

第111回「柏崎刈羽原子力発電所の透明性を確保する地域の会」

ご説明内容

1. 日 時 平成24年9月5日（水） 18：30～21：30

2. 場 所 柏崎原子力広報センター 2F 研修室

3. 内 容

- (1) 前回定例会以降の動き、質疑応答
- (2) 4事故調報告書の論点について意見交換
- (3) その他

添付：第111回「地域の会」定例会資料

以 上

第 1 1 1 回「地域の会」定例会資料 [前回 8/1 以降の動き]

【不適合事象関係】

<その他>

- ・ 8 月 2 日 7号機 主排気筒放射線モニタサンプリング配管接続部の不具合について (P. 3)
- 8 月 1 0 日 (続報) 7号機 主排気筒放射線モニタサンプリング配管接続部の不具合について (P. 4)
- ・ 8 月 2 3 日 6号機 停止中の落雷の影響による誤警報に伴うスクラム信号の発信について (P. 8)

【発電所に係る情報】

- ・ 8 月 2 日 チャンネルボックス上部の一部剥離に関する経済産業省原子力安全・保安院からの口頭指示について (P. 9)
- ・ 8 月 6 日 柏崎刈羽原子力発電所 1、7号機の保全計画の変更届出について (P. 12)
- ・ 8 月 1 0 日 柏崎刈羽原子力発電所に搬入された核燃料輸送物に封印がなかった事象の原因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. 14)
- ・ 8 月 1 0 日 当社原子力発電所における放射性廃棄物処理系排水管の誤接続に関する是正結果について (P. 27)
- ・ 8 月 1 0 日 原子力施設外に搬出された検査機器等の保管状況に係る調査結果の経済産業省原子力安全・保安院への報告について (P. 29)
- ・ 8 月 1 0 日 チャンネルボックス上部の一部剥離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. 35 添付資料は別紙)
- ・ 8 月 1 0 日 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・保安院からの指示文書受領について (P. 36)
- ・ 8 月 1 3 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中間報告について (P. 38)
- ・ 8 月 1 3 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中間報告について (P. 65)
- ・ 8 月 1 3 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原因と対策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. 106)
- ・ 8 月 2 3 日 地域の皆さまへの説明会の概要 (P. 109)
- ・ 8 月 2 3 日 柏崎刈羽原子力発電所 5号機における使用済ハフニウム棒型制御棒の外観点検の実施について (P. 110)
- ・ 8 月 2 3 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の受領について (P. 111)

- ・ 8月23日 柏崎刈羽原子力発電所 敷地内断層に関する地質調査の概要について
(別紙)
- ・ 8月29日 原子力施設敷地内の破砕帯に係る検討を踏まえた対応に関する指示文書の受領について (P.112)
- ・ 8月30日 柏崎刈羽原子力発電所における安全対策の取り組み状況について (別紙)

【新潟県中越沖地震後の点検・復旧作業について】

- ・ 8月 2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.114)
(週報：8月 2日)
- ・ 8月 9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.115)
(週報：8月 9日)
- ・ 8月23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.116)
(週報：8月23日)
- ・ 8月30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.117)
(週報：8月30日)

【福島を進捗状況に関する主な情報】

- ・ 8月27日 政府・東京電力中長期対策会議 第9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：その他

号機	7号機	
件名	主排気筒放射線モニタサンプリング配管接続部の不具合について	
不適合の概要	<p>(事象の発生状況) 平成 24 年 8 月 1 日午前 10 時 30 分頃、定期検査中の 7 号機において、主排気筒放射線モニタサンプリング配管*の点検のため現場調査を行っていたところ、当該配管の吸込側配管（直径約 30mm）と主排気筒との接続部のボルトが欠落し、接続部に隙間があることを当社社員が確認しました。</p> <p>(安全性、外部への影響) 当該配管（吸込側）は、主排気筒から放出される気体を吸い込み、放射能濃度を測定するためのサンプリング配管であり、外部に比べて常に圧力が低くなっていることから、当該箇所から配管内の空気が外部に漏れることはなく、その後の調査においても、当該箇所から外気の吸引を確認しており、外部への漏えいはありませんでした。 一方、当該箇所から外気を吸引した場合、当該配管内の気体が希釈されて放射能濃度の測定に影響を与える可能性があるものの、外観点検の結果、接続部の隙間はわずかであるため、その影響は小さいものと考えております。</p> <p>* 主排気筒放射線モニタサンプリング配管 原子力発電所から出る気体中に含まれる放射性物質を測定するために、主排気筒から放出される気体の一部を取り出し、専用の試料採取装置に導く配管。</p>	
安全上の重要度／損傷の程度	<p><安全上の重要度></p> <p>安全上重要な機器等 / その他設備</p>	<p><損傷の程度></p> <p><input type="checkbox"/> 法令報告要 <input checked="" type="checkbox"/> 法令報告不要 <input type="checkbox"/> 調査・検討中</p>
対応状況	<p>応急処置として、当該箇所の隙間については、ビニールによる養生を実施しました。 今後、サンプリング配管の接続部に隙間が発生した原因等について調査を行ってまいります。 また、当該箇所からの外気の吸引による放射能濃度評価への影響についても詳細に評価を行います。</p>	

(お知らせ)

柏崎刈羽原子力発電所 7号機
主排気筒放射線モニタサンプリング配管接続部の不具合について(続報)

