

第 107 回「地域の会」定例会資料〔前回 4/11 以降の動き〕

【不適合事象関係】

<区分Ⅲ>

- ・ 4 月 16 日 柏崎刈羽原子力発電所 5 号機 タービン建屋（管理区域）における油漏れについて（P. 3）

【発電所に係る情報】

- ・ 4 月 13 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経済産業省原子力安全・保安院への報告（その 2）について（P. 6）
- ・ 4 月 13 日 福島第一原子力発電所から福島第二原子力発電所への試験用水の運搬に係る技術上の基準の不適合を踏まえた対応に関する報告について（P. 13）
- ・ 4 月 16 日 柏崎刈羽原子力発電所 5 号機における保安規定違反の調査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. 33）
- ・ 4 月 23 日 九州電力株式会社玄海原子力発電所 3 号機で確認された充てんポンプ主軸の折損を踏まえた確認等に関する指示文書の受領について（P. 37）
- ・ 4 月 26 日 新潟県沿岸における津波堆積物調査の評価結果について（P. 38 添付資料については別紙）
- ・ 4 月 26 日 原子力施設の耐震安全性に係る新たな科学的・技術的知見の継続的な収集及び評価への反映等のための取り組み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. 39）

【新潟県中越沖地震後の点検・復旧作業について】

- ・ 4 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：4 月 12 日）（P. 43）
- ・ 4 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：4 月 19 日）（P. 44）
- ・ 4 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：4 月 26 日）（P. 45）

【福島の進捗状況に関する主な情報】

- ・ 4 月 23 日 政府・東京電力中長期対策会議 第 5 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）

【その他】

- ・ 4月20日 今夏の電力需給に係る報告徴収の受領について(P. 47)
- ・ 4月23日 今夏の電力需給に係る報告徴収の経済産業省への提出について(P. 48)
- ・ 4月27日 特別事業計画の変更の認定申請について(P. 51)

<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

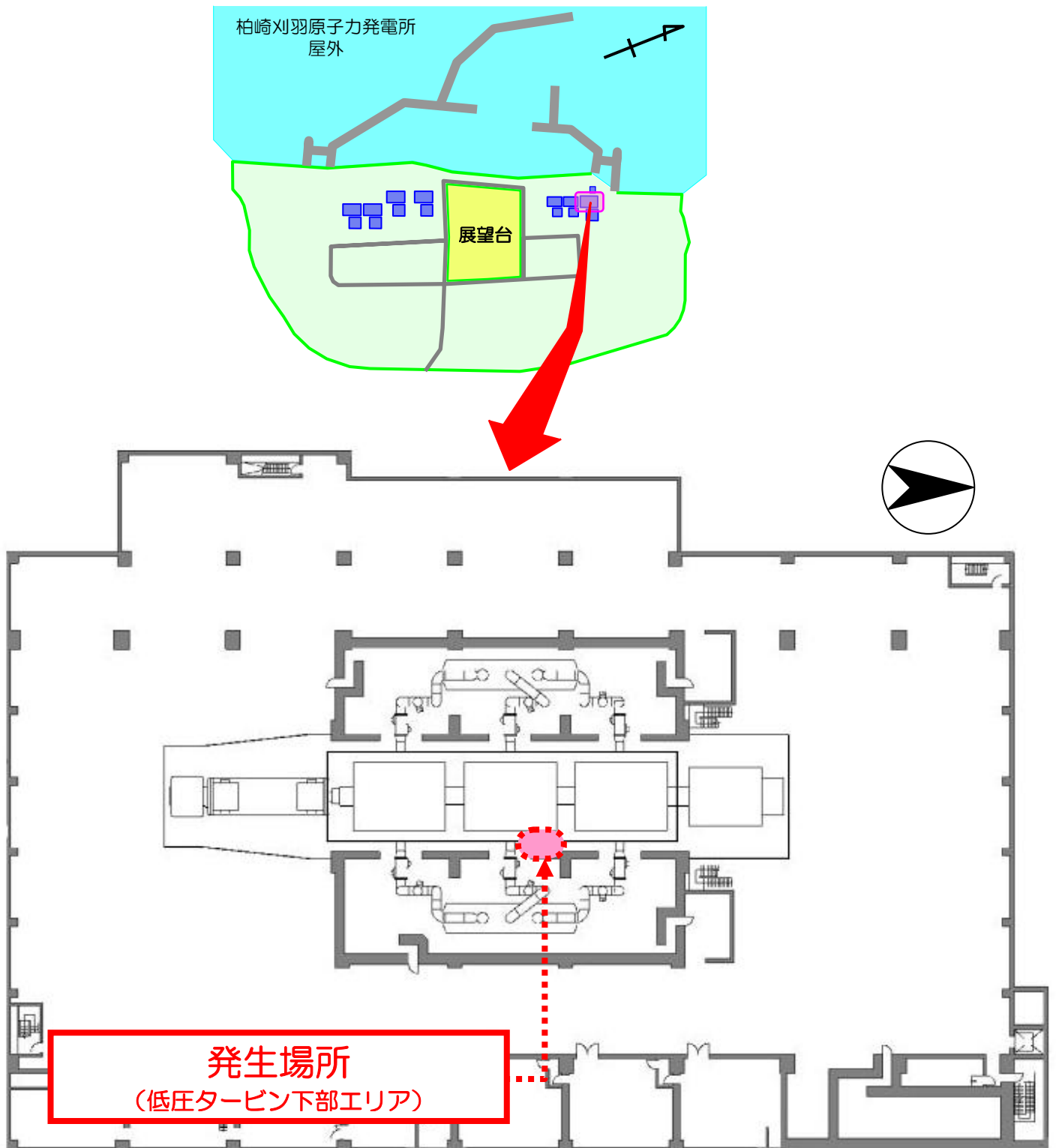
その他 上記以外の不適合事象

以 上

区分：Ⅲ

場所	5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 4 月 13 日午前 11 時 28 分頃、5号機タービン建屋 2 階（管理区域）において、パトロール中の当直員が低圧タービン下部エリアの床面に約 180 ミリリットルの油溜まりを発見しました。漏えいは、主タービンの軸受に潤滑油を供給するラインに設置された差圧計器*のプラグ部から滴下したものであり、連続滴下はなく拭き取りによる清掃を実施しました。</p> <p>その後の確認において、平成 24 年 3 月 22 日に当該プラグから空気を抜く作業を実施しており、作業後に当該プラグの締め付けを行い漏えい確認により異常がないことを確認しておりますが、その際、プラグのゴミ噛み、傷等のシート不良により、油がにじみ滴下したものと推定しました。</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>* 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	今後、当該プラグについては点検・手入れを行う予定です。	

5号機 タービン建屋（管理区域）における油漏れについて



柏崎刈羽原子力発電所5号機 タービン建屋 2階

5号機タービン建屋（管理区域）における油漏れ状況



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経済産業省原子力安全・保安院への報告（その2）について

平成24年4月13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号機の自主管理の点検時期の目安を過ぎた主要な計器^{*1}のうち、保安規定でプラント停止中に機能要求がある計93台について、健全性の確認および安全性への影響評価を実施し、「プラントの安全性への影響がない」と評価したことについて、平成24年3月16日に報告書（その1）を経済産業省原子力安全・保安院へ提出し、3月30日に報告書の一部を改訂し再提出いたしました。（平成24年3月30日までにお知らせ済み）

その後、同年4月4日に同院より報告した内容について適切であるとの判断をいただきました。

当社は引き続き、同年3月9日に同院より受領した指示文書^{*2}に基づき、点検計画が立案されていない機器や立案された点検計画の点検時期を過ぎている機器がないか調査をしてまいりました。

その結果、全ての計器で点検計画は立案されており、点検時期の目安を過ぎていたことが確認された段階で、平成24年度に順次点検・校正を実施する予定となっていたことを確認いたしました。併せて、主要な計器以外のその他の計器に関しては、自主管理の点検時期の目安を過ぎた計器が2,825台あることを確認いたしました。これらの計器については、いずれも保安規定に関連するものではありませんが、今後、速やかに点検・校正を実施してまいります。（表1）

また、計器以外の機器（原子炉設備・タービン設備・電気設備）については、全ての機器で点検計画は立案されており、点検計画に基づく点検時期を超過しているものはないことを確認いたしました。

なお、前回報告した主要な計器のうち、自主管理の点検時期の目安を過ぎた現在機能要求のない計器611台について、健全性の確認および影響評価を実施し「健全性に問題がない」または「プラントの安全性への影響がない」と評価しております。（表2）

自主管理の点検時期の目安を過ぎた計器一覧（表1）

対象号機	全計器数	追加点検・校正対象計器数	主要な計器 ^(注1)		主要な計器以外のその他の計器 ^(注1)
			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

(注1) 表中の○/○台は、「自主管理の点検時期の目安を過ぎた計器数/調査対象計器数」を示す。

健全性の確認およびプラントの安全性への影響評価結果（表2）

対象号機	主要な計器で現在機能要求のないもの	点検により健全性を確認した計器	評価によりプラントの安全性への影響がないことを確認した計器
2号機	41台	39台	2台
3号機	261台	259台	2台
4号機	309台	309台	0台
合計	611台	607台	4台

全数健全性に問題なし

全数プラントの安全性への影響なし

当社は、本日、これらの調査結果について同院へ報告を行い、指示文書で求められている全ての調査に関する報告が完了しましたのでお知らせいたします。

当社は、長期停止により保全が要求される機器について、具体的な点検・校正時期を定めて個別にリスト管理を行い、今後、点検時期の目安を超えないよう適切な保全管理に努めてまいります。

以上

添付資料：プラントの安全性への影響評価の概要について

*** 1 主要な計器**

保安規定にて機能要求がある計器。

* 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計測制御設備の保守管理不備に係る対応について（指示）」

（平成24・03・09原院第2号）

原子力安全・保安院（以下「当院」という。）は、東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所（以下「柏崎刈羽原子力発電所」という。）に対し、平成24年2月27日から同年3月9日まで、平成23年度第4回保安検査を実施しました。

今回の保安検査において、柏崎刈羽原子力発電所第2号機、第3号機及び第4号機の計測制御設備における長期停止に伴う特別な保全計画に基づく保守管理活動の実施状況について確認を実施したところ、貴社が特別な保全計画の具体的な運用を検討し、点検計画において定めることとしていた計測制御設備の個別の計器等に対する点検間隔が定められていませんでした。

また、個別の計器等に対する点検間隔について、技術的な検討はなされていたものの、その結果として得られていた点検間隔を超過して点検が行われていない計器等が多数存在していることを確認しました。このため、当院は、貴社に対し下記の対応を求めます。

記

1. 柏崎刈羽原子力発電所第2号機、第3号機及び第4号機に対する保安検査において確認された点検間隔を超過している計器等のうち、保安規定でプラント停止中に機能要求がある系統に属する計器等に対しては、速やかに健全性の確認及び安全性への影響評価を行い、平成24年3月16日までに当院に対して報告することを求めます。
2. 1. の他に、柏崎刈羽原子力発電所第2号機、第3号機及び第4号機において、プラントの長期停止により保全が要求される機器等の全てについて、点検計画が立案されていない機器等及び立案されているが当該計画に基づく点検間隔を超過して点検が行われていない機器等がないかを確認し、平成24年4月9日までに当院に対して報告することを求めます。

プラントの安全性への影響評価の概要について

号 機	2号機
計器名	<ul style="list-style-type: none"> ■ 計器名 : 残留熱除去系系統流量計 ■ 計器種類 : 指示計
用 途	<p>残留熱除去系に流れる水の流量を監視している</p> <p>【保安規定に定める運転上の制限値】 なし</p> <p>【定例試験における判定値】 1,630 m³/h以上の流量が必要</p>
安全性への 影響評価	<ul style="list-style-type: none"> ■ 点検データの詳細と定例試験データからの評価 <p>点検の結果、本計器の校正点のうち、校正点（0%、25%、50%、75%）では許容精度内であったが、校正点100%のみ許容精度外であった。</p> <p>詳細に点検したところ、校正点（80%、85%、90%、95%）では許容精度内であった。このことから、当該計器は、0～95%の間は精度内であったと言える。</p> <p>一方、定例試験では当該計器の指示値を測定値として記録しており、定例試験時の系統流量の測定値は1,650～1,700 m³/h程度と記録されている。当該計器の計測範囲は0～2,000 m³/hであることから、定例試験時の使用点は82.5～85.0%程度であり、この使用領域では、当該計器の指示は許容精度内であったと判断できる。</p>

プラントの安全性への影響評価の概要について

号機	2号機														
計器名	<ul style="list-style-type: none"> ■ 計器名 : 原子炉水導電率計 ■ 計器種類 : 変換器 														
用途	<p>原子炉水の電気の流れ易さを監視しているもの</p> <p>【保安規定に定める運転上の制限値】 なし</p> <p>【定例試験における判定値】 なし</p>														
安全性への影響評価	<ul style="list-style-type: none"> ■ 計器単体の校正前データを用いた当該計器を含む系統単位における誤差計算の結果 <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse; text-align: center;"> <thead> <tr> <th style="width: 25%;">測定範囲 ($\mu\text{S/cm}$)</th> <th style="width: 25%;">系統単位における 許容精度</th> <th style="width: 25%;">系統単位における 計算結果</th> <th style="width: 25%;">結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>0~0.1 $\mu\text{S/cm}$ (0~10%)</td> <td>$\pm 2.13\%$</td> <td>$\pm 0.76\%$</td> <td>許容精度内</td> </tr> <tr> <td>0.1~1.0 $\mu\text{S/cm}$ (10~100%)</td> <td>$\pm 0.76\%$</td> <td>$\pm 0.67\%$</td> <td>許容精度内</td> </tr> </tbody> </table> <ul style="list-style-type: none"> ■ 系統単位における誤差計算結果は許容精度内に収まっており、安全性への影響はない。 			測定範囲 ($\mu\text{S/cm}$)	系統単位における 許容精度	系統単位における 計算結果	結果	0~0.1 $\mu\text{S/cm}$ (0~10%)	$\pm 2.13\%$	$\pm 0.76\%$	許容精度内	0.1~1.0 $\mu\text{S/cm}$ (10~100%)	$\pm 0.76\%$	$\pm 0.67\%$	許容精度内
測定範囲 ($\mu\text{S/cm}$)	系統単位における 許容精度	系統単位における 計算結果	結果												
0~0.1 $\mu\text{S/cm}$ (0~10%)	$\pm 2.13\%$	$\pm 0.76\%$	許容精度内												
0.1~1.0 $\mu\text{S/cm}$ (10~100%)	$\pm 0.76\%$	$\pm 0.67\%$	許容精度内												

プラントの安全性への影響評価の概要について

号 機	3号機										
計器名	<ul style="list-style-type: none"> ■ 計器名 : 燃料取替エリア排気放射線モニタ A, C ■ 計器種類 : 記録計 										
用 途	<p>燃料取替エリアの放射線量を監視している</p> <p>【保安規定に定める運転上の制限値】 な し</p> <p>【定例試験における判定値】 な し</p>										
安全性への 影響評価	<ul style="list-style-type: none"> ■ 計器単体の校正前データを用いた当該計器を含む系統単位における誤差計算の結果 <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>系統単位における 許容精度</th> <th colspan="2">系統単位における 計算結果</th> <th>結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td rowspan="2" style="text-align: center;">±2.73 %</td> <td style="text-align: center;">A</td> <td style="text-align: center;">±0.95 %</td> <td rowspan="2" style="text-align: center;">許容精度内</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;">C</td> <td style="text-align: center;">±0.81 %</td> </tr> </tbody> </table> <ul style="list-style-type: none"> ■ 系統単位における誤差計算結果は許容精度内に収まっており、安全性への影響はない。 	系統単位における 許容精度	系統単位における 計算結果		結果	±2.73 %	A	±0.95 %	許容精度内	C	±0.81 %
系統単位における 許容精度	系統単位における 計算結果		結果								
±2.73 %	A	±0.95 %	許容精度内								
	C	±0.81 %									

プラントの安全性への影響評価の概要について

号 機	3号機						
計器名	<ul style="list-style-type: none"> ■ 計器名 : 非常用ガス処理系乾燥装置 (B) 湿分除去装置差圧計 ■ 計器種類 : 指示計 						
用 途	<p>非常用ガス処理系湿分除去装置の差圧を監視している</p> <p>【保安規定に定める運転上の制限値】 な し</p> <p>【定例試験における判定値】 な し</p>						
安全性への 影響評価	<ul style="list-style-type: none"> ■ 至近の定例試験（平成 24 年 2 月 10 日実施）の測定値 0.12kPa に対して、当該計器の校正前データから得られた最大誤差 - 4%（許容精度 ± 3%）を加味した場合でも、定例試験における参考値 0.25kPa 以下を満足する。 <table border="1" style="margin-left: auto; margin-right: auto;"> <thead> <tr> <th>定例試験における 参考値*</th> <th>定例試験測定値に 最大誤差を加味した値</th> <th>結果</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;">0.25kPa 以下</td> <td style="text-align: center;">0.14kPa</td> <td style="text-align: center;">参考値を満足する</td> </tr> </tbody> </table> <p style="text-align: center;">※過去の実績値や設計使用書等により求められた目安値</p> <ul style="list-style-type: none"> ■ 上記の通り、定例試験における参考値を満足するものであり、安全性への影響はない。 	定例試験における 参考値*	定例試験測定値に 最大誤差を加味した値	結果	0.25kPa 以下	0.14kPa	参考値を満足する
定例試験における 参考値*	定例試験測定値に 最大誤差を加味した値	結果					
0.25kPa 以下	0.14kPa	参考値を満足する					

**福島第一原子力発電所から福島第二原子力発電所への試験用水の運搬に係る
技術上の基準の不適合を踏まえた対応に関する報告について**

平成 24 年 4 月 13 日
東京電力株式会社

平成 24 年 3 月 27 日午後 0 時 42 分頃、福島第一原子力発電所から多核種除去設備の性能確認試験のために搬入された試料（水）の受け入れ作業を行っていたところ、福島第二原子力発電所 3・4 号機サービス建屋において、管理区域から退域する際に物品の汚染確認を行うチェックポイントにある小物モニタ脇の机上（非管理区域*¹）に放射性物質による汚染があることを、当社社員が確認しました。

同日、経済産業省原子力安全・保安院より、「福島第一原子力発電所から福島第二原子力発電所への分析用の水の運搬に係る報告の徴収について」の報告徴収の指示*²を受領し、この指示文書に基づき、福島第一原子力発電所から多核種除去設備の性能確認試験のために搬入された試料（水）および運搬について調査を行い、その結果を取りまとめ、3 月 30 日、経済産業省原子力安全・保安院に提出しました。

その後、4 月 3 日に同院より、「福島第一原子力発電所から福島第二原子力発電所への試験用水の運搬に係る技術上の基準の不適合を踏まえた対応について（指示）」の指示文書*³を受領いたしました。また、あわせて国土交通省より、「福島第一原子力発電所から福島第二原子力発電所への分析用水の運搬に係る報告の徴収について」の報告徴収の指示*⁴を受領いたしました。

（平成 24 年 3 月 27 日、3 月 30 日、4 月 3 日お知らせ済み）

当社は、4 月 3 日に受領した指示に基づき、福島第一原子力発電所から福島第二原子力発電所への試験用水の運搬に関して調査を行い、その結果を取りまとめ、本日、経済産業省原子力安全・保安院ならびに国土交通省へ提出いたしましたのでお知らせいたします。

以 上

<添付資料>

- ・ 福島第一原子力発電所から福島第二原子力発電所への試験用水の運搬に係る技術上の基準の不適合を踏まえた対応報告書
- ・ 福島第一原子力発電所から福島第二原子力発電所への分析用水の運搬に係る報告書

* 1 非管理区域

管理区域は放射線による無用な被ばくを防止するため、また、放射性物質による放射能汚染の拡大防止をはかるため管理を必要とする区域で、非管理区域は管理区域外の区域。

* 2 報告徴収の指示

「福島第一原子力発電所から福島第二原子力発電所への分析用の水の運搬に係る報告の徴収について」

(平成 24・03・27 原第 13 号)

本日、貴社福島第二原子力発電所構内の非管理区域において、貴社福島第一原子力発電所から運搬した分析用の水が入ったタンクから、放射性物質を含む水が漏れいしていることが確認された。

本タンクを貴社福島第一原子力発電所から貴社福島第二原子力発電所に運搬するに当たり、輸送物の運搬に係る措置が技術上の基準に適合していない可能性があることから、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号）第 67 条第 1 項の規定に基づき、下記の事項について、速やかに報告するよう命ずる。

この処分について不服がある場合には、行政不服審査法（昭和 37 年法律第 160 号）第 6 条の規定に基づき、この処分があったことを知った日の翌日から起算して 60 日以内に、書面により経済産業大臣に対して異議申立てをすることができる。ただし、処分があったことを知った日の翌日から起算して 60 日以内であっても、処分の日の翌日から起算して 1 年を経過すると、処分の異議申立てをすることができなくなる。

この処分の取消しの訴えは、行政事件訴訟法（昭和 37 年法律第 139 号）の規定により、上記の異議申立てに対する決定を経た後に、当該異議申立てに対する決定があったことを知った日の翌日から起算して 6 か月以内に、国（代表者法務大臣）を被告として提起することができる。ただし、当該異議申立てに対する決定があったことを知った日の翌日から起算して 6 か月以内であっても、当該異議申立てに対する決定の日の翌日から起算して 1 年を経過したときは、処分の取消しの訴えを提起することができなくなる。

なお、次の①から③までのいずれかに該当するときは、当該異議申立てに対する決定を経ないで、この処分の取消しの訴えを提起することができる。①異議申立てがあった日の翌日から起算して 3 か月を経過しても決定がないとき。②処分、処分の執行又は手続の続行により生ずる著しい損害をさけるため緊急の必要があるとき。③その他決定を経ないことにつき正当な理由があるとき。

記

○今回運搬した水の量並びに含まれる放射性物質の種類及び量

○今回の輸送物の運搬に係る措置の核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則（昭和 53 年 12 月 28 日総理府令第 57 号）に規定する技術上の基準への適合状況

○今回の運搬に係る輸送物の放射線量当量率、表面汚染密度、外観その他運搬時の状況（発送前の点

検に関する状況を含む。)

○今回の運搬に携わった者の被ばく等の状況

○福島第一原子力発電所から福島第二原子力発電所までの運搬経路における放射性物質による汚染の有無及び汚染のある場合はその程度

* 3 指示文書

「福島第一原子力発電所から福島第二原子力発電所への試験用水の運搬に係る技術上の基準の不適合を踏まえた対応について（指示）」

(平成 24・04・02 原院第 5 号)

平成 24 年 3 月 30 日に、貴社から、貴社福島第一原子力発電所から福島第二原子力発電所への試験用水の運搬に係る報告があり、その内容を確認したところ、当該輸送物の運搬に係る措置が核燃料物質等の工場又は事業所の外における運搬に関する規則（昭和 53 年総理府令第 57 号）に規定する技術上の基準（以下「技術上の基準」という。）に適合していないことを確認しました。これを踏まえ、原子力安全・保安院は、貴社に対し、下記の措置を講じるとともに、その結果について、平成 24 年 4 月 13 日までに報告することを求めます。

記

1. 今回の技術上の基準への不適合について、原因を究明し、その結果を踏まえた再発防止対策を講ずること。
2. 今回の運搬以外に、福島第一原子力発電所の事業所外への運搬に係る措置について、技術上の基準への適合性に係る問題がないか確認すること。

