよう、現状の装置やその運用を確認するとともに、必要に応じて信頼性向上に係る適切な対応を検討し、平成 24 年 9 月 21 日までにその内容を報告することを求めます。

事故時等における記録及びその保存の徹底について

平成24年9月

東京電力株式会社

目 次

1. 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第7条第1項第2号リの「警報装置から発せられた警報の内容」について	2
2. 「警報装置から発せられた警報の内容」の記録方法について	2
3. 現状の装置やその運用の確認について	3
4. 信頼性向上に係る適切な対応の検討について	5
5. まとめ	6
添付資料－1 記録装置の概要図	7
添付資料－2 現状の装置に関する確認結果	8

本書は、平成 24 年 8 月 23 日に受領した「事故時等における記録及びその保存の徹底について（指示）」（20120822 原院第 3 号 平成 24 年 8 月 23 日）に基づき、事故時等における記録及びその保存の徹底を図るため、事故時においても実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第 7 条第 1 項第 2 号リ「警報装置から発せられた警報の内容」の要求が満足されるよう、現状の装置やその運用を確認するとともに、必要に応じて信頼性向上に係る適切な対応を検討した内容を報告するものである。

1. 実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第7条第1項第2号りの「警報装置から発せられた警報の内容」について

原子力安全・保安院がすべての電力会社に対して実施した発電設備の総点検結果（データ改ざん問題）を踏まえ、平成19年8月9日に実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則が改正され、第7条第1項第2号りに「警報装置から発せられた警報の内容」についてその都度記録し、一年間保存することが義務づけられた（平成19年9月30日から施行）。

各発電所の原子炉施設保安規定第120条（記録）においては、「警報装置から発せられた警報の内容」として、発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（省令62号）第21条第1項に規定する範囲の警報の内容と定めている。

■省令62号第21条第1項に規定する範囲の警報の内容

- 原子炉水位低又は高
- 原子炉圧力高
- 中性子束高
- 原子炉建屋放射能高
- 主蒸気管放射能高
- 排気筒放射能高
- エリア放射線モニタ放射能高
- 周辺監視区域放射能高
- 機器ドレン，床ドレンの容器又はサンプの水位

2. 「警報装置から発せられた警報の内容」の記録方法について

警報装置から発せられた警報は、運転員が監視により発生内容、発生時刻などの確認を行っている。「警報装置から発せられた警報の内容」の記録は、記録装置に自動的に出力される場合と、運転員が紙に記録する場合と2つの場合がある。

従って、記録としては、

- ①記録装置により自動的に記録して印字された紙の記録
- ②各発電所で定めた様式に従って運転員が作成した紙の記録

の2種類を正式な記録として、日ごとに保存を行っている。

今回の指示内容は、福島第一原子力発電所事故に関する事実関係を確認・検証する観点から非常用ディーゼル発電機や主蒸気逃がし安全弁の作動といった重要な情報が記録・保存されていなかった点についてなされた指示であることから、「警報装置から発せられた警報の内容」を自動的に記録して印字する記録装置のうち、事故時のプラントの実態把握に必要となるプラント機器の動作状況が記録されるプラント用の「アラームタイパー（福島第二原子力発電所4号機以外の全プラント）とメッセージタイパー（福島第二原子力発電所4号機）」（以下、「アラームタイパー」という。）を対象として確認を行う。

3. 現状の装置やその運用の確認について

(1) 現状の装置に関する確認

a. 対象とする現状の装置

○アラームタイパー

プロセス計算機からのデータを受け、アラームタイパーには、「警報装置から発せられた警報の内容」の他に、非常用ディーゼル発電機や主蒸気逃がし安全弁の作動などプラント機器の動作状況が自動的に記録される。

なお、福島第一原子力発電所1～4号機においては、福島第一原子力発電所事故の影響を受け、現状はアラームタイパーの使用はしていないが、確認にあたっては事故時に使用していたアラームタイパーを対象として確認を行う。

(添付資料－1)

b. 現状の装置の仕様等に関する確認

福島第一原子力発電所1号機では、電源がまだ供給されておりアラームタイパーが使用できた期間において、紙への印字がされなかった結果、記録が保存できなかった。そこで以下の観点から、対象とした各発電所のアラームタイパーの仕様等について確認を行う。

■記録の電子保存の可否

■電子保存が可能な場合には以下の内容

○電子保存する装置の名称

○電子保存可能な容量

○故障時のバックアップ機能（他の装置への出力）の有無

○電子保存する装置の電源

各発電所のアラームタイパーの仕様等について確認を行った結果を添付資料－2に示す。

(添付資料－2)

(2) 現状の装置に関する運用の確認

a. 保守管理の方法

対象としたアラームタイパーの保守管理はプロセス計算機の点検において実施されており、点検内容は「①プロセス計算機精密点検（定期検査時における点検）」と「②コンピュータ保守委託（主にプラント運転中における定例点検）」の2種類がある。どちらの点検においても点検項目に特段の差異はない。

【保守管理のために実施している点検内容・点検頻度の概要】

①プロセス計算機精密点検（定期検査時における点検）

■点検内容

定期検査で実施する「プロセス計算機精密点検」において、アラームタイパー（シリアルプリンタ装置の一つ）の点検を実施（プロセス計算機周辺機器の一つとして実施）。

（点検項目）

清掃，注油，印字確認（動作確認）

■点検頻度

定期検査ごと。

②コンピュータ保守委託（主にプラント運転中における定例点検）

■点検内容

主にプラント運転中に実施する「コンピュータ保守委託」において、アラームタイパー（シリアルプリンタ装置の一つ）の点検を実施（プロセス計算機周辺機器の一つとして実施）。

（点検項目）

清掃，注油，印字確認（動作確認）

■点検頻度

4～6ヶ月ごと（各発電所で定めた時期に実施）。

b. 「警報装置から発せられた警報の内容」の記録の電子保存の可否

福島第一原子力発電所1号機・3号機・4号機・6号機を除くプラントでは、保存容量について製作メーカーなどにより違いはあるものの、アラームタイパーにデータを出力するプロセス計算機において記録の電子保存が可能である。しかし、正式な記録としての電子保存は定めていない。

なお、電子保存においてデータが所定の保存容量に達した場合には、データは古いものから上書きされる設計となっている。

c. 装置故障時の対応

各発電所の原子炉施設保安規定第120条（記録）においては、「警報装置から発せられた警報の内容」を記録すべき場合として、「記録可能な状態において常に記録することを意味しており、点検、故障又は消耗品の取替により記録不能な期間を除く」としている。

実際にアラームタイパーが故障した場合には、全プラントとも代替としてその他のタイパーに記録するシステム構成となっている。

また、装置故障などにより自動的に記録ができなかった場合でも、運転員が警報窓の点灯状況を確認し、各発電所で定めた様式に従って警報の発生状況について記録を作成する運用としている。

なお、福島第一原子力発電所事故時の1号機では、記録が途絶えた部分の用紙の状態から、アラームタイパーが停止せずに同一箇所を印字ヘッドが何度も往復していた状況で故障が検知されない状況であったと思われ、結果として代替となるその他のタイパーに記録がされなかったものと推定される。また、事故進展に伴い電源が喪失したことから、警報が消灯してしまっており、後から警報の発生状況を記録することもできなかった。

d. 電子保存する装置の電源

アラームタイパーにデータを出力するプロセス計算機において、データの電子保存が可能なプロセス計算機を持つプラントでは全てプロセス計算機の電源は計算機用無停電電源装置となっている。

4. 信頼性向上に係る適切な対応の検討について

福島第一原子力発電所1号機においては、アラームタイパーにデータを出力するプロセス計算機に記録の電子保存の機能がなく、電子保存の機能を持つプロセス計算機と比較して記録保存の面で明らかに信頼性が劣っていた。

アラームタイパーにデータを出力するプロセス計算機において電子保存の機能を持たないのは福島第一原子力発電所1号機・3号機・4号機・6号機の4プラントである。

そこで、

- 「警報装置から発せられた警報の内容」の記録の保存

- 事故時における事実関係を確認・検証する観点から重要な情報（プラント機器の動作状況）の記録の保存

について信頼性を向上させるため、まだプロセス計算機を使用している福島第一原子力発電所6号機に関しては、次回のプロセス計算機更新時に電子保存の機能を持つプロセス計算機へ更新を行うこととする。

なお、福島第一原子力発電所1～4号機においては、事故の影響を受けプロセス計算機が復旧できない状況にあり、今後も使用の見込みはない。

現時点でプロセス計算機において電子保存の機能を持つプラントは、アラームタイパーで紙による記録ができなかったとしても、電源が供給されている期間においては後から記録を確認することが可能である。想定する事故の規模や保存期間、プロセス計算機の性能などにもよるため、信頼性の面で必要な電子保存容量を一概に定量的に評価することは難しい。しかし、現状のプロセス計算機では、少なくとも10,000件（柏崎刈羽原子力発電所6号機）の最新データの電子保存が可能であり、現段階での原子力発電所の標準的なプロセス計算機における最低限の電子保存容量は確保されているものと考えられる。従って、事故の実態把握の観点からも、「警報装置から発せられた警報の内容」の記録の保存に関して、信頼性の面で最低限の要求は満たしているものと評価した。

今後のプロセス計算機改造・取替時においては、最新の知見を反映しつつ、電子保存の期間や容量を確保し、更なる信頼性向上に努めることとする。

5. まとめ

実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第7条第1項第2号リの「警報装置から発せられた警報の内容」について、事故時においても通常時と同等の記録が保存できるよう、現状の装置（アラームタイパー）について仕様やその運用に関する確認を行った。

確認の結果、アラームタイパーにデータを出力するプロセス計算機において電子保存の機能を持たないのは、福島第一原子力発電所1号機・3号機・4号機・6号機の4プラントであった。

そこで、

- 「警報装置から発せられた警報の内容」の記録の保存
- 事故時における事実関係を確認・検証する観点から重要な情報（プラント機器の動作状況）の記録の保存

について信頼性を向上させるため、まだプロセス計算機を使用している福島第一原子力発電所6号機に関しては、次回のプロセス計算機更新時に電子保存の機能を持つプロセス計算機へ更新を行うこととする。

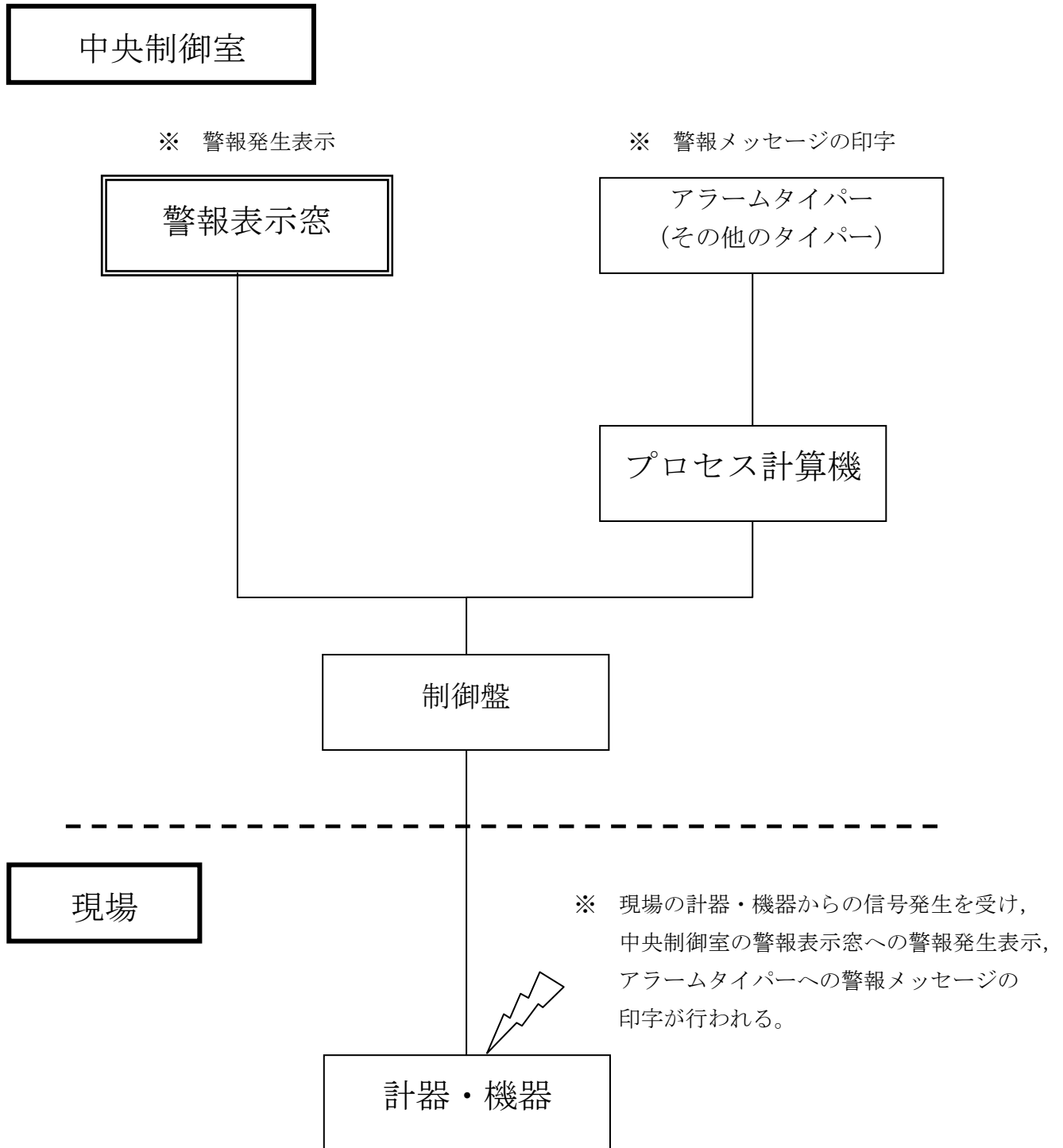
なお、福島第一原子力発電所1～4号機においては、事故の影響を受けプロセス計算機が復旧できない状況にあり、今後も使用の見込みはない。

現時点で電子保存の機能を持つプラントは、後から記録を確認することも可能であり、事故の実態把握の観点からは、「警報装置から発せられた警報の内容」の記録の保存に関して、現段階では信頼性の面でも最低限の要求は満たしているものと評価した。