平成 24 年 8 月 10 日
東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所

平成 24 年 8 月 1 日午前 10 時 30 分頃、定期検査中の 7 号機において、主排気筒放射線モニタサンプリング配管*¹の点検のため現場調査を行っていたところ、当該配管の吸込側配管(直径約 30mm)と主排気筒との接続部のボルトが欠落し、接続部に隙間があることを当社社員が確認しました。

当該配管(吸込側)は、主排気筒から放出される気体を吸い込み、放射能濃度を測定するためのサンプリング配管であり、外部に比べて常に圧力が低くなっていることから、当該箇所から配管内の空気が外部に漏れることはなく、その後の調査においても、当該箇所から外気の吸引を確認しており、外部への漏えいはありませんでした。

一方、当該箇所から外気を吸引した場合、当該配管内の気体が希釈されて放射能濃度の測定に影響を与える可能性があることから、その影響について詳細に評価を行うこととしておりました。

また、当該箇所の隙間については、応急処置としてビニールによる養生を実施しておりました。
(平成 24 年 8 月 2 日お知らせ済み)

当所は、その後の調査において当該箇所からの外気の吸引量を測定した結果、最大で毎分約 48 リットルで、通常放射能濃度を測定するための流量、毎分約 120 リットルに対して、約 4 割に相当することがわかりました。

このため、当該箇所の点検を行った平成 20 年 7 月以降における 7 号機の放出放射線量について影響評価を実施した結果、放射性のヨウ素とトリチウムの放出放射線量に対して約 1.6 倍の補正が必要であることがわかりましたので、これらの数値を訂正いたしました。

訂正後の放出放射線濃度については、周辺監視区域外における空気中の濃度限度(告示濃度*²)に比べ十分低い値であり、また、放出放射線から受ける放射線量も今回の訂正により約 1.6 倍になりますが、自然界から 1 年間に受ける放射線量(2.4 ミリシーベルト)や、胸のエックス線検診(1 回)で受ける放射

線量（0.05 ミリシーベルト）と比べても極めて低い値です。（添付資料参照）

なお、平成20年7月以降のモニタリングポストの指示値は通常の変動範囲内であり、周辺環境への影響はありません。

水平展開として、他号機の当該箇所について早急に点検を行い、異常のないことを確認いたしました。

引き続き、7号機主排気筒放射線モニタサンプリング配管の接続部に隙間が発生した原因等について調査を行ってまいります。

以 上

添付資料：

柏崎刈羽原子力発電所7号機 主排気筒における放射能濃度の再評価結果

柏崎刈羽原子力発電所7号機 主排気筒放射線モニタサンプリング系統概略図

*** 1 主排気筒放射線モニタサンプリング配管**

原子力発電所から出る気体中に含まれる放射性物質を測定するために、主排気筒から放出される気体の一部を取り出し、専用の試料採取装置に導く配管。

*** 2 告示濃度**

「実用発電原子炉の設置、運転等に関する規則の規定に基づく線量当量限度等を定める告示」（この濃度の空気を1年間呼吸し続けた場合に受ける線量が一般公衆の1年間の線量限度1ミリシーベルトに相当する濃度として定められている。）

連絡先：柏崎刈羽原子力発電所
広報部 報道グループ
TEL：0257-45-3131

柏崎刈羽原子力発電所7号機 主排気筒における放射能濃度の再評価結果

<過去の主排気筒からの放射性ヨウ素検出事象の再評価結果>

検出日	放射性核種名	①再評価前のヨウ素濃度 (Bq/cm ³)	②再評価後のヨウ素濃度 (Bq/cm ³)	③(参考) 空気中の濃度限度 Bq/cm ³ (告示濃度)	④再評価後の ヨウ素から受ける放射線量 (mSv)
平成21年5月25日	ヨウ素133	2.0×10^{-8}	3.3×10^{-8}	3×10^{-5}	2×10^{-9}
平成23年3月24日	ヨウ素131	1.4×10^{-8}	2.2×10^{-8}	5×10^{-6}	4×10^{-8}
平成23年4月19日	ヨウ素131	9.5×10^{-9}	1.6×10^{-8}		2×10^{-8}
平成23年9月13日	ヨウ素131	6.0×10^{-9}	9.8×10^{-9}		2×10^{-8}