* 4 報告徴収の指示

「福島第一原子力発電所から福島第二原子力発電所への分析用水の運搬に係る報告の徴収について」
(国自環第 1 号)

平成 24 年 3 月 27 日、貴社福島第二原子力発電所構内の非管理区域において、貴社福島第一原子力発電所から運搬した分析用の水が入ったタンクから、放射性物質を含む水が漏えいしていることが確認された件については、同月 30 日付けにて、経済産業大臣あて報告されたと承知しているが、係る事案における工場等の外の運搬に係る措置が核燃料物質等車両運搬規則（昭和 53 年運輸省令第 72 号。）で定める技術上の基準に適合しない可能性があることから、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（昭和 32 年法律第 166 号）第 67 条第 1 項の規定に基づき、下記の事項について、速やかに報告するよう命ずる。

記

1. 今回の事案について

- (1) 運搬の状況の詳細（発送前の点検、委託の有無、使用車両の車種・状況、固縛の状況等を含む）
- (2) 核燃料物質等車両運搬規則に基づく車両に係る線量当量率及び汚染の測定又は評価内容
- (3) その他同規則に基づく技術上の基準への適合状況

2. その他の運搬について

福島第一原子力発電所の施設から外への運搬における同規則に基づく技術上の基準への適合状況

3. 原因究明及び再発防止策について

- 1. (2) 及び (3) 並びに 2. において同規則に基づく技術上の基準に適合していない場合、その原因及び再発防止策

福島第一原子力発電所から福島第二原子力発電所への
試験用水の運搬に係る技術上の基準の不適合を
踏まえた対応報告書

平成 24 年 4 月

東京電力株式会社

福島第一原子力発電所から福島第二原子力発電所への
試験用水の運搬に係る技術上の基準の不適合を踏まえた対応報告書

目次

1. はじめに	1
2. 指示内容	1
3. 技術上の基準への不適合に関する原因	2
4. 今回の運搬以外に関する技術上の基準への適合性の調査	5
5. 今回の運搬およびその他の運搬も含めた再発防止対策	8
添付資料	9

**福島第一原子力発電所から福島第二原子力発電所への
試験用水の運搬に係る技術上の基準の不適合を踏まえた対応報告書**

1. はじめに

平成 24 年 3 月 27 日、福島第一原子力発電所から分析のために運搬された試料の受け入れを行っていた福島第二原子力発電所 3・4 号機において、放射性物質を含む水が管理区域外に漏えいしていることが確認された。

本事象において、福島第一原子力発電所から福島第二原子力発電所への輸送物の運搬に係る措置が技術上の基準に適合していない可能性があったため、原子力安全・保安院より「福島第一原子力発電所から福島第二原子力発電所への分析用の水の運搬に係る報告の徴収について」（平成 24・03・27 原第 13 号、平成 24 年 3 月 27 日付）を受領し、輸送物の運搬に係る措置が技術上の基準に適合しているかどうかを確認した。この結果、当該輸送物については技術上の基準の一部に適合していないことを報告している。（「福島第一原子力発電所から福島第二原子力発電所への分析用水の運搬に係る報告書」（平成 24 年 3 月、東京電力株式会社））。

当社からの上記報告を受け、再度原子力安全・保安院より「福島第一原子力発電所から福島第二原子力発電所への試験用水の運搬に係る技術上の基準の不適合を踏まえた対応について（指示）」（平成 24・04・02 原院第 5 号、平成 24 年 4 月 3 日付）を受領した。

本報告書は、上記指示に基づき、福島第一原子力発電所から事業所外に運搬された試料などについて、技術上の基準への適合性に問題がないかについて確認、必要な対策について報告するものである。

2. 指示内容

【福島第一原子力発電所から福島第二原子力発電所への試験用水の運搬に係る技術上の基準の不適合を踏まえた対応について（指示）（平成 24・04・02 原院第 5 号、平成 24 年 4 月 3 日）】

1. 今回の技術上の基準への不適合について、原因を究明し、その結果を踏まえた再発防止対策を講ずること。
2. 今回の運搬以外に、福島第一原子力発電所の事業所外への運搬に係る措置について、技術上の基準への適合性に係る問題がないか確認すること。

3. 技術上の基準への不適合に関する原因

(1) 今回の技術上の基準への不適合が発生した背景

技術上の基準に対する不適合が確認されたことについて、震災直後から運搬を行った福島第一原子力発電所担当部署に聞き取りを行った結果、技術上の基準に適合することを確認せずに事業所外運搬を実施していた背景として、以下の内容が確認された。

① 震災直後の緊急的な運搬を現在まで継続したこと

震災直後から、福島第一原子力発電所内の分析機器は電源喪失・汚染などにより使用不可能な状態であったため、発電所の復旧活動や状況確認のために緊急的に放射能分析を行わなければならない試料については速やかに福島第二原子力発電所に運搬し、測定を実施することが急務であった。このような状況下で、技術上の基準を満たす運搬容器がすぐに手配できないこともあり、安全性の確保（容器から漏らさない、安全に運搬する）を認識した上で放射能分析のニーズを先行させ、運搬を行った。

その後もステップ2終了などの節目はあったが、福島第一原子力発電所の試料を分析することの重要性に変わりはなく、結果についても速やかな公表を実施してきた。加えて、検出限界値をより低いレベルとした精度の高い分析を行うニーズは一層高まる方向であり、バックグラウンドの高い福島第一原子力発電所の構内で測定できない困難な状況には変わりがなかったため、震災直後の緊急的に実施してきた運搬方法を変更するまでには至らなかった。

② 避難指示区域内での運搬に「事業所外運搬」の規制を適用する必要性について認識が希薄であった

避難指示区域においては、関係者以外の避難が指示されており、発電所において作業した作業者についても、避難指示区域の境界であるJヴィレッジにて身体汚染検査を実施、スクリーニング基準以下であることを確認した上で避難指示区域外に退出している。

また、事業所外運搬の法規制の趣旨は、輸送物からの放射性物質の拡散防止および被ばくの防止にあるが、フォールアウトの影響により避難指示区域内は従来の法令に示す基準値（輸送容器および車両の表面汚染密度）を超える汚染状況にあった。

このため、避難指示区域の中にある福島第二原子力発電所までの、分析試料の輸送については、容器の漏えい確認や安全運行などの安全性が確保できていれば、技術基準に適合しないポリエチレン容器のようなものであったとしても、実質的な問題は生じないものと考えていた。なお、将来の警戒区域の解除を見据え、輸送方法の見直しについて検討を進めていたものの、現状において法令で定める事業所外運搬に係る規制を適用する必要性については認識が希薄であった。

③ 避難指示区域内において確認困難な技術基準の扱いを明確にして来なかったこと

車両運搬規則第11条第2項において、「核燃料輸送物等を運搬する車両については、積込み及び取卸しを終了した場合には、放射性物質又は放射性物質によって汚染された物（以下「放射性物質等」という。）による当該車両の表面の汚染の程度が告示で定める基準を超えないようにしなければならない。」とある。告示で定める基準とは $4\text{Bq}/\text{cm}^2$ であるが、福島第一原子力発電所内においては放射線レベルが高いため、そもそも $4\text{Bq}/\text{cm}^2$ を超えないことの確認が著しく困難な状況となっている。

このような状況下で、②に示す考えがあったため、本技術基準の適用としては、避難指示区域外に輸送物を運搬する場合にJヴィレッジで車両を乗り換え、乗り換え後の車両の表面汚染密度が法令の基準値である $4\text{Bq}/\text{cm}^2$ を超えないことを確認することで実質的な問題は無いと考えていた。その一方で、将来の警戒区域の解除を見据え、技術基準への適合性などを確認し、輸送方法を見直すことを検討していたところであり、関係行政機関との相談を始めていたところであるが、それまでの間は上記意識が先行し、輸送方法の見直しを検討することなく、確認が困難な技術基準の扱いを明確にして来なかった。

④ 現状の輸送手続きの社内ルールが不明確であったこと

震災前の事業所外運搬は年間20件程度であり、社内ルールは、1輸送ごとに所長承認の手続きが必要であるなど、毎日大量の事業所外運搬を行うことを想定したルールとはなっていなかった。このため、震災に伴い福島第一原子力発電所構内全域が汚染し大量の輸送物を運搬する必要が生じ、実運用できなくなってしまったが、これに代わる輸送手続きのルールは定められず、不明確なままであった。その結果として、担当部署が個々に事業所外運搬に係る規制を適用するか否かを判断していた。

(2) 技術上の基準に対する不適合の原因

以上の福島第一原子力発電所の担当部署の聞き取り結果から、技術上の基準に対する不適合の原因は以下のとおりと考えられる。

- 震災後、事業所外運搬を行わなければならない輸送物が、震災前の事業所外運搬の手続きを困難にするほど多量となった。このような状況下において、福島第一原子力発電所の試料を分析して結果を日々公表することを最優先と考え、ステップ2終了以降も震災直後の緊急的に実施してきた運搬方法を変更するまでには至らなかった。
- 現状の福島第一原子力発電所に適用可能な社内ルールが定められておらず、不明確なままであった。このため、担当部署が個々に事業所外運搬に係る規制を適用するか否かを判断しており、事業所外運搬を統一的に管理するような部門がなか

った。

- 将来の警戒区域の解除を見据え、技術基準への適合性などを確認し、輸送方法を見直すことを検討し、関係行政機関に相談を始めたところであったが、それまでの間は輸送方法の見直しを検討することなく、確認方法が困難な技術基準の扱いを明確にして来なかった。

4. 今回の運搬以外に関する技術上の基準への適合性の調査

(1) 技術上の基準への適合性の調査計画

① 調査対象期間

調査対象期間は、平成 23 年 12 月 16 日（ステップ 2 終了）以降、平成 24 年 3 月 31 日までとした。

② 調査対象の輸送物

調査対象の輸送物は、福島第一原子力発電所を発地とし、スクリーニングレベルを超えるおそれがあるものとして容器に封入して運搬するものであるが、具体的には以下のようなものがあつた。なお、これらの輸送物については放射能分析の結果から輸送物の型式を推定した。

- 滞留水、RO 処理水などの高濃度分析試料（A 型輸送物）
- 排気筒フィルタなどの低濃度分析試料（L 型輸送物）

この他にフォールアウトの影響を受けた海水、土壌などの環境試料についても調査対象とした。

③ 調査内容

調査内容は、以下のとおりとした。

- 輸送物数および運搬回数
- 外運搬規則に定める技術上の基準への適合性

④ 具体的調査方法

福島第二原子力発電所、社外分析機関及び柏崎刈羽原子力発電所に運搬した分析試料の記録の他、主管部門への聞き取りにて調査を行った。

(2) 技術上の基準への適合性の調査結果

① 滞留水、逆浸透膜装置濃縮水などの高濃度分析試料（A 型輸送物）

a. 輸送物数および運搬回数

対象期間内に、福島第二原子力発電所に向けて 6 5 サンプル、社外分析機関に向けて 1 3 サンプルの運搬を行っている。（添付資料－1）

表-1 運搬した滞留水、逆浸透膜装置濃縮水などの高濃度分析試料数

	目的地	輸送物数	運搬回数
避難指示区域内	福島第二原子力発電所	6 5	約 3 0（※）
避難指示区域外	社外分析機関（近距離）	1 3	1

（※）関係者への聞き取りによる概算。

b. 技術基準への適合性

【避難指示区域内】

主にポリ瓶やポリエチレン容器にサンプルを封入して運搬を行っていた。従って、漏えいは無かったものの、今回の事案同様、A型輸送物の技術基準のうち、容器、標識の掲示について適合しておらず、また容器および車両に関する線量当量率および表面汚染密度について基準適合性を確認していなかった。（添付資料－2）

【避難指示区域外】

A型輸送物の技術基準に適合した容器にサンプルを封入して運搬を行っており、外運搬規則および車両運搬規則の技術上の基準に適合させて運搬していた。なお、車両の表面汚染密度の測定については、避難指示区域外を運搬する車両に積み替えた後に確認していた。

② 排気筒フィルタなどの低濃度分析試料（L型輸送物）

a. 輸送物数および運搬回数

対象期間内に、福島第二原子力発電所に向けて345サンプル、柏崎刈羽原子力発電所に向けて2サンプル、社外分析機関に向けて3サンプルの運搬を行っている。（添付資料－1）

表-2 運搬した排気筒フィルタなどの低濃度分析試料数

	目的地	輸送物数	運搬回数
避難指示区域内	福島第二原子力発電所	345	約110（※）
避難指示区域外	柏崎刈羽原子力発電所	2	1
	社外分析機関（近距離）	3	1

（※）関係者への聞き取りによる概算。

b. 技術基準への適合性

【避難指示区域内】

主にポリ瓶やナイロン袋、ポリエチレン容器にサンプルを封入して運搬を行っていた。従って、L型輸送物の技術基準に適合する容器を使用していたものの、技術基準のうち、表示の掲示について適合しておらず、また容器および車両に関する線量当量率および表面汚染密度について基準適合性を確認していなかった。（添付資料－3）

【避難指示区域外】

L型輸送物の技術基準に適合した容器にサンプルを封入して運搬を行っており、外運搬規則および車両運搬規則の技術上の基準に適合させて運搬していた。なお、車両の表面汚染密度の測定については、避難指示区域外を運搬する車両

に積み替えた後に確認していた。

③ 海水・土壌などの環境試料

a. 輸送物数および運搬回数

対象期間内に、福島第二原子力発電所に向けて637サンプル、柏崎刈羽原子力発電所に向けて34サンプル、社外分析機関に向けて103サンプルの運搬を行っている。(添付資料-1)

表-4 運搬した海水・土壌などの環境試料数

目的地		輸送物数	運搬回数
避難指示区域内	福島第二原子力発電所	637	約120(※)
避難指示区域外	柏崎刈羽原子力発電所	34	2
	社外分析機関(近距離)	103	15

(※) 関係者への聞き取りによる概算。

b. 技術基準への適合性

【避難指示区域内外ともに】

環境試料については、震災前であれば事業所外運搬の対象外として運用しており、震災後であっても、福島第一原子力発電所外で採取された環境試料については事業所外運搬の対象外であるなど、フォールアウトによって汚染されたものの取り扱いについては明確なルールがない状況である。このため、スクリーニングレベル未満であればそもそも事業所外運搬の対象とならないものと考えていた。

これらの環境試料についてL型輸送物相当として技術上の基準と比較すると、主にL型輸送物の技術基準相当のポリ瓶やナイロン袋にサンプルを封入して運搬を行っていたものの、技術上の基準のうち表示の掲示について適合しておらず、線量当量率および表面汚染密度については基準適合性を確認していなかった。(添付資料-4)

なお、発電所内で働いた人や人が着用した衣服類、および携行物品などについては現在Jヴィレッジにてスクリーニングレベルで汚染検査を行っている。今回の調査では、呼吸用保護具、ロボット、絶縁ゴム手袋などの一部の物品でスクリーニングレベルを超える汚染が検出された例があったが、これらスクリーニングレベルを超える汚染が検出されたものは避難指示区域外へは持ち出されていない。これらについては事業所外運搬の調査対象から除外している。

同様に、放射線計測器など福島第一原子力発電所において汚染検査によりスクリ

ーニングレベルを超えないことを確認したものについても事業所外運搬の調査対象から除外している。

5. 今回の運搬およびその他の運搬も含めた再発防止対策

上記の今回の運搬以外で確認された背景および原因についても、今回の運搬で確認された背景および原因と同様であったことから、今回の運搬およびその他の運搬も含めた再発防止対策は以下のとおりとする。

- 事業所外運搬自体を削減するため、福島第一原子力発電所内での試料分析装置の充実化・環境の整備をはかる。
- 現在の福島第一原子力発電所で適用可能な事業所外運搬手続きを以下のとおり策定しマニュアルに反映するとともに、発電所の主管部門に対して本手順を周知する。
 - 事業所外運搬を担当する部門（輸送管理担当箇所）を新たに定め、運搬すべき核燃料輸送物のうちほとんどを占める分析試料を定例便として手続きの一切を行うとともにこれを運搬する。また、定例便以外の運搬であっても、技術上の基準への適合性を確認する。
 - 輸送に係る手続きを一定期間まとめて行うなど業務手続きの効率化・簡便化をはかる。（添付資料－5）
- 福島第一原子力発電所を発地とし警戒区域内を着地または経由地とする運搬については、安全な運搬を確保するために必要な措置を講ずることにより、確認が著しく困難な技術基準（車両表面が4Bq/cm²を超えないこと）によらないで運搬できる旨、国土交通大臣の特別措置運搬承認を得る。（速やかに平成24年3月30日承認を得たところ）

なお、今回の運搬のようにA型輸送物を大量に運搬する予定は当面無いことから、上記の技術基準以外に適用が著しく困難な状況が新たに発生する可能性は低いと考えているが、今回の教訓を踏まえ、技術基準への適用が著しく困難な状況が新たに確認された場合には速やかに関係行政機関とその扱いについて相談する仕組みを作る。

- 福島第一原子力発電所内で採取した環境試料については放射エネルギーを確認の上L型輸送物相当として社内的に運搬・管理を行うこととする。

添付資料

1. 避難指示区域外運搬実績
2. 今後の事業所外運搬の実施フロー（案）
3. 高濃度分析試料 輸送物の技術上の基準への適合性（滞留水の例）
4. 低濃度分析試料 輸送物の技術上の基準への適合性（排気筒フィルタの例）
5. 環境試料 輸送物の技術上の基準への適合性（放水口における海水試料の例）

以 上

避難指示区域外運搬実績

分類	分析箇所	運搬物	性状	運搬量 (サンプル数)	1容器あたりの 放射能量 (Bq)
A型	社外分析機関	滞留水	液体	4	2.3×10^7
				9	1×10^7
L型	柏崎刈羽原子力発電所	SFP冷却系配管 内付着物	固体	2	1×10^5
	社外分析機関	滞留水	液体	3	4.7×10^2
環境試料	柏崎刈羽原子力発電所	地下水	液体	32	4.2×10^{-3}
		海水(港湾外)	液体	2	2.0×10^2
	社外分析機関	土壌	固体	45	1.0×10^5
		集じんろ紙	気体	34	検出限界未満
		地下水	液体	9	8.0×10^3
		海水(港湾内)	液体	3	2.0×10^2
		海水(港湾外)	液体	6	8.0×10^1
		海底土	固体	6	3.0×10^2

高濃度分析試料 輸送物の技術上の基準への適合性（滞留水の例）

外運搬規則	技術上の基準	その適合性	判断
第四条一号	容易に、かつ、安全に取り扱うことができること	ポリエチレン容器であり、容易に、かつ、安全に取り扱うことができる。	○
第四条二号	運搬中に予想される温度及び内圧の変化、振動により、き裂、破損等の生じるおそれがないこと	輸送物の運搬に用いたポリエチレン容器は、蓋を有しており、手締め等によって締まっていることを確認していた。また、漏れも確認されていなかった。	○
第四条三号	表面に不要な突起物がなく、かつ、表面の汚染の除去が容易であること	ポリエチレン容器は、表面に不要な突起物がなく、表面の汚染除去が容易である。	○
第四条四号	材料相互の間及び材料と収納される核燃料物質との間で危険な物理的作用又は化学反応の生じるおそれのないこと	収納される核燃料物質は安定な液体試料であり、ポリエチレン容器に収納される。これらの材料間で危険な物理作用または化学反応は起こらない。	○
第四条五号	弁が誤って操作されないような措置が講じられていること	本輸送物には弁は取り付けられていないため該当しない。	—
第四条八号	表面の放射性物質の密度が主務大臣の定める密度を超えないこと	運搬の際に、線量・表面汚染の測定を実施していなかったため、当該項目については、適合性を確認出来ていない。	×
第五条二号	外接する直方体の各辺が十センチメートル以上であること。	十センチメートル以下の容器を使用していた。 250ml：口内径33.8mm、胴径63mm、高さ128mm 100ml：口内径33.8mm、胴径50mm、高さ93mm	×
第五条三号	みだりに開封されないように、かつ、開封された場合に開封されたことが明らかになるように、容易に破れないシールのはり付け等の措置が講じられていること。	蓋の手締め等による確認、ビニール袋による養生を行い、容易に蓋が開封されにくい状態としていたが、シールのはり付け等の措置は実施していない。	×
第五条四号	構成部品は、摂氏零下四十度から摂氏七十度までの温度の範囲において、き裂、破損等の生じるおそれがないこと。ただし、運搬中に予想される温度の範囲が特定できる場合は、この限りでない。	運搬中に予想される温度範囲は、通常の気温であり、ポリエチレン容器が破損を起すような温度では無い。	○
第五条五号	周囲の圧力を六十キロパスカルとした場合に、放射性物質の漏れがないこと。	運搬は、大気圧条件下で実施するものであり、周囲の圧力が六十キロパスカルとなる条件ではないものの、当該条件における、漏れ確認は行ってないことから、当該項目については、適合性を確認出来ていない。	×
第五条六号 イ	容器に収納することができる核燃料物質等の量の二倍以上の量の核燃料物質等を吸収することができる吸収材又は二重の密封部分から成る密封装置を備えること。	ビニール袋で養生して運搬していたものの、吸収材又は二重の密封部分から成る密封装置は備えていない。	×
第五条六号 ロ	核燃料物質等の温度による変化並びに運搬時及び注入時の挙動に対処し得る適切な空間を有していること。	運搬を行った輸送物(分析用水)は、輸送経路において大きな温度変化が起こるものではなく、容器の蓋を閉めることにより、運搬時の液面の変動が起こった場合でも、漏出を防止できるような構造であるが、当該条件における、適切な空間を有していることの確認は行ってないことから、当該項目については、適合性を確認出来ていない。	×
第五条七号	表面における最大線量当量率が2ミリシーベルト毎時を超えないこと。	運搬の際に、線量・表面汚染の測定を実施していなかったため、当該項目については、適合性を確認出来ていない。	×
第五条八号	表面から一メートル離れた位置における最大線量当量率が百マイクロシーベルト毎時を超えないこと。	運搬の際に、線量・表面汚染の測定を実施していなかったため、当該項目については、適合性を確認出来ていない。	×
第五条九号	核燃料物質等の使用等に必要な書類その他の物品(核燃料輸送物の安全性を損なうおそれのないものに限る。)以外のものが収納されていないこと。	核燃料物質等の使用等に必要な書類その他の物品以外のものは収納していなかった。	○
第五条十号 イ	最大A型輸送物に係る一般の試験条件の下に置くこととした場合に、放射性物質の漏れがないこと。	運搬は、容器からの漏れに寄与するような環境、荷重条件下での運搬ではないものと考えているが、当該の試験条件下での漏れ確認は行っていなかった。	×
第五条十号 ロ	最大A型輸送物に係る一般の試験条件の下に置くこととした場合、表面における最大線量当量率が著しく増加せず、かつ、二ミリシーベルト毎時を超えないこと。	運搬は、容器からの漏れに寄与するような環境、荷重条件下での運搬ではないものと考えているが、当該の試験条件下での漏れ確認は行っていなかった。	×
第五条十一号	主務大臣の定める液体状又は気体状の核燃料物質等(気体状のトリチウム及び希ガスを除く。)が収納されているA型輸送物に係る追加の試験条件の下に置くこととした場合に、放射性物質の漏れがないこと。	運搬は、容器からの漏れに寄与するような環境、荷重条件下での運搬ではないものと考えているが、当該の試験条件下での漏れ確認は行っていなかった。	×