今後のプロセス計算機改造・取替時においては、最新の知見を反映しつつ、電子保存の期間や容量を確保し、更なる信頼性向上に努めることとする。

以上

記録装置の概要図



現状の装置に関する確認結果

プラント	「警報装置から発せられた警報の内容」の記録方法		電子保存の可否	電子保存する装置の名称	電子保存可能な容量	電子保存する装置の電源	タイパの保守状況		故障時のバックアップ機能 (その他のタイパへの出力機能) の有無	信頼性向上に係る 対応の要否	
	記録媒体	記録方法					運転中	停止中			
福島第一 原子力発電所	1号機	紙	アラームタイパによる記録 と運転員作成の記録	否	—	—	4ヶ月 ～ 6ヶ月毎	定期検査毎	有り	否 ^{※2}	
	2号機	紙	アラームタイパによる記録 と運転員作成の記録	可	プロセス計算機	100,000件			計算機用無停電電源装置 ^{※1}	有り	否 ^{※2}
	3号機	紙	アラームタイパによる記録 と運転員作成の記録	否	—	—			—	有り	否 ^{※2}
	4号機	紙	アラームタイパによる記録 と運転員作成の記録	否	—	—			—	有り	否 ^{※2}
	5号機	紙	アラームタイパによる記録 と運転員作成の記録	可	プロセス計算機	100,000件			計算機用無停電電源装置 ^{※1}	有り	否
	6号機	紙	アラームタイパによる記録 と運転員作成の記録	否	—	—			—	有り	要
福島第二 原子力発電所	1号機	紙	アラームタイパによる記録 と運転員作成の記録	可	プロセス計算機	60,000件			計算機用無停電電源装置 ^{※1}	有り	否
	2号機	紙	アラームタイパによる記録 と運転員作成の記録	可	プロセス計算機	2,737,500件			計算機用無停電電源装置 ^{※1}	有り	否
	3号機	紙	アラームタイパによる記録 と運転員作成の記録	可	プロセス計算機	12,000件			計算機用無停電電源装置 ^{※1}	有り	否
	4号機	紙	アラームタイパによる記録 と運転員作成の記録	可	プロセス計算機	5,000,000件			計算機用無停電電源装置 ^{※1}	有り	否
柏崎刈羽 原子力発電所	1号機	紙	アラームタイパによる記録 と運転員作成の記録	可	プロセス計算機	12,000件			計算機用無停電電源装置 ^{※1}	有り	否
	2号機	紙	アラームタイパによる記録 と運転員作成の記録	可	プロセス計算機	60,000件			計算機用無停電電源装置 ^{※1}	有り	否
	3号機	紙	アラームタイパによる記録 と運転員作成の記録	可	プロセス計算機	12,000件			計算機用無停電電源装置 ^{※1}	有り	否
	4号機	紙	アラームタイパによる記録 と運転員作成の記録	可	プロセス計算機	5,000,000件	計算機用無停電電源装置 ^{※1}	有り	否		
	5号機	紙	アラームタイパによる記録 と運転員作成の記録	可	プロセス計算機	5,000,000件	計算機用無停電電源装置 ^{※1}	有り	否		
	6号機	紙	アラームタイパによる記録 と運転員作成の記録	可	プロセス計算機	10,000件	計算機用無停電電源装置 ^{※1}	有り	否		
	7号機	紙	アラームタイパによる記録 と運転員作成の記録	可	プロセス計算機	5,000,000件	計算機用無停電電源装置 ^{※1}	有り	否		

※1 非常用交流電源2系列及び蓄電池にて構成されている。通常は、非常用交流電源から受電し、非常時に蓄電池から受電する。

※2 福島第一原子力発電所1～4号機は福島第一原子力発電所事故の影響を受け、今後プロセス計算機使用の見込みはない。

当社原子力発電所の点検周期を超過した機器における保安規定違反に関する 根本原因と再発防止対策の報告について

平成 24 年 9 月 28 日
東京電力株式会社

当社柏崎刈羽原子力発電所において、点検周期を超過していた機器が確認されたこと*に伴い、当社原子力発電所における点検計画に関する調査結果および原因と再発防止対策を報告書として取りまとめ、平成 23 年 2 月 28 日、経済産業省原子力安全・保安院へ提出いたしました。

その後、平成 23 年 3 月 2 日、同院より、本事案が当社の各原子力発電所原子炉施設保安規定に違反していると判断され、あわせて本事案が発生した根本的な原因究明および再発防止対策を策定し、同院へ報告するよう指示をいただきました。

当社は、根本原因分析の実施にあたり、業務プロセス毎に同じ原因で発生した事例を代表事例として 20 事例を選定するとともに、今後、組織要因の抽出並びに再発防止対策の検討を行う旨を中間報告として取りまとめ、平成 24 年 8 月 13 日に、同院へ報告を行いました。

(平成 24 年 8 月 13 日までにお知らせ済み)

当社は、その後、中間報告にて選定した代表事例についてあらためて見直し、最終的に 22 事例を代表事例として選定し、これらに係る根本原因としての直接原因と組織要因の抽出作業を行うとともに、これらに対する再発防止対策の検討を行いました。

本日、これらの根本原因と再発防止対策について取りまとめ、原子力規制委員会へ報告いたしましたのでお知らせいたします。

今後、この度取りまとめた再発防止対策に着実に取り組み、継続した業務品質の向上に努めてまいります。

以 上

添付資料：柏崎刈羽原子力発電所、福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所の点検周期を超過した機器における保安規定違反に関する直接原因、組織体制に起因する根本原因及び再発防止対策について（概要版）

* 点検周期を超過していた機器が確認されたこと

平成 22 年 11 月 30 日からの経済産業省原子力安全・保安院による平成 22 年度第 3 回保安検査において、点検周期を超過していた機器が確認されたことから、平成 22 年 12 月 21 日に同院より当社原子力発電所における点検周期を超過した機器がないかを調査するよう指示をいただき、平成 23 年 2 月 28 日に調査結果および原因と再発防止対策を報告した。

**柏崎刈羽原子力発電所、福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所の点検周期を超過した機器における
保安規定違反に関する直接原因、組織体制に起因する根本原因及び再発防止対策について
＜概要版＞**

平成 24 年 9 月 28 日
東京電力株式会社

1. 事象の概要

当社柏崎刈羽原子力発電所における平成 22 年度第 3 回保安検査（平成 22 年 11 月 30 日～平成 22 年 12 月 21 日）において、点検周期を超過していた機器が確認されたことに伴い発出された指示文書（平成 22 年 12 月 21 日受領）、及び同指示文書に基づき平成 23 年 2 月 2 日に提出した中間報告書を受けて発出された指示文書（平成 23 年 2 月 2 日受領）の指示に基づき、当社原子力発電所における機器の点検状況を調査した。調査の結果、平成 16 年の定期事業者検査の導入に伴い、点検計画の策定・整備を進める段階で、誤記や点検周期の整合性のチェック不足があったため、点検周期を超過した機器が、柏崎刈羽原子力発電所において 117 機器、福島第一原子力発電所において 33 機器、福島第二原子力発電所において 21 機器の合計 171 機器確認された。（平成 23 年 2 月 28 日報告書：「当社原子力発電所の点検周期を超過した機器に係る調査結果報告について（最終）」）

今回の報告は、平成 23 年 3 月 2 日に経済産業省原子力安全・保安院より受領した、根本的な原因を究明し、それに対する再発防止策を策定し、報告することの指示を踏まえて、本日、報告書の提出を行ったものである。

＜報告書 1、2 章＞

2. 分析の方法

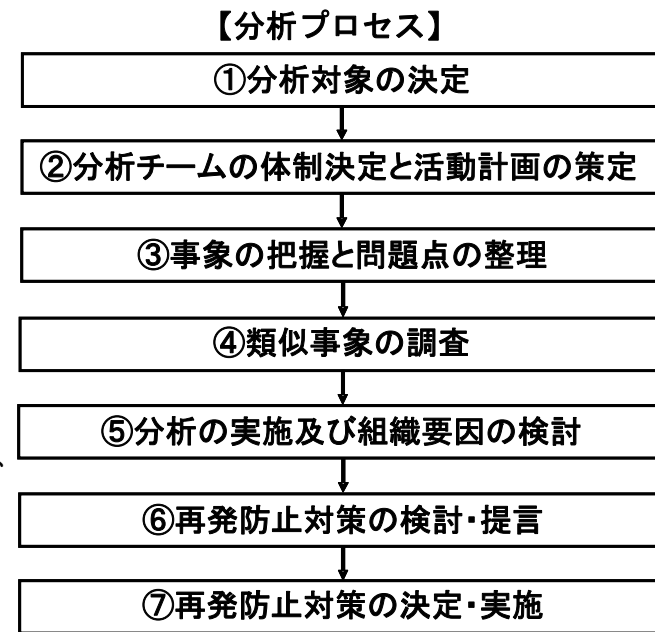
今回の根本原因分析にあたっては、「原子力発電所における安全のための品質保証規程（JEAC4111-2009）」の根本原因分析に関する要求事項に沿った右のプロセスにて実施した。

特に、確実に問題点を漏れなく抽出、分析するために、以下を実施した。

- ・ 業務プロセスフローをもとに、社内ルールと実際に起きた出来事との比較を行い、問題点を整理。
- ・ 背後要因図において、問題点が全て含まれていることを確認。

また、分析は独立性を確保する観点から、今回の事象に直接的な関わりのない品質・安全部を主体とした分析チームを編成し、メンバーについては分析員の認定資格を有する者としている。

＜報告書 3 章＞



3. 直接原因および再発防止対策

平成 23 年 2 月 28 日に報告を行った個々の事案に対する 178 の問題点から、類似事象の整理を行うことにより、22 の代表事例を選定し、それぞれの直接原因に対する再発防止対策を実施する。（以下、主なものを抜粋）

直接原因 ＜報告書 6 章（6-1）、添付資料-4＞	再発防止対策 ＜報告書 6 章（6-1）、添付資料-5＞
点検長期計画表新規制定時、及び点検長期計画表改訂時、膨大な量の点検機器に対して、作成者以外のメンバーが確実にチェックするルールが明確になっていない等、十分な確認手順が整えられていなかった。	点検計画表の「新規作成時」、「様式変更等による転記時」、及び「改訂時」において、点検長期計画表作成者とは別のメンバーが作成、反映した計画についてダブルチェックをする等、確実な確認を行うことをマニュアル・ガイドに反映する。（既に実施済み）
点検発注段階における仕様書作成時、点検長期計画表に基づいて発注管理を行うルールが明確になっておらず、発注対象機器抽出漏れの確認や、点検長期計画表と仕様書との整合性確認が行われなかった。	点検計画表に基づく発注管理において、点検長期計画表と既発注の仕様書との整合性確認を行う等、確実な確認を行うことをマニュアル・ガイドに反映する。（既に実施済み）
点検長期計画表への実績反映時、実績反映方法のルールが明確になっておらず、十分な点検実績の管理が行われていなかった。	点検長期計画表への実績反映時、工事報告書を基に実績を反映する等、確実な実績反映を行うことをマニュアル・ガイドに反映する。（既に実施済み）
技術評価プロセスにおいて、定められた点検周期を超過する場合に、技術評価等の記録を残すルールが不明確だった。	点検周期を超過する場合、不適合管理の仕組みの中で管理し、その中で技術評価を行うとともに確実に記録すること等をマニュアル・ガイドに反映する。（既に実施済み）
その他、各プロセスにおいて、点検長期計画表に基づいて点検を実施することに対する認識・教育が不足していた。	点検長期計画表策定の際の点検周期の起点の考え方、点検所掌の確認方法等、定められた点検周期内に点検を実施することを再認識させることを教育プログラムへ反映し、教育を実施する。（既に実施済み）

4. 組織要因および再発防止対策

直接原因から根本原因分析を行った結果、以下の組織要因があることを確認し、各要因に対する再発防止対策を実施する。

組織要因 <報告書 6章(6-2)、添付資料-4>	組織要因に対する再発防止対策 <報告書 8章、添付資料-5>
品質マネジメントシステム導入以降、点検長期計画に基づいて機器を管理していくことに対して教育を行う仕組みが不十分だった。	保守管理に関する社内規定について教育プログラム等に反映し、点検長期計画表が機器の点検を実施するための根幹となることや、点検計画に基づく機器管理の重要性について再認識させる。(既に実施済み)
多数の点検機器を合理的に管理するために必要な方法が不足していた。	保守・予算管理システムを導入し、機器点検計画を前回の点検実績及び点検周期から自動作成し、点検頻度を超える計画は警告機能により監視する。 また、工事完了時に実績データをシステムに取り込むことにより、計画と実績の差異をシステムが出力することで、点検漏れがないことを確認する。
点検長期計画表に基づき、適切に点検を実施し、また、実施状況を把握し、改善につなげるために管理職が関与していく仕組みが不十分だった。	点検長期計画に関するマニュアル類の記載が、確実な運用のためのプロセスを明確にしているかを確認する。また、保全部各グループがどのように業務を進めているかの現状把握を行う。その上で、マニュアル類に記載されている要求事項と、実際に行われている業務プロセスに無理がないかなどのレビューを(管理職を含め)行うことで、改善の仕組みを検討し構築する。 保守・予算管理システムへの移行および機器の実力を踏まえた保全最適化の取組みにおいて、組織内へ十分理解、定着が図られているかという視点でレビューを行い、課題を洗い出し、作業プロセスやルールの改善を行う。
機器の実力を踏まえて点検の対象を選定し、最適な保全の計画を作成していく仕組みが不十分だった。	機器の実力を踏まえた保全最適化の検討にあたり、対象機器およびそれぞれに対する検討目標期限の明確化を図る。また、その検討進捗状況のレビューを受けることにより、最適な保全に向けた検討を着実に進めるためのプロセスの構築・定着を図る。

5. 今後の対応

当社原子力発電所において、点検周期を超過した機器が多数確認されたことを深く反省し、今後、徹底した再発防止対策に取り組んでいく所存。

<報告書 10章>

以上

柏崎刈羽原子力発電所における長期停止中プラントの
計測制御設備の保守管理不備に係る保安規定違反に関する
直接原因および根本原因と再発防止対策の報告について

平成24年9月28日
東京電力株式会社

当社は、プラント停止が長期化している柏崎刈羽原子力発電所2～4号機において、自主管理の点検時期の目安を過ぎた計器が確認された事象*¹について、平成24年3月9日に経済産業省原子力安全・保安院から受領した計測制御設備の保守管理不備に係る指示文書に基づき、3月16日に報告書（その1）を（3月30日に報告書の一部を改訂）、4月13日に報告書（その2）を同院へ提出しました。

その後、5月23日に同院より受領した保安規定違反に関する指示文書*²に基づき、本事象が発生した個々の問題点の抽出を行い、今後根本原因の究明、ならびに再発防止対策の策定を進める旨の報告を8月13日に、同院へ報告を行いました。

（平成24年8月13日までにお知らせ済み）

当社は、本事象に係る直接原因、組織要因の抽出作業を行うとともに、「柏崎刈羽原子力発電所、福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所の点検周期を超過した機器における保安規定違反について」における問題点や組織要因も踏まえて、再発防止対策の検討を行いました。

本日、これらの根本原因と再発防止対策について取りまとめ、原子力規制委員会へ報告いたしましたのでお知らせいたします。

今後、この度取りまとめた再発防止対策に着実に取り組み、継続した業務品質の向上に努めてまいります。

以上

添付資料：柏崎刈羽原子力発電所における保守管理不備に係る保安規定違反に関する
直接原因、組織体制に起因する根本原因及び再発防止対策について
（概要版）

*** 1 自主管理の点検時期の目安を過ぎた計器が確認された事象**

柏崎刈羽原子力発電所2～4号機において社内自主管理の点検・校正時期の目安を過ぎた計器3,529台（主要な計器704台、その他の計器2,825台）を確認した事象。

*** 2 指示文書**

「東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所における保守管理不備に係る保安規定違反について（指示）」

（平成24・05・21原院第1号）

原子力安全・保安院（以下「当院」という。）は、平成24年3月9日付け平成24・03・09原院第2号をもって指示した「東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所における計測制御設備の保守管理不備に係る対応について（指示）」に基づき、同月30日付け原管発官23第709号をもって貴社から提出のあった「柏崎刈羽原子力発電所における計測制御設備の保守管理不備に係る報告について（その1）改訂1」及び同年4月13日付け原管発官24第36号をもって貴社から提出のあった「柏崎刈羽原子力発電所における計測制御設備の保守管理不備に係る報告について（その2）」について、その内容を評価したところ、下記のとおり、柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）に違反すると判断しました。