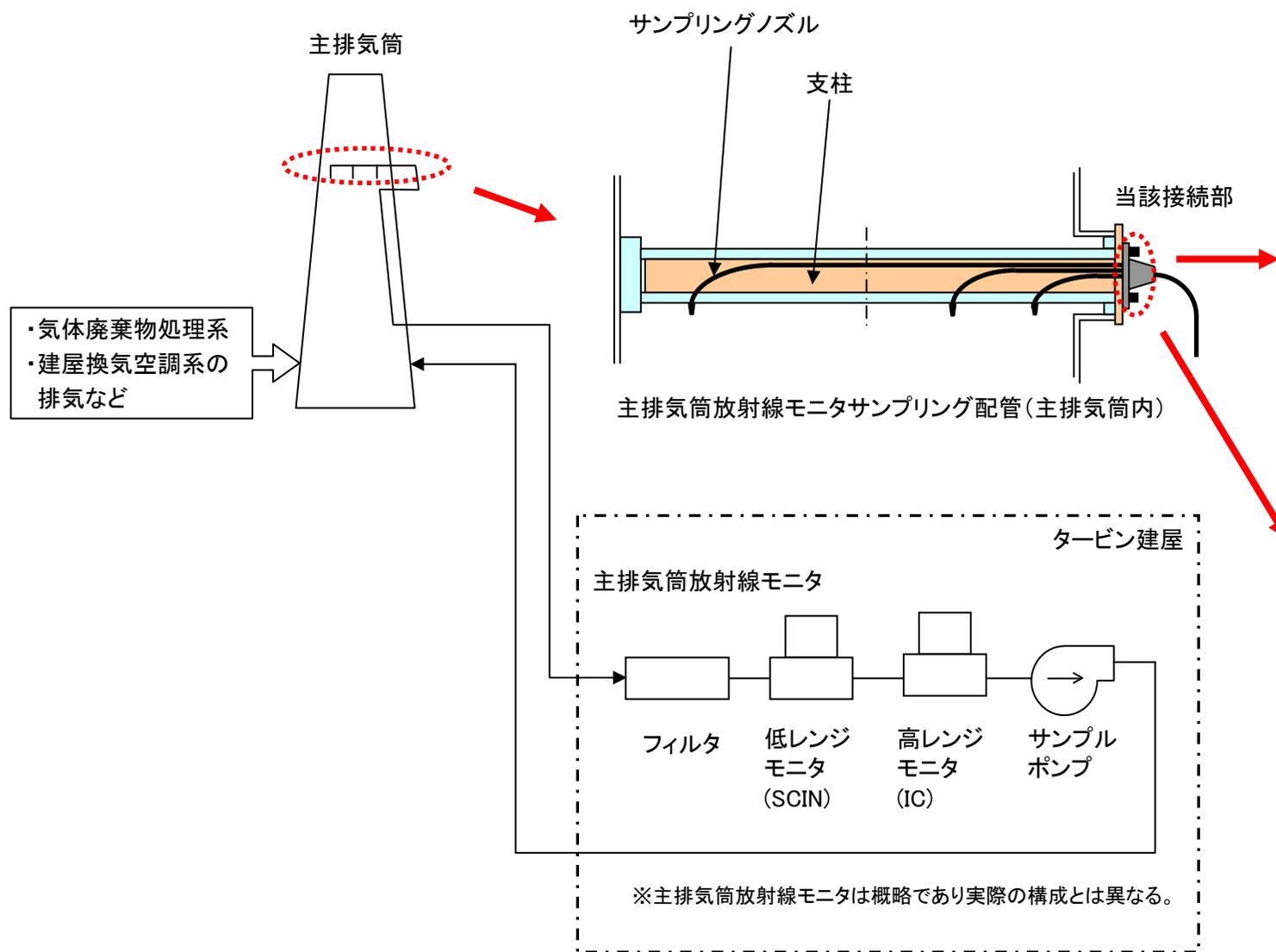
<平成20年度以降のトリチウム放出量の再評価結果>

	①再評価前のトリチウム放出量 (Bq) (再評価前のトリチウム濃度 ※1) (Bq/cm ³)	②再評価後のトリチウム放出量 (Bq) (再評価後のトリチウム濃度 ※1) (Bq/cm ³)	③(参考) 空気中の濃度限度 Bq/cm ³ (告示濃度)	④再評価後の トリチウムから受ける放射線量 (mSv) ※2
平成20年度	3.0×10^{11} (1.0×10^{-4})	4.2×10^{11} (1.1×10^{-4})	(5×10^{-3})	—
平成21年度	2.8×10^{11} (9.3×10^{-5})	4.6×10^{11} (1.5×10^{-4})		—
平成22年度	4.1×10^{11} (9.8×10^{-5})	6.8×10^{11} (1.6×10^{-4})		—
平成23年度	4.0×10^{11} (1.2×10^{-4})	6.5×10^{11} (1.9×10^{-4})		—
<参考> 平成24年度 第1四半期	6.6×10^{10} (6.0×10^{-5})	1.1×10^{11} (9.9×10^{-5})		—

※1 トリチウム濃度は四半期毎の平均濃度の最大濃度を採用しています。

※2 トリチウムから一般公衆が受ける実効線量は、一般公衆の自然放射線から1年間に受ける線量(2.4ミリシーベルト)に比べ十分に小さい値であり、指針においても評価の対象外とされております。

注) 定例サンプリングにて検出されなかった放射性物質のうち、一部の放射性物質(ヨウ素131、粒子状物質、アルファ線を放出する物質)において、その検出下限値が国の定める測定指針の測定下限濃度を上回る場合も確認されていることから、仮にそれらも放出があったものと保守的に考えた場合に受ける平成23年度の放射線量は、 3.0×10^{-6} ミリシーベルトであり、自然界から1年間に受ける放射線量2.4ミリシーベルトの約80万分の1となります。



主排気筒との接続部(側面より)



主排気筒との接続部(正面より)