○：現時点で基準に適合していると判断した項目

×：現時点で基準に適合していると判断できない項目

もしくは基準に適合していることが確認できない項目

低濃度分析試料 輸送物の技術上の基準への適合性（排気筒フィルタの例）

外運搬規則	技術上の基準		その適合性	判断
第四条	第一号	容易に、かつ、安全に取り扱うことができること。	ポリ瓶であり、容易に、かつ、安全に取り扱うことができる。	○
	第二号	運搬中に予想される温度及び内圧の変化、振動により、き裂、破損等の生じるおそれがないこと。	ポリ瓶は、運搬中に予想される温度及び内圧の変化、振動により、き裂、破損等の生じるおそれはない。	○
	第三号	表面に不要な突起物がなく、かつ、表面の汚染の除去が容易であること。	ポリ瓶は、表面に不要な突起物がなく、表面の汚染除去が容易である。	○
	第四号	材料相互の間及び材料と収納される核燃料物質との間で危険な物理的作用又は化学反応の生じるおそれのないこと。	収納される核燃料物質は安定な液体試料であり、ポリエチレン容器に収納される。これらの材料間で危険な物理作用または化学反応は起こらない。	○
	第五号	弁が誤って操作されないような措置が講じられていること。	本輸送物には弁は取り付けられていない。	—
	第六号	開封されたときに見やすい位置に「放射性」又は「Radioactive」の表示を有していること。	表示は特にしていなかった	×
	第七号	表面における主務大臣の定める線量当量率の最大値（以下「最大線量当量率」という。）が五マイクロシーベルト毎時を超えないこと。	現場のBGが高く5 μ Sv/hは超えていないことを確認出来なかった。運搬前に線量の低いところで改めて確認することまではしなかった。	×
	第八号	表面の放射性物質の密度が主務大臣の定める密度を超えないこと。	測定を実施していないため、当該項目は適合していないと判断した。	×
	第九号	核分裂性物質*が収納されている場合には、外接する直方体の各辺が十センチメートル以上であること。	運送状態 ポリ瓶+ビニール袋+レジ袋 核分裂性物質ではないため、対象外	—

○：現時点で基準に適合していると判断した項目

×：現時点で基準に適合していると判断できない項目
もしくは基準に適合していることが確認できない項目

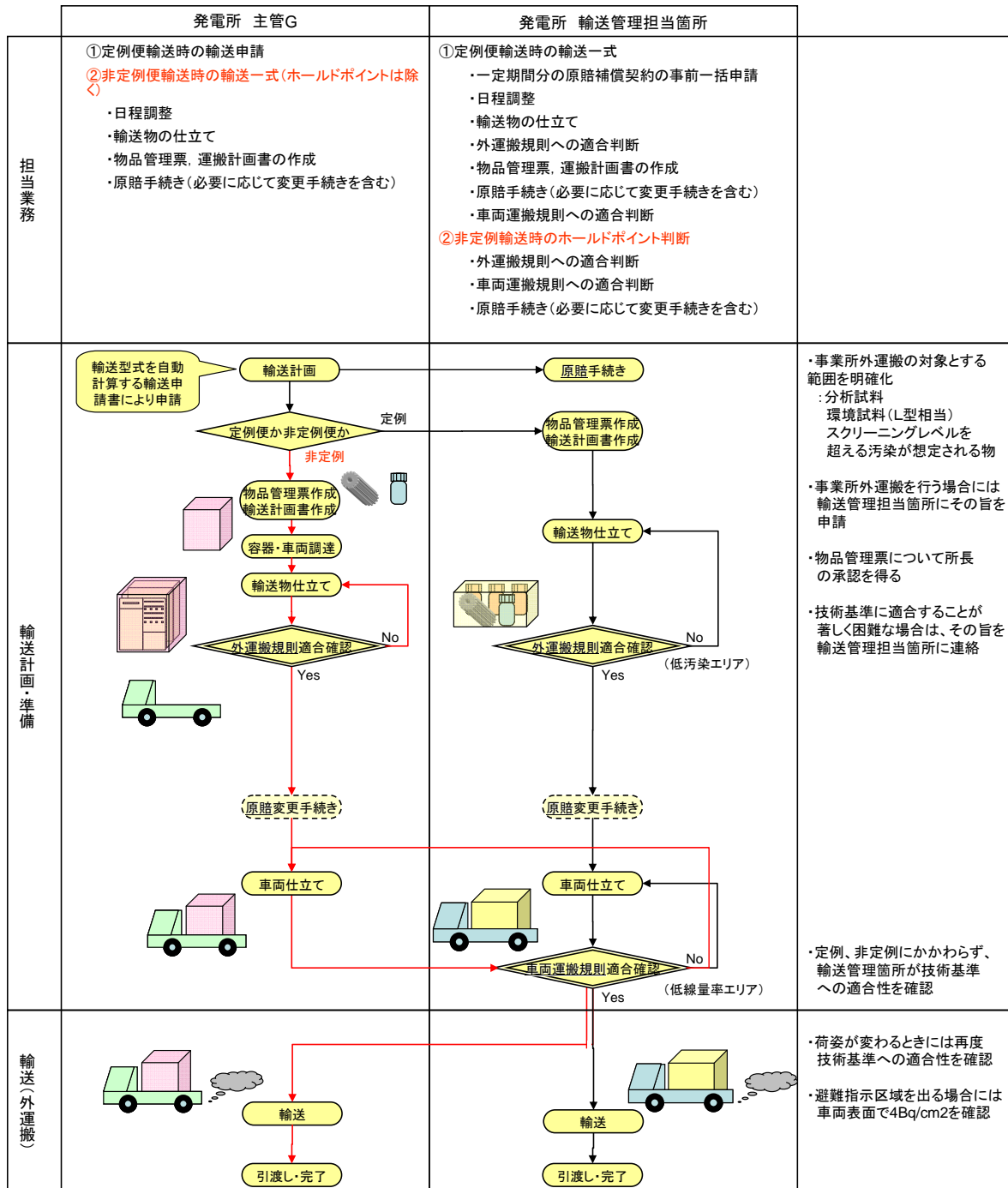
環境試料 輸送物の技術上の基準への適合性（放水口における海水試料の例）

外運搬規則	技術上の基準		その適合性	判断
第四条	第一号	容易に、かつ、安全に取り扱うことができること。	小型軽量のプラ容器(ペトリ皿)であり、容易に、かつ、安全に取り扱うことができる。	○
	第二号	運搬中に予想される温度及び内圧の変化、振動により、き裂、破損等の生じるおそれがないこと。	ペトリ皿やチャコールカートリッジは扱いが容易なものであり、運搬中の環境では故意に破壊しない限り問題は無い。	○
	第三号	表面に不要な突起物がなく、かつ、表面の汚染の除去が容易であること。	ペトリ皿は、表面に不要な突起物がなく、表面の汚染除去が容易である。	○
	第四号	材料相互の間及び材料と収納される核燃料物質との間で危険な物理的作用又は化学反応の生じるおそれのないこと。	ペトリ皿やチャコールカートリッジは安定な物質であり、これらの材料間で危険な物理作用または化学反応は起こらない。	○
	第五号	弁が誤って操作されないような措置が講じられていること。	本輸送物には弁は取り付けられていないため該当しない。	—
	第六号	開封されたときに見やすい位置に「放射性」又は「Radioactive」の表示を有していること。	表示をしていない。	×
	第七号	表面における主務大臣の定める線量当量率の最大値(以下「最大線量当量率」という。)が五マイクロシーベルト毎時を超えないこと。	当該項目は測定していないことから、当該項目への適合性は確認できていない。	×
	第八号	表面の放射性物質の密度が主務大臣の定める密度を超えないこと。	同上	×
	第九号	核分裂性物質*が収納されている場合には、外接する直方体の各辺が十センチメートル以上であること。	運搬状態 フィルタ + ペトリ皿 + ビニール小袋 + レジ袋 × (1～枚) 核分裂性物質ではないため対象外	—

○:現時点で基準に適合していると判断した項目

×:現時点で基準に適合していると判断できない項目
もしくは基準に適合していることが確認できない項目

今後の事業所外運搬の実施フロー（案）



柏崎刈羽原子力発電所5号機における保安規定違反の調査結果に関する
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4月16日
東京電力株式会社

当社は、平成24年3月2日、定期検査中の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）において、平成24年2月に原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業（以下、照射燃料作業）を実施した際、保安規定で2系列が動作可能であることが要求される中央制御室非常用換気空調系^{*1}のうち、1系列の外気隔離ダンパ（弁）が定例の点検作業により全開状態で閉動作できない安全処置がなされていたため、一時的に運転上の制限^{*2}を満足していない状態となっていたことを確認いたしました。

この事象について、平成24年3月16日に経済産業省原子力安全・保安院から嚴重注意を受けるとともに、保安規定違反が発生した直接原因および組織体制に起因する根本原因を究明し、再発防止対策について報告を求める旨の指示文書^{*3}を受領いたしました。

当社は、この指示に基づき、直接原因や根本原因の究明、再発防止対策の策定を行い、同院へ報告することとしておりました。（平成24年3月16日までにお知らせ済み）

当社は、本日、これらの調査結果と再発防止対策について、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。

保安規定違反が発生した直接的な原因について調査を行った結果、中央制御室非常用換気空調系のうち、外気取入れダンパに関する運転上の制限について、社内の関係者において正しく理解されておりませんでした。

このため定期検査工程策定の段階でダンパの点検作業と照射燃料作業の時期が適切に調整されず、照射燃料作業の許可を行う段階でも中央制御室非常用換気空調系の状態が適切でないことに気付かなかつたために、当該ダンパが動作しない状態で照射燃料作業が行われたものと推定いたしました。

当社は、再発防止対策として、今回の事例について、社内の関係者に対して注意喚起を図るとともに、保安規定の正確な判断を補助するために、社内で定めた「保安規定運用ガイド」等について、速やかに改訂し、保安規定の更なる理解向上に努めてまいります。

また、保安規定等に定められた内容を遵守して点検計画が策定できるよう、定期検査の工程表の策定にあたっては、保安規定の遵守状況をチェックする部署に確認する仕組みを再構築するとともに、照射燃料作業の許可にあたって、事前チェックの為に使用するチェックシートの見直し等の改善を図ることといたしました。

柏崎刈羽原子力発電所においては、業務に対する変革・改善活動に継続的に取り組んでおりますが、今回、組織体制に起因する根本的な原因を分析した結果、業務の標準化や改善、問いかける姿勢が必ずしも十分ではなかったものと考えており、今後も業務プロセスの見直しや継続的な改善活動を通じ、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 第5号機中央制御室非常用換気空調系の運転に係る保安規定違反に関する調査結果について<概要版>

* 1 中央制御室非常用換気空調系

事故時に当直員が過度な被ばくを受けることなく、中央制御室で必要な操作・措置がとれるように独立して設置された空調設備。2系列あり、1系列で100%の容量を有している。

* 2 運転上の制限

保安規定では原子炉の運転に関し、「運転上の制限」が定められており、今回の場合、照射された燃料に係る作業を実施する際に、中央制御室非常用換気空調系2系列（ファン2台、フィルタ1基および必要なダンパ（弁）、ダクト）が動作可能であることが求められている。

* 3 指示文書

「東京電力株式会社柏崎刈羽原子力発電所第5号機中央制御室非常用換気空調系の運転に係る保安規定違反について（指示）」

（平成24・03・15原院第3号）

原子力安全・保安院（以下「当院」という。）は、平成24年3月2日、貴社柏崎刈羽原子力発電所第5号機において、運転上の制限の逸脱が発生したことについて報告を受けました。

その内容を精査したところ、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。）第57条第1項では、原子炉の状態が運転、起動、高温停止及び炉心変更時又は原子炉建屋原子炉棟内で照射された燃料に係る作業時において、中央制御室非常用換気空調系は2系列が動作可能であることを運転上の制限とする旨が規定されていますが、1系列しか動作可能でなかった状況において、照射された燃料に係る作業が2度実施されており、このことは、保安規定の該当条項に違反すると判断します。

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、それらの再発防止策を策定の上、平成24年4月16日までに、当院に対し報告することを求めます。

柏崎刈羽原子力発電所 第5号機中央制御室非常用換気空調系の運転に係る保安規定違反に関する調査結果について ＜概要版＞

平成 24 年 4 月 16 日
東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所

1. 事象の概要

平成 24 年 3 月 2 日、定期検査中の柏崎刈羽原子力発電所 5 号機において、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）第 57 条で、原子炉建屋内で照射された燃料に係る作業（以下、照射燃料作業）を実施する際には、中央制御室（以下、MCR）非常用換気空調系 2 系列が動作可能であることが要求されているが、平成 24 年 2 月 25 日と 2 月 27 日、動作が要求される MCR 非常用換気空調系のうち、照射燃料作業（制御棒の移動作業及び使用済燃料の外観点検作業）時に、定例の点検作業により 1 系列の通常時外気取入れダンパが全開状態で閉動作できない安全処置がなされていたため、一時的に運転上の制限（以下、LCO）を満足していない状態となっていたことを確認した。

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た。

2. 状況調査結果および直接原因について

今回確認された事象に対する状況調査を行った結果、以下の状況を確認した。

- ・定期検査の工程計画・調整段階において、保全部門は、当初より、照射燃料作業が行われる可能性がある期間に MCR 通常時外気取入れダンパが動作不能となる計画を策定。
- ・安全処置・作業実施段階において、当直員は、MCR 通常時外気取入れダンパが動作不能な状態において照射燃料作業の開始を許可。
- ・過去の定期検査においても、本事象と同様な状況であった可能性がある。

上記をふまえ、関係者へ聞き取り調査を行った結果、MCR 通常時外気取入れダンパに関して以下の状況を確認した。

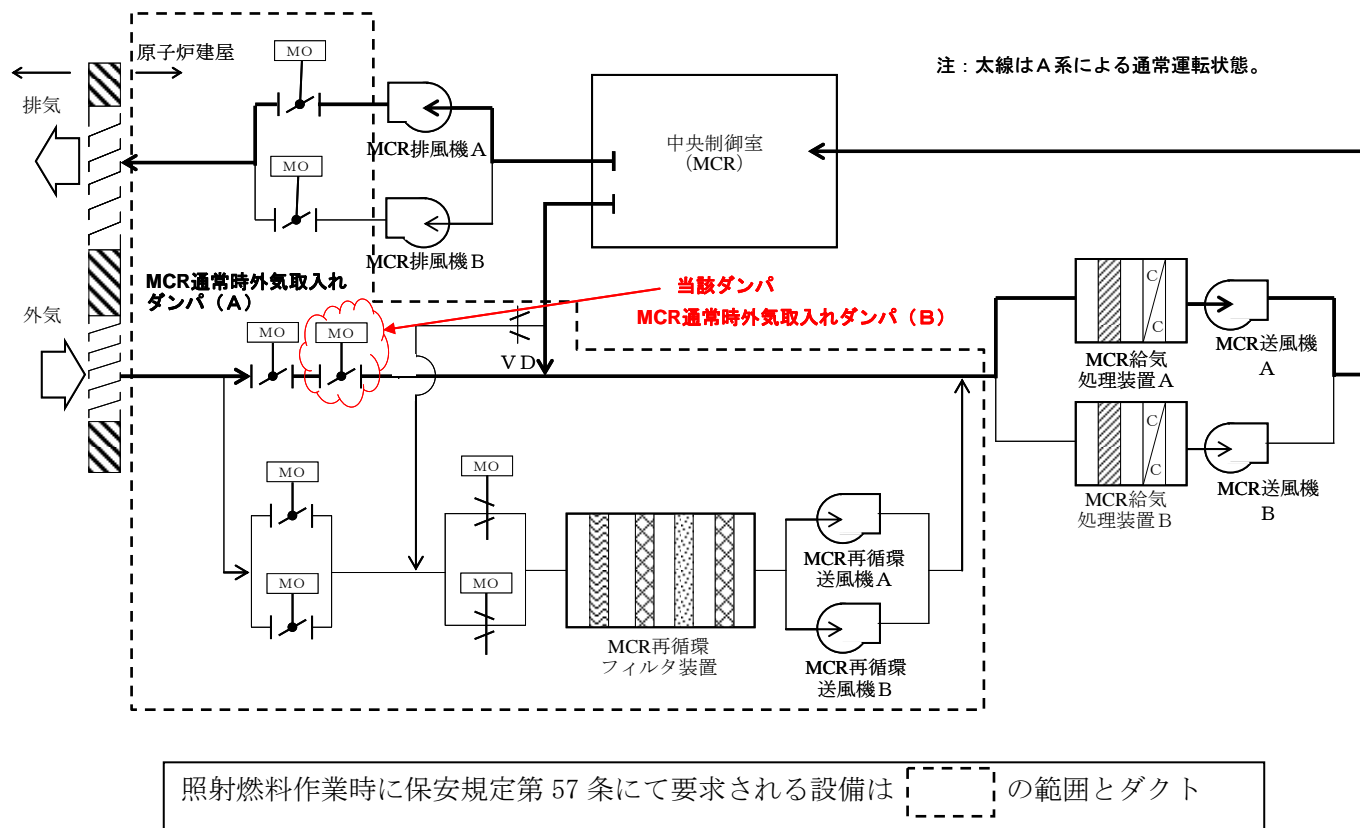
- ・保全部門は、「通常時外気取入れダクトに直列に配置される 2 弁のうち 1 弁が動作可能であれば、MCR 非常用換気空調系の機能は確保される」と誤認。
- ・当直員は、「保安規定第 57 条で要求されるダンパではない」と誤認。

したがって、平成 24 年 2 月 25 日及び平成 24 年 2 月 27 日において、MCR 非常用換気空調系の MCR 通常時外気取入れダンパ 2 弁のうち 1 弁が全開状態で閉動作できない処置がなされていたにも関わらず、照射燃料作業が許可され、実施された原因は、保全部及び当直員において、MCR 通常時外気取入れダンパに関する「保安規定第 57 条の要求事項が正しく理解されていなかった」ためと推定される。

3. 直接原因をふまえた対策

以上の調査結果をふまえ、以下の対策により保安規定第 57 条も含めた保安規定の更なる理解向上を図ることとする。

- (1) 保安規定の条文の解釈や運用上の留意事項等をまとめた『保安規定運用ガイド』において、解釈に迷う条文を関係者間で抽出し、最適な判断の手助けとなるよう記載内容の充実等を行う（現在、改訂作業中）。
- (2) 保安規定における LCO に関連する機器を名称等から調べることができるよう平成 17 年 11 月に整備した『保安規定関連機器検索資料』に MCR 通常時外気取入れダンパの記載がなかったため誤認していた当直員がいたことから、当該資料を改訂する。



中央制御室非常用換気空調系 系統概略図

4. 背後要因について

状況調査結果をふまえ、根本原因分析を行った結果、以下の背後要因があることを確認した。

- ・ LCO逸脱について正確な判断を行うためのガイドが作成されたが、体系的な見直し等が行われていなかったため、取り組みの成果として十分なものとなっていなかった。
- ・ 保安規定を遵守するための体制や仕組みを構築しているが、取り組みの成果として十分なものとなっていなかった。
- ・ チェックシートを用いて、照射燃料作業の開始にあたって必要となる設備が要求事項を満足していることを確認する運用を行っていたが、チェックシートの記載内容が不十分であるため、取り組みの成果として十分なものとなっていなかった。
- ・ これまで安全文化*の醸成活動に取り組んできているが、自らが原子力安全に積極的に関与しているとの意識については、更なる改善が必要である。

* 安全を最優先する風土や気風

5. 背後要因をふまえた改善事項

原因分析の過程で確認された背後要因についても以下のとおり確実に改善を図っていく。

- ・ LCO逸脱について正確な判断を行うためのガイド整備が不十分であったことに鑑み、「3. 直接原因をふまえた対策」を反映する。
- ・ 保安規定遵守状況に対して組織的な確認や審査の仕組みが不十分であったことに鑑み、保安規定ならびに停止時安全措置に係る系統の定期検査の作業については、それらの系統の機能を確保する必要がある期間以外の時期に、当該系統の機器に係る点検を実施する計画となっていないことを容易に確認でき、LCO逸脱のリスクが確実に排除される工程表へ変更するとともに、工程表上で保安規定遵守の観点から、保安規定の遵守状況をチェックする部署とともに確認する仕組みを再構築する。
- ・ 照射燃料作業前に使用するチェックシートの記載内容が不十分であったことに鑑み、当該チェックシートにおいて、通常の待機状態と異なる状態が確認された場合は、その状態を記載した上で上覧できるようチェックシートを見直すとともに、チェックした結果、疑義が生じた場合は、その状況を関係者で情報共有した上で照射燃料作業を許可する仕組みを構築する。

6. 根本原因について

根本原因分析をふまえ背後要因を整理した結果、原子力安全を最優先した意志決定を実現する目的で様々な取り組みが行われてきているが、この取り組みが十分な成果として得られておらず、その結果、

- ・ LCO逸脱について正確な判断を行うためのガイド整備が不十分。
- ・ 保安規定遵守状況に対して組織的な確認や審査の仕組みが不十分。
- ・ 照射燃料作業前に使用するチェックシートの記載内容が不十分。
- ・ 自ら積極的に関与する意識が不十分。

の4つの背後要因に結びついていることを勘案すると、根本原因は、以下の2点であると考えられる。

- (1) 業務実施方法の標準化や改善が不十分であったこと。
- (2) 問いかける姿勢が不十分であったこと。

7. 根本原因をふまえた再発防止対策

現在、柏崎刈羽原子力発電所においては、変革・改善活動に取り組んでおり、この中で、業務品質の向上を目指し業務プロセスの有効性について評価する等により業務の課題を明確にし、最適化を図ることとする。

また、安全文化の醸成活動を、これまで継続して取り組んできているが、平成23年度の評価結果は「当該活動の有効性を十分に確認できていない」、「当該活動は啓蒙活動が中心であり、実業務に織り込まれた体系的な活動が不足していた」等、課題があるとの評価であったこともふまえ、今後、実業務の中で体系的に活動し、有効性を確認しながら進めることにより、問いかける姿勢を含め、安全文化に対する意識を醸成していく。

以上

九州電力株式会社玄海原子力発電所3号機で確認された充てんポンプ主軸の折損を踏まえた確認等に関する指示文書の受領について

平成24年4月23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、「九州電力株式会社玄海原子力発電所第3号機で確認された充てんポンプ主軸の折損を踏まえた確認等について（指示）」の指示文書*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、適切に対応してまいります。

以上

*** 指示文書**

九州電力株式会社玄海原子力発電所第3号機で確認された充てんポンプ主軸の折損を踏まえた確認等について（指示）

（平成24・04・23 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4月23日に九州電力株式会社から、玄海原子力発電所第3号機の充てんポンプの主軸に折損が確認された件について、原因及び対策等に係る報告を受けました。

当該報告においては、充てんポンプの主軸が折損に至った原因として、体積制御タンクの低水位での長期間運転に伴い充てんポンプに気体が流入し主軸に異常な振動が発生していたこと、主軸製作時の加工工法により割りリング溝部の曲率半径が図面指示値より小さくなっていたこと及び羽根車の焼きばめに伴い割りリングと主軸が接触していたことが、主軸の折損に至った原因と推定しています。

当院は、本事象と同様の型式のポンプ（以下「同型ポンプ」という。）にて、過去にも本事象と同様の主軸の折損事象が発生していることに鑑み、貴社に対して、下記の事項について求め、その結果について、同年5月23日までに当院に対し報告することを求めます。