当院は、貴社に対し、嚴重注意を行うとともに、保安規定違反に関し、違反が発生した直接原因及び組織体制に起因する根本原因を究明し、それらの再発防止対策を策定の上、平成24年7月23日までに、当院に対し報告することを求めます。

なお、平成23年3月2日付け23原企課第19号をもって指示した「柏崎刈羽原子力発電所、福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所の点検周期を超過した機器における保安規定違反について（指示）」についても、上記指示の期日に併せて報告することを求めます。

記

1. 違反が認められた条項

保安規定 第3条（品質保証計画）7. 1（業務の計画）
第107条（保守管理計画）8.（保全の実施）

2. 事実の内容並びに第3条及び第107条に違反すると認める理由

○保安規定 第3条

保安規定第3条7. 1業務の計画においては、特別な保全計画に従った保守管理業務に必要なプロセスを計画することが求められている。

しかしながら、計測制御設備については、この業務のプロセスが計画されていなかったことは、保安規定第3条7. 1の業務の計画に係る要求に違反する。

○保安規定 第107条

保安規定第107条8. の保全の実施においては、同条7. 3で定めた保全計画に従って点検・補修等の保全を実施することが求められている。

しかしながら、当該業務のプロセスが計画されていなかったため、保全が実施されなかったこと、その結果、点検間隔を超過した計器が多数発生したことは、保安規定第107条8. の保全の実施に係る要求に違反する。

柏崎刈羽原子力発電所における保守管理不備に係る保安規定違反に関する直接原因、組織体制に起因する根本原因及び再発防止策について ＜概要版＞

平成 24 年 9 月 28 日
東京電力株式会社

1. 事象の概要

平成 19 年 7 月 16 日に発生した中越沖地震により、柏崎刈羽原子力発電所の全プラントが停止となった。その後、当社は電気事業法施行規則の施行にあわせて、プラント停止中に機能が要求される機器についての健全性担保を目的とする「特別な保全計画」を国へ提出することとなった。平成 21 年 8 月 12 日、計測制御グループは、「特別な保全計画」に基づく具体的な運用の考え方を定めた技術検討書を作成した。技術検討書では、点検間隔を主要な計器については極力 27 ヶ月、その他計器については 34 ヶ月を目安として設定されたが、プラント復旧工程と点検間隔の関係から、その時点では点検不要と結論づけられ、具体的な点検計画は作成しなかった。しかしながら、その後、プラント停止期間が耐震強化工事等により延伸したため、本来であれば、「特別な保全計画」に基づく点検を実施すべきであったが、その後も具体的な点検計画を作成しなかったために、機器の点検は適切に実施されなかった。その結果、プラント停止中に行うべき「特別な保全計画」に基づいて自ら定めた点検間隔を超過している機器が多数存在することとなった。

本件について、経済産業省原子力安全・保安院より、保安規定違反があったと判断され、直接原因及び組織体制に起因する根本原因を究明し、それらの再発防止対策を策定して報告するよう指示を受け、本日、これらについて取りまとめ、報告書を提出した。

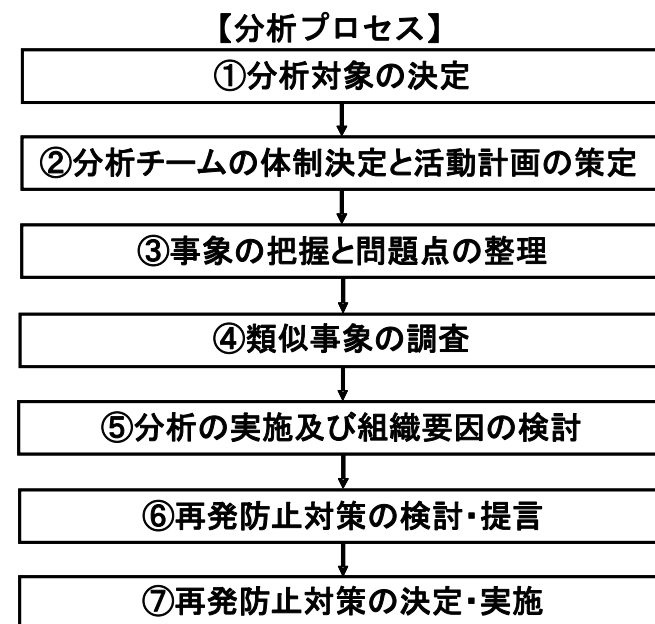
＜報告書 2 章＞

2. 分析の方法

今回の根本原因分析にあたっては、「原子力発電所における安全のための品質保証規程 (JEAC4111-2009)」の根本原因分析に関する要求事項に沿った右のプロセスにて実施した。

特に、確実に問題点を漏れなく抽出、分析するために、以下を実施した。

- ・ 作成した時系列をもとに、社内ルールと実際に起きた出来事態の比較を行い、問題点を整理。
- ・ 背後要因図において、問題点が全て含まれていることを確認。



また、分析は独立性を確保する観点から、今回の事象に直接的な関わりのない品質・安全部を主体とした分析チームを編成し、メンバーについては分析員の認定資格を有する者としている。

＜報告書 3 章＞

3. 直接原因および再発防止対策

分析調査を行った結果、12 の直接原因があることを確認し、それぞれの原因に対する再発防止対策を実施する。(以下、主なものを抜粋)

直接原因 ＜報告書 4 章 (4-2)、添付資料-4＞	再発防止対策 ＜報告書 8 章、添付資料-5＞
技術検討書作成時、「特別な保全計画」の対象機器として、プラント停止中に機能要求がある機器だけでなく、停止中に機能要求がない機器についてもドリフトを伴う機器全てについて併せて管理していくこととしたため、管理すべき対象機器が膨大な数となった。	「特別な保全計画」にて重点管理すべき対象機器の定義を社内マニュアル類に反映する。
点検間隔を技術検討書に記載する際、厳守すべき要求事項であることの認識が弱かったことや、対象機器が膨大な数に及んだことから、実際に管理していくことへの懸念を感じ、極力「27 ヶ月」、「34 ヶ月」を目安として、要求事項を曖昧にして記述した。	保安規定に基づき明確に厳守すべき点検間隔を定める場合に際しては、その点検間隔に「目安」等の表現を使わないことを社内マニュアル類に反映する。
通常であれば、技術検討書の検討結果に基づき、点検実績等の現状把握がなされた上で、具体的な個別機器の点検計画が立案されるはずであったが、点検実績等の現状把握が行われなかった。	プラントが長期停止に至り、「特別な保全計画」を作成する際には、対象機器と点検実績を把握し、個別機器の具体的な点検計画表を作成することを定めた社内マニュアル類を制定する。

4. 組織要因および再発防止対策

直接原因から根本原因分析を行った結果、以下の組織要因があることを確認し、それぞれの要因に対する再発防止対策を実施する。

組織要因 ＜報告書 6章（6-2）、添付資料-4＞	組織要因に対する再発防止対策 ＜報告書 8章、添付資料-5＞
各計器の重要度の分類や点検間隔等、「特別な保全計画」における計測制御設備への要求事項を明確に定める仕組みが不足していた。	「特別な保全計画」を策定する中で、計器について、重要度の分類、監視装置として使用する対象、点検間隔の設定等の要求事項を社内マニュアル類に反映する。
「特別な保全計画」実施に向けた点検実績の把握や点検間隔の設定等による計画、具体的な作業内容や手順に従った着実な実行、実施中の進捗状況の把握等による管理、実施中における必要に応じた改善を行う仕組みがなかった。	「特別な保全計画」を着実に実施していくための計画作成・実施・管理等の要求事項を社内マニュアル類に反映する。
定例的ではない業務に着目し、設計した手順に対するモニタリング及びレビューを行う仕組みが不十分だった。	定例的ではない業務に着目し、各グループにてリスクの高いと思われる各種業務の洗い出しを行い、その中から、部大で保安規定違反等の観点からリスクの高い業務を選定し、その上で業務内容の精査やリスク低減の対応を進めていく。それらの取り組みに対し、横串部門のレビューを実施して、各部の活動を支援していく。

5. 今後の対応

本事象の発生を当社は深く反省し、今後は、「特別な保全計画」を確実に実施できるよう徹底した再発防止対策に取り組んでいく所存。

＜報告書 10章＞

以 上

＜参考＞

自主管理の点検時期の目安を過ぎた計器一覧

対象 号機	全計器数	追加点検・校正 対象計器数	主要な計器		主要な計器以外の その他の計器
			現在機能要求 のあるもの	現在機能要求 のないもの	
2号機	約 7,500 台	2,194 台	8 / 40 台	41 / 308 台	263 / 1,846 台
3号機	約 7,500 台	2,281 台	36 / 77 台	261 / 287 台	1,306 / 1,917 台
4号機	約 7,700 台	2,483 台	49 / 52 台	309 / 335 台	1,256 / 2,096 台
合計	約 22,700 台	6,958 台	93 / 169 台	611 / 930 台	2,825 / 5,859 台

原子力発電所の外部電源の信頼性確保に係る開閉所等の耐震性評価の進捗状況の
原子力規制委員会への報告について
(平成 24 年度 第 2 四半期報告)

平成 24 年 9 月 28 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、当社は、平成 24 年 1 月 19 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。

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における耐震性の評価等に係る実施計画を策定し、平成 24 年 2 月 17 日、同院へ報告しました。

(平成 24 年 1 月 19 日、2 月 17 日お知らせ済み)

当社は、この実施計画に基づき、開閉所等の耐震性の評価を実施してまいりましたが、平成 24 年 9 月末までの耐震性の評価の進捗状況を取りまとめて、本日、原子力規制委員会へ報告しましたので、お知らせいたします。

以 上

○別紙

原子力発電所の外部電源の信頼性確保に係る開閉所等の耐震性評価の進捗状況報告書
(平成 24 年度 第 2 四半期報告)

* 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器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。

別紙

原子力発電所の外部電源の信頼性確保に係る
開閉所等の耐震性評価の進捗状況報告書
(平成24年度 第2四半期報告)

東京電力株式会社

平成24年9月

目 次

1. はじめに	1
2. 進捗状況	1
3. 実績工程および、今後の工程見直し結果	2

1. はじめに

平成24年1月19日、経済産業省原子力安全・保安院指示文書「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、以下「指示文書」という。)により、当社が所有する原子力発電所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するように指示がなされた。

当社は「指示文書」に基づき、平成24年2月17日、当社が実施する耐震性評価の計画について取りまとめ、「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耐震性評価実施計画書」(以下、「実施計画書」という。)として提出した。

本報告書は、「指示文書」に基づき当社が提出した、「実施計画書」に沿って進めている耐震性評価の進捗状況について、取りまとめたものである。

2. 進捗状況

平成24年2月17日から、平成24年9月末現在の評価進捗状況を以下に示す。

(1)入力地震動算定について

a. 入力地震動算定の実施手順

各発電所の入力地震動の算定については、以下の手順にて解析を進めている。

- (a) 地質データ整備
- (b) 地盤モデル作成
- (c) 解析、結果整備

b. 入力地震動算定の進捗状況

上記手順に沿った、現在の進捗状況は以下表2-1のとおり。

表2-1 入力地震動の算定に係る進捗状況

		進捗状況	備考
福島第二 原子力発電所	開閉所	入力地震動の算定完了	
	変圧器	入力地震動の算定完了	
柏崎刈羽 原子力発電所	開閉所	入力地震動の算定完了	
	変圧器	入力地震動の算定完了	

(2)機器の耐震性評価について

a. 機器の耐震性評価の実施手順

各機器の耐震性評価については、以下の手順にて解析を進めている。

- (a) 機器データ整備
- (b) 解析モデル作成
- (c) 解析、耐震性評価

b. 機器の耐震性評価の進捗状況

上記手順に沿った、現在の進捗状況は以下表 2-2 のとおり。

表 2-2 機器の耐震性評価に係る進捗状況

		進捗状況	備考
福島第二 原子力発電所	開閉所	機器データ整備 完了 解析モデル作成、解析、耐震性評価 作業中	
	変圧器	機器データ整備、解析モデル作成 完了 解析、耐震性評価 作業中	
柏崎刈羽 原子力発電所	開閉所	機器データ整備、解析モデル作成 完了 解析、耐震性評価 作業中	
	変圧器	機器データ整備、解析モデル作成 完了 解析、耐震性評価 作業中	

3. 実績工程および、今後の工程見直し結果

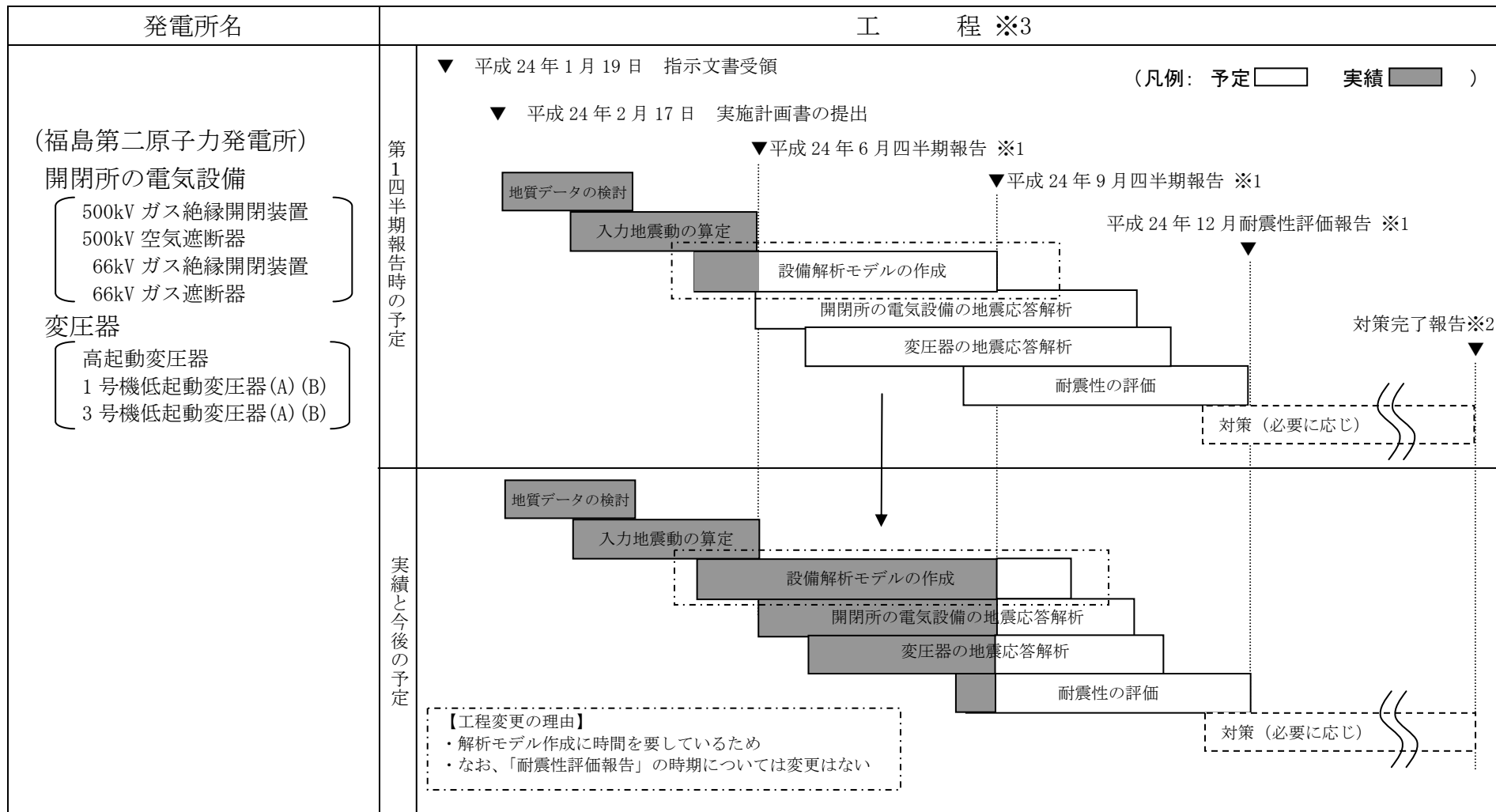
以上の進捗状況を踏まえ、実績反映および今後の工程の見直しを行った。福島第二原子力発電所の耐震性評価・対策実施工程を表 3-1、柏崎刈羽原子力発電所の耐震性評価・対策実施工程を表 3-2 に示す。