柏崎刈羽原子力発電所7号機 主排気筒放射線モニタサンプリング系統概略図

区分：その他

号機	6号機	
件名	停止中の落雷の影響による誤警報に伴うスクラム信号の発信について	
事象の概要	<p>定期検査のため停止中の6号機において、平成24年8月22日午後8時12分頃、落雷によるノイズ*1の影響により主蒸気管の放射線レベルが高くなったことを示す誤警報が発生し、原子炉のスクラム*2信号が発生しました。</p> <p>プラントは停止中のため主蒸気管に蒸気の流れはなく、放射線モニタの指示値も通常値であることを確認しております。また、全ての制御棒はスクラム信号発生前の全挿入位置から変わっておらず、主要なパラメータに変動はなく、原子炉の状態に異常がないことを確認しております。</p> <p>なお、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 ノイズ 落雷などにより発生する、測定器などの動作に影響を与える電圧。</p> <p>*2 スクラム 全制御棒を水圧駆動により急速挿入し、原子炉を緊急停止する機能。</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>当該モニタについては過去にも落雷の影響を受けたことがあり、今後、落雷のノイズの影響を受けにくい設備への変更について検討を進めてまいります。</p>	

(お知らせ)

**チャンネルボックス上部の一部剥離に関する
経済産業省原子力安全・保安院からの口頭指示について**

平成 24 年 8 月 2 日
東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所

当社は、過去に柏崎刈羽原子力発電所において、チャンネルボックス*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、対応等について報告を行うよう、昨日、経済産業省原子力安全・保安院より口頭指示を受けました。

当社としましては、このたびの口頭指示に基づき、今後、適切に対応してまいります。

なお、過去に柏崎刈羽原子力発電所において、チャンネルボックス上部の一部に剥離が確認された事象の概要は別紙のとおりです。

以 上

***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。

別紙：チャンネルボックス上部の一部剥離事象の概要について

参考：チャンネルボックス上部の一部剥離状況（例）

チャンネルボックス上部の一部剥離事象の概要について

1. 事象の概要

平成9年5月から6月にかけて柏崎刈羽原子力発電所5号機でチャンネルボックス52本の外観検査を実施したところ、7本のチャンネルボックスの上部（クリップの接合箇所）が白色化し、一部が剥離していることを確認した。

その後の調査において、同時期に製造したチャンネルボックス770本（上記52本を含む）のうち、103本（上記7本を含む）のチャンネルボックスの上部（クリップの接合箇所）に同様の事象を確認した。

2. 発生原因の調査と影響評価

当時行った原因調査の結果、当該事象はチャンネルボックスにクリップを溶接した際に、溶接施工条件の問題から、接合箇所の一部の耐食性が悪化し、その部位に限定的に腐食が発生したことが原因と推定した。

部分的に剥離が生じているものの、クリップの強度に問題はなく、また、剥離した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評価した。

<参考>

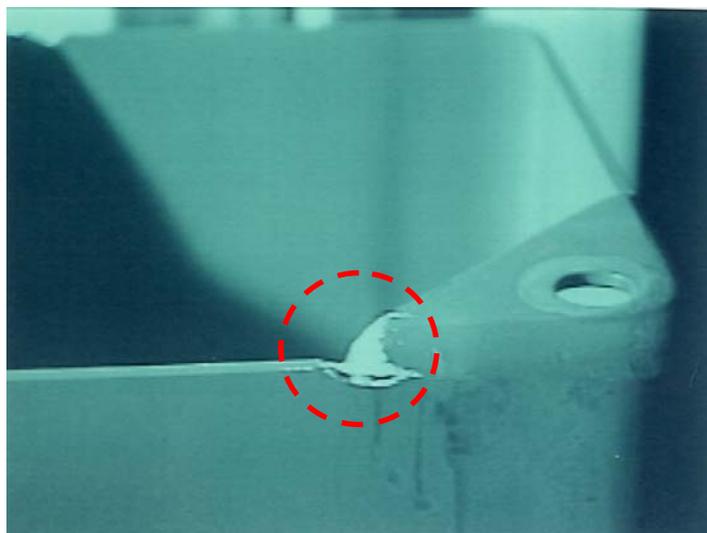
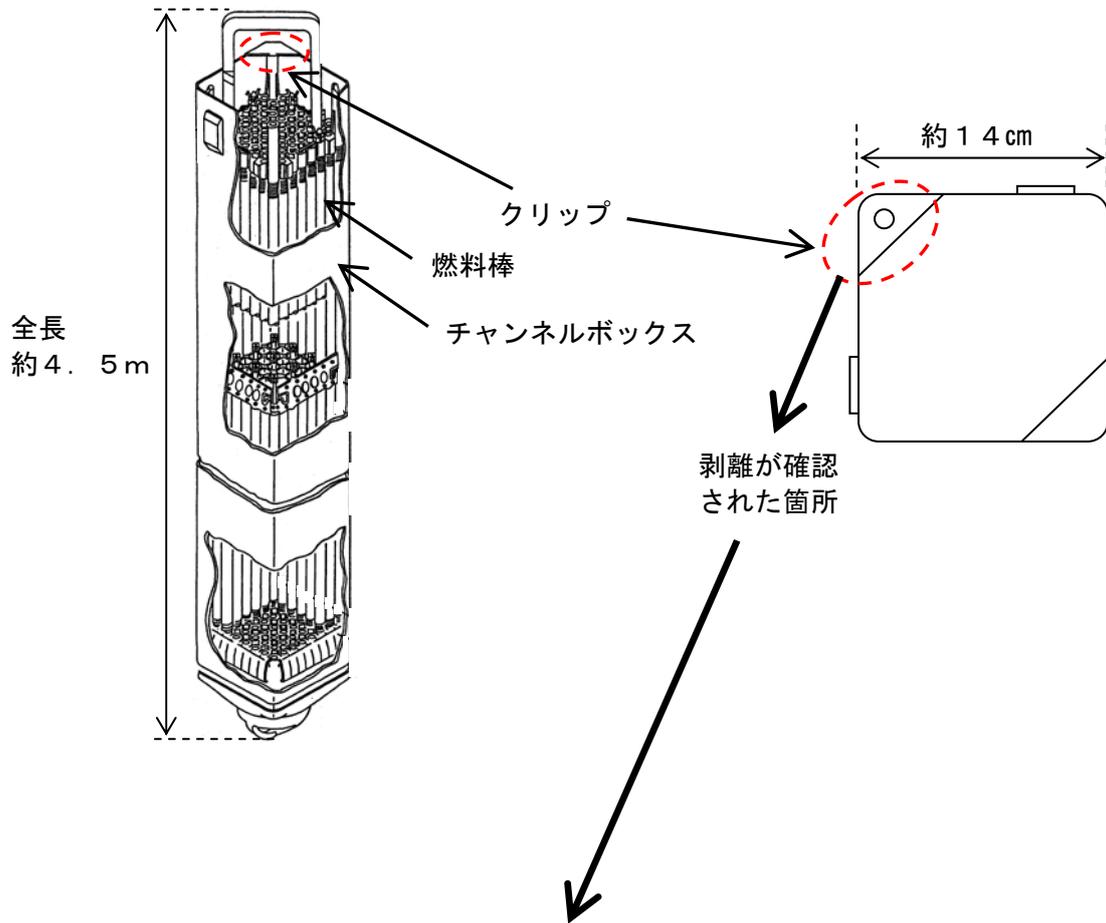
平成10年11月に、柏崎刈羽原子力発電所3号機で使用したチャンネルボックス156本の外観点検を実施したところ、4本の上部（クリップの接合箇所）に同様の事象を確認した。