記

1. 安全上重要な設備のうち、同型ポンプが設置されているか確認すること。
2. 上記1. の結果、同型ポンプが設置されていることが確認できた場合、同型ポンプへの気体の流入などにより、運転中の同型ポンプの主軸に異常な振動が発生する可能性について評価を行うこと。
3. 上記2. の結果、異常な振動が発生する可能性がある場合、同型ポンプの主軸の加工方法、製作方法を考慮した上で、その異常な振動で主軸が折損に至るかどうか評価を行うこと。

新潟県沿岸における津波堆積物調査の評価結果について

平成 24 年 4 月 26 日
東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所

当所は、平成 23 年 11 月より、地域の皆さまにより一層のご安心をいただけるよう、歴史記録が少ない江戸時代以前から約 7,000 年前までの津波の痕跡情報を蓄積するため、当所周辺の新潟県沿岸部において、津波により海から運ばれた砂層などの堆積物の採取・分析を行う「津波堆積物調査」を実施してまいりました。

(平成 23 年 12 月 15 日までにお知らせ済み)

これまでの全 11 地点で調査・分析を行った結果、佐渡島下久知地区の 1 地点で津波の要因の可能性が高い堆積物（海拔約 1 m）と津波の要因の可能性もある堆積物（海拔約 4 m）が認められました。加えて出雲崎町井鼻地区（海拔約 3.5 m）、柏崎市西中通地区（海拔約 0.5m）、佐渡島窪田地区（海拔約 2.5m）の 3 地点で津波の要因の可能性のある堆積物が認められました。

一方、宮川地区、枇杷島地区、米山地区、柿崎地区の 4 地点の地層においても堆積物が確認されましたが、津波以外の要因による堆積物の可能性が高いものと判断しました。

これらの評価結果については、過去の文献などから確認できる歴史津波の最大高さ（発電所周辺で海拔約 2～3 m、佐渡で海拔約 4～5 m）と概ね変わらないものであり、東北地方太平洋沖地震で発生したような大きな津波の痕跡は確認されませんでした。

津波については、現在、国や自治体などで行われている津波の想定についての検討を踏まえ、必要に応じて柏崎刈羽原子力発電所の津波評価に反映してまいります。

以 上

添付資料：新潟県沿岸における津波堆積物調査の評価結果について

原子力施設の耐震安全性に係る新たな科学的・技術的知見の
継続的な収集及び評価への反映等のための取り組みに関する
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 4 月 26 日
東京電力株式会社

当社は、平成 21 年 5 月 8 日に経済産業省原子力安全・保安院より受領した指示文書*に基づき、原子力施設の耐震安全性に係る新たな科学的・技術的知見の収集に取り組んでまいりましたが、本日、平成 23 年度（平成 23 年 4 月 1 日～平成 24 年 3 月 31 日）の当社の取組状況について、原子力安全・保安院に報告いたしましたのでお知らせいたします。

当社の取り組みといたしまして、平成 23 年度に報告・発表などが行われた、耐震安全性に関連する国の機関の報告、学会や協会などの大会報告・論文、雑誌などの刊行物、海外情報などから、原子力施設の耐震安全性評価に関連する情報を含み、耐震安全性および耐震裕度の再評価につながる可能性のある情報について整理いたしました。

東北地方太平洋沖地震（活断層、地震・地震動、津波）に関連する情報に関しては、科学的・技術的知見として確立されるべく、現在も各種議論・検討がなされている状況を踏まえ、「将来、耐震設計等への反映が必要となる可能性が高い情報」を特に「東北地方太平洋沖地震に係る新知見情報」と位置付け取りまとめました。また、柏崎刈羽原子力発電所に固有なものとして、津波に対する発電所の安全性評価への反映が必要な情報が 3 件ありました。

原子力施設の耐震安全性に係る新知見につきまして、原子力発電所の耐震安全性向上の取組みに反映させていくとともに、東北地方太平洋沖地震に関する情報のうち活断層、地震・地震動、津波に関しては現段階で各種議論・検討が継続されている状況であることから、今後も継続的にこれらに係る知見の動向を注視し、必要に応じて原子力発電所の耐震安全性向上の取組みに反映させていくことといたします。

当社は今後とも、原子力発電所の耐震安全性に係る新たな科学的・技術的知見の継続的な収集に取り組んでまいります。

以 上

○添付資料

- ・原子力施設の耐震安全性に係る新たな科学的・技術的知見の継続的な収集及び評価への反映等のための取組に基づく報告について（概要）

* 指示文書

「原子力施設の耐震安全性に係る新たな科学的・技術的知見の継続的な収集及び評価への反映等のための取組について」

（平成 21・04・13 原院第 3 号）

原子力安全・保安院（以下「当院」という。）は、今後の原子力発電所の耐震安全性に係る信頼性の一層の向上を図る観点から、最新の科学的・技術的知見に照らして、原子力発電所の更なる耐震安全性の向上を図るための仕組みを整備することが必要であることを認識し、今後の取組のあり方を総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会耐震・構造設計小委員会地震・津波、地質・地盤合同WG及び構造WGにおける審議を経て整理した（平成 21 年 1 月及び 4 月）。この考え方を踏まえ、今般、当院は、耐震分野における新たな知見の反映のための仕組みとして、「原子力施設の耐震安全性に係る新たな科学的・技術的知見の継続的な収集及び評価への反映等について（内規）」（平成 21・04・13 原院第 3 号）を制定したところであり、当該内規に基づき、原子力事業者等に対し、下記の事項について適切に対応するよう求めることとする。

記

1. 耐震安全性に係る新知見の収集や、新たな科学的・技術的知見の原子力施設の耐震安全性の向上の取組への反映には時間を要することから、中長期的な方針を策定し、計画的かつ着実に対応を進めていくこと。
2. 敷地、敷地周辺の地質・地盤に関する情報収集及び自ら引き続き実施する地質・地盤調査や地震観測等、耐震安全性に係る新知見を幅広く収集すること。
3. 2. で収集した知見のうち、事業者において反映が必要と判断されたものを翌年度の 4 月末日までに当院に報告すること。
ただし、原子力施設の耐震安全性の向上のために特に重要と判断されるものについては、速やかに当院に報告するとともに、ほかの原子力事業者等に対して情報提供を図ること。
4. 3. の事業者において反映が必要と判断されたものについて、品質保証計画に基づく保安活動の一環として、原子力施設の耐震安全性の再確認や補修工事等の取組を行うこと。

原子力施設の耐震安全性に係る新たな科学的・技術的知見の
継続的な収集及び評価への反映等のための取組に基づく報告について（概要）

1. 検討内容

平成 23 年度における国の機関等の報告、学協会等の大会報告・論文、雑誌等の刊行物、海外情報等の公開情報を収集対象として、そのうち原子力施設の耐震安全性に関連する可能性のある情報を選定し、原子力施設への適用範囲・適用条件、耐震安全性評価への反映の要否等の観点から、検討・整理した。

2. 検討結果

(1) 東北地方太平洋沖地震（活断層、地震・地震動、津波）に係る情報

東北地方太平洋沖地震に関連する情報のうち、活断層、地震・地震動、津波に関しては、科学的・技術的知見として確立されるべく、現在も各種議論・検討がなされている状況を踏まえ、東北地方太平洋沖地震（活断層、地震・地震動、津波）に係る知見について「将来、耐震設計等への反映が必要となる可能性が高い情報」を特に「東北地方太平洋沖地震に係る新知見情報」と位置付け、原子力事業者に通ずる情報として、下表のとおり取りまとめた。また、「東北地方太平洋沖地震に係る新知見情報」に関連する個々の情報の数をあわせて下表に示す。

表 東北地方太平洋沖地震に係る新知見情報に関連する内容を含む情報数

東北地方太平洋沖地震に係る新知見情報	情報数	
	プレート間で発生した巨大連動型地震	地震・地震動
津波		201
海溝型巨大地震の影響によって発生した新たな地震	活断層	88
	地震・地震動	37

(2) 東北地方太平洋沖地震（活断層、地震・地震動、津波）以外の情報

原子力事業者に通ずる情報（以下、「共通報」という。）並びに、柏崎刈羽原子力発電所、福島第一原子力発電所、福島第二原子力発電所及び東通原子力発電所固有の情報（以下、「個別情報」という。）については、柏崎刈羽原子力発電所に固有なものとして、津波に対する発電所の安全性評価への反映が必要な新知見情報が3件あった。

a. 共通報

分野	反映が必要な 新知見情報	新知見 関連情報	参考情報
活断層	0	0	11
地盤	0	0	0
地震・地震動	0	0	4
建物・構築物	0	0	0
機器・配管系	0	0	14
土木構造物	0	0	2
津波	0	0	24
合計	0	0	55

b. 個別情報

発電所名	反映が必要な 新知見情報	新知見 関連情報	参考情報
柏崎刈羽原子力発電所	3	0	3 1 ^{※1}
福島第一原子力発電所	0	4	1 0 ^{※1、※2}
福島第二原子力発電所			
東通原子力発電所（建設中）	0	0	1 1 ^{※1、※2}

※1：柏崎刈羽地点、福島地点及び東通地点の重複情報（1件）を含む。

※2：福島地点及び東通地点の重複情報（5件）を含む。

原子力施設の耐震安全性に係る新知見については、原子力発電所の耐震安全性向上の取組みに反映していくとともに、東北地方太平洋沖地震に関する情報のうち活断層、地震・地震動、津波に関しては現段階で各種議論・検討が継続されている状況であることから、今後も継続的にこれらに係る知見の動向を注視し、必要に応じて原子力発電所の耐震安全性向上の取組みに反映していく。

今後とも、原子力発電所の耐震安全性に係る新たな科学的・技術的知見の継続的な収集に取り組んでいく。

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：4月12日)

平成24年4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24年4月6日から4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4月13日から4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4月8日から5月5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3月1日～31日 (平成19年7月16日～累計)	
件数	0件 (3,773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：4月19日)

平成24年4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4月13日から4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4月20日から4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4月15日から5月12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：4月26日)

平成24年4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4月20日から4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4月27日から5月10日までに点検および復旧を開始するもの

・なし

○平成24年4月22日から5月19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)

平成24年4月26日

別紙

【点検・復旧状況】


◆平成24年4月22日(日)～平成24年5月19日(土)

設備	項目	4月22日(日)～4月28日(土)	4月29日(日)～5月5日(土)	5月6日(日)～5月12日(土)	5月13日(日)～5月19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、まとまり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。

※  …… ゴールデンウィークによる作業中断予定(基本的に4/28～5/6はゴールデンウィーク期間となります)。それぞれの作業の進捗により期間を変更する場合があります。

今夏の電力需給に係る報告徴収の受領について

平成 24 年 4 月 20 日
東京電力株式会社

本日、当社は経済産業大臣より、「今夏の電力の供給力及び需要の見通しについて（報告徴収）」を受領いたしました。

当社は、当該報告徴収に基づき、今夏の電力需給に関するデータ等を取りまとめ、速やかに報告いたします。

以 上

今夏の電力需給に係る報告徴収の経済産業省への提出について

平成 24 年 4 月 23 日
東京電力株式会社

当社は、本年 4 月 20 日に、経済産業大臣より受領した「今夏の電力の供給力及び需要の見通しについて（報告徴収）」の指示内容に基づき、本日、今夏の電力需給に関するデータ等を経済産業省へ報告いたしましたのでお知らせいたします。

なお、今夏の電力需給見通しは、需給検証委員会等での検証結果を踏まえ、改めてお知らせさせていただきます。

以 上

報告徴収内容について

1. 原子力の再起動がないとした場合の需給バランス

(単位：万 KW)		7月	8月
供給力－ 需要	2010年H1	▲173	▲188
	2012年H1(節電織り込み、2010年猛暑並み)	266	251
	2012年H1(節電織り込み、平温)	426	411
予備率%	2010年H1	▲2.9	▲3.1
	2012年H1(節電織り込み、2010年猛暑並み)	4.8	4.5
	2012年H1(節電織り込み、平温)	7.9	7.7
最大電力 需要H1	2010年H1	5,999	5,999
	2012年H1(節電織り込み、2010年猛暑並み)	5,520	5,520
	2012年H1(節電織り込み、平温)	5,360	5,360
供給力	2010年H1	5,826	5,811
	2012年H1(節電織り込み、2010年猛暑並み)	5,786	5,771
	2012年H1(節電織り込み、平温)	5,786	5,771
原子力		0	0
火力		4,640	4,640
水力		317	302
揚水	2010年H1	890	890
	2012年H1(節電織り込み、2010年猛暑並み)	850	850
	2012年H1(節電織り込み、平温)	850	850
地熱等		7	7
融通等		▲28	▲28

2. 需要面

①2011年節電影響等

(単位：万 KW)

(発電端)		
2011年夏最大電力需要H3		4,886
2010年夏最大電力需要H3		5,886
差分		▲1,000
	気温影響	26
	節電影響	▲870
	景気影響等	▲198
	離脱影響	42

②2012年節電影響等

(単位：万 KW)

(発電端)		
2012年夏最大需要想定H3		5,253
2010年夏最大電力需要H3		5,886
差分		▲633
	気温影響	▲164

	節電影響	▲610
	景気影響等	159
	離脱影響	▲18

③夏の気温感応度（万 KW/℃）

2010 年実績	2011 年実績	2012 年想定
166	148	148（2011 年と同程度）

④気温関連データ

（単位：万 KW）

	時期	気温℃
過去 10 年間の最高 気温の最大値	平成 16 年 7 月 20 日	37.9
過去 10 年間の最高 気温の最小値	平成 21 年 7 月 16 日	33.9
過去 10 年間の最高 気温の平均値	—	35.8

3. 供給面

○発電所別供給力内訳表（別添）

特別事業計画の変更の認定申請について

平成 24 年 4 月 27 日

東京電力株式会社

当社は、平成 24 年 3 月 29 日、原子力損害賠償支援機構（以下、機構）に対して、原子力損害賠償支援機構法第 43 条第 1 項の規定に基づき、資金援助の内容等の変更を申請いたしました。これを踏まえ、本日、同法第 46 条第 1 項の規定に基づき、平成 24 年 2 月 13 日に認定を受けた特別事業計画の変更の認定について、機構の運営委員会による議決を経て、主務大臣（内閣府機構担当室及び経済産業省資源エネルギー庁）に対して申請いたしました。

なお、特別事業計画の変更の内容につきましては、主務大臣による認定を受け次第、当社として速やかにお知らせいたします。

以 上

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

① 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検討中。現場作業を前提とした配管の寸法計測、表面温度計測等の詳細調査を実施（3/28）。調査結果を踏まえ、モックアップ試験を実施した結果（図1参照）、既存技術の応用で設置が可能との見通しを得たため、除染・遮蔽工事を実施予定（～5月末予定）。7月から現地工事開始予定。
- 多核種除去設備の検討・設計
 水処理後の水に含まれる放射性物質濃度（ α 、 β 核種等）をより一層低く管理する多核種除去設備を導入する。現在、基礎工事を実施中（4/1～）であり、その後設備本体の設置工事を実施予定。また、3月までに実施した基礎試験の結果を踏まえ、設備の詳細設計を実施中。今後性能確認のため確認試験実施を予定、あわせて全体工事工程については検討中。
- 原子炉建屋等への地下水流入抑制
 - ・ サブドレン水汲み上げに向け、1～4号機の一部のサブドレンピットについて浄化試験実施中（～5月下旬予定）。浄化試験では、放射性物質及び堆積物・浮遊物の除去作業を実施しており、先行する一部ピットで浄化完了となる見込み。今後他ピットへ展開予定。
 - ・ サブドレンの復旧計画と並行し、地下水を建屋の上流で揚水して流路を変更することにより建屋周辺の地下水位を低下させ、1～4号機建屋内への地下水流入量を低減する方策（地下水バイパス）について検討中（図2参照）。
- 水処理設備の信頼性向上
 RO（逆浸透膜装置）濃縮水移送配管からの漏れに係る原因調査及び対策のまとめを実施中。対策としてRO処理前後の水の各種移送配管についてPE（ポリエチレン）管化工事を実施中（RO濃縮水移送配管のうち現在使用している主要配管はPE管化済（4/18）、4月末までにメインルートはPE管化、全体は5月末完了予定）。

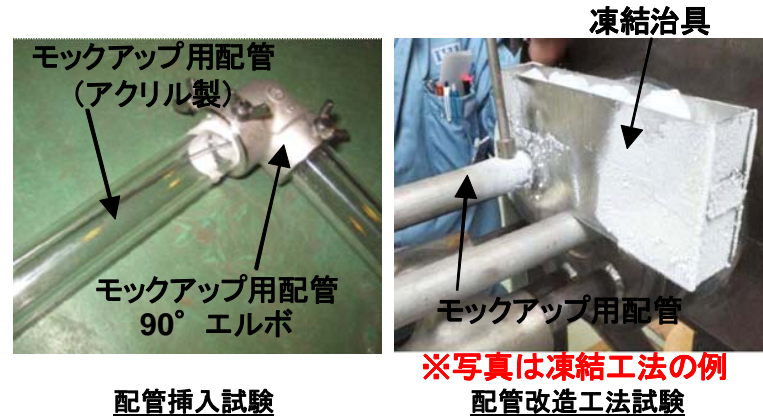


図1：圧力容器代替温度計設置モックアップ試験

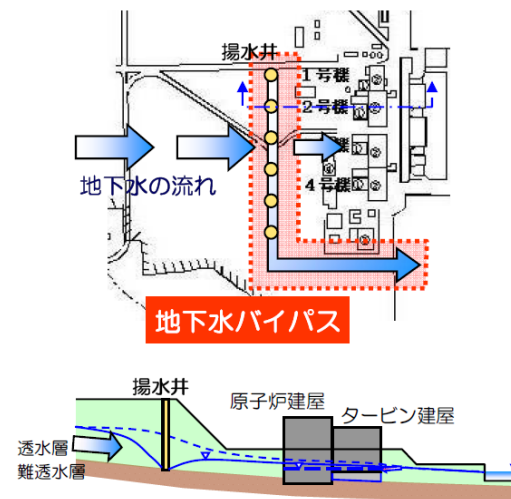


図2：地下水バイパス（イメージ）

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

- 更なる汚染拡大防止対策
 取水路前面エリアの海底土を固化土により被覆する。1～4号機取水路前面において、1層目の被覆を完了し（3/29）、現在2層目の被覆を実施中（4/5～5月上旬予定）。今後、5、6号機側にシルトフェンスを追加設置（5月上旬～中旬予定）した後、5、6号機取水路前面の被覆工事を実施予定（5月中旬～6月末予定）。
- 敷地境界における実効線量低減
 - ・ 敷地境界線量の低減のため、一時保管施設の準備工事（2/13～5月末予定）の内、底部遮水シートの敷設が終了し、現在保護土工を実施中。

- ・ モニタリングポストでの、放射性物質の放出検知の精度を向上するため、周辺の環境改善（森林の伐採、表土の除去、遮へい壁の設置）を実施（2/10～4/18）。改善を必要としないMP-1を除き、MP-2～8において全て目標値（ $10\mu\text{Gy/時}$ 以下）まで線量低減達成（4/16時点）。
- ・ 発電所全体からの敷地境界における年間被ばく線量として、4月時点の気体廃棄物及び一時保管中の固体廃棄物による線量を合計で最大約5.8mSv/年と評価（北西部敷地境界）。
- 飛散瓦礫調査の実施
 瓦礫の飛散状況の確認のため、1～4号機の中心から敷地周辺に向けて構内を踏査（3/27、28）。中心から半径500mの近傍で飛散瓦礫と推定される資材5個を確認。飛散状況から瓦礫は構内に留まっているものと推定。敷地外における浮遊物等の目撃情報については、今後現場確認を行っていく。
- 構内における全体除染計画の立案
 作業員の被ばく線量の低減、作業性の向上、汚染拡大防止を目的として、敷地内に沈積した放射性物質について、多くの作業員が滞在するエリアを優先し、滞在時間や空間線量率に応じた除染を実施する方針を立案。
- 20km圏内魚介類モニタリング
 発電所周辺20km圏内の沖合で、状況把握のために3月～6月に魚介類を10点で月1回採取（海水、海底土も合わせて採取）し、放射能濃度を測定。3/29採取のコウナゴ、イシカワシラウオの結果は、食品の基準（Cs-134,137 合計100Bq/kg）を下回り、同20km圏外の結果と同程度。4/7採取のスズキ等については同基準を超えるものが多かった。

③ 使用済燃料プールからの燃料取出計画

- 4号機原子炉建屋の健全性の確認
 4号機燃料取出し用カバーの本体工事着手（4/17）にあたり、使用済燃料プール、原子炉ウエルの水平度を調査し、原子炉建屋の健全性を確認（4/12）（図3参照）。使用済燃料プールは、現状、塩分除去、ヒドラジン注入及び循環冷却の効果により腐食の進行は概ね抑制と評価。
- 使用済燃料プール内の水中事前調査
 - ・ 3号機については、今後の使用済燃料プール内の瓦礫撤去計画の立案のため、水中カメラを遠隔操作し、プール内の水中事前調査を実施（4/13）（図4参照）。プール内には瓦礫が落下しており、一部の燃料が損傷している可能性は否定できないが、放射能レベルから大量の使用済燃料が損傷している可能性は低い。
 - ・ 4号機については既に調査を実施しており、瓦礫撤去計画の立案のためプール内の瓦礫分布マップを作成済。今後瓦礫撤去治工具類の設計・製作及び瓦礫撤去方法の検討を行う。
- 3、4号機原子炉建屋上部瓦礫撤去
 瓦礫撤去、構台設置作業継続中。4号機において、燃料取出し用カバーの本体工事に着手しており、現在地盤改良工事中（図5参照）。