【工程変更の理由】

福島第二原子力発電所の開閉所の電気設備において、解析モデル作成に時間を要している設備があるため、福島第二原子力発電所の開閉所の電気設備について「設備解析モデルの作成」の完了時期を見直した。なお、「耐震性評価報告」の時期については、現時点では当初予定から変更はない。

以上

表 3 - 1 福島第二原子力発電所 開閉所の電気設備及び変圧器耐震性評価・対策実施工程

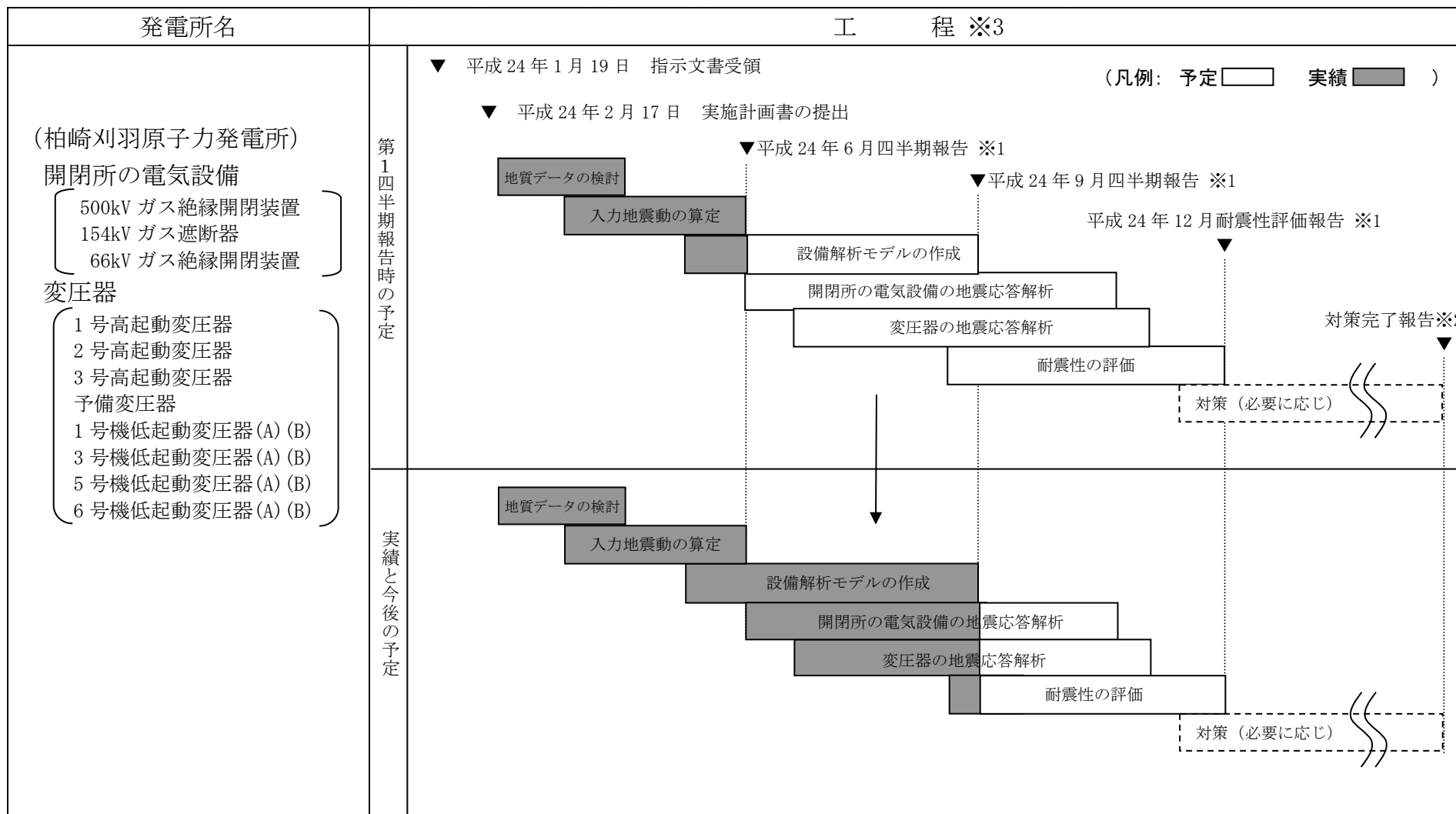


※ 1 評価の進捗により報告時期が変更になる場合がある。

※ 2 対策完了後、取り纏め次第、報告を行う。

※ 3 四半期毎に評価・対策の進捗と、今後のスケジュールを見直した工程の報告を行う。四半期報告は、対策の完了まで継続して行う。

表 3 - 2 柏崎刈羽原子力発電所 開閉所の電気設備及び変圧器耐震性評価・対策実施工程



※ 1 評価の進捗により報告時期が変更になる場合がある。

※ 2 対策完了後、取り纏め次第、報告を行う。

※ 3 四半期毎に評価・対策の進捗と、今後のスケジュールを見直した工程の報告を行う。四半期報告は、対策の完了まで継続して行う。

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：9月6日)

平成24年9月6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8月31日から9月6日までに点検および復旧を完了したもの

・なし

○平成24年9月7日から9月13日までに点検および復旧を開始するもの

・なし

○平成24年9月2日から9月29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：9月13日)

平成24年9月13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9月7日から9月13日までに点検および復旧を完了したもの

- ・4号機 耐震強化関連（配管等サポート強化工事）：9月11日完了

○平成24年9月14日から9月20日までに点検および復旧を開始するもの

- ・なし

○平成24年9月9日から10月6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24年8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)

平成24年9月13日

別紙

【点検・復旧状況】

◆平成24年9月9日(日)～平成24年10月6日(土)

設備	項目	9月9日(日)～9月15日(土)	9月16日(日)～9月22日(土)	9月23日(日)～9月29日(土)	9月30日(日)～10月6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。
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	配管等サポート				H24/9/11強化工事完了。

※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。

※全号機、定期検査中です。

柏崎刈羽原子力発電所 耐震強化工事進捗状況

平成24年9月12日現在

項目		1号機	2号機	3号機	4号機	5号機	6号機	7号機
配管等 サポート	準備工事	完了 (平成21年12月9日)	完了 (平成24年6月8日)	完了 (平成23年1月31日)	完了 (平成24年9月11日)	完了 (平成21年12月3日)	完了 (平成21年1月19日)	完了 (平成20年11月3日)
	強化工事							
原子炉建屋 屋根トラス	準備工事	完了 (平成21年7月13日)	完了 (平成21年8月21日)	完了 (平成21年7月7日)	完了 (平成21年9月7日)	完了 (平成21年5月22日)	完了 (平成20年10月24日)	完了 (平成20年9月30日)
	強化工事							
排気筒	準備工事	完了 (平成21年12月10日)		完了 (平成22年6月29日)	完了 (平成22年6月29日)	完了 (平成22年1月14日)	完了 (平成20年10月29日)	完了 (平成20年10月16日)
	強化工事							
原子炉建屋 天井クレーン	準備工事	完了 (平成21年10月15日)	完了 (平成23年4月15日)	完了 (平成22年8月27日)	完了 (平成22年12月20日)	完了 (平成21年8月28日)	完了 (平成21年1月12日)	完了 (平成20年10月27日)
	強化工事							
燃料取替機	準備工事	完了 (平成21年10月10日)	完了 (平成23年4月26日)	完了 (平成22年9月3日)	完了 (平成23年3月4日)	完了 (平成21年9月24日)	完了 (平成21年1月25日)	完了 (平成20年11月1日)
	強化工事							
非常用取水路	準備工事	完了 (平成21年12月4日)						
	強化工事							

※ 耐震安全性評価の中で耐震強化工事に反映すべき点があれば、適宜対応していきます。

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. 至近1ヶ月の総括と今後の取組

プラントの安定状態維持・継続に向けた計画

- 2号機圧力容器代替温度計の設置
 2号機温度計の故障等を受け、代替温度計の設置を進めている。温度計設置予定のS L C差圧検出配管について、高圧フラッシングによる残水置換(9/15実施済)、配管内の残水処理のモックアップ試験(9/10～14実施済)を実施。今後、10月上旬の温度計設置を目標に、水抜き/水張り・フラッシング作業、X-51ペネ側の配管改造及び温度計挿入作業を順次進めていく。
- 2号機格納容器温度計の設置
 格納容器内雰囲気温度計の信頼性向上を目的として、新たに格納容器内雰囲気温度計を設置し、近傍の既設温度計と同等の値を示していることを確認(9/19)(図1参照)。今後一ヶ月を目安に傾向を確認し、冷却状態の監視に使用可能か判断予定。
- 1号機格納容器内部調査及び格納容器温度計等の設置
 格納容器内部の状況を把握するための調査(画像、放射線量、温度、水位等)及び常設温度計の設置を10月中旬に実施予定。
- 1号機サプレッションチェンバ(S/C)窒素注入
 4月以降の1号機水素濃度等の間欠的な上昇について、メカニズムを検証するため、S/C内に窒素を注入し、水素濃度等が上昇することを確認した(9/4)。この結果、S/C上部に水素濃度の高い事故初期の気体が残留しているものと推定(酸素濃度の上昇は確認されなかったため、S/C内に酸素はほぼ存在していないと推定)。今後、S/C内部の水素パージを実施する(10月予定)。
- 原子炉建屋等への地下水流入抑制
 山側から流れてきた地下水を建屋の上流で揚水し、建屋内への地下水流入量を抑制する取組(地下水バイパス)を計画しており、10月初旬から揚水井等の設置工事を開始。11月上旬よりパイロット揚水井による実証試験を行い、12月中旬に地下水バイパス稼働開始予定。
- 多核種除去設備の設置
 確認試験の再確認を実施し、除去対象の62核種について検出限界値未満まで除去できることを確認。現地では機器・配管据付工事が完了(A系統:8/23, B系統:9/9, C系統:9/23)。引き続き、放射性物質を含まない水を用いた水張り漏えい試験、系統試験を実施(A系統:9/6終了, B系統:9/18終了, C系統:10/4終了予定)。A系統における実貯留水による系統試験は、準備が整い次第、実施予定。
- 滞留水移送配管の信頼性向上
 循環注水冷却ラインの主ルートであるRO処理水移送配管及び4号機タービン建屋地下から4号機弁ユニット間の建屋内移送配管のポリエチレン管への変更を8月末に完了。
- 処理水受けタンクの増設
 現在計画されている平成25年上期までの約8万m³のタンク増設に加え、敷地南側エリアに約30万m³の増設を進めることとした(既設分と合わせて計約70万m³)。
- 排水路の暗渠化
 タンク等からの漏えいが発生した際の海への流出を防止するため、タンクエリア外周部の排水路について暗渠化を実施(8月末完了)。



図1：2号機格納容器温度計設置の様子



図2：排水路の暗渠化の様子

発電所全体の放射線量低減・汚染拡大防止に向けた計画

- 敷地境界における実効線量低減
 9月時点の状況における気体廃棄物及び一時保管中の固体廃棄物による敷地境界における年間被ばく線量を合計で最大約9.7mSv/年と評価。今後、計画している低減対策を実施していくことにより平成25年3月末から向こう1年間において1mSv/年未満としていく。
- 港湾内海水中の放射性物質濃度
 - ・ 港湾内の海水中濃度が9月末に告示に定める周辺監視区域外の濃度限度未満となることを目指して海底土被覆、海水循環型浄化装置の運転を実施してきたところ、港湾口、物揚場、6号機取水路前等、海水の流れが比較的大きい部分8箇所については告示濃度(セシウム)未満を達成した。
 - ・ しかしながら、2～4号機取水口シルトフェンス内側等海水の流れが比較的小さい部分5箇所については達成しなかった。今後、浄化の継続及び汚染源と考えられるシルトフェンスの交換を実施すると共に、社外研究機関等の協力を得て追加対策の検討を実施する。

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ガレキ撤去
 - ・ 3号機において、原子炉建屋上部ガレキ撤去作業(～平成24年度末頃完了予定)、構台設置作業(～平成24年内完了予定)を継続実施中。
 - ・ 4号機において、原子炉建屋オペレーティングフロア大型機器撤去作業(7/24～10月予定)(図3参照)、燃料取出し用カバー工事(基礎工事:8/17～)を継続実施中。
- 共用プールにおける水質管理について
 - ・ 1～4号機の使用済燃料プール内の燃料を共用プール内へ貯蔵する際の共用プールの水質管理を以下の理由により隔壁を設置しない管理に変更する(図4参照)。
 ◇ 4号機使用済燃料プールの塩分濃度分析値は、当初の6,000ppm(2011/4/12採取)から、塩分除去作業により、24ppm(2012/9/16)まで低減。共用プールに持ち込まれる塩素イオン量は極めて少量と評価。
 ◇ 2012年4月末、共用プールの既設ろ過脱塩器の通水により塩素イオン等の浄化能力が回復、水質浄化が可能となっていることから、水質管理による適切な運用が可能と判断。
- 4号機使用済燃料プール内新燃料(未照射燃料)の健全性調査
 7月に4号機使用済燃料プールから取り出した新燃料2体について、共用プールにおいて腐食の有無等の確認を実施(8/27～29)した結果、燃料体の変形、燃料棒の腐食や酸化の兆候は確認されず、材料腐食が燃料取り出しに大きな影響を与えることはないと評価(図5参照)。
- 4号機原子炉建屋の健全性確認
 建屋及び使用済燃料プールに対して、第2回目の定期点検を実施(8/20～28)。前回同様、建物の傾きの確認(原子炉ウェル・使用済燃料プールの水位測定、外壁定点測定)、壁・床面の目視点検、コンクリートの強度確認を実施した結果、建屋の健全性に問題が無いことを確認。
- 3号機使用済燃料プール内ガレキ撤去計画検討のためのプール内調査(2回目)
 - ・ プール内ガレキ撤去の計画検討を進めるため、調査の支障となるプール周辺ガレキのプールへの干渉状態を確認するプール内調査を実施(9/13)。
 - ・ 今後、プール周辺のガレキの撤去を行い、3回目のプール内調査を実施(9/25～27予定)。



図3：大型機器撤去(原子炉压力容器上蓋)の様子(9/13)