また、平成19年7月に発生した新潟県中越沖地震後の点検として、平成20年3月に、柏崎刈羽原子力発電所3号機で使用したチャンネルボックス100本の外観点検を実施したところ、1本の上部（クリップの接合箇所）に、同様の事象を確認した。これらの事象はいずれも、平成9年に確認した事象と同様に、クリップの接合箇所の一部に限定的に発生する腐食による劣化が原因であり、安全上の問題はないと評価した。

なお、チャンネルボックス（ジルコニウム合金製）は、原子炉内での使用に伴い、表面の酸化が進展すると白色化し、部分的に剥離する特性がある。上記の事象は剥離の程度が部分的に大きくなったものと考えられ、チャンネルボックスや燃料集合体の健全性に影響を与えるものでもないことから、「不適合事象」には該当しないものと判断している。

以 上

チャンネルボックス上部の一部剥離状況（例）



平成 24 年 8 月 6 日

柏崎刈羽原子力発電所 1、7号機の保全計画の変更届出について

当社は、平成 23 年 7 月に経済産業省令*¹にもとづき、保全計画を策定しておりますが、本日、経済産業省へ柏崎刈羽原子力発電所 1、7号機の保全計画について、変更届出を行いました。

このたびの変更届出では、今月でプラントの停止期間が 1 年を経過する 1、7号機において、「特別な保全計画*²（長期保管計画）」を新たに定め、保全計画へ追加しました。

現在、当所におきましては、安全を第一に、災害の未然防止に努め、点検復旧作業や耐震強化工事、津波に対する対策など発電所の安全対策を進めておりますが、今後も、保全活動を充実し、プラント全体の信頼性をより一層向上させてまいります。

以 上

<添付資料>

- ・ 柏崎刈羽原子力発電所 1、7号機 保全計画変更の概要

* 1 経済産業省令

平成 21 年 1 月 1 日に施行され、実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則の一部改正に併せ、電気事業法施行規則の一部が改正されたもの。主な改正点は以下の項目。

- ・ 保安規程の記載事項についての整理（原子力発電工作物に求める保安規程の記載事項と、他の事業用電気工作物に求める保安規程の記載事項を区別し、当該区別毎に届出。第 50 条）
- ・ 保全活動の充実（保全計画の届出、および予防保全の徹底。第 50 条、第 94 条の 3）
- ・ 定期検査の時期の適正化（第 91 条）

* 2 特別な保全計画

地震や長期点検等のために当初計画を超え長期停止となり、設備全般に対する長期保管対策や比較的広範な機器に対し追加的な点検等を実施するような場合などに、特別な保全計画の策定が必要となる。

柏崎刈羽原子力発電所 1、7号機 保全計画変更の概要

平成 24 年 8 月 6 日
東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所

I. 保全計画書変更のポイント

柏崎刈羽原子力発電所 1、7号機は、今月でプラントの停止期間が1年を経過することから、特別な保全計画（長期保管計画）を新たに追加。（前回届出した保全計画からの変更点は、下線箇所のみ）。

II. 保全計画書の概要

1. 保全計画の始期及び適用期間

< 1号機 >

保全計画：第 16 回定期検査開始日から第 17 回定期検査開始日の前日までの期間

中越沖地震後の特別な保全計画：第 16 回定期検査開始日から実運転期間開始（第 16 回定期検査終了日）までの期間

特別な保全計画（長期保管計画）：第 16 回保全計画の変更届出から特別な保全計画（長期保管計画）を終了するまでの期間

< 7号機 >

保全計画：第 10 回定期検査開始日から第 11 回定期検査開始日の前日までの期間

特別な保全計画（長期保管計画）：第 10 回保全計画の変更届出から特別な保全計画（長期保管計画）を終了するまでの期間

2. 保全活動管理指標の設定

保全活動の効果と弱点の「見える化」を図り、保全活動を継続的に改善するための「ものさし」として、プラントレベルおよび安全上重要な系統レベル毎に合計約 200 の管理指標を設定。