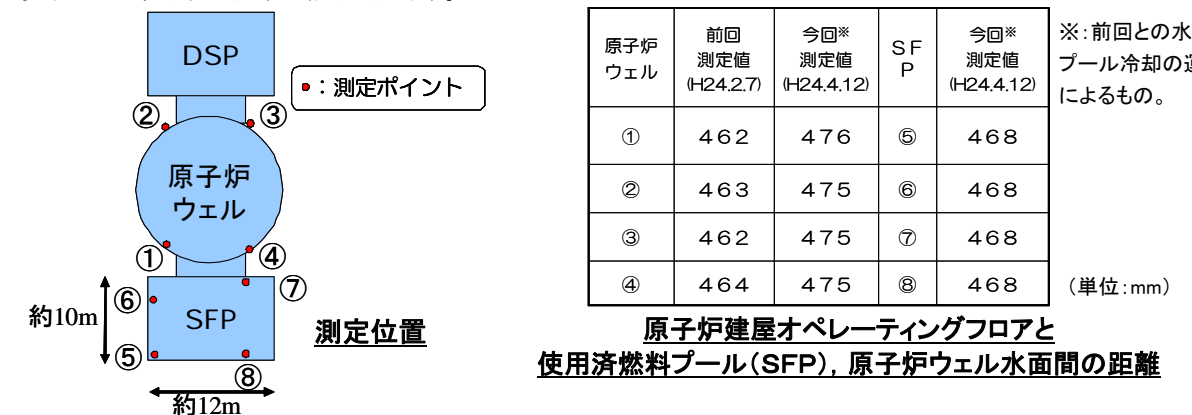


図3：使用済燃料プール、原子炉ウエル水平度調査結果

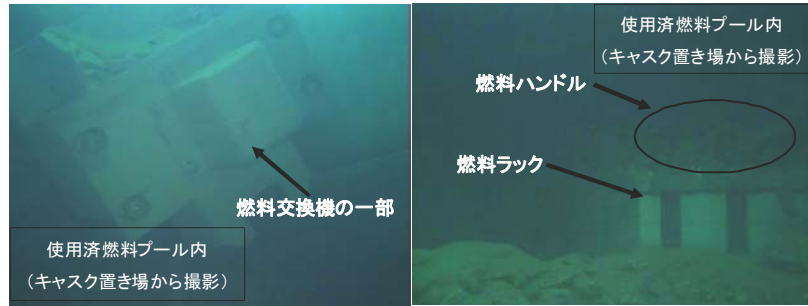


図4：3号機使用済燃料プール内調査

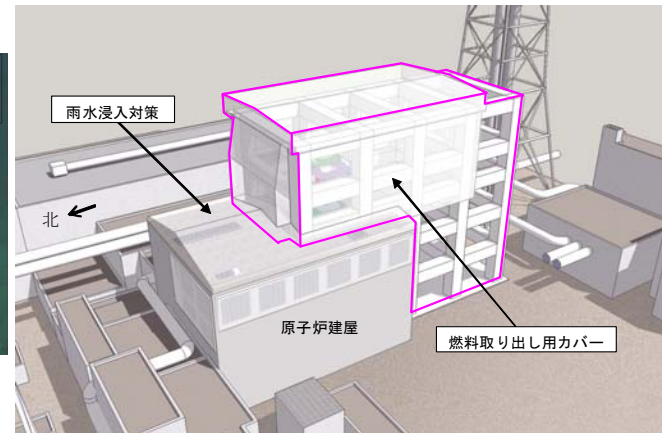


図5：4号機燃料取出し用カバー構築イメージ

④ 燃料デブリ取出計画

- 建屋内の除染
 - ・ ロボットを使用し原子炉建屋内の汚染状況調査を行う。2F構内にて運転操作訓練を実施（～4/20）した後、4/23に1Fへロボットの搬入を行い、5月中旬より1～3号機の原子炉建屋内の調査を開始予定。
 - ・ 7月中旬に、汚染形態に応じた最適な除染方法の選定を目的とした模擬汚染除染試験を実施予定。
- 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、想定した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。
 - ・ 格納容器からの漏えい箇所および原子炉建屋からタービン建屋への漏えい箇所の調査・止水対策を行うにあたり、ロボットによりトラス室内を可能な範囲で調査（4/18）（図6参照）。
 - ・ 格納容器からの漏えいの有無等、現場状況の把握のため3号機格納容器機器ハッチのシールドプラグと建屋の隙間よりファイバースコープを挿入し、機器ハッチ部の調査を実施（4/19）。

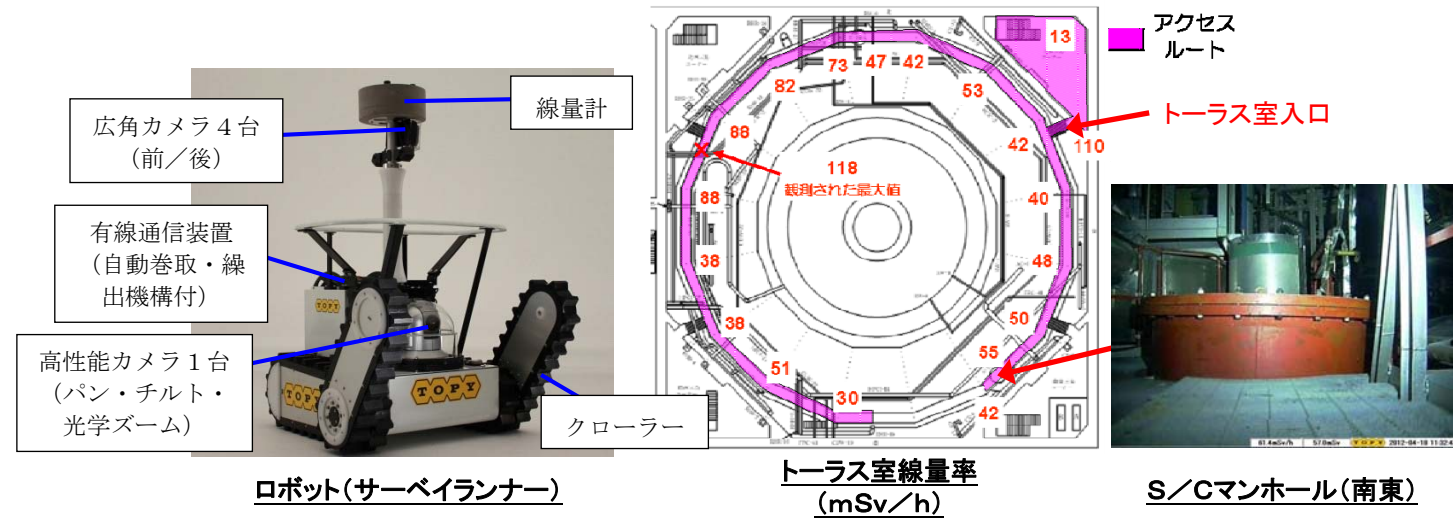


図6：2号機トラス室内調査概要

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、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（日本原子力研究開発機構）へ輸送し核種別放射能濃度を分析中。（Co-60, Cs-137, Nb-94, Eu-152, Eu-154, H-3については完了、C-14につい

ては一部実施済み。その他の核種については、前処理等に時間を要しているため分析計画の見直しを実施中)。

- 放射性廃棄物の処理・処分
 - ・ ガレキ等のサンプリング方法、分析方法を検討中。5月下旬よりサンプリング、分析を開始できるよう調整中。

⑥ 実施体制・要員計画

- 要員管理
 - ・ 5月に予定されている作業についても必要な作業員（約2,600人程度）の確保が可能な見込み。
 - ・ 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159名の配置転換を実施）。
 - ・ 3月時点地元雇用率は現在72%（協力企業作業員の実績）。
- 労働環境・生活環境改善
 - ・ 継続的な労働環境改善を進めるために、協力企業との定期的な意見交換会を実施（1Fでの車両スクリーニングの開始、休憩所の利便性向上、熱中症予防対策等について意見交換（3/30））（次回4/27予定、月1回程度）。
 - ・ 4月24日より、1Fに設置した車両のスクリーニング・除染場の試験運用を開始。

⑦ 作業安全確保に向けた計画

- 継続的な医療職の確保
 - 4/1より男性看護師4名を採用し、1F救急医療室とJヴィレッジ診療所へ配置。継続的な医療運営体制について継続して検討中。
- 免震重要棟の非管理区域化
 - 免震重要棟の線量低減対策作業（床面及び壁面への鉛板取付け、ゲートモニタ設置等）を実施中。5/1より非管理区域の運用開始予定。
- 熱中症予防対策の検討、実施
 - 平成24年度の熱中症予防対策として、主に以下の事項を実施する（昨年より2ヶ月以上早めに開始）。今後とも予防対策の具体化検討、実施を継続する。
 - ・ WBGT*値の電光表示パネルを設置（図7参照）。
 - ・ WBGT値により、作業時間、休憩の頻度・時間、作業強度の変更等の実施
 - ・ 7月、8月の14時から17時の炎天下における作業の原則禁止
 - ・ 適度な休憩の付与と休憩時の水分・塩分の摂取を徹底
 - ・ 身体を冷却する機能を有する作業着（クールベスト等）を着用
 - ・ チェックシートを用いた作業員の体調管理

*WBGT：湿球黒球温度。個人がばく露される熱ストレスを表す経験的な指数。暑さ指数。



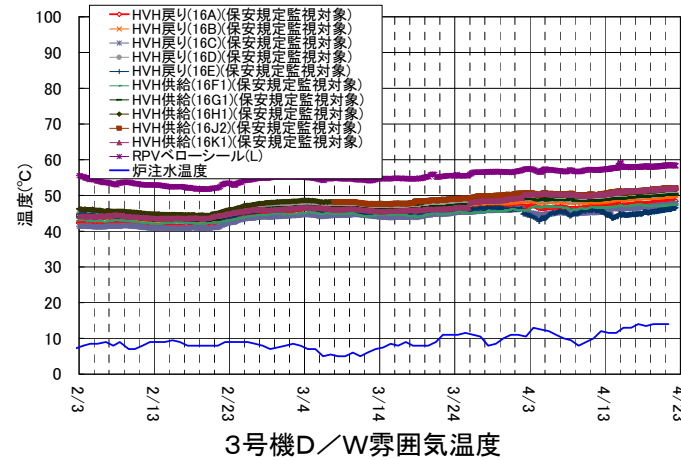
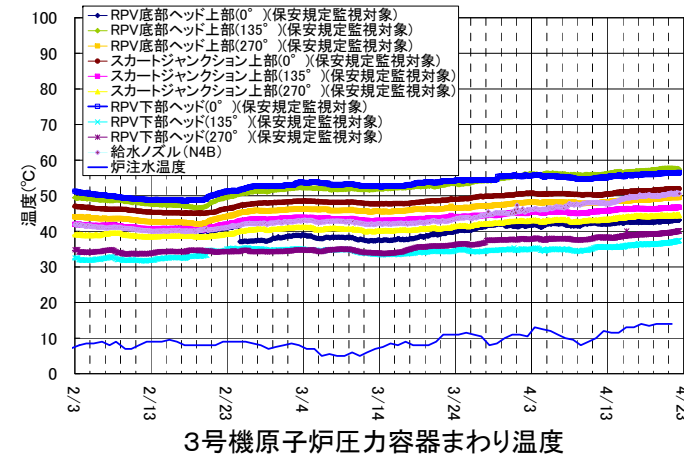
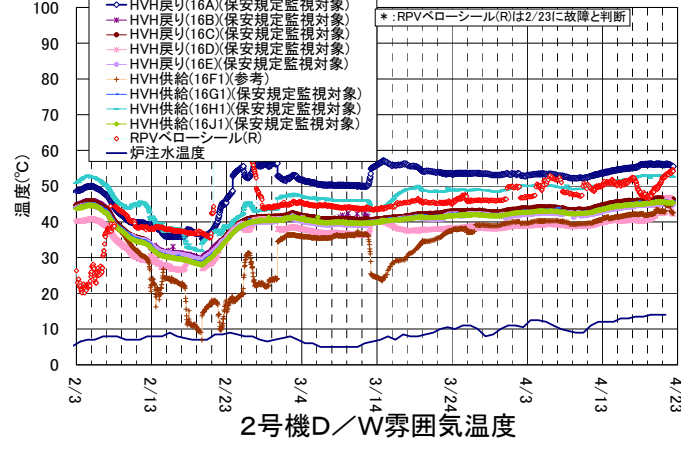
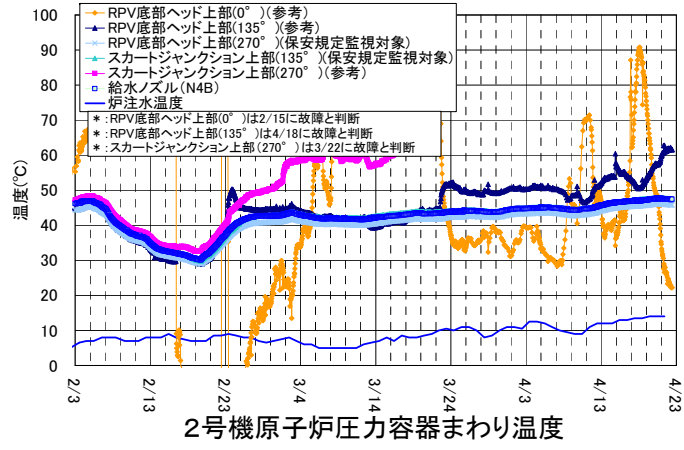
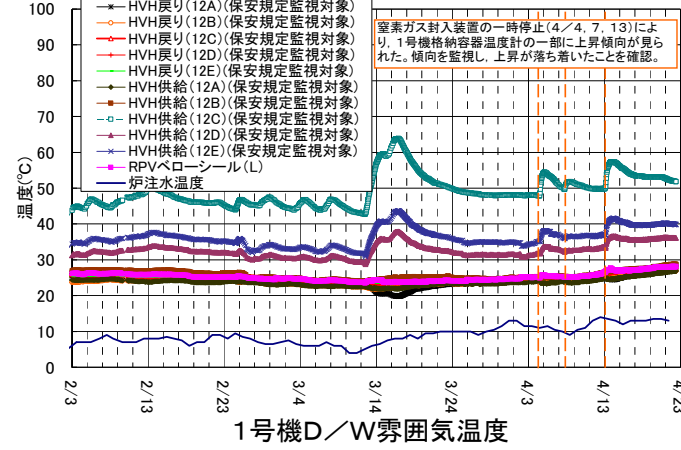
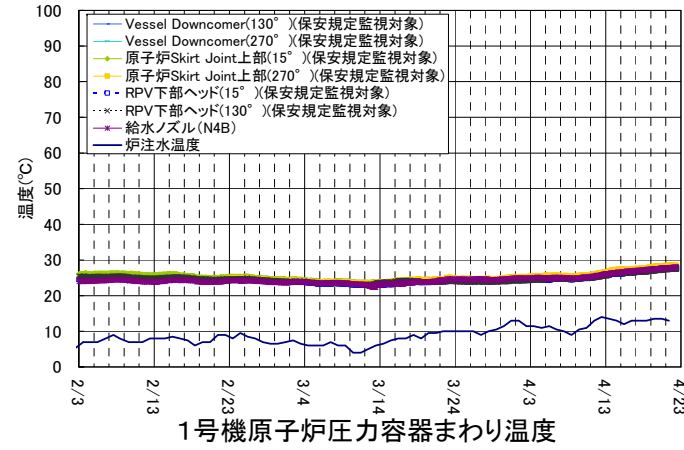
図7：熱中症予防対策（電光表示パネル）

⑧ その他

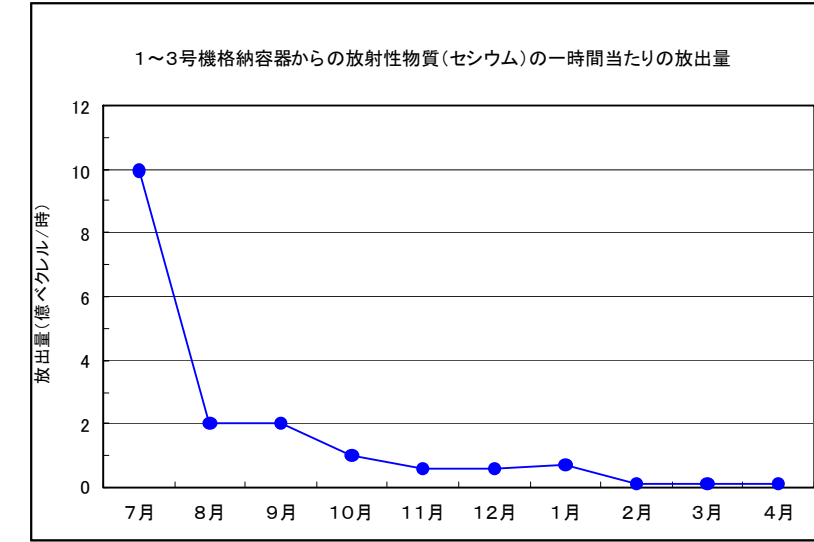
- 研究開発プロジェクトの実績評価及び見直しの方向性について
 - 各研究開発プロジェクトの「H23年度の事業実績の評価」と、「H24年度事業計画の見直しの方向性」について取り纏めた。この結果をふまえて、今後研究開発計画の改訂を行う予定である。

2. 冷温停止状態の確認について

- 1～3号機の原子炉压力容器底部温度，格納容器気相部温度は，約25℃～約60℃（4/22現在）であり，非常に緩やかな上昇傾向を示している。また，格納容器内圧力は上昇傾向を示しているものの，格納容器からの放射性物質の放出量等のパラメータについては有意な変動がなく，総合的に冷温停止状態を維持と判断。



- ・ 原子炉格納容器ガス管理システム内の気体を，希ガスモニタまたはサンプリングにて確認した結果，キセノン135は約0.1Bq/cm³未満であり，再臨界判定基準(1Bq/cm³)を十分に下回っている。
- ・ 1～3号機格納容器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0.07億ベクレル/時，3号機約0.002億ベクレル/時と評価。1～3号機合計の放出量は先月と同様に最大で約0.1億ベクレル/時と評価(合計値を切り上げ)。これによる敷地境界における被ばく線量は0.02mSv/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)



さらに，モニタリングポスト(MP-1～8)及び仮設モニタリングポスト(事務本館南側，正門，西門)の指示値を連続監視しており，敷地境界の線量に変化がないことを確認している。

- ※1 窒素ガス供給装置の一時停止(4/4, 7, 13)により，1号機格納容器温度計の一部に上昇傾向が見られた。傾向を監視し，上昇が落ち着き安定したことを確認。
- ※2 2号機原子炉压力容器底部ヘッド上部温度計(135°)において，指示値上昇を確認した(4/14 20時:53.8℃→21時:59.9℃)。当該温度計の直流抵抗測定を実施し，信頼性評価判断基準を逸脱していたため，監視計器から除外。4/18に再度直流抵抗測定を実施し，故障と判断。

以上

- ・ 压力容器底部及び格納容器気相部温度は定期的に確認しており，一部の計器^{※1, 2}を除き，注水温度の上昇に応じて，緩やかに上昇傾向。今後も外気温の上昇に応じて上昇していく見込み。
- ・ 格納容器内圧力についても定期的に確認しており，緩やかに上昇していることを確認。格納容器圧力の上昇は窒素封入量に対して，格納容器ガス管理設備の排気風量が低下していることが原因と推定している。

新潟県沿岸における津波堆積物調査の評価結果について

1. 調査の概要

新潟県沿岸における津波堆積物調査は、平成 23 年 3 月 11 日の東北地方太平洋沖地震の発生を踏まえ、地域の皆さまにより一層のご安心をいただけるよう、柏崎刈羽原子力発電所の立地する新潟県沿岸部において、歴史記録が少ない江戸時代以前～おおよそ 7,000 年前までの津波の痕跡の情報を蓄積することを目的としています。

調査は、現地の作業を平成 23 年 11 月から開始し、3 月までに試料採取を完了しました。また、年代等の試料分析を平行して実施してまいりました。今回の報告は、現段階での評価結果をお知らせするものです。

2. 津波堆積物調査の実施位置

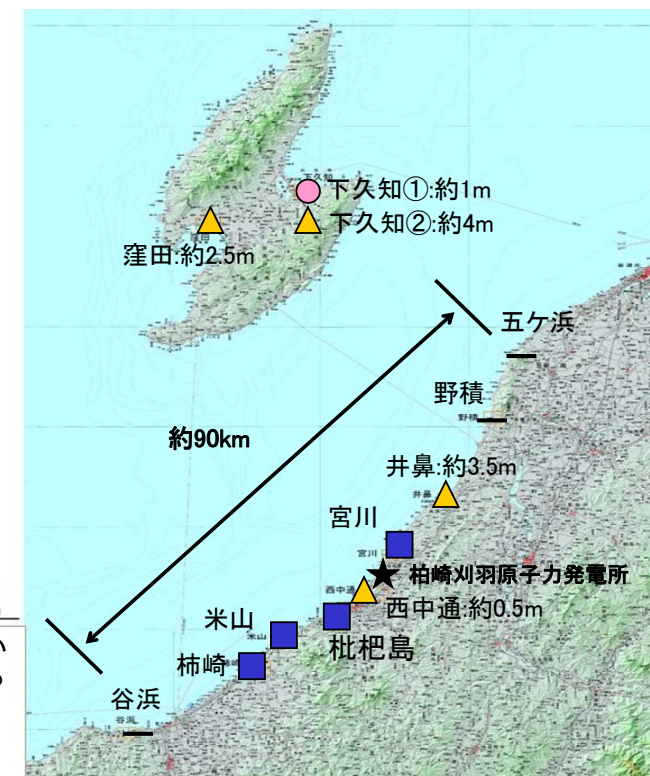
- 新潟県佐渡島沿岸の 2 地点 佐渡市 下久知・窪田
- 新潟県本州側沿岸の 9 地点 新潟市 五ヶ浜^(※)、長岡市 寺泊野積、出雲崎町 井鼻
柏崎市 宮川・西中通・枇杷島^(※)・米山、上越市 柿崎・谷浜

(※) 調査状況を踏まえ追加した地点

それぞれの地点で 2～10 箇所、合計で 55 箇所、約 1m～7m の深さで試料を採取しました。

3. 調査結果の概要

- 佐渡島 2 地点、本州側 6 地点において、イベント堆積物（参考①参照）が認められました。
- イベント堆積物の分析・検討の結果、佐渡島で 1 地点（下久知：海拔約 1m）のイベント堆積物について、津波起因の可能性が高いと評価しました。
- また、本州側で 2 地点（井鼻：海拔約 3.5m、西中通：海拔約 0.5m）、佐渡島で 2 地点（下久知：海拔約 4m、窪田：海拔約 2.5m）のイベント堆積物について、津波起因の可能性があると評価しました。

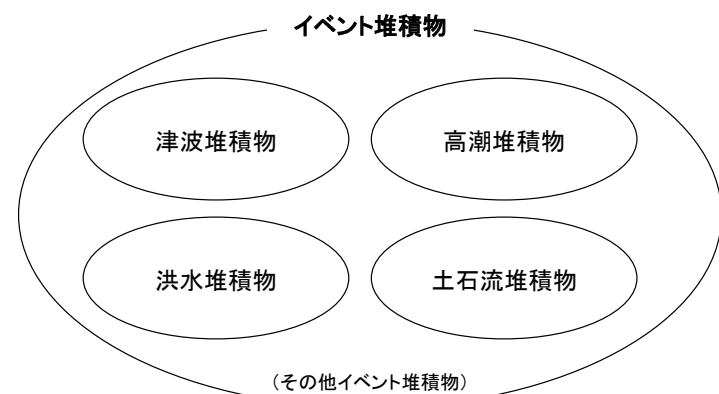


●: イベント堆積物があり、津波起因の可能性が高い
▲: イベント堆積物があり、津波起因の可能性がある
■: イベント堆積物があるが、津波以外の要因の可能性が高い
—: 評価に適する堆積物が分布せず、評価できない

※数字はイベント堆積物の海拔

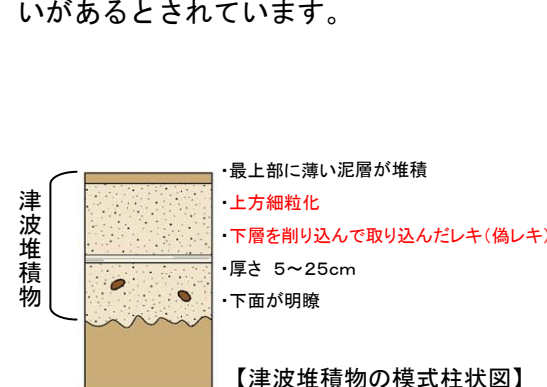
参考① イベント堆積物とは

イベント堆積物は、静穏な環境で堆積した泥炭層や粘土層中に挟在する地層（主に砂層）を指し、津波・高潮・河川の洪水・土石流など環境の急変を示唆する地層と考えられます。



参考② 津波堆積物の特徴（高潮堆積物との違い）

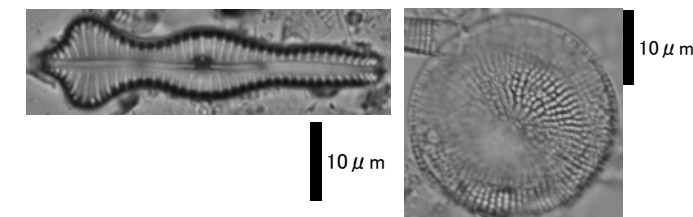
津波も高潮も、海からの堆積物を陸地に運びますが、一般に、以下のような特徴の違いがあるとされています。