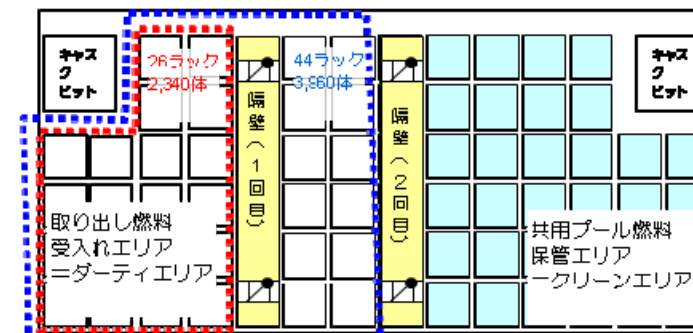


図4：当初予定していた隔壁設置による燃料受け入れイメージ



新燃料調査の様子



燃料棒の変色(1体のみ確認)



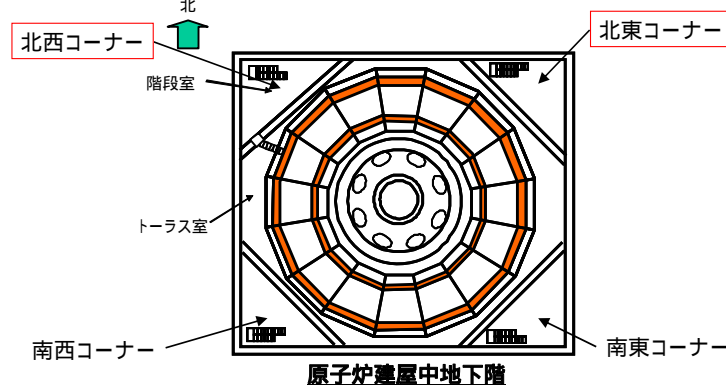
ふき取りにより変色は落ちた

図5：4号機使用済燃料プール内新燃料(未照射燃料)の健全性調査

燃料デブリ取出計画

格納容器漏えい箇所の調査・補修

- 1号機三角コーナー(北東,北西)の滞留水の水位測定,サンプリング及び温度測定を実施(9/20)。放射能濃度がほぼ同程度であること等から,各三角コーナーとトラス室は滞留水の行き帰りがあると考えられる。また,北東コーナーの水位が低いことから,水位(OP3900程度)レベルにタービン建屋へ流出する比較的大きい漏えいルート(貫通口等)がある可能性有り(図6参照)。



場所	水位
北東コーナー	OP 3910 mm
北西コーナー	OP 4420 mm

場所	温度
北東コーナー	32.4
北西コーナー	32.6

試料名	1号機原子炉建屋 滞留水(三角コーナー)		参考(1号機測定実績)
	北東コーナー	北西コーナー	北西コーナー (H23/11/25 採取データ)
核種 (Bq/cm ³)			
I-131	ND	ND	ND
Cs-134	4.1E+04	3.8E+04	1.4E+05
Cs-137	7.4E+04	6.8E+04	1.9E+05
塩素濃度(ppm)	200	100	170

図6：1号機三角コーナー滞留水調査結果

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及び廃棄体化の検討として,模擬スラッジを用いた加熱試験や固化試験等による性状調査,塩分除去による水素発生量抑制に与える影響の確認試験等の各種特性試験を実施中(~2013年度)。
- 処理・処分の観点で重要となる核種のうち,分析手法が確立されている32核種について,滞留水及び各水処理装置出口水試料の核種別放射能濃度の分析が完了(8/31)。Co-60 Cs-137 H-3 Ni-63, Se-79, Sr-90, I-129 が検出された。得られた各汚染水処理装置前後の水試料の分析結果から,水処理二次廃棄物(廃ゼオライト,スラッジ等)に含まれる放射能濃度を評価中。

放射性廃棄物の処理・処分

- 敷地境界線量低減のため,覆土式一時保管施設の設置,伐採木の覆土,固体廃棄物貯蔵庫へのガレキ受け入れ等を実施する。覆土式一時保管施設へのガレキ受け入れ開始(9/5)(図7参照)。
- 処理・処分の観点で重要となる核種の放射能濃度を評価することを目的として,ガレキ等をサンプリングし,核種別の放射能濃度を分析する。これまでに採取した試料について,JAEAに輸送する準備を実施中。分析作業と平行し,現場状況を鑑みた今後のサンプリング計画を10月中に立案し,計画に従いサンプリングを再開する。

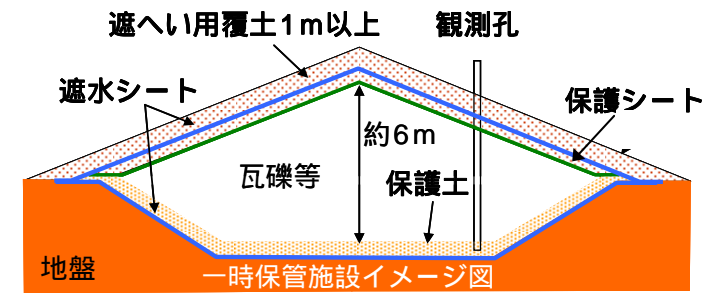
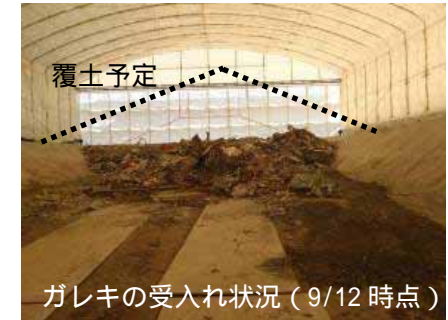


図7：覆土式一時保管施設へのガレキの受け入れ



ガレキの受け入れ状況(9/12時点)

実施体制・要員計画

要員管理

- 10月予定の作業についても必要な協力企業作業員(約3500人程度)の確保が可能な見込み。
- 今後の中長期作業を考慮しつつ,法令上の制限である100mSv/5年を守るために,75mSvを超える社員の配置転換を平成23年10月より開始し,平成24年7月末時点で約350人いた75mSv超過者のうち,9/12までに219名の配置転換を実施済。
- 8月時点における,協力企業作業員の地元雇用率は,約70%。

労働環境・生活環境・就労実態

- 作業員への処遇や就労実態に関するアンケートを実施(9/20に配布開始,10月末目途に集約予定)。
- 不適切な下請契約の排除に向け,元請との意見交換会を実施。各社の対策について,書面での提出を依頼し,提出された対策を集約中。相談窓口を通じて頂いたご意見ご要望に対して対応中。

作業安全確保に向けた計画

個人線量管理の確実な実施・協力企業との連携

- 一部作業員が警報付きポケット線量計(APD)の不正使用を行っていたことに鑑み,線量管理に関する影響評価,再発防止策の検討・運用を実施中。再発防止策として,高線量被ばく作業に従事する作業員は,胸部分が透明な防護服を着用することとし,10月中旬の運用開始に向け準備を進めている。またAPDの未着用が続いたことから,防護服の上からの触診による確認やAPDを携帯しなければならない人を防護服の色を変えて識別するなどの対策を実施中であり,9月26日からは正門でのAPD所持確認の試運用を開始(本運用は10月1日より)する。今後とも,作業員に対する現行の線量管理ルールの遵守徹底や更なる再発防止策の検討を行っていく。
- ポケット線量計(APD)の不正使用に関する相談窓口(東電社員が受付)を8月27日に開設したが,相談しやすい環境の整備といった観点で,福島第一原子力に関する相談窓口(弁護士が受付)を9月12日に設置。ポケット線量計(APD)の不正使用のみならず,労働条件に関わることや,業務について企業倫理上問題があると判断される行為に関し,広く受け付ける。

線量低減について

- 被ばく線量に影響の大きい事務本館/免震棟前の休憩所の線量低減を優先実施(10月下旬~)。

熱中症予防対策の検討,実施

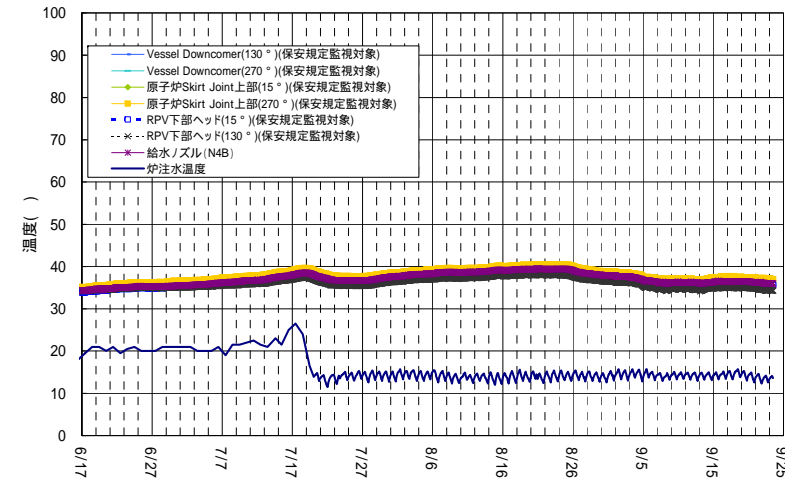
- 平成24年度熱中症予防対策を実施中。
- 熱中症発生数:7名(9月18日現在)(H23年度発生数:9月末で22名。合計は23名)
*全国の7月,8月の救急搬送状況は,平成23年度に比べ増加(総務省消防庁の発表)しているが,福島第一原子力発電所では,熱中症予防対策の確実な実施により大幅な減少となった。
- WBGT値により,作業時間,休憩の頻度・時間,作業内容等の変更を実施。
- 残暑が続くことから14時から17時の炎天下における作業の原則禁止を継続実施。
- 作業前,休憩時等にチェックシートを用いた体調確認の確実な実施。
- クールベストの着用促進に向けた声掛けを実施。

その他

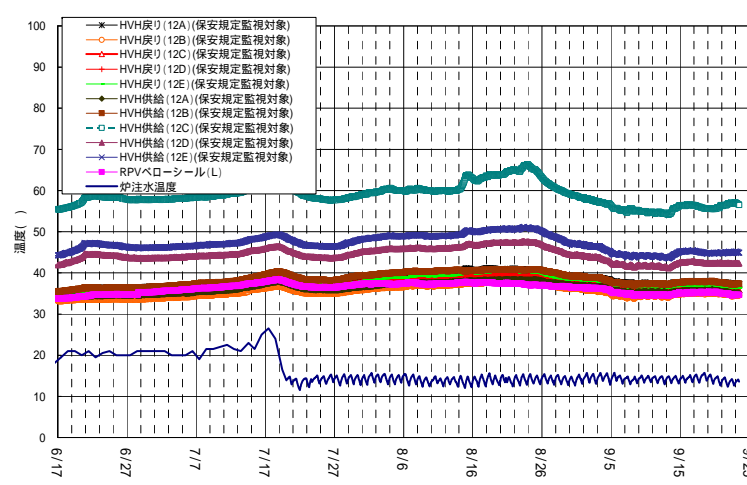
「IAEA総会のサイドイベント」(9/17)の開催

- IAEA総会のサイドイベントとして,今後の原子力規制のあり方,福島第一原子力発電所の現状,廃止措置に向けた今後の取り組み等について報告。海外関係者の関心が高く,約300人収容の会場がほぼ満席となり,福島第一原子力発電所の廃止措置に向けた取組の進捗状況を広く発信。