〔プラントレベルの管理指標の例〕

- ・ 7000 臨界時間*当たりの計画外自動スクラム回数：<1 回
- ・ 7000 臨界時間当たりの計画外出力変動回数：<2 回
- * 臨界時間 制御棒引抜開始から全挿入までの時間

〔系統レベルの管理指標の例〕

- ・ 原子炉の緊急停止機能について保全により予防することが可能な故障回数の目標値：<1 回/サイクル

3. 点検計画

原子力発電所の主要な構築物、系統、機器等について、原子炉施設の安全性を確保する上での重要性を定めるとともに、過去の運転経験（点検実績やトラブル等）から社内で定めている保全方式、点検内容・頻度を整理。また、今後点検計画を策定、変更するにあたっては、保全活動から得られた情報等から、保全が有効に機能することを確認するとともに、継続的な改善につなげていく旨を記載。

（残留熱除去冷却系ポンプの例）

- ・ ポンプを含めた機能・性能試験（炉心注水機能検査）：定期検査の都度実施
- ・ 状態監視を含む機能・性能試験（ポンプ運転中検査）：運転中 6 ヶ月毎の実施

4. 補修、取替え及び改造計画

保全サイクル中の工事認可対象工事等について記載。

5. 中越沖地震後の特別な保全計画（1号機のみ）

第 15 回定期検査時に地震による軽微な影響が確認されたものの、機能に影響をおよぼさないとの観点から補修等を行わず復旧した設備について、点検計画を策定し、運転後の影響について評価を行うことおよび、第 15 回定期検査時の起動前の点検・評価において地震による劣化事象の助長が考えられる事象として「疲労」を抽出して解析的評価を実施した結果、今回の定期検査までの運転によっても疲労による影響はないものと判断したが、念のため、疲労評価を行った設備について、非破壊試験計画を策定し、運転後の影響について評価を行う旨を記載。

6. 特別な保全計画（長期保管計画）

長期停止中に運転あるいは機能維持が要求される系統・機器については、各系統・機器の運転状況等を考慮し、機能の維持を図るために必要な保全を行うことおよび、長期停止中に運転あるいは機能維持が要求されない系統・機器については、腐食等の劣化の進展が懸念される機器に対し、長期的な劣化抑制のため、満水保管、乾燥保管等の保管対策を行う旨を記載。

7. 定期検査時の安全管理

定期検査停止時における、保安規定で求められる機能を満足させるための管理の計画を整理。

8. 保全に関する組織

保全の実施については、保安規程に定められた事業者管理体制に基づき実施することや、協力事業者に役務を調達する場合には技術的要件（力量）も考慮の上、調達管理のマニュアルに従うこと等を記載。

以上

柏崎刈羽原子力発電所に搬入された核燃料輸送物に封印がなかった事象の 原因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 8 月 10 日
東京電力株式会社

平成 24 年 6 月 1 日、当社柏崎刈羽原子力発電所において、新燃料の製造、輸送を行った原子燃料工業株式会社（以下、「原燃工」、所在地：茨城県東海村）が、当社立ち会いのもと、同年 5 月 30 日に同社が輸送した 1 号機用新燃料を原子炉建屋内に搬入する作業を行っていたところ、新燃料 2 体が収められた新燃料輸送容器*¹ 1 箱の外側容器にある封印*²がされていないことを確認いたしました。

その後、原燃工とともに新燃料輸送容器の内側容器の封印状況を確認したところ、内側容器の封印は適切に実施されていることを確認するとともに、内側容器内の新燃料 2 体を確認した結果、所定の燃料であることを確認しております。

（平成 24 年 6 月 1 日お知らせ済み）

本件を受けて、同日、経済産業省原子力安全・保安院（以下、「同院」）より、当社および輸送を実施した原燃工に対して以下の内容について調査するように口頭指示を受けました。

- ・ 核燃料輸送物を運搬した原燃工が封印を確実に実施したか否か
- ・ 原燃工東海事業所から当社柏崎刈羽原子力発電所への運搬中および運搬後の保管管理が適切になされていたか否か

その後、当社は、柏崎刈羽原子力発電所入構後における新燃料輸送容器の運搬および運搬後の当社における保管管理状況について、当社監理員および構内運搬を請負った協力企業への聞き取り調査並びに現場確認を行いました。その結果、同発電所内において、当該封印が外された形跡や封印の脱落に至る要因は確認されず、同発電所内での運搬および運搬後の保管管理状況に問題はありませんでした。また、当社は、原燃工より封印の実施の有無および原燃工東海事業所から同発電所までの運搬における保管管理状況について、「当該輸送容器の梱包作業段階で封印を取り付けていなかった」旨の報告を受けました。

これらの調査結果より、本件は、当社へ納品前の原燃工の管理下において発生した封印漏れであるものの、当社原子力発電所の核物質防護に関する安全管理・品質管理にも関係することから、当社は原燃工に対して厳重に注意し、再発の防止を求めました。