(用語)
上方細粒化: 含まれる構成粒子が上方に向かって細粒化する堆積構造。
レキ: 岩石または鉱物の粒径 2mm 以上ある粒の総称
リップル: 移動する砂粒子が河床や海底面などに作る堆積構造。
ラミナ: 地層中に肉眼で観察できる堆積構造のうち、最小のもの。厚さ 1cm 以下のものを呼ぶこともある。

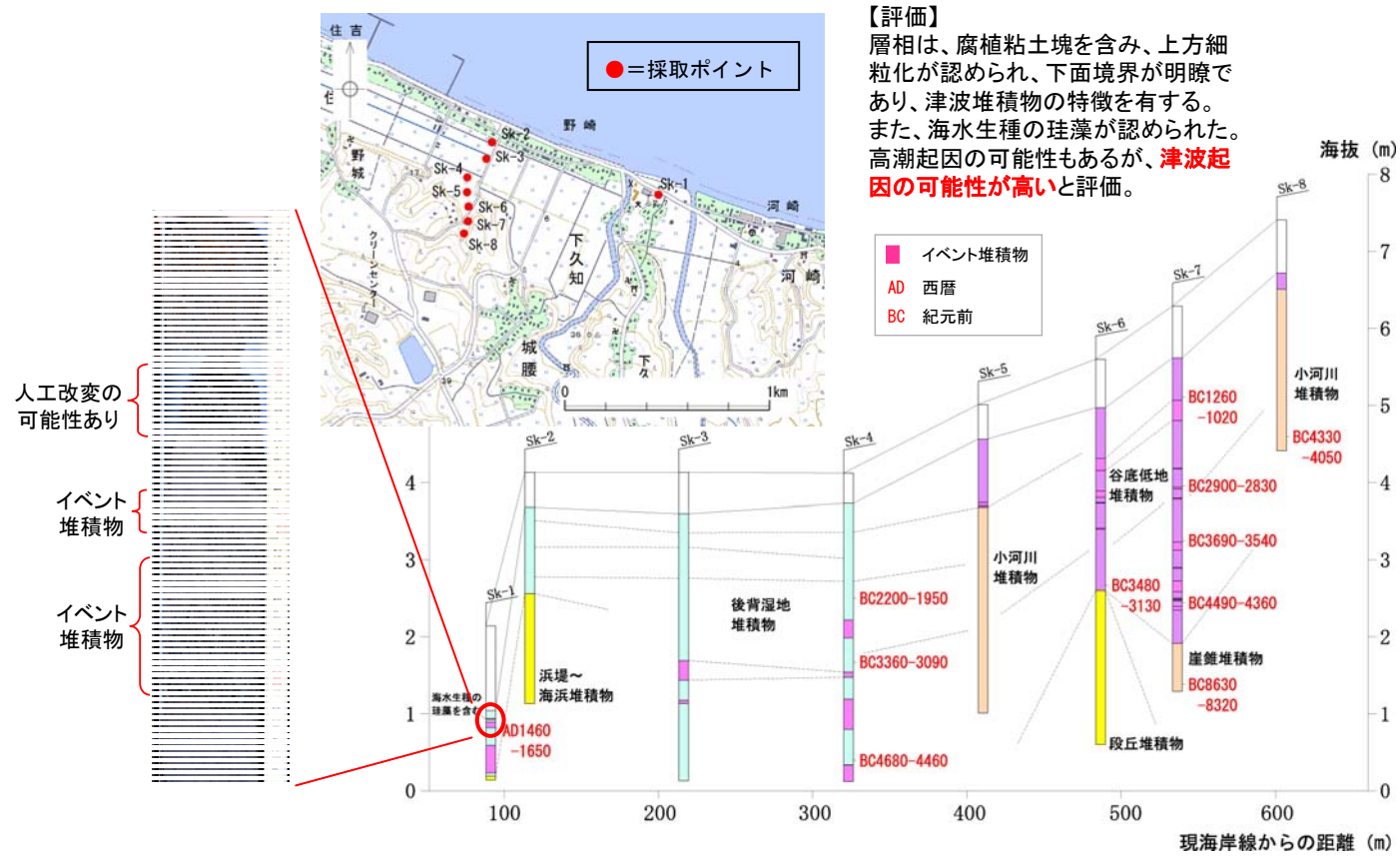
参考③ 海からと陸からの堆積物の違い

イベント堆積物は、海からの堆積物（津波・高潮など）と、陸からの堆積物（河川の洪水・土石流など）に大別されます。珪藻には、海水生種、汽水生種、淡水生種があることを利用し、地層中に含まれる珪藻の化石を分析することにより、その地層が堆積した環境を推定できます。



【淡水生種の珪藻の例】 【海水生種の珪藻の例】

4. 調査結果の例（下久知地点）



5. 評価結果の一覧

調査地点	イベント堆積物		津波堆積物の可能性の判定根拠			総合判定	年代
	有無	海拔	層相	海水生種の珪藻	粒度・粒子組成		
佐渡島	下久知①	有	約1m	○ 腐植粘土塊を含む 上方細粒化、下面境界が明瞭	○	海浜砂に複数の種類があるため、比較困難	● 約600年前以降
	下久知②	有	約4m	○ 下面境界が明瞭 淘汰良好	○	海浜砂に複数の種類があるため、比較困難	▲ 約4000年前
	窪田	有	約2.5m	△ 下面境界が明瞭 淘汰不良	○	時代が古く、比較困難	▲ 約4000年前
本州側	五ヶ浜	無	/	/	/	/	-
	野積	無	/	/	/	/	-
	井鼻	有	約3.5m	△ シルト塊を含む 下面境界がやや不明瞭	○	海浜砂にやや類似	▲ 約1000年前以降
	宮川①	有	約6.5m	○ 下面境界が明瞭	×	海浜砂にやや類似	■ -
	宮川②	有	約5.5m	△ 下面境界が明瞭 薄層のため堆積構造不明	×	山砂にやや類似	■ -
	西中通①	有	約0.5m	○ シルト塊を含む、上方細粒化 下面境界が明瞭	△ (総産出数は少ない)	時代が古く、比較困難	▲ 約5000年前
	西中通②	有	約3.5m 約0.5m	△ 粘土薄層のため 堆積構造不明	×	時代が古く、比較困難	■ -
	枇杷島	有	約-1m	×	○	時代が古く、比較困難	■ -
	米山	有	約8.5m	○ 下面境界が明瞭 現砂丘砂に類似	×	/	■ -
	柿崎①	有	約-1.5m	△ 腐植土塊を含む 下面境界がやや不明瞭	×	時代が古く、比較困難	■ -
柿崎②	有	約-1m	△ 粘土薄層のため 堆積構造不明	×	時代が古く、比較困難	■ -	
谷浜	無	/	/	/	/	-	

判定根拠の凡例

総合判定の凡例

○：津波堆積物であることを肯定する方向の結果
 ×：津波堆積物であることを否定する方向の結果
 △：津波堆積物であることを肯定も否定も可能な結果
 /：分析未実施
 ●：イベント堆積物があり、津波起因の可能性が高い
 ▲：イベント堆積物があり、津波起因の可能性がある
 ■：イベント堆積物があるが、津波以外の要因の可能性が高い
 -：評価に適する堆積物が分布せず、評価できない

6. 津波高さの記録がある歴史津波との比較

柏崎刈羽原子力発電所周辺において津波起因の可能性が考えられる堆積物の分布状況は、確認されている歴史津波の最大高さ（発電所周辺で2～3m、佐渡島で4～5m）と概ね変わらないものでした。

なお、今回の調査で津波起因の可能性の高い堆積物が確認された下久知地点の近傍では、過去に津波堆積物調査が行われており（斎藤他(1997)）、加茂湖の湖底において地震・津波に関係したと評価される堆積物が確認されています。

調査地点	1833年 天保山形沖	1964年 新潟地震	1983年 日本海中部地震	1993年 北海道南西沖地震	津波堆積物調査結果 (海拔)
下久知	約4～5m (両津)	約2.4～3.1m (両津)	約1.1～1.3m (両津)	約0.8～1.2m (両津、住吉)	● 約1m ▲ 約4m
窪田	約1m (河原田)	約0.7m (河原田)	-	約0.7～1.1m (河原田)	▲ 約2.5m
五ヶ浜	約5m以上 (角田浜)	-	-	約0.7m (角田浜)	-
野積	-	約1.2～1.6m (寺泊)	約0.5m (寺泊)	約1.7m (寺泊)	-
井鼻	約2～3m (出雲崎)	約1.3m (出雲崎)	約0.6m (出雲崎)	約1.1m (井鼻)	▲ 約3.5m
宮川	-	-	-	-	■
西中通	-	約1.1～1.5m (柏崎)	約0.9～1.3m (柏崎)	約1.9m (柏崎)	▲ 約0.5m
枇杷島	-	-	-	-	■
米山	-	-	-	約1.9m (米山)	■
柿崎	-	-	約0.4m (柿崎)	-	■
谷浜	-	約0.9～1.4m (直江津)	-	約1.4m (谷浜)	-

総合判定の凡例

●：イベント堆積物があり、津波起因の可能性が高い
 ▲：イベント堆積物があり、津波起因の可能性がある
 ■：イベント堆積物があるが、津波以外の要因の可能性が高い
 -：評価に適する堆積物が分布せず、評価できない

7. 今後の対応

津波については、現在、国や自治体などで行われている津波の想定についての検討を踏まえるとともに、津波堆積物についても知見の収集なども含め検討し、必要に応じて柏崎刈羽原子力発電所の津波評価に反映してまいります。

【参考文献】

Morton et al (2007) Physical criteria for distinguishing sandy tsunami and storm deposits using modern examples, Sedimentary Geology 200, pp.184-207
 斎藤他(1997) 津波・乱泥流堆積物調査、科学技術振興調整費成果報告書、科学技術庁研究開発局、pp.114-127

以上

柏崎刈羽原子力発電所 敷地周辺の活断層の連動を考慮した地震動評価について

平成24年4月25日 地震・津波に関する
意見聴取会におけるご説明概要

平成24年5月9日
東京電力株式会社



東京電力

ご説明内容

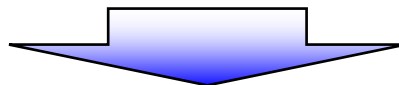
- 平成24年3月28日に示された以下の見解を踏まえた地震動評価結果をご説明しました。

保安院の見解	ご説明事項
<ul style="list-style-type: none">・長岡平野西縁断層帯と山本山断層と十日町盆地断層帯西部については、学識経験者へのヒアリング結果も踏まえ連動するものとし、地震動評価が必要。	<ul style="list-style-type: none">・長岡平野西縁断層帯～山本山断層～十日町盆地断層帯西部の連動を考慮した地震動評価結果について
<ul style="list-style-type: none">・F-B褶曲群、佐渡島南方断層、F-D断層及び高田沖褶曲群については、海上音波探査の結果から、連動するものとし、地震動評価が必要。 <p>(要検討事項：F-B褶曲群については、2007新潟県中越沖地震の発生により応力解放されたとの考えもあり、連動の対象に含めるか否か検討が必要。)</p>	<ul style="list-style-type: none">・佐渡島南方断層～F-D断層～高田沖断層の連動を考慮した地震動評価結果について <p>(要検討事項に対する当社の考えについて)</p>

保安院の見解の要検討事項について

＜保安院の見解；第15回地震・津波に関する意見聴取会（平成24年3月28日）＞
（要検討事項）F－B褶曲群については、2007年新潟県中越沖地震の発生により応力解放されたとの考えもあり、連動の対象に含めるか否か検討が必要。

1. 2007年新潟県中越沖地震（以下「中越沖地震」）の震源像は明らかになっており、F－B断層が中越沖地震の震源断層と考えられます
 - 地震調査研究推進本部による評価を中心に検討しました
2. F－B断層は震源として特殊なものではなく、また応力が解放されていると考えられます
 - 既往のスケーリング則との比較などを検討しました
3. F－B断層が発電所の供用期間中に再度活動する可能性は低いと考えられます
 - 一般的な活断層の再来期間（短いものでも約700年）やF－B断層に着目した再来期間について検討しました



F－B断層と周辺の活断層との連動を考える必要はないと考えます

連動を考慮した地震動評価結果について

■ 連動を考慮した地震動評価を実施しました

陸域：長岡平野西縁断層帯，
十日町断層帯西部

海域：佐渡島南方断層，
F-D断層，
高田沖断層（高田沖褶曲群に対応）

■ 評価にあたっては、長大な連動の効果を適切に評価できると考えられる「断層モデルを用いた手法」により実施しました

■ また、応答スペクトルに基づく手法による評価も併せて実施し、断層モデルを用いた手法による評価結果の妥当性を確認しました



断層モデルの設定方針

【基本方針】

■断層モデルのパラメータの設定にあたっては、現行の基準地震動Ss策定における考え方と同様としました。

【陸域】

■断層モデルの断層傾斜角は、地質調査結果及び地震調査委員会の評価を参考に 50° としました。

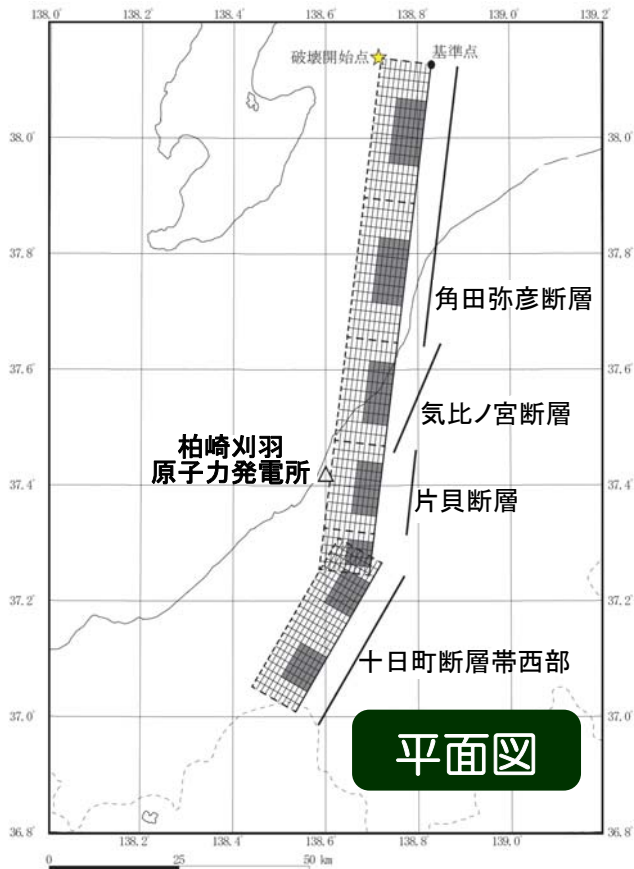
■不確かさとしては、応力降下量1.5倍、断層傾斜角 35° の不確かさをそれぞれ考慮しました。

【海域】

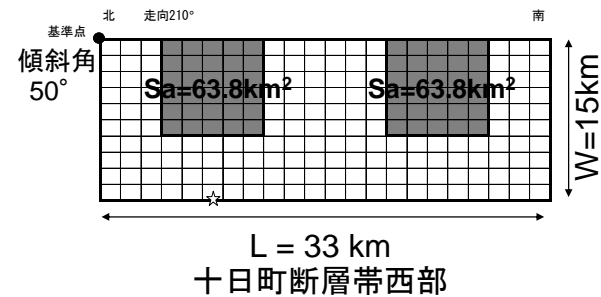
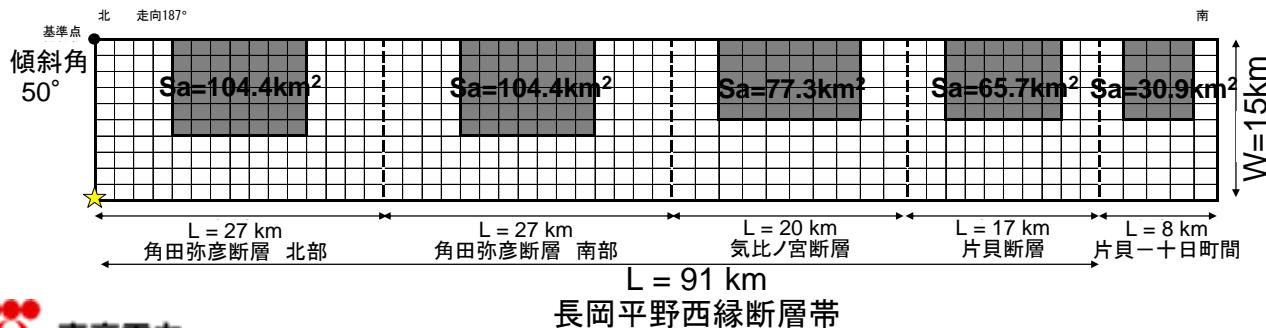
■断層の傾斜角は、地質調査結果等に基づき 35° とし、応力降下量については、中越沖地震を踏まえて1.5倍を考慮しました。

陸域の活断層に関する地震動評価（連動モデル）

断層モデル

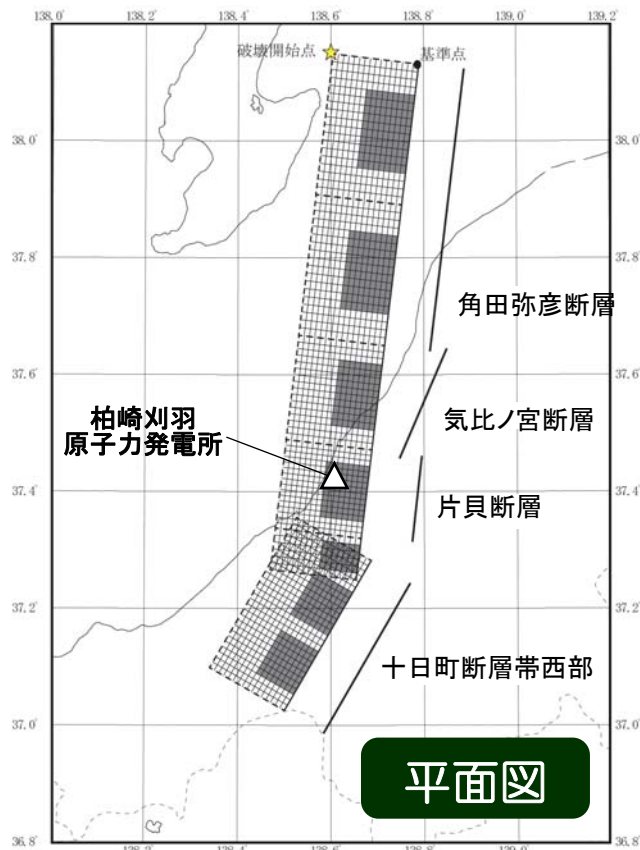


断面図



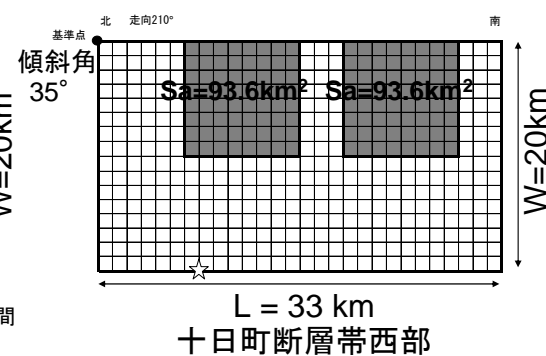
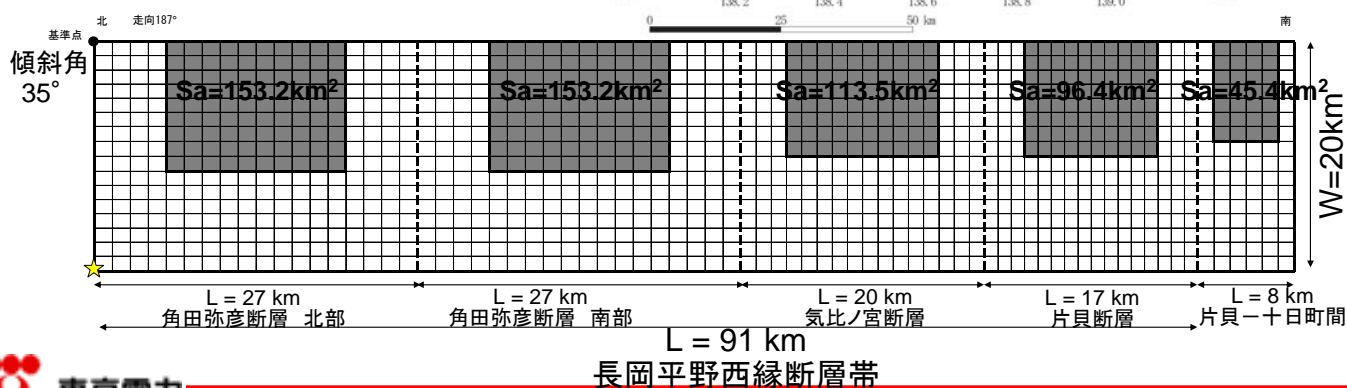
陸域の活断層に関する地震動評価（連動＋断層傾斜角35°モデル）

断層モデル



平面図

断面図



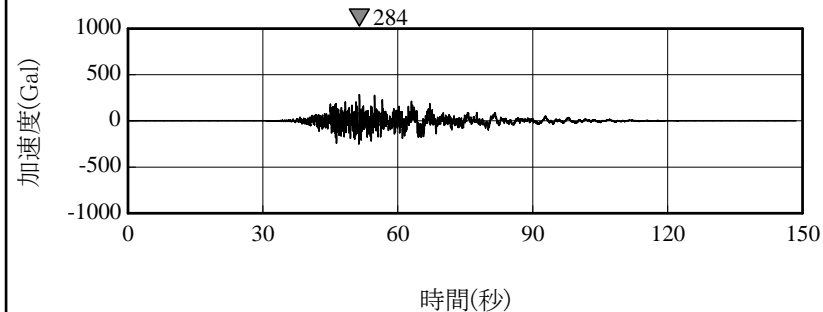
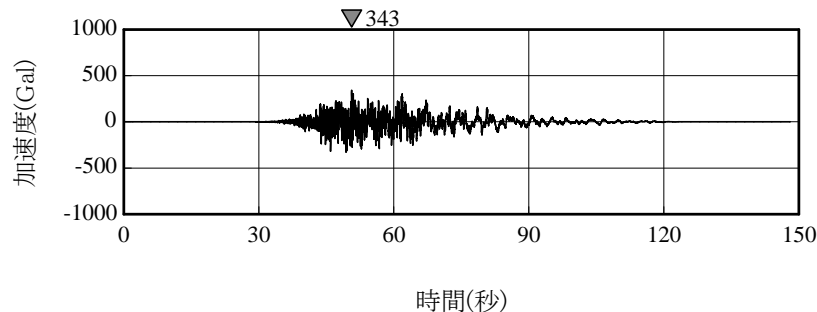
陸域の活断層に関する地震動評価（断層モデル）