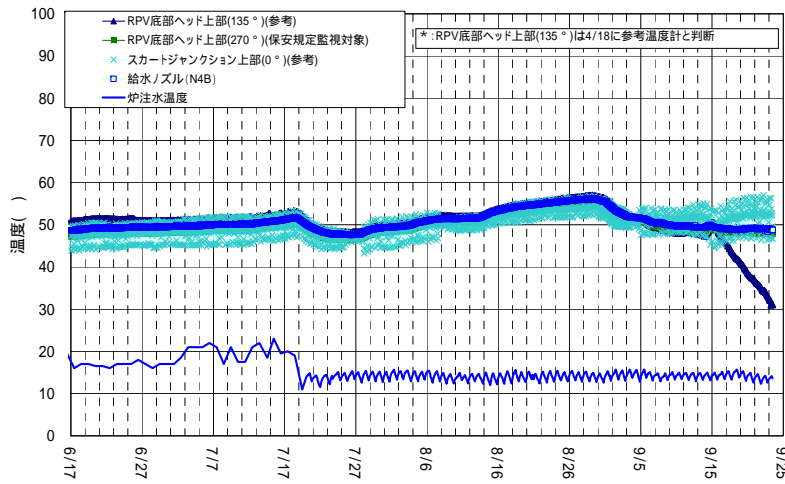
2. 冷温停止状態確認のためのパラメータ



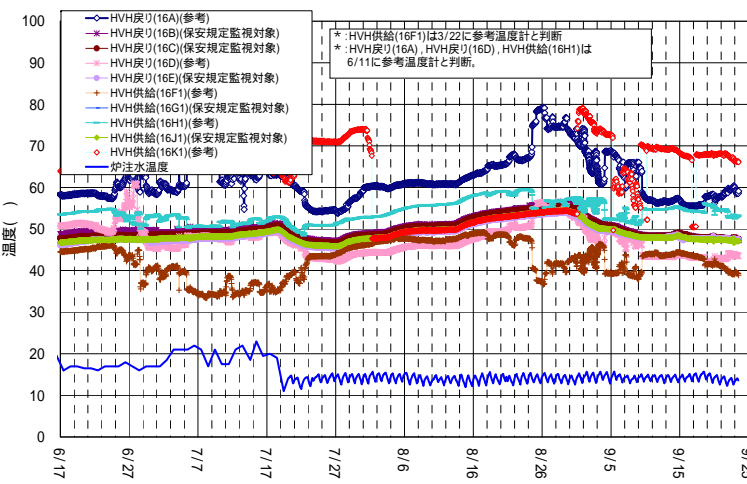
1号機原子炉压力容器まわり温度



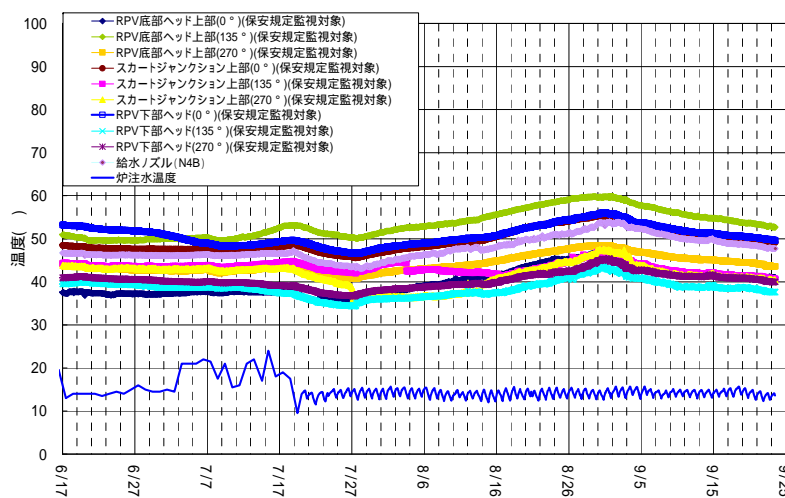
1号機D / W雰囲気温度



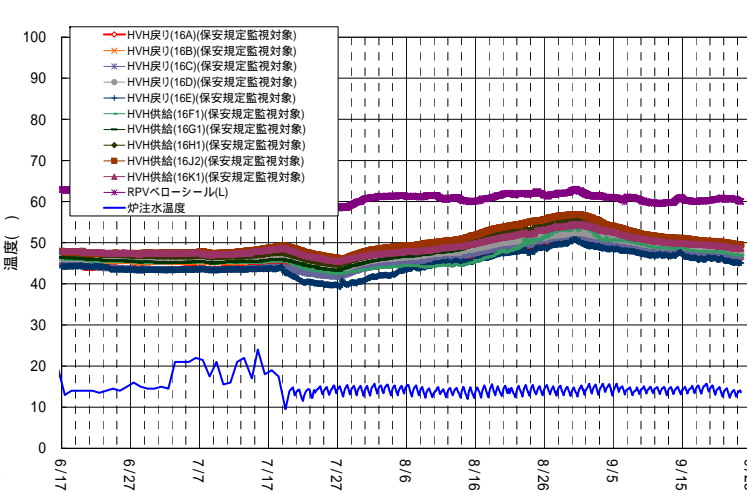
2号機原子炉压力容器まわり温度



2号機D / W雰囲気温度

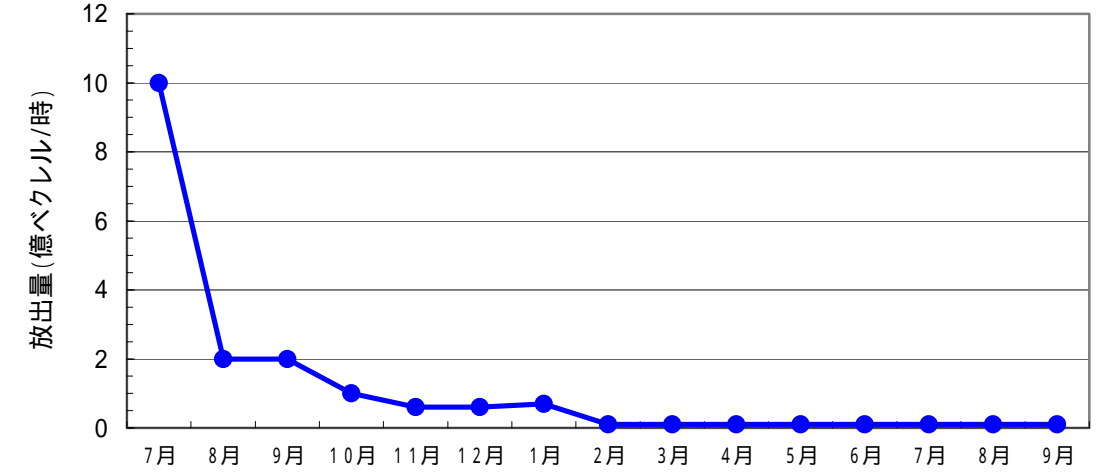


3号機原子炉压力容器まわり温度



3号機D / W雰囲気温度

1～3号機原子炉建屋からの放射性物質（セシウム）の一時間当たりの放出量



1～3号機原子炉建屋からの現時点の放出量（セシウム）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，1号機約0.003億ベクレル/時，2号機約0.005億ベクレル/時，3号機約0.02億ベクレル/時と評価。1～3号機合計の放出量は設備状況が変わらないこと等から先月と同様に最大で約0.1億ベクレル/時と評価。これによる敷地境界における被ばく線量は0.03mSv/年と評価。（これまでに放出された放射性物質の影響を除く）

以上

<略語等説明>

- S L C 差圧検出配管：ほう酸水注入系差圧検出配管。ほう酸には燃料内の核分裂を抑える働きがある。
- フラッシング：配管内部に溜まっている放射性物質等を綺麗な水で洗い流すこと。
- モックアップ試験：現場の状況を模擬した設備にて，あらかじめ訓練・試験をすること。
- ペネ：ペネトレーションの略。格納容器等にある貫通部。
- S / C (サブプレッションチェンバ)：圧力抑制プール。非常用炉心冷却系の水源等として使用。
- 水素パージ：水素を他の気体にて置換すること。
- パイロット揚水井：他の揚水井に先行して，水の汲み上げ等の試験を行う。
- シルトフェンス：水中にカーテンを張ることで拡散する汚濁水を滞留させる事が出来る水中フェンス。
- 構台：原子炉建屋上部等の瓦礫撤去のため，重機の走行路盤として設置
- オペレーティングフロア：定期検査時に，原子炉上蓋を開放し，炉内燃料取替や炉内構造物の点検等を行うフロア。
- 燃料デブリ：燃料と被覆管等が溶融し，再固化したもの。
- 三角コーナー：トラス室へアクセスする際に通る階段室の名称
- トラス室：S / C を収納する部屋の名称
- スラッジ：水処理の際に発生する，二次廃棄物の一つ。
- W B G T 値：人体の熱収支に影響の大きい湿度，放射熱，気温の三つを採り入れた指標。
- I A E A：国際原子力機関

廃止措置等に向けた進捗状況: 使用済み燃料プールからの燃料取出し作業

至近の目標 使用済燃料プール内の燃料の取り出し開始(4号機, 2013年中)

4号機

燃料取出し用カバー設置に向けて、原子炉建屋上部の建屋ガレキ撤去完了(2012/7/11)。現在オペレーティングフロア大型機器撤去作業中(7/24~)

2011/9/22



2012/7/5



至近のスケジュール



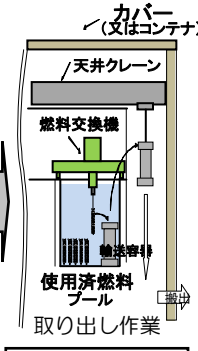
原子炉建屋上部のガレキ撤去

2012年度中頃完了目標



燃料取出し用カバーの設置

2012/4~2013年度中頃目標



2013/12開始目標

原子炉建屋の健全性確認 (2012/5/17~5/23, 8/20~8/28)
年4回定期的な点検を実施。建屋の健全性は確保されていることを確認。



傾きの確認(水位測定)



傾きの確認(外壁面の測定)

使用済燃料プール内新燃料(未照射燃料)の健全性調査

プール内燃料の腐食調査のため、新燃料取出し作業実施(7/18~19)。腐食の有無・状態の確認を実施(8/27~29)した結果、燃料体の変形、燃料棒の腐食や酸化の兆候は確認されず、材料腐食が燃料取り出しに大きな影響を与えることはないと評価。



新燃料取出し作業



新燃料調査

3号機

燃料取出し用カバー設置に向けてガレキ撤去及びガレキ撤去用構台設置作業中。

2011/9/10



2012/9/5



2012年度末頃完了目標

原子炉建屋使用済燃料プール内調査(2回目)の実施。(2012/9/13)

プール内ガレキ撤去のため、遠隔操作のカメラによりプール周辺からプール内に一部浸水している鉄骨部分が燃料やラック等に接触していないことを確認。



使用済燃料プール全体

ガレキ(水中)

ガレキ(プール水面)

1, 2号機

- 1号機については、3, 4号機での知見・実績を把握するとともに、ガレキ等の調査を踏まえて具体的な計画を立案し、第2期(中)の開始を目指す。
- 2号機については、建屋内除染、遮へいの実施状況を踏まえて設備の調査を行い、具体的な計画を検討、立案の上、第2期(中)の開始を目指す。

2号機原子炉建屋調査

使用済燃料プールへのアクセス性等の確認のため、原子炉建屋5階オペレーティングフロア及び3,4階の機器ハッチまわりを調査。ロボット(Quince2)による、目視確認、線量測定、雰囲気温度・湿度測定を実施(6/13)



2号機5階の様子

共用プール

至近のスケジュール



使用済燃料プールから取り出した燃料を共用プールへ移送するため、輸送容器・収納缶等を設計・製造

2014年度第3四半期完了目標

貯蔵エリア

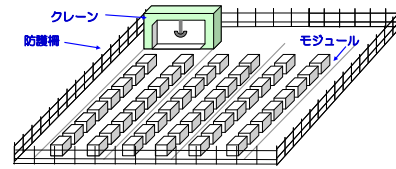
(空きスペースの確保)

共用プール内空きスペースの確保(乾式キャスク仮保管設備への移送)

現在の作業状況

- ・構内用輸送容器の設計検討中
- ・共用プールユーティリティ等の復旧工事実施中

乾式キャスク仮保管設備



共用プールからの使用済燃料受け入れ

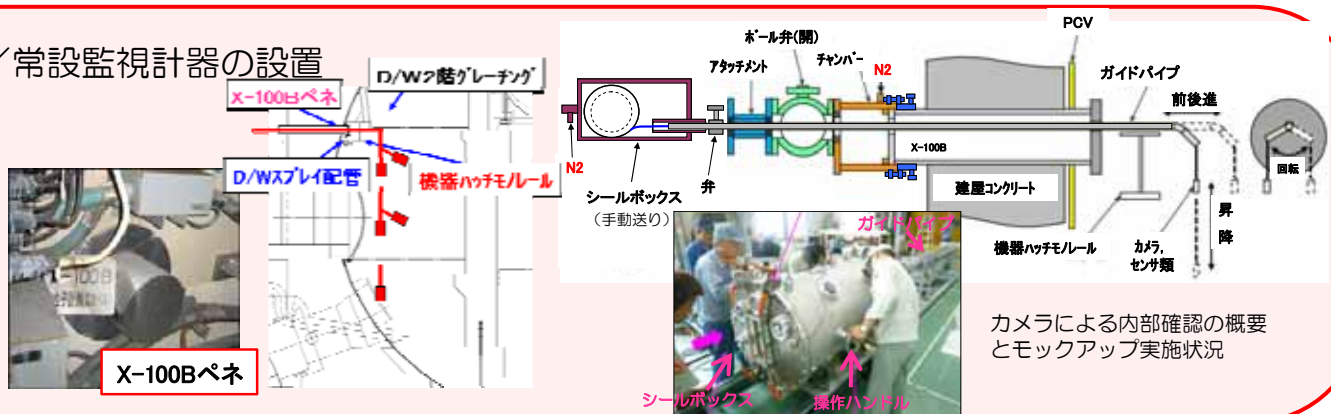
2012/8より基礎工事実施

廃止措置等に向けた進捗状況：プラントの状況把握と燃料デブリ取り出しに向けた作業

至近の目標 プラントの状況把握と燃料デブリ取り出しに向けた研究開発及び除染作業に着手

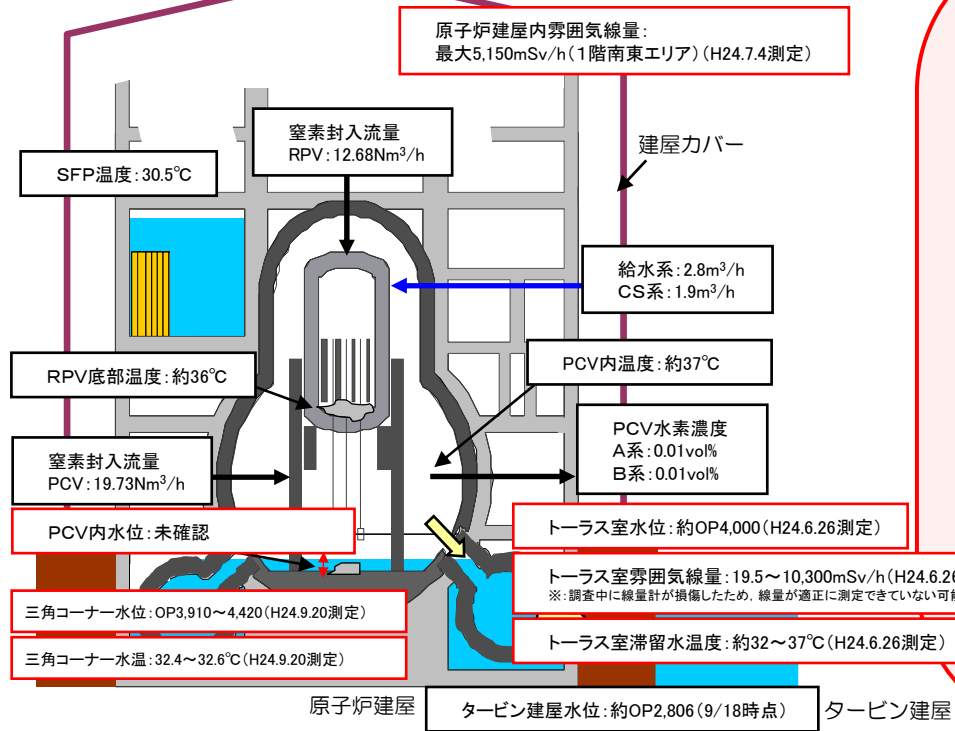
原子炉格納容器内部調査／常設監視計器の設置

格納容器内部の画像取得やデータ直接採取（雰囲気温度、滞留水温度・水位）等を目的に、調査装置を挿入し格納容器内部の調査を実施。8/22より準備工事（干渉物撤去等）を開始しており、10月中旬に調査実施予定。本調査に合わせて温度計等の常設監視計器を設置予定。



カメラによる内部確認の概要とモックアップ実施状況

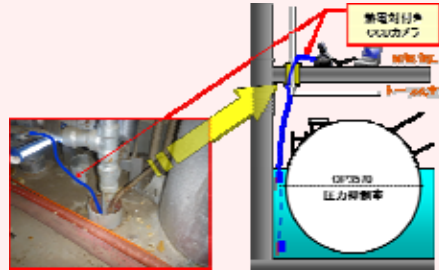
1号機



※プラント関連パラメータは2012年9月23日11:00現在の値

格納容器漏えい箇所の調査・補修

既存技術の調査、漏えい箇所の想定、想定漏えい箇所の調査工法及び補修（止水）工法についての検討を実施中。トラス室内等の状況を把握するため、以下の調査を実施。
 ①原子炉建屋1階床配管貫通部よりCCDカメラ等を挿入し、トラス室内の滞留水水位・水温・線量・透明度、トラス室底部堆積物の調査を実施（6/26）。
 ②三角コーナー2箇所について、滞留水の水位測定、サンプリング及び温度測定を実施（9/20）。



トラス室調査のイメージ（6/26）

場所	水位
北東コーナー	OP 3910
北西コーナー	OP 4420

三角コーナー水位測定結果（9/20）

建屋内の除染

・ロボットによる、原子炉建屋内の汚染状況調査を実施。（5/14~18）。
 ・最適な除染方法を選定するため除染サンプルの採取を実施。（6/7~19）



汚染状況調査用ロボット（ガンマカメラ搭載）



ガンマカメラによる撮影結果

廃止措置等に向けた進捗状況：プラントの状況把握と燃料デブリ取り出しに向けた作業

2012年9月24日
 原子力災害対策本部
 政府・東京電力 中長期対策会議
 運営会議
 3/6

至近の目標 プラントの状況把握と燃料デブリ取り出しに向けた研究開発及び除染作業に着手

原子炉格納容器内部調査

格納容器貫通部（ベネ）からイメージスコープ等を挿入し内部調査を実施。（2012/1/19,3/26,27）。

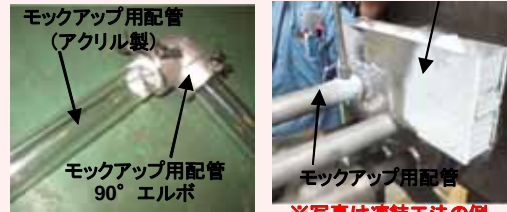
○調査結果

- ・水位：格納容器底部より約60cm
- ・水温：約50℃
- ・雰囲気線量：最大約73Sv/h



2号機圧力容器代替温度計設置

温度計の故障等を受け、代替温度計の設置を検討中。10月上旬の温度計設置を目標に、水抜き/水張り・フラッシング作業、X-51ベネ側の配管改造及び温度計挿入作業を順次進めていく。