当社は、同発電所入構後の運搬および運搬後の保管管理状況に問題がなかったことについて、本日、同院へ報告いたしました。

当社は、今後、適切に再発防止対策が実施されているか、原燃工に対して定期的に外部監査を行い、さらなる安全管理・品質管理の向上を徹底してまいります。

以 上

○ 別紙

柏崎刈羽原子力発電所に搬入された核燃料輸送物に封印がないことの事象の要因調査結果（報告書）

* 1 新燃料輸送容器

二重構造となっており、外側容器と内側容器で構成されている。

* 2 封印

原子炉等規制法に係る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において封印を実施することが定められている。

柏崎刈羽原子力発電所に搬入された核燃料輸送物に
封印がないことの事象の要因調査結果
(報告書)

平成24年8月

東京電力株式会社

(目 次)

1. 事象の概要	1
2. 指示内容	1
3. 報告範囲	1
4. 管理状況	2
(1) 管理体制	2
(2) プロセス毎の管理項目	3
5. 調査結果	4
(1) 調査事項	4
(2) まとめ	5
6. 添付資料	5

1. 事象の概要

平成24年6月1日、柏崎刈羽原子力発電所において、新燃料の製造、輸送を行った原子燃料工業株式会社（以下「原燃工」という）が、当社立会のもと、同年5月30日に同社が輸送した1号機用新燃料（232体）を原子炉建屋内に搬入する作業を行っていたところ、新燃料2体が収められた新燃料輸送容器1基の外側容器にある封印（2箇所）がされていないことを確認した。

本事象は原子炉等規制法に係る「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」で定める核燃料輸送物に係る技術上の基準に適合していない可能性があるため、同日、原子力安全・保安院へ報告した。

その後、原燃工と共に、新燃料輸送容器の内側容器の封印状況を確認したところ、内側容器の封印（2箇所）は適切に実施されていることを確認するとともに、内側容器内に所定の新燃料2体が収納されていることを確認した。（原子力安全・保安院へ報告済）

本事象について、原子力安全・保安院から、核燃料輸送物を運搬した原燃工が封印を確実に実施・確認したか否か、本輸送物を同社東海事業所から柏崎刈羽原子力発電所への運搬中及び運搬後の保管管理が適切になされていたか否かについて確認する必要があることから、当社及び原燃工は本事象について調査をするように指示を受けた。

本報告書は、上記指示に基づく調査結果を報告するものである。

2. 指示内容

- | |
|---|
| <ul style="list-style-type: none">(1) 核燃料輸送物を運搬した原燃工が封印を確実に実施・確認したか否かについての調査(2) 核燃料輸送物を原燃工東海事業所から東京電力柏崎刈羽原子力発電所への運搬中及び運搬後の保管管理が適切になされていたか否かについての調査 |
|---|

3. 報告範囲

「核燃料輸送物を運搬した原燃工が封印を確実に実施・確認したか否かについての調査」及び「核燃料輸送物を原燃工東海事業所から東京電力柏崎刈羽原子力発電所への運搬中及び運搬後の保管管理が適切になされていたか否かについての調査」のうち柏崎刈羽原子力発電所正門通過前までの調査については、原燃工が報告するものとし、本報告書では柏崎刈羽原子力発電所入構後の運搬及び運搬後の保管管理状況の調査結果について報告する。

4. 管理状況

(1) 管理体制

柏崎刈羽原子力発電所第一運転管理部燃料グループ（以下「燃料G」）は、新燃料の構内運搬作業を円滑に実施するため、輸送燃料数量、工程、運搬ルート、作業体制及び業務分担、作業概要、安全対策等を記載した「取替新燃料の運搬実施計画書」を作成している。今回の運搬に係る輸送燃料数は以下のとおり。また作業体制及び業務分担は図-1のとおり。

輸送燃料数

対象号機	メーカー	燃料体数	輸送容器数	輸送編成
柏崎刈羽原子力発電所 第1号機	原燃工	232体	116基	トラック16台 (4編成)