地震動評価結果 加速度時刻歴波形 連動考慮

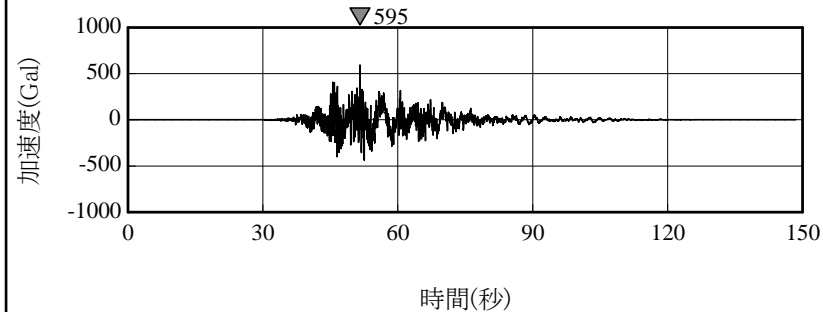
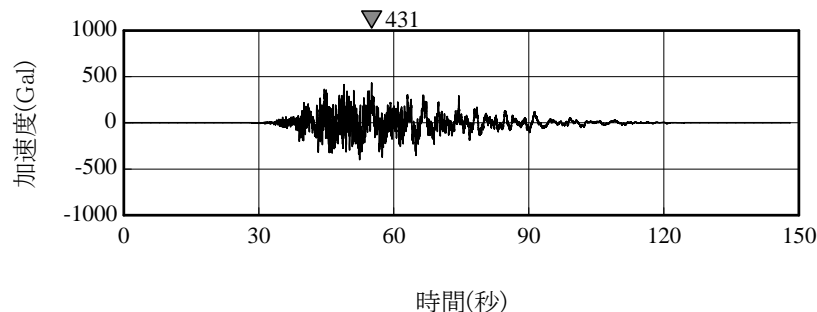
1～4号機側

5～7号機側

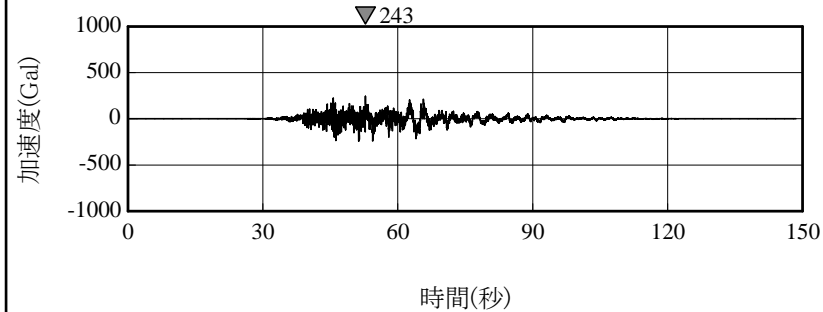
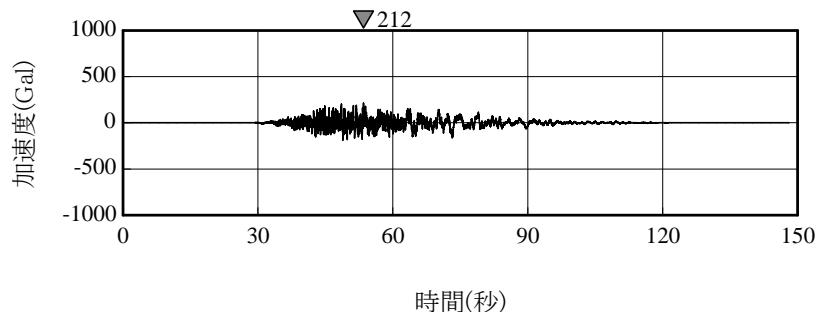
NS
方向



EW
方向

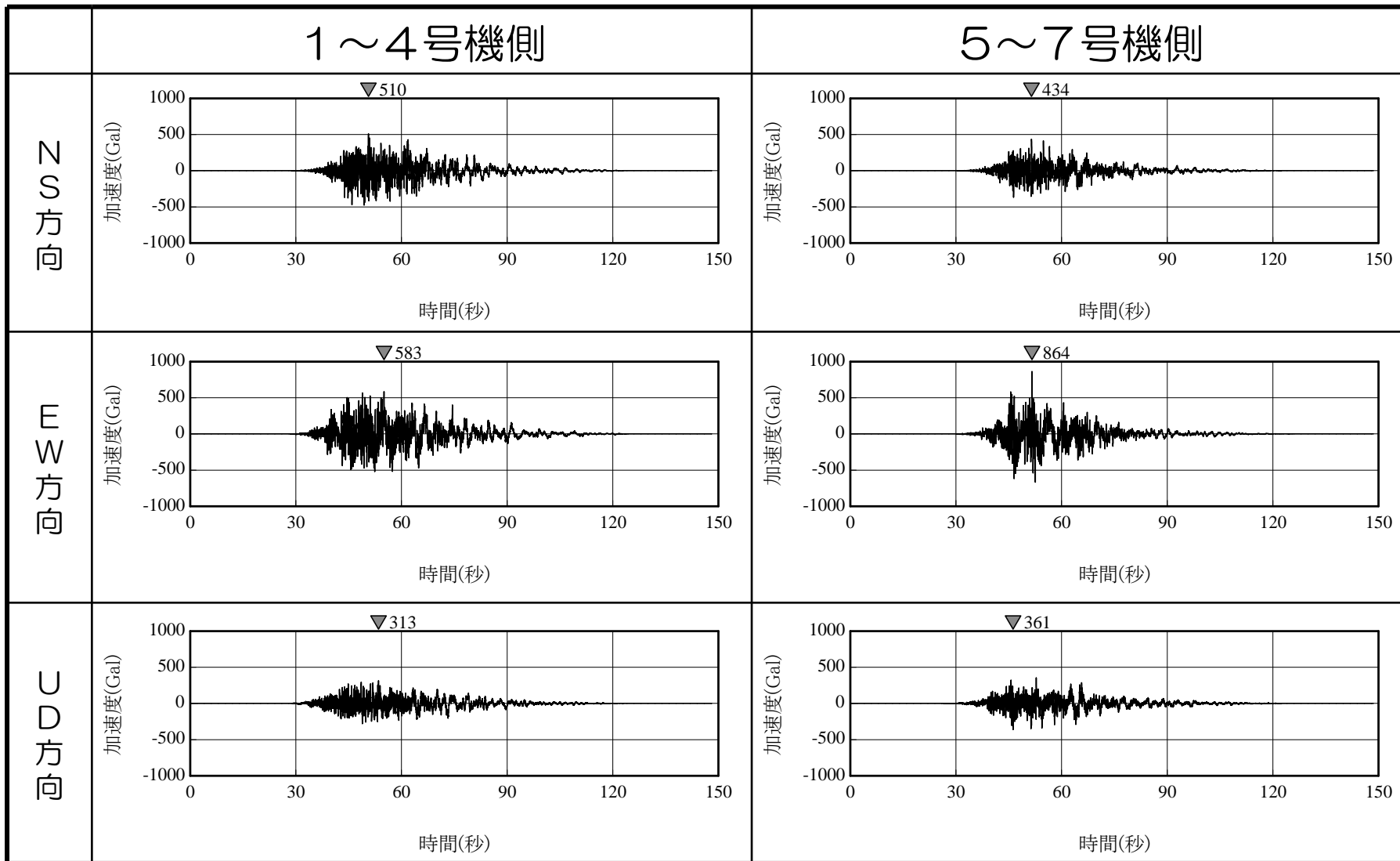


UD
方向



陸域の活断層に関する地震動評価（断層モデル）

地震動評価結果 加速度時刻歴波形 連動+応力降下量1.5倍考慮



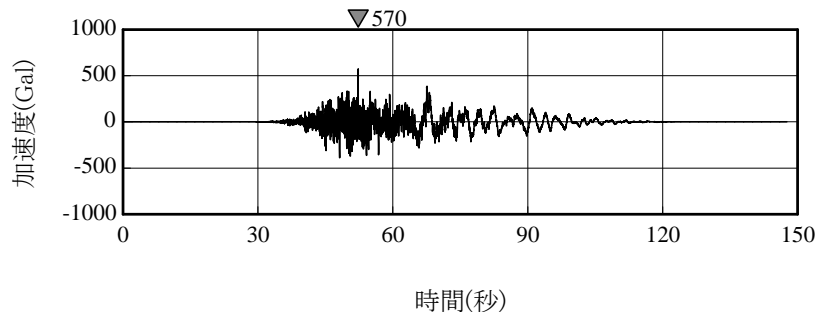
陸域の活断層に関する地震動評価（断層モデル）

地震動評価結果 加速度時刻歴波形 連動十断層傾斜角 35° 考慮

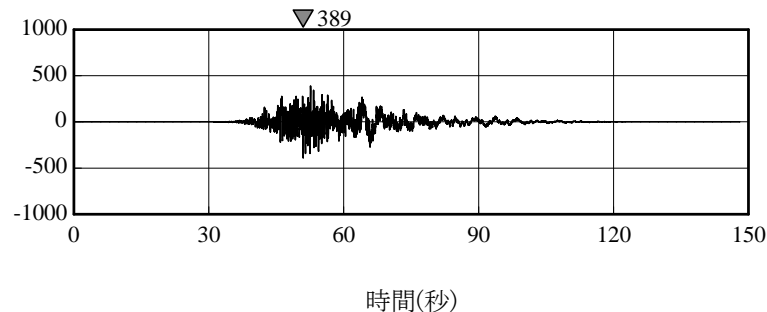
1～4号機側

5～7号機側

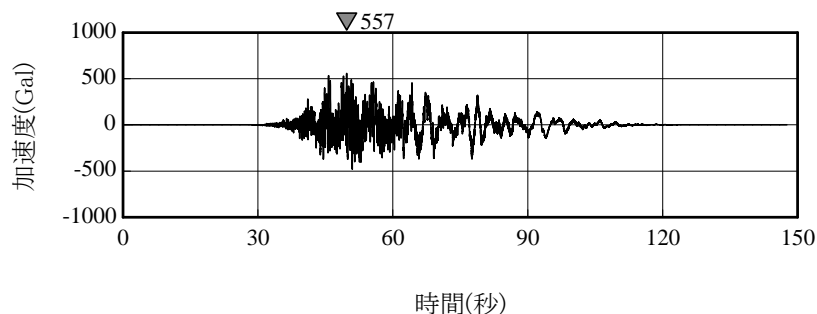
NS
方向



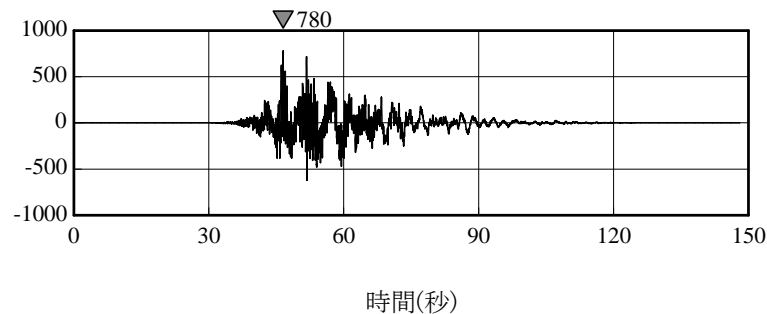
NS
方向



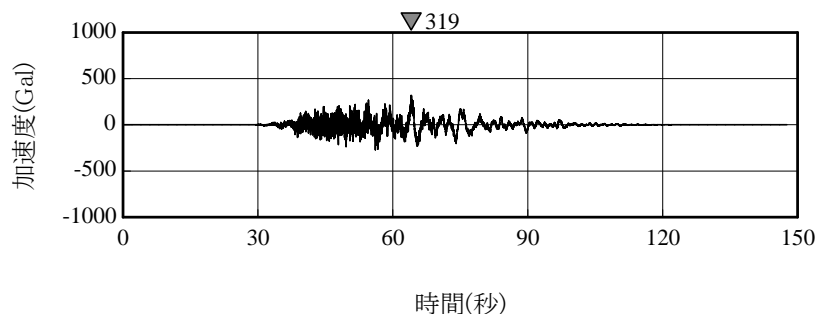
EW
方向



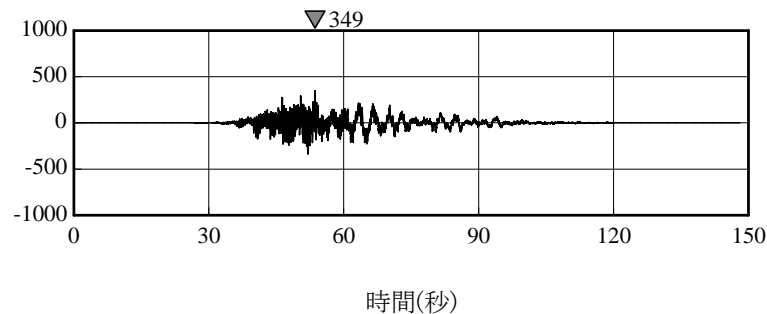
EW
方向



UD
方向

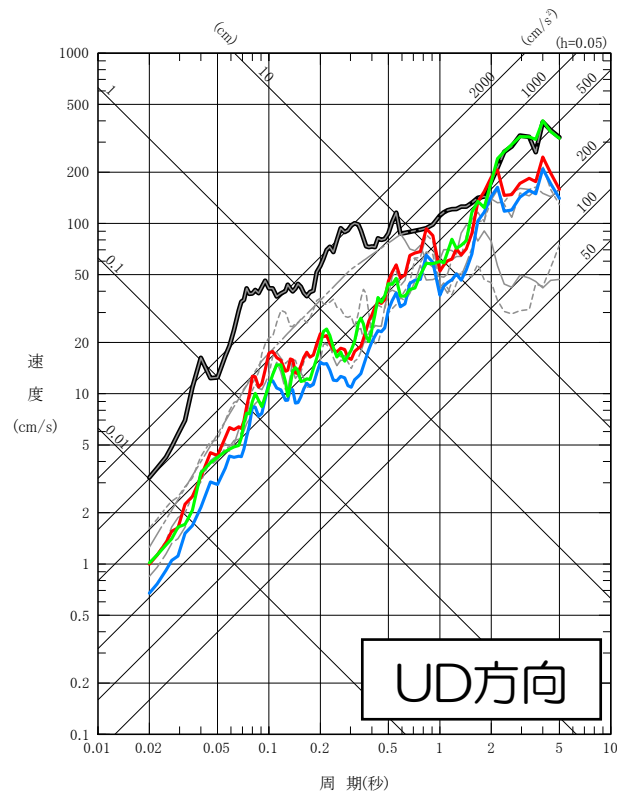
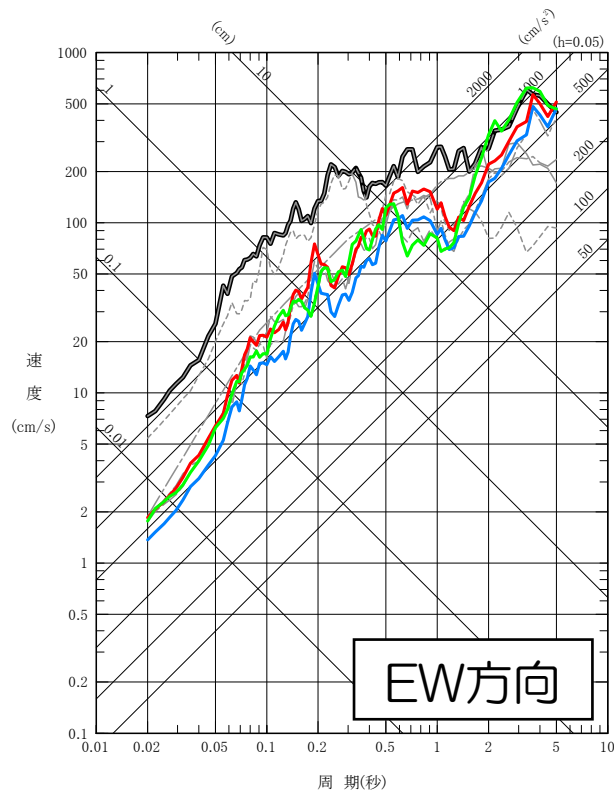
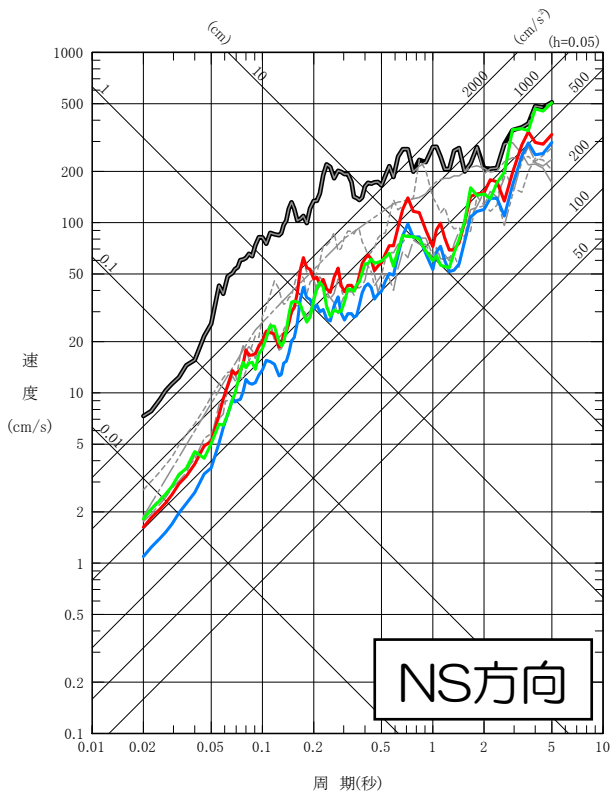
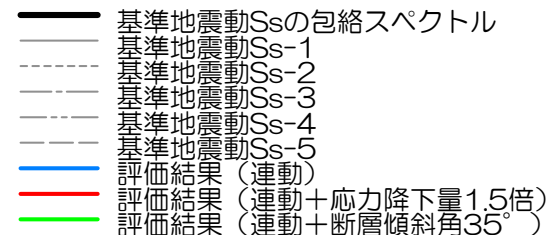
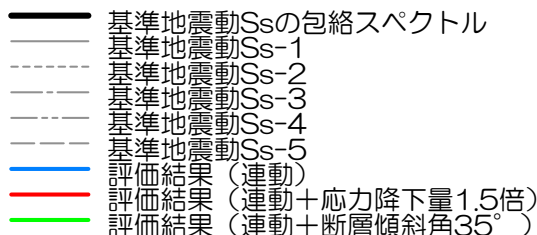
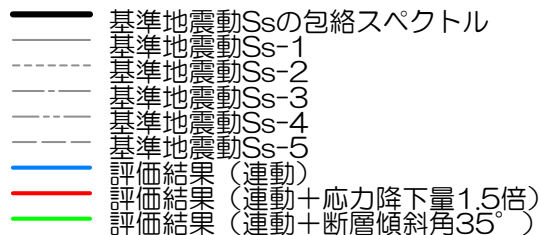


UD
方向



陸域の活断層に関する地震動評価（断層モデル）

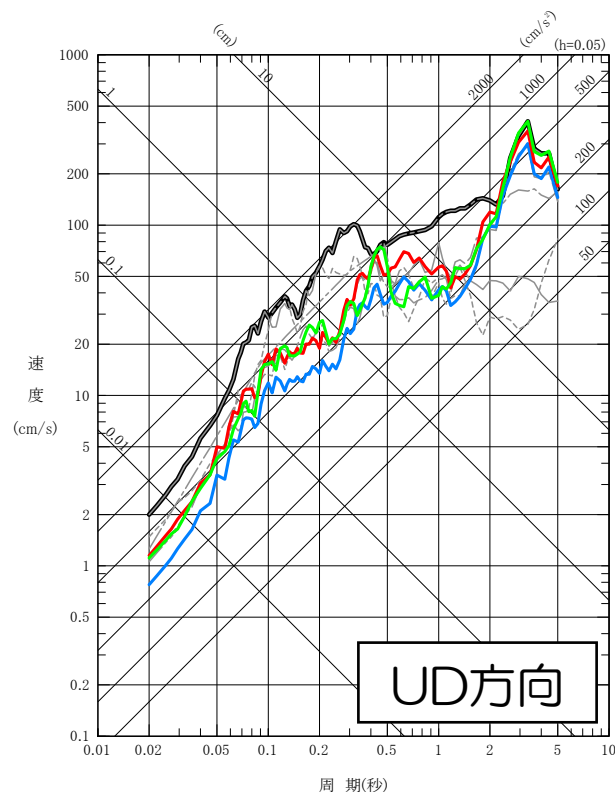
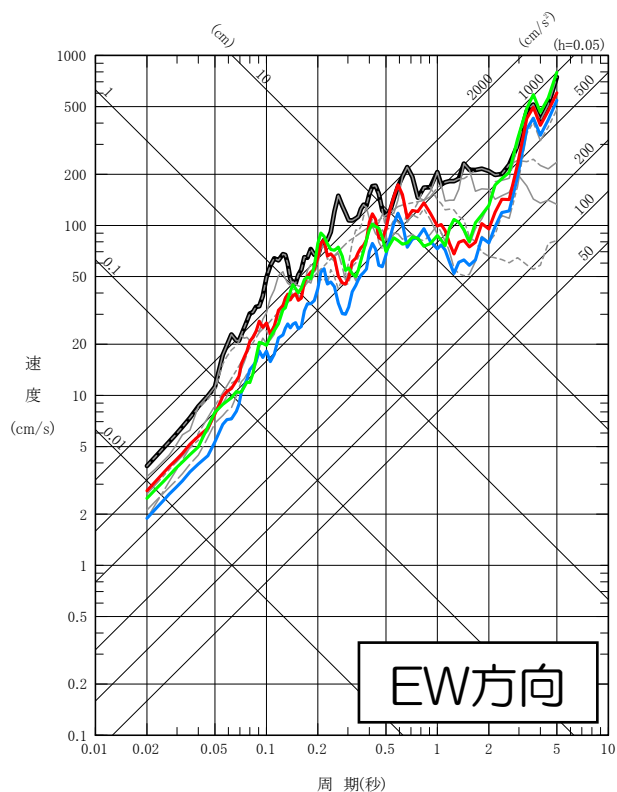
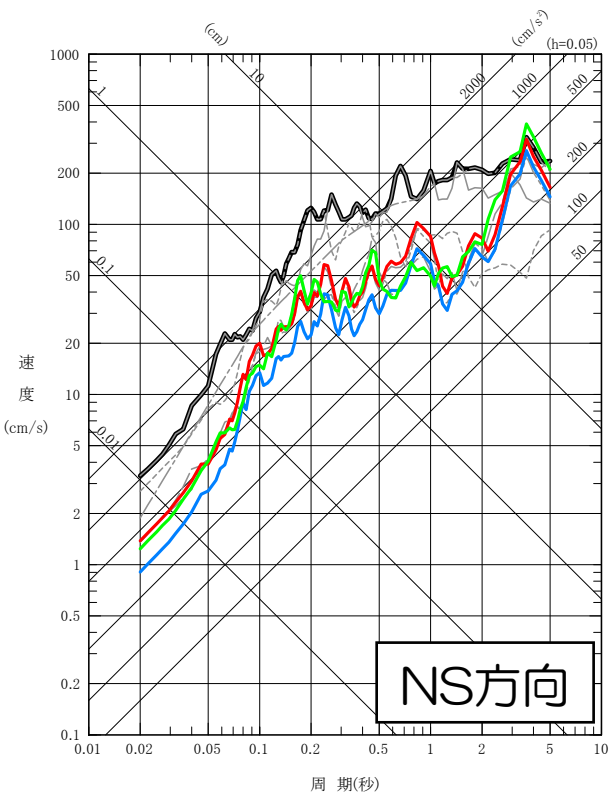
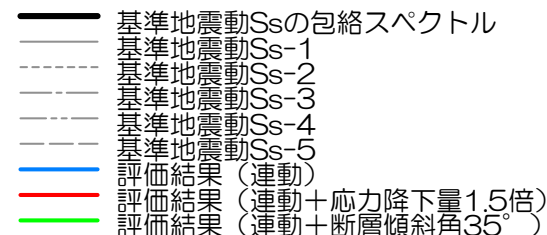
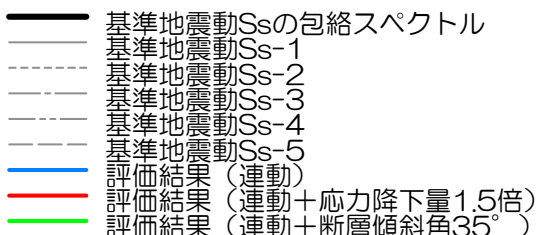
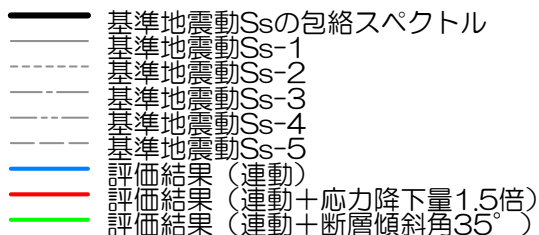
地震動評価結果 擬似速度応答スペクトル（1～4号機側）