配管挿入試験

※写真は凍結工法の例
配管改造工法試験

モックアップ試験の様子

格納容器温度計の設置

格納容器内雰囲気温度計の信頼性向上を目的として、新たに格納容器内雰囲気温度を継続的に測定可能な温度計を設置（9/19）。傾向確認中。

温度計
 (ガイドチューブを介して挿入)



温度計設置の様子

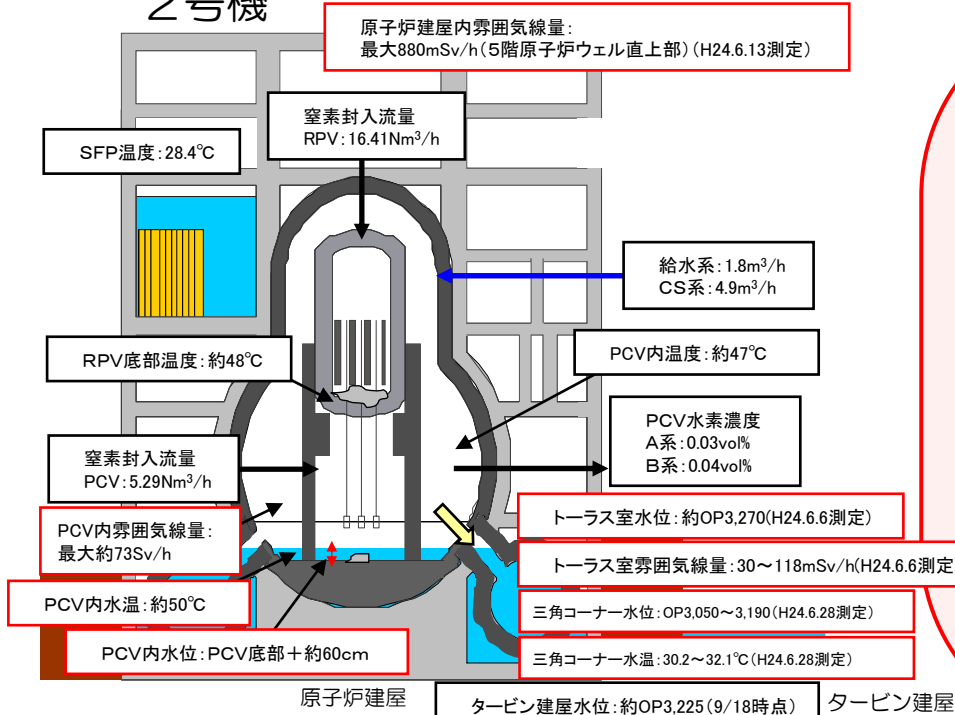
建屋内の除染

- ・ロボットによる、原子炉建屋内の汚染状況調査を実施。（5/28～31）
- ・最適な除染方法を選定するため、除染サンプルの採取を実施（6/13～30）。



汚染状況調査用ロボット
 (ガンマカメラ搭載)

2号機



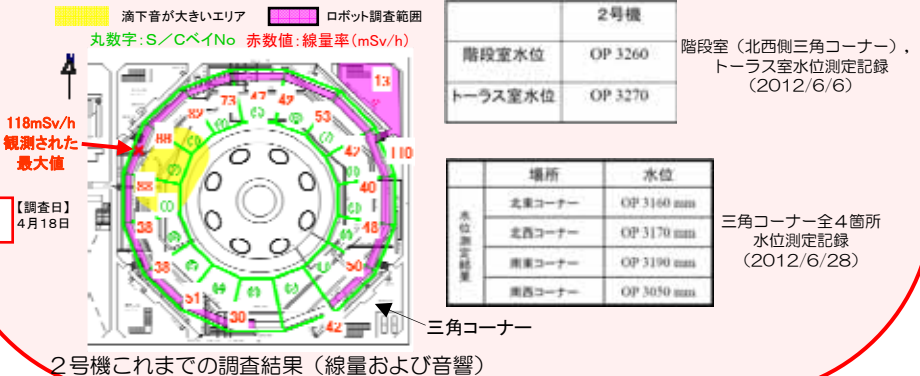
※プラント関連パラメータは2012年9月23日11:00現在の値

格納容器漏えい箇所の調査・補修

既存技術の調査、漏えい箇所の想定、想定漏えい箇所の調査工法及び補修（止水）工法についての検討を実施中。

トラス室内等の状況を把握するため、以下の調査を実施。

- ①ロボットによりトラス室内の線量・音響測定を実施したが（4/18）、データが少なく漏えい箇所の断定には至らず。
- ②赤外線カメラを使用しS/C表面の温度を計測することで、S/C水位の測定が可能か調査を実施（6/12）。S/C内の水面高さ（液相と気相の境界面）は確認できず。
- ③トラス室及び北西側三角コーナー階段室内の滞留水水位測定を実施（6/6）。
- ④三角コーナー全4箇所の滞留水について、水位測定、サンプリングおよび温度測定を実施（6/28）。



廃止措置等に向けた進捗状況：プラントの状況把握と燃料デブリ取り出しに向けた作業

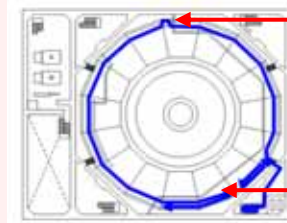
至近の目標 プラントの状況把握と燃料デブリ取り出しに向けた研究開発及び除染作業に着手

格納容器漏えい箇所の調査・補修

既存技術の調査、漏えい箇所の想定、想定漏えい箇所の調査工法及び補修（止水）工法についての検討を実施中。

トラス室内等の状況を把握するため、以下の調査を実施。

- ①トラス室及び北西側三角コーナー
 階段室内の滞留水水位測定を実施（6/6）。
 今後、三角コーナー全4箇所の滞留水について、水位測定、サンプリングおよび温度測定を実施予定。
- ②ロボットにより3号機トラス室内を調査（7/11）。映像取得、線量測定、音響調査を実施。雰囲気線量：約100~360mSv/h



南東マンホール
 ロボットによるトラス室調査
 (2012/7/11)

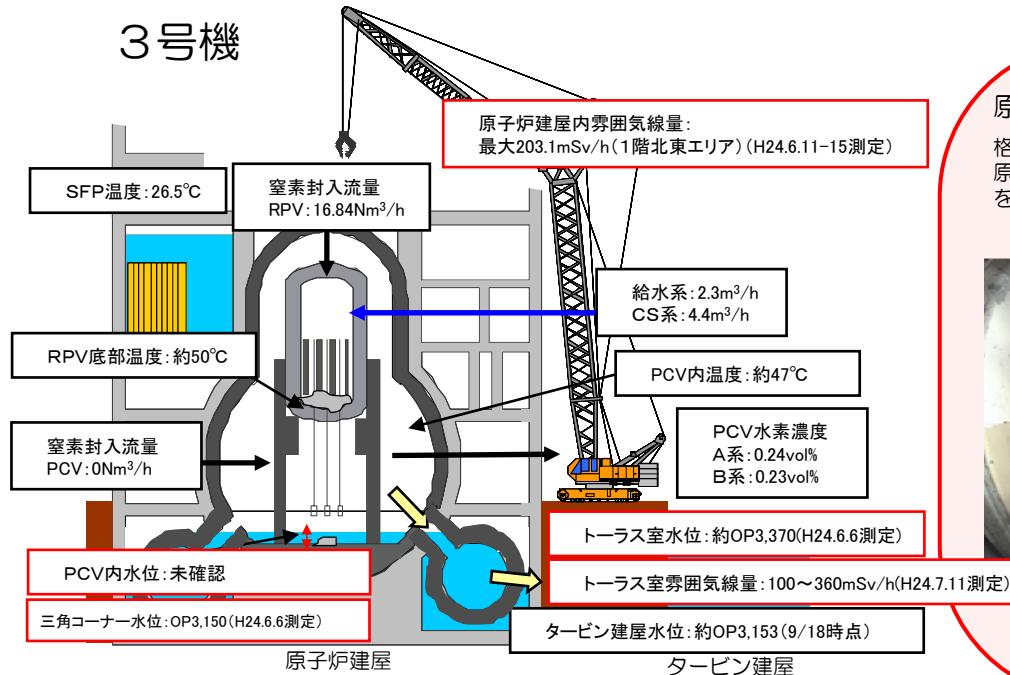


PCV側状況

3号機	
階段室水位	OP 3150
トラス室水位	OP 3370

階段室（北西側三角コーナー）、トラス室水位測定記録
 (2012/6/6)

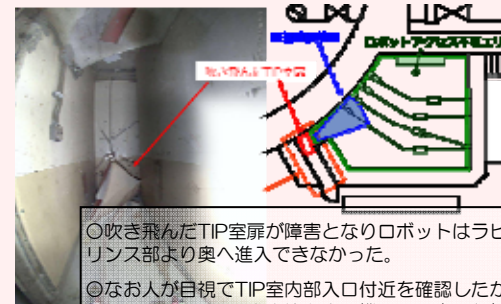
3号機



※プラント関連パラメータは2012年9月23日11:00現在の値

原子炉格納容器内部調査

格納容器内部調査に向けて、ロボットによる原子炉建屋1階TIP室内の作業環境調査を実施（5/23）。



建屋内の除染

- ・ロボットによる、原子炉建屋内の汚染状況調査を実施（6/11~15）。
- ・最適な除染方法を選定するため除染サンプルの採取を実施（6/29~7/3）。



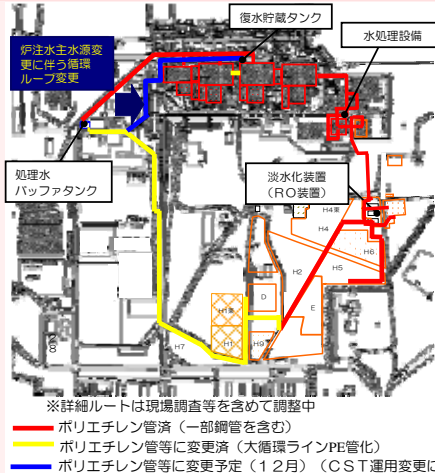
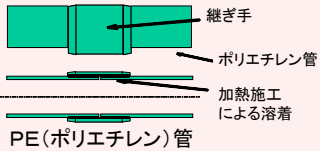
汚染状況調査用ロボット
 (ガンマカメラ搭載)

廃止措置等に向けた進捗状況：循環冷却と滞留水処理ライン等の作業

至近の目標 原子炉冷却、滞留水処理の安定的継続、信頼性向上

循環注水冷却設備・滞留水移送配管の信頼性向上

- 原子炉注水ラインのポリエチレン管化を実施。
- 炉注水源の保有水量増加、耐震性向上等のため、水源を処理水バッファタンクから復水貯蔵タンク（CST）に変更（12月完了予定）。
- 循環ラインの主ルートに残存する耐圧ホースを、漏えい等に対して信頼性の高いポリエチレン管等に変更（8月末完了）。



貯蔵タンクの増設中

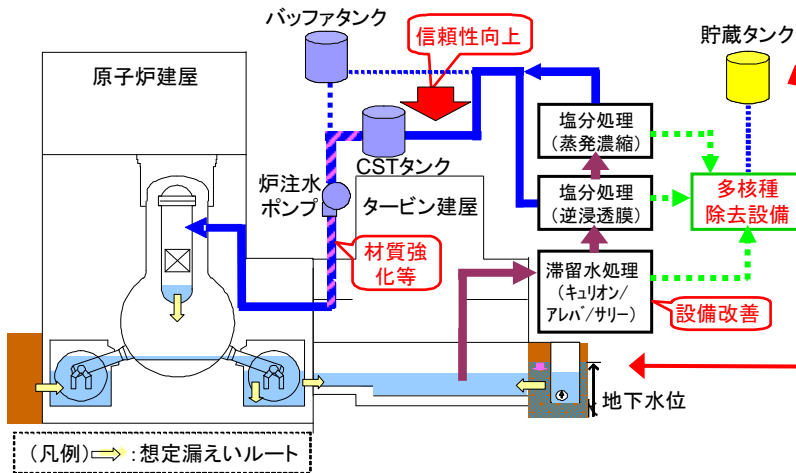
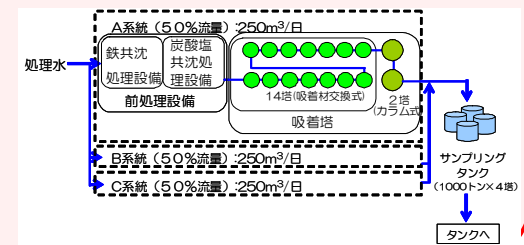
- 処理水受用タンクは、処理水等の発生量を踏まえて、処理水等が貯留可能となるようタンク運用計画を策定。現在設置済み約 22.8万トン 空き容量 約 2.4万トン 2012/9/18現在
- 当初計画のタンク設置工事（約5万トン分）完了（2012/8/6）。今後、タンク増設（約8万トン分：～2013上期）に加え、敷地南側エリアに約30万トンの増設を進めることとした（既設分と合わせて計約70万トン）
- 地下貯水槽（1槽目：約0.4万トン）の運用開始（2012/8/1）。今後更に6つの地下貯水槽を設置予定。（合計：約5.4万トン、～12月末）
- タンクのリプレースにより、約1.4万トン設置済。今後更に約2.7万トン分をリプレース予定（～11月末）。



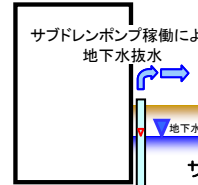
地下貯水槽設置状況

多核種除去設備の設置工実施中

構内貯留水等に含まれる放射性物質濃度をより一層低く管理する多核種除去設備を設置。確認試験の再確認を実施し、除去対象の62核種について検出限界値未滿まで除去できることを確認。現地では機器・配管据付工事が完了（6/20～9/23）。準備が整い次第、実貯留水による系統試験実施予定。

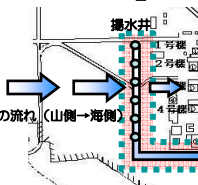


原子炉建屋への地下水流入抑制



サブドレン水汲み上げによる地下水位低下に向け、1～4号機の一部のサブドレンビットについて浄化試験を実施。1、2号機については、更なる浄化に向けた手法を検討。4号機については試験完了。

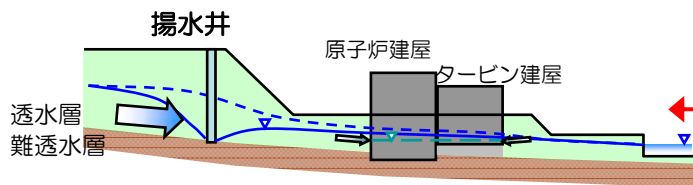
サブドレン水を汲み上げることによる地下水流入の抑制



山側から流れてきた地下水を建屋の上流で揚水し、建屋内への地下水流入量を抑制する取組（地下水バイパス）を計画。地下水の水質確認・評価を実施し、放射能濃度は発電所周辺河川と比較し、大幅に低いことを確認。揚水した地下水は一時的にタンクに貯留し、水質確認した上で放水する運用とする。

10月初旬から揚水井等の設置工事を開始。11月上旬よりパイロット揚水井による実証試験を行い、12月中旬に地下水バイパス稼働予定。

地下水バイパスにより、建屋付近の地下水位を低下させ、建屋への地下水流入を抑制



廃止措置等に向けた進捗状況：敷地内の環境改善等の作業

至近の目標

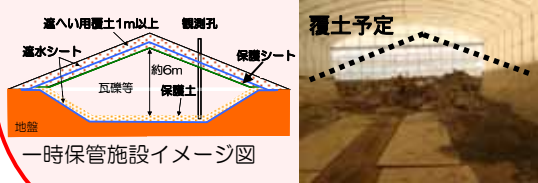
- ・発電所全体からの追加的放出及び事故後に発生した放射性廃棄物(水処理二次廃棄物, ガレキ等)による放射線の影響を低減し, これらによる敷地境界における実効線量1mSv/年未満とする。
- ・海洋汚染拡大防止, 敷地内の除染

覆土式一時保管施設へのガレキ受け入れ開始

発電所全体からの追加的放出及び事故後に発生した放射性廃棄物による, 敷地境界における実効線量1mSv/年未満を達成するため, 至近の放出や保管の実績に基づく2012/9月時点での評価を実施。

評価の結果, 最大値は北エリアの敷地境界における約9.7mSv/年であり, 保管しているガレキ等の直接線, スカイシャイン線による影響が約9.6mSv/年と大きいことから覆土式一時保管施設の設置等の対策を実施。

2槽分の準備工事が完了(2012/2/13~5/31)し, ガレキの受け入れを開始(2012/9/5~)



ガレキの受け入れ状況
(2012/9/12時点)



遮水壁の設置工事

万一, 地下水が汚染し, その地下水が海洋へ到達した場合にも, 海洋への汚染拡大を防ぐため, 遮水壁の設置工事を実施中。(本格施工: 2012/4/25~) 現在, 鋼管矢板打設部の岩盤の先行削孔(6/29~), 港湾外において波のエネルギーを軽減するための消波ブロックの設置(7/20~)等を実施中。



遮水壁(イメージ)

海水循環型浄化装置の運転

9月末に港湾内の海水中濃度が告示に定める周辺監視区域外の濃度限度を下回ることを目指しており, 当港湾内の海水を循環浄化する装置を設置し, 運転中。(7/30~運転再開) 海水中濃度が目標値に達していないため, 今後も運転を継続する。



海水循環型浄化装置

車両用スクリーニング・除染場の本格運用

4/24より, 福島第一原子力発電所構内に設置した車両用スクリーニング・除染場の試験運用を行ってきたが, 楢葉町の警戒区域解除を受け, 8/10より本格運用を開始。

また, 現在福島第一原子力発電所の正門付近に入退域管理施設を建設中(平成24年度末竣工予定)であり, 竣工後は入退域管理機能を本施設で一括して実施する。



車両用スクリーニング・除染場の様子

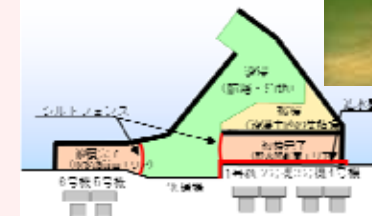
取水路前面エリアの汚染拡大防止

1~4号機及び5, 6号機取水路前面エリアの汚染濃度が高い海底土の拡散防止を図るための固化土による被覆工事が完了。海水中放射性物質濃度は昨年4月以降徐々に低下。濃度の監視, 被覆効果の評価, 浄化方法の検討を継続。

- 〔1~4号機側被覆作業〕
 2012/3/14 1層目被覆作業開始
 2012/5/11 2層目被覆作業完了
 〔5, 6号機側被覆作業〕
 2012/5/16 シルトフェンス設置完了
 2012/5/17 1層目被覆作業開始
 2012/7/5 2層目被覆作業完了

1~4号機側被覆前海底状況
(2012/2/26撮影)

1~4号機2層目被覆後海底状況
(2012/4/29撮影)



委員ご質問への回答

(ご質問状より転載)

質問の前提

断層調査では「安田層の年代のみ」の説明となっているが、古砂丘を切る断層が敷地内外に存在する。

東電は、大湊側や敷地中央の古砂丘を切る断層を、群列ボーリングのみで地滑りとし、当時の国もそれを承認している。ボーリング調査の不十分さは、敦賀原発の浦底断層調査で指摘されている。

東電説明は、安田層の上面堆積以降の地殻構造運動はないとの主張のようだが、2007年中越沖地震では、敷地周辺一帯で隆起・沈降が確認されている。中央丘陵の褶曲の事実も国土地理院から公表されている。

Q1. それでも、地域一帯の活褶曲（褶曲の成長）を否定するのか。東電、国に確認したい。

A1. 敷地の周辺において、耐震指針に照らして活褶曲（※）と認識されるものは、地下の断層の動きと新しい地形や地層の変形とが明確に関連づけられる特徴があります。例えば、当社は、ここの耐震設計で考慮する活断層として、陸域では後期更新世以降（12～13万年前以降）の地層が大きく変形している信濃川左岸地域に長岡平野西縁断層帯を想定し、海域では中越沖地震の震源域にF-B断層を想定していることはご承知のとおり。一方、発電所が位置する西山丘陵に着目しますと、ボーリング調査や物理探査などの結果から、褶曲構造を形成している古い地層の上に、12～13万年前までに堆積した安田層がほぼ水平に堆積し変形していないことを確認しており、安田層堆積終了後、すなわち12～13万年以降の褶曲の活動はみとめられないことから、活褶曲はないと評価しております。

一方、これもご承知のとおり、先の中越沖地震の際は、敷地を含め地域全体が広域的に隆起する動きが見られました。また、東北太平洋沖地震の際も、日本列島全体が水平方向、鉛直方向に変動しました。発電所も含め、このような影響を受けることは否定するものではありませんし、例えば、長岡平野西縁断層帯やF-B断層が活動した場合に周辺に与える変動を評価し、発電所の安全性に問題となるような変動・傾斜が生じないことを確認しています。

※地下深いところで断層が活動すると、浅いところの地層が切れたり、変形して曲がったりします。この地層が切れた状態が「断層」、地層が曲がった状態が「褶曲」です。この地層が切れたり、曲がったりする動きが、後期更新世以降（12～13万年前以降）に生じたものが、それぞれ活断層、活褶曲と国の指針に定められています。

Q 2. 古砂丘を切る断層（敷地内、敷地外寺尾断層等）の詳細調査が必要だと考えるが、東電は調査するのか。

保安院は、調査を指示するか。

A 2. 柏崎刈羽発電所の敷地及び敷地周辺の活断層の有無については、1号機の設置許可（1977年）、2/5号機の設置許可（1983年）、3/4号機の設置許可（1987年）、6/7号機の設置許可（1991年）の各段階で調査し、審査していただいております。古砂丘（※）を切る断層に限らず、敷地内の断層や敷地の北側から敷地にかけての真殿坂断層も含めて、活断層ではないことを確認していただいております。更に、中越沖地震後にも、地盤の変動が観測されたこともあって、ボーリング調査や地下探査等の詳細な調査を行い、観測された地盤の変動がごく小さいものであって、発電所の安全上問題となるものではないこと、活断層はないことを確認していただいております。

前回（9月）の地域の会でご紹介しましたように、今月（10月）中旬から発電所の中と発電所の周辺でボーリング調査を行いますが、12～13万年前よりも古い時期の断層活動をより細かくみるため、地層の年代評価に関する調査データをより一層拡充することが目的であって、新たに断層が見つかったとか、新たな断層の有無を調査するものではありません。

具体的に、当社が敷地の地下の構造を把握するために行ったこととしては、詳細なボーリング調査（約770本、総延長約56km）、地下探査、土地造成工事に伴い現れた斜面部における断層の観察等を実施してきています。その結果、敷地内の古砂丘を切る断層と指摘いただいたものについては、地震を起こすような地下深くまで連続するものではなく、深くなるに従い傾斜が緩くなり地下深くまで連続しない様子を確認できたこと等から、当該断層は地滑りによるものであると判断しています。

また、敷地北側の寺尾断層とご指摘いただいた付近では、ご指摘があった当時、露頭や周辺の地形や地質を調査し、ご指摘された断層は上方から下方に向かって枝わかれし、土塊がすべり落ちた様子とみられることから、地滑りによるものであると判断しています。

なお、先にご説明したとおり、発電所が位置する西山丘陵では、中越沖地震後にも、地下探査、ボーリング調査、露頭調査を行い、前述の安田層がほぼ水平に堆積し変形していないことを確認しており、新しい断層活動はないと評価しています。

したがって、再調査は必要ないと考えています。

※発電所周辺の地域では、海から陸へ、風や波浪によって運搬され、吹き上げられた砂が砂丘を形成しています。砂丘は、できた時期によって古砂丘、新砂丘などに分けられます。

この地域では番神砂層（およそ12万年前～6万年前の地層）が古砂丘を形成しています。

以上

委員ご質問への回答

前回定例会でいただいた「放射線業務従事者の放射線管理」に関するご質問への回答

Q. 新人が示すカウント数を2011.3～2012.7について示してほしい。
最大と最小、平均の値を示されたい。

A. 2011.3以降に新規に放射線業務従事者に登録した方について、1分間に計測されるカウント数は約300～5,000カウント程度で、平均は約600カウントでした。
(2011.3～2012.7, 約900名のデータ)

【参考】前回定例会でお示した回答

Q. 一般に新人が示すカウント数はいくらか。最大と最小、平均の値を示されたい。
この値は、何時から何時までの何人の値なのか。

A. 体格などによりカウント数の多い少ないがありますが、1分間に計測されるカウント数は約200～700カウント程度で、平均は約500カウントです。
(2010.3～2011.2, 約900名のデータ)

<補足説明>

- ・新規に放射線業務従事者に登録した方の測定値について、昨年3月以降の最大値、平均値がそれ以前より高くなっていますが、これは当社福島第一原子力発電所事故の影響の可能性があります。(この方々には、福島第一周辺に在住の方も含まれています。)
- ・通常、ホールボディカウンタの測定値は多くても1,500カウント以下のため、1,500カウント以上の場合は係員の指示に従うよう自動音声流れるようになっており、係員の指示の元、上着を脱ぐなどの処置をした上で再測定をさせていただいています(所持品等に放射性物質が含まれている可能性があるため)。
再測定してもカウントが下がらない場合は、体内からの放射線と判断し、そのまま初期値として登録しています。
1,500カウントを超えた場合でも、通常、内部被ばく線量は十分少ないものですが、必要に応じてご本人へ心配ない旨説明するようにしています。
- ・上記「回答」の期間中に、カウント数が1,500カウント以上だった方について、今回一定の条件を仮定してセシウム137のみによる内部被ばく線量がどの程度になるかを算定してみました。
その結果、今後50年間に受ける放射線の量は0.03～0.43ミリシーベルトと十分少ない値でした。
(仮定したのは、①取り込む前は500カウントだった、②取り込んだ放射性物質はセシウム137、③取り込んだ時期は昨年3月12日、④吸い込んで体内に入った、⑤吸い込んだのはごく小さな粒子のチリ、といった条件です。)

(参考) 自然界から受ける年間の被ばく線量は約2.4ミリシーベルトです。発電所で内部被ばく線量を記録するのは、50年間に受ける放射線の量を評価した結果が2ミリシーベルト以上の場合としています。

以上

裏面の【解説】もご覧下さい

【解説】

- 「ホールボディーカウンタ」とは、放射線測定器の名称で、人の体の中にある放射性物質が放射線を出しており、これが体の外まで出てきていることを利用して、この体から出てきている放射線の一部をこの測定器で捉え、間接的に体の中にある放射性物質の総量や内部被ばく線量を見積もるために作られた機械です。
- 発電所で使用しているものは、体から出ている放射線の数だけを測定する単純なものですが、次のような内部被ばく特有の情報を調査することで、測定できた放射線の数から、その人の内部被ばく線量を計算することができます（チェア型ホールボディーカウンタと呼んでおり、発電所で3台所有）。



チェア型ホールボディーカウンタ

① 放射線業務従事者として作業する前に測定したホールボディーカウンタの測定値

通常この値は、全ての人々が持っている体の中のカリウム40が出している放射線の数です。この値からどの程度増えているかを計算し、作業中に体内に取り込んだ放射性物質の量を算定する基礎情報とします（このため、新規登録時の測定値だけでは内部被ばくの算定ができません）。

② 体の中にある放射性物質の種類（コバルト60、セシウム134、137など）と化学的性質

作業した場所にある放射性物質を測定することで、取り込んだ放射性物質の種類を推定します。

化学的性質は通常分からないので、もっとも被ばく線量が多くなるものを仮定しています。

（この他、特殊なホールボディーカウンタを利用すると、放射線の数だけではなく、放射性物質の種類を見分けることができます。精密検査用ホールボディーカウンタと呼んでおり、発電所で1台所有）。

③ 放射性物質が体内に1ベクレルあった時に、ホールボディーカウンタで1分あたり何個の放射線を数えられるかという機械の性能に関する情報

この値は、測定する人の体型や測定中の姿勢、測定器の性能などによって変化しますが、一定の条件を仮定してホールボディーカウンタ1台1台に固有の値として決めることにしています。

この情報を使用して、カウント数から体内の放射性物質の量（ベクレル数）を見積もります。

④ 体の中に放射性物質を取り込んでからの経過日数

放射性物質を体内に取り込んだ後、放射性物質は時間とともに放射能が弱くなり、かつ、体の外に排泄されていくので、経過日数を逆算して最初に取り込んだ放射性物質の量を算定します。

（排泄されるスピード）体内に残る割合は、放射性物質の種類、化学的性質、更に次の⑤、

⑥によって異なりますが、計算に必要な情報が全て詳細に用意されています。

⑤ 体の中に入った経路（飲み込んだのか、吸い込んだのか）

飲み込んで胃に入ったのか、吸い込んで肺に入ったのかで排泄されるスピードが違います。

⑥ 体の中に取り込んだ放射性物質の粒の大きさ

胃に入った場合はそれほど関係ありませんが、吸い込んで肺に入った場合は、小さな粒ほど肺の奥まで入っていくので、排泄されにくくなります。

⑦ 体の中に取り込まれた放射性物質が移行した後の体内分布

放射性物質の種類によっては、体内の特定の場所に集まるものや、体内の広範囲に分布するものがあります。この性質は、③の放射性物質の見積もりに影響します。

- 以上の情報を使って、体内に取り込んだ放射性物質の量（ベクレル数）を見積もり、これを内部被ばく線量（ミリシーベルト値）に換算します。換算係数は放射性物質の種類や化学的性質ごとに詳細に定められており、法令上に表形式で記載されています。
- 一度体内に放射性物質を取り込むと、長期間に渡って内部被ばくをもたらすこととなりますので、この換算係数は就労期間である50年間の合計の線量となるようにされています。また、内部被ばく線量は放射性物質を取り込んだ年度1年分の値として50年分の合計値を記録することになっており、年間の線量限度も超えないようにする必要があります。

<計算例>

ごく細かな粒子のセシウム137を吸い込んで、10日経過した時点で測定した値が、1分間当たり1万カウント（作業前の値からの増加分）だった場合の50年間の内部被ばく線量は、約0.2ミリシーベルトとなります。