断層モデルを用いた手法による地震動評価の結果、連動を考慮した場合において、一部の周期帯で、基準地震動Ssを上回ることを確認。

陸域の活断層に関する地震動評価（断層モデル）

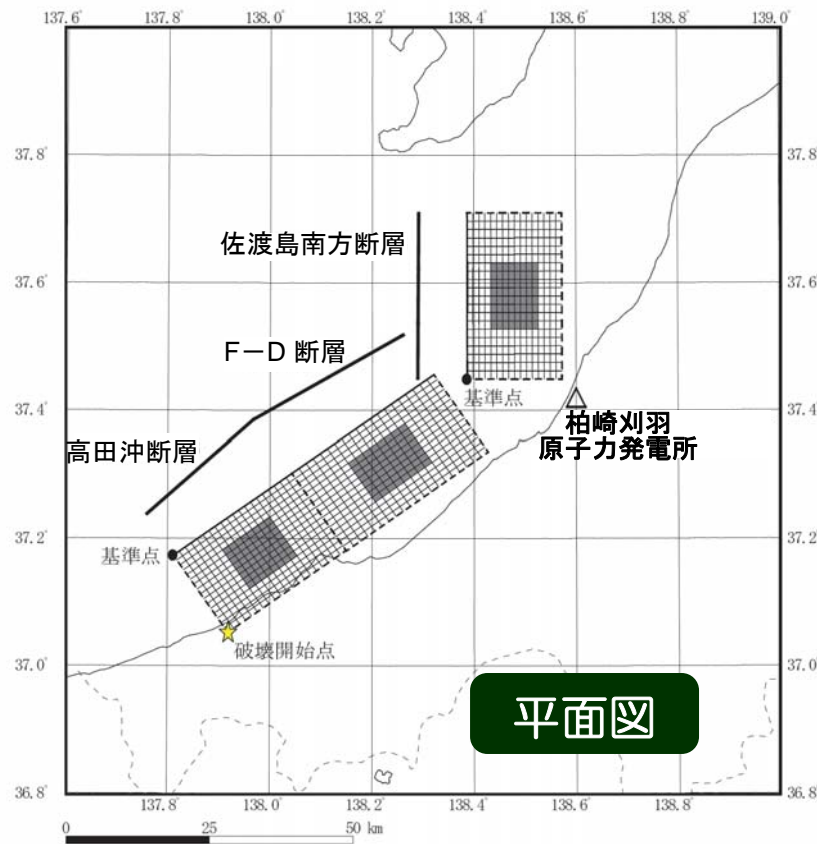
地震動評価結果 擬似速度応答スペクトル（5～7号機側）



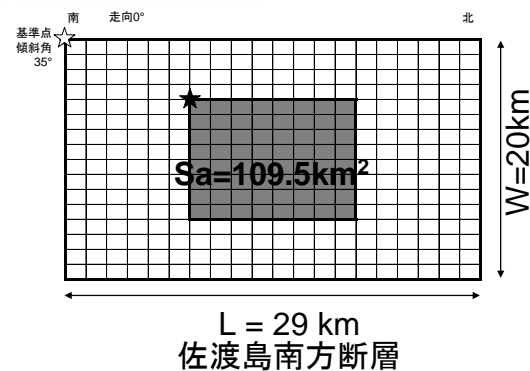
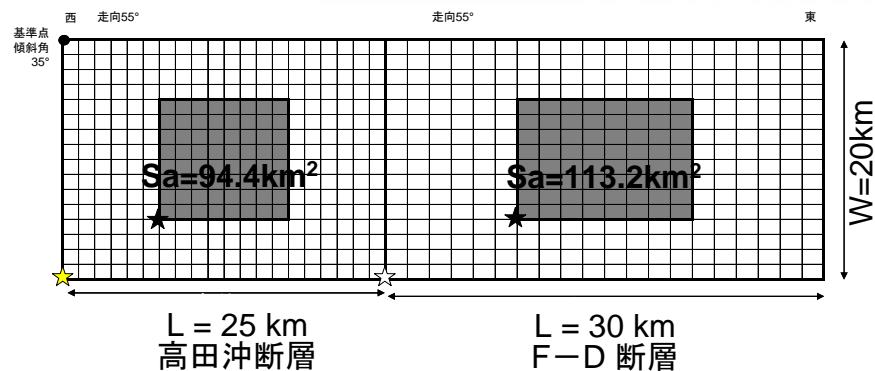
断層モデルを用いた手法による地震動評価の結果、連動を考慮した場合において、一部の周期帯で、基準地震動Ssを上回ることを確認。

海域の活断層に関する地震動評価（断層モデル）

断層モデル



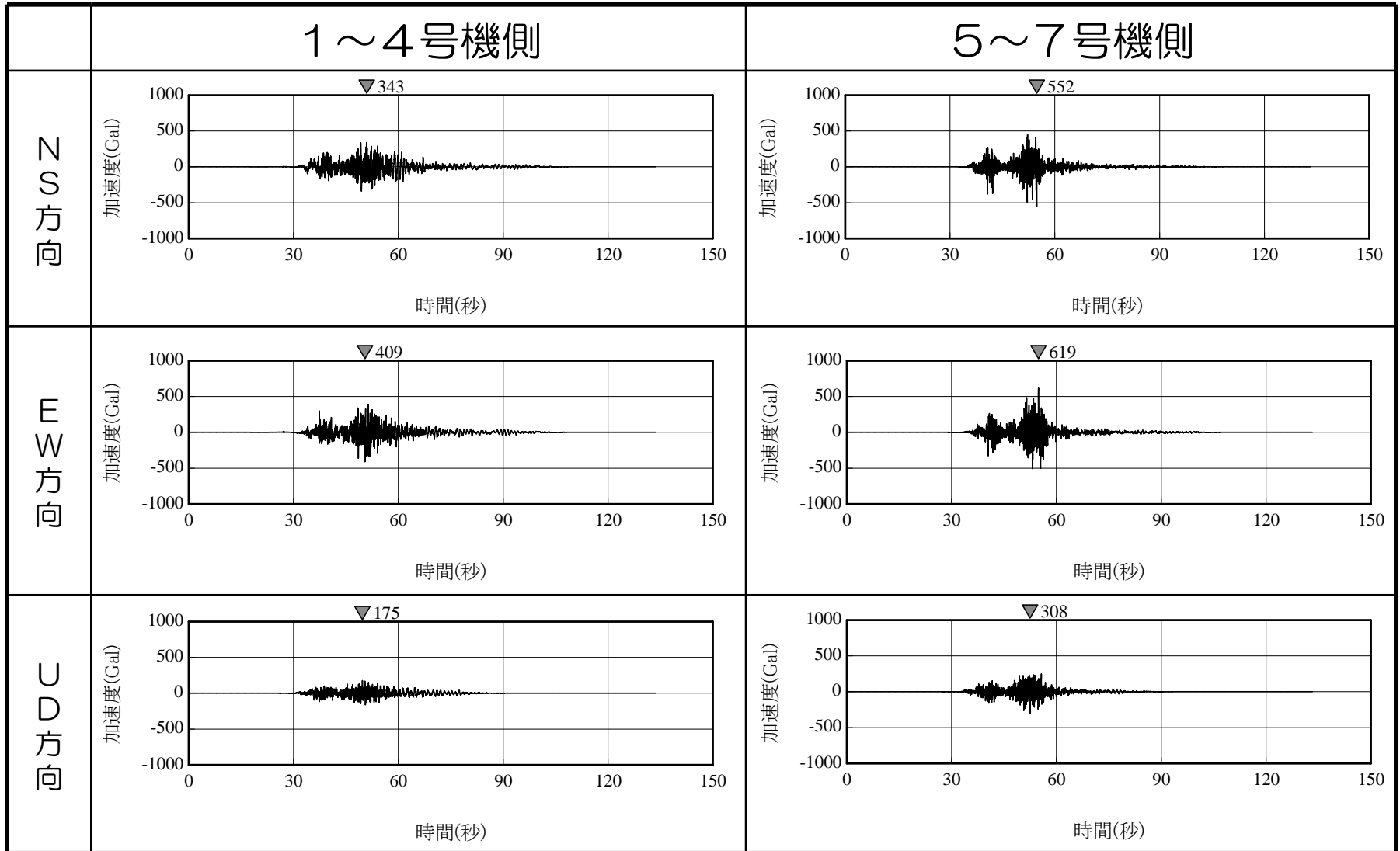
平面図



断面図

海域の活断層に関する地震動評価（断層モデル）

地震動評価結果 加速度時刻歴波形 連動考慮



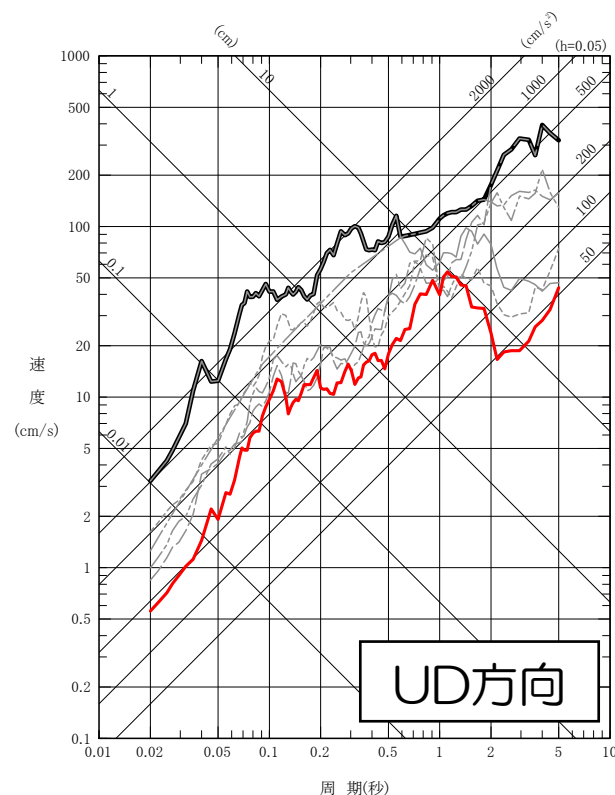
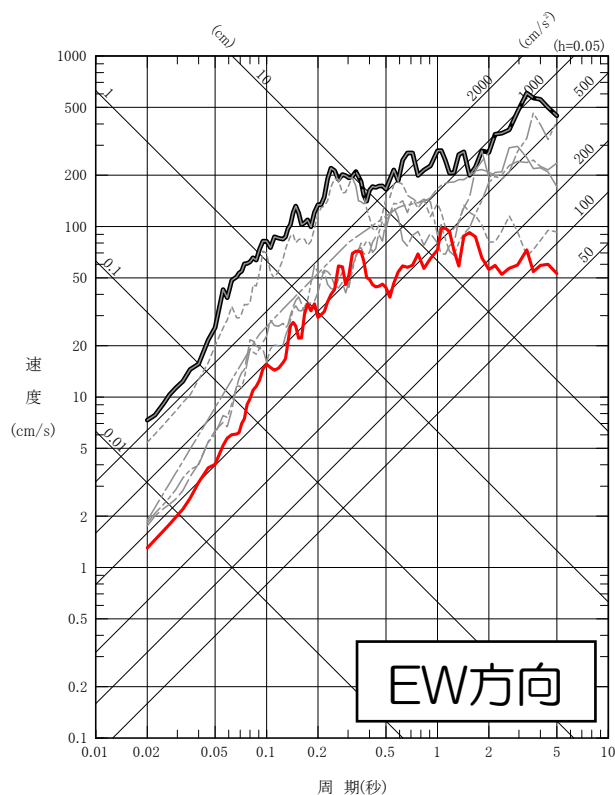
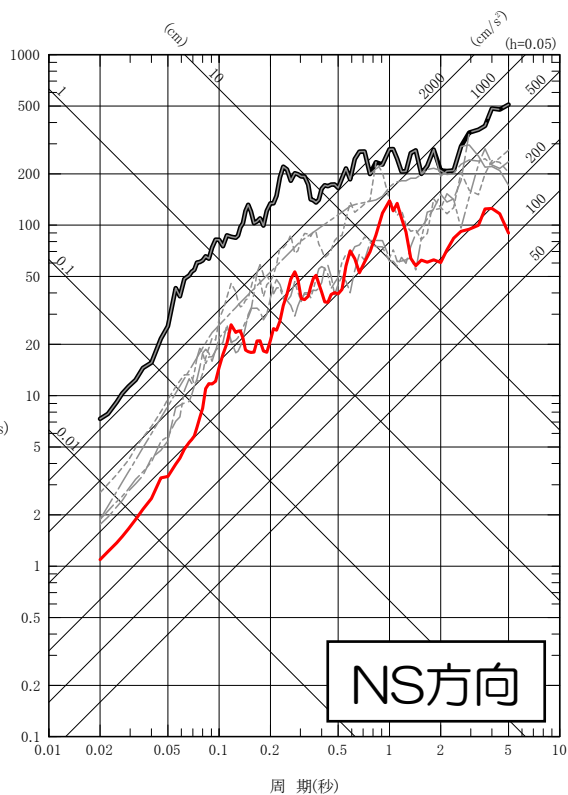
海域の活断層に関する地震動評価（断層モデル）

地震動評価結果 擬似速度応答スペクトル（1～4号機側）

— 基準地震動Ssの包絡スペクトル
 — 基準地震動Ss-1
 - - - 基準地震動Ss-2
 - - - 基準地震動Ss-3
 - - - 基準地震動Ss-4
 - - - 基準地震動Ss-5
 — 評価結果（応力降下量1.5倍相当）

— 基準地震動Ssの包絡スペクトル
 — 基準地震動Ss-1
 - - - 基準地震動Ss-2
 - - - 基準地震動Ss-3
 - - - 基準地震動Ss-4
 - - - 基準地震動Ss-5
 — 評価結果（応力降下量1.5倍相当）

— 基準地震動Ssの包絡スペクトル
 — 基準地震動Ss-1
 - - - 基準地震動Ss-2
 - - - 基準地震動Ss-3
 - - - 基準地震動Ss-4
 - - - 基準地震動Ss-5
 — 評価結果（応力降下量1.5倍相当）



断層モデルを用いた手法による地震動評価の結果，連動を考慮した場合においても，基準地震動Ssを下回ることを確認。

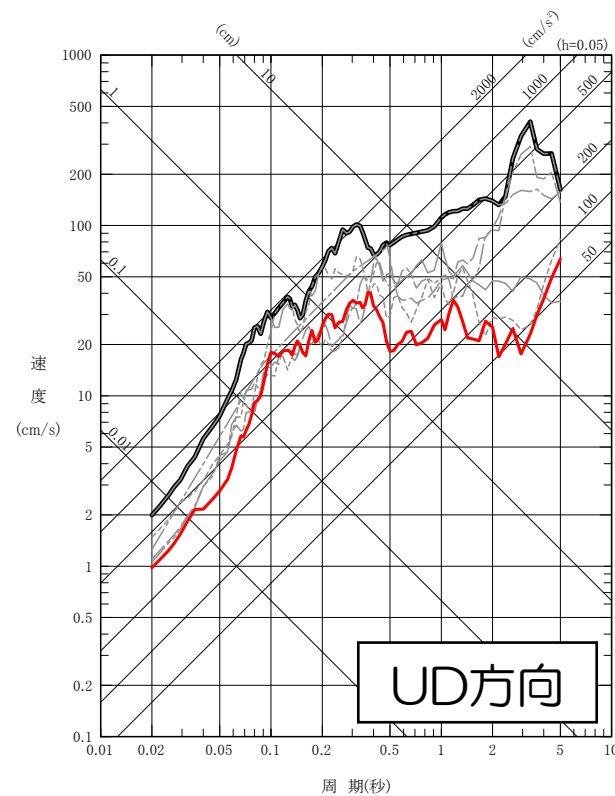
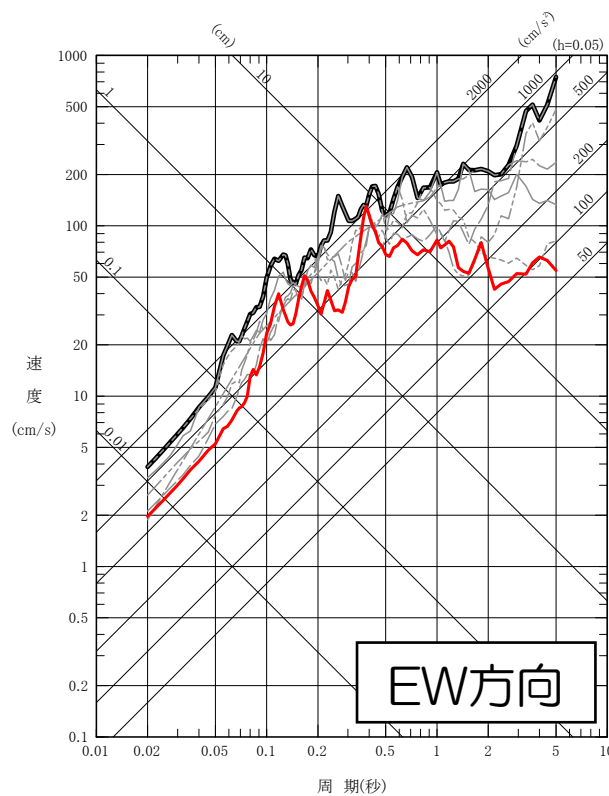
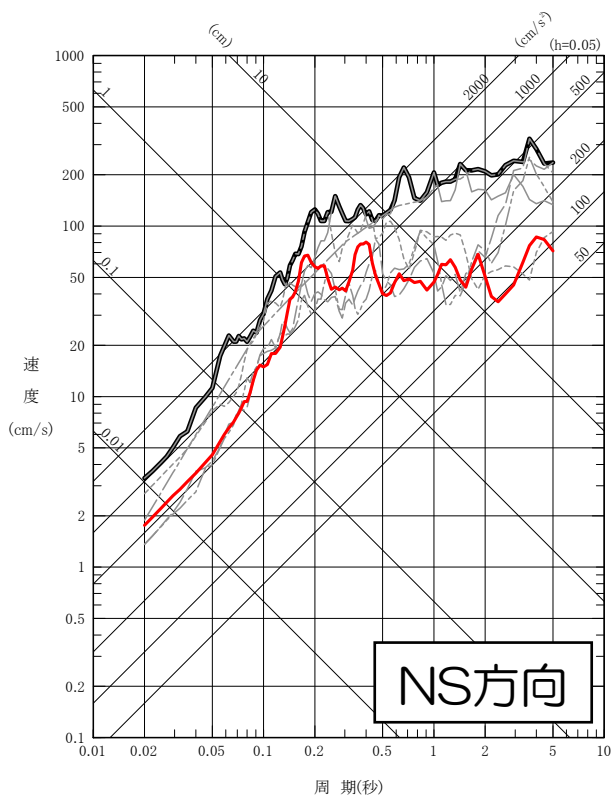
海域の活断層に関する地震動評価（断層モデル）

地震動評価結果 擬似速度応答スペクトル（5～7号機側）

— 基準地震動Ssの包絡スペクトル
 — 基準地震動Ss-1
 - - - 基準地震動Ss-2
 - - - 基準地震動Ss-3
 - - - 基準地震動Ss-4
 - - - 基準地震動Ss-5
 — 評価結果（応力降下量1.5倍相当）

— 基準地震動Ssの包絡スペクトル
 — 基準地震動Ss-1
 - - - 基準地震動Ss-2
 - - - 基準地震動Ss-3
 - - - 基準地震動Ss-4
 - - - 基準地震動Ss-5
 — 評価結果（応力降下量1.5倍相当）

— 基準地震動Ssの包絡スペクトル
 — 基準地震動Ss-1
 - - - 基準地震動Ss-2
 - - - 基準地震動Ss-3
 - - - 基準地震動Ss-4
 - - - 基準地震動Ss-5
 — 評価結果（応力降下量1.5倍相当）



断層モデルを用いた手法による地震動評価の結果、連動を考慮した場合においても、基準地震動Ssを下回ることを確認。

まとめ

- 『長岡平野西縁断層帯～十日町断層帯西部』及び『佐渡島南方断層～F-D断層～高田沖断層』について、連動を考慮した地震動評価を実施しました。
- 『長岡平野西縁断層帯～十日町断層帯西部』の連動活動を考慮した地震動は、長周期側の一部の周期帯で、基準地震動 S_s を上回ることを確認しました。
- 『佐渡島南方断層～F-D断層～高田沖断層』の連動活動を考慮した地震動は、基準地震動 S_s を上回らないこと確認しました。

委員ご質問への回答

Q：柏崎刈羽原発は全号機停止中であるが、停止中に消費している電力量はどれくらいか。
 最大値、最小値、平均値をkWと月間のkWhで示されたい。
 この値は運転中と比較してどうなのか。
 運転中と停止中の発電所の消費電力を最大値、最小値、平均値をkWと月間のkWh
 で示されたい。

A：消費電力（kW）については採録していないため、各号機の運転中・停止中の月間所内
 電力量（kWh）を下記のとおり回答いたします。

号機		1号機		2号機		3号機		4号機	
プラント状態		運転中	休転中	運転中	休転中	運転中	休転中	運転中	休転中
所内 電力量 (万kWh)	平均値	約3,360	約1,070	0	約610	0	約690	0	約570
	最大値	約3,440 (H22.12)	約1,640 (H22.5)	0	約780 (H23.12)	0	約1,580 (H23.2)	0	約970 (H23.12)
	最小値	約3,130 (H22.6)	約750 (H24.2)	0	約500 (H22.7)	0	約520 (H22.6)	0	約430 (H23.11)
号機		5号機		6号機		7号機			
プラント状態		運転中	休転中	運転中	休転中	運転中	休転中		
所内 電力量 (万kWh)	平均値	約3,330	約1,880	約3,160	約1,190	約3,290	約810		
	最大値	約3,490 (H24.1)	約2,280 (H22.11)	約3,250 (H24.2)	約1,780 (H23.1)	約3,370 (H22.4)	約1,400 (H23.11)		
	最小値	約3,250 (H22.12)	約770 (H24.3)	約3,100 (H23.11)	約710 (H22.11)	約2,980 (H22.9)	約250 (H22.6)		

算出期間：平成22年4月1日～平成24年3月31日

以 上