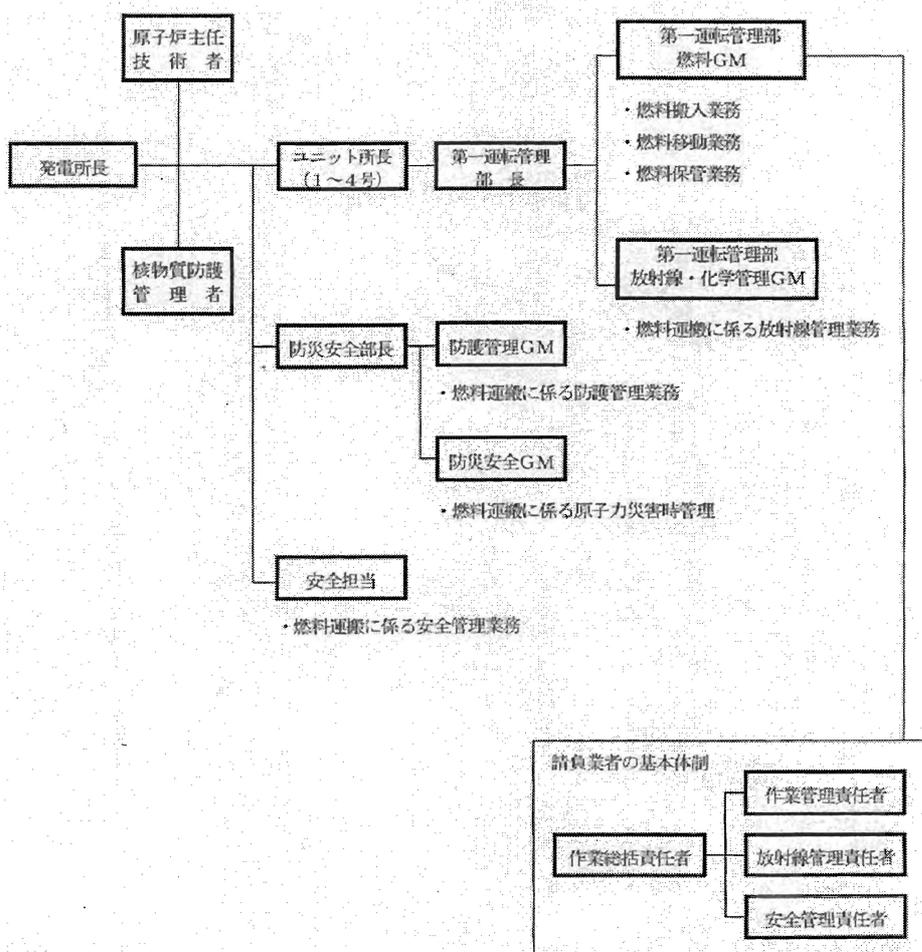


図-1 作業体制及び業務分担

(2) プロセス毎の管理項目

a. 事前準備

- ・燃料Gは、規制連絡文書を関係箇所へ周知し、構内運搬経路、車両待機場所、固縛解き作業場所への通行及び立入の規制を実施している。
- ・燃料Gは、周辺防護区域の出入許可に関わる申請書類を警備箇所である防護管理グループ（以下「防護管理G」）へ提出している。これらは本作業の従事者の構内及び周辺防護区域への出入管理に用いられている。

b. 運搬及び作業時実施・確認事項

(a) 新燃料構内運搬時（正門～原子炉建屋大物搬入口前待機場所）

- ・燃料Gは、発電所正門から原子炉建屋搬入口前の停車位置までの構内運搬作業に関する立会監理を行っている。
- ・運搬ルートにはバリケード、監視員、無線機の配置を行い、主要交差点には仮設ゲートを設け、関係車両、関係者以外の通行を禁止するとともに誘導員、交通整理員を配備している。
- ・燃料Gは、新燃料運搬車両入構時に正門にて車両番号及び台数の確認を行っている。また、「新燃料構内輸送記録（正門用）」を作成し、輸送車列の正門到着時間、到着状態（外観に異常がないこと）を記録している。（添付資料（1）参照）
- ・誘導車、誘導員により輸送車列を待機場所まで誘導している。また燃料Gは「新燃料構内輸送記録（誘導員用）」を作成し、駐車完了時間、駐車位置、駐車状態（車止め）を確認し、記録している。（添付資料（2）参照）
- ・新燃料構内運搬作業には、当社燃料G 7名、原燃工 2名、監視／誘導／交通整理関係 30名、輸送車両関係（4車列）100名が関わっている。
（この他に発電所警備員が本作業に関わっている。）

(b) 待機時（作業中以外、原子炉建屋大物搬入口前待機場所）

- ・防護管理Gは「柏崎刈羽原子力発電所核物質防護規定」に基づき、周辺防護区域内待機中は輸送車両に関係者以外の者や車両が近寄らないことを監視カメラ及び巡回にて監視している。

(c) 荷下ろし準備時（原子炉建屋大物搬入口前待機場所～固縛解き場所）

- ・当社監理員による作業状況の立会監理を実施している。
- ・固縛解き場所への移動前に車両点検として積荷の固縛、幌、シートの点検を実施し、異常（破損、ゴム紐の弛み等）がないことを確認している。

(d) 固縛解き時（輸送トラック上）

- ・当社監理員による作業状況の立会監理を実施している。
- ・固縛解き前の積荷のシート養生状態に異常がないことを確認している。

(e) 搬入作業時

- ・輸送容器の外観・形状に異常がないことを目視で確認している。(封印の確認を含む。)なお、固縛解き～搬入作業には、燃料G 2名、原燃工 2名、輸送会社A 1 8名、輸送会社B 4名が関わっている。(この他に発電所警備員が本作業に関わっている。)

なお、上記「(c) 荷下ろし準備時」から「(e) 搬入作業時」までの間は、一連の流れとして、原子炉建屋大物搬入口前で作業を実施している。

5. 調査結果

(1) 調査事項

a. 聞き取り調査

封印がないことが確認された以降に、作業プロセス毎の管理状況が適切であったかについて、改めて当社監理員及び構内運搬を請負った輸送会社A、輸送会社B、輸送会社Cに事後確認と聞き取り調査を実施した。

作業プロセス毎の調査項目及び聞き取り結果は以下のとおり。また、聞き取り結果の詳細を添付資料(3)に示す。

(a) 新燃料構内運搬時(正門～原子炉建屋大物搬入口前待機場所)

- ・輸送トラックへの関係者以外の者、他車両の接近・接触の有無 →無
- ・構内運搬中の輸送トラックの不必要な停止の有無 →無
- ・輸送トラック積荷の養生状態の異常の有無 →無

(b) 待機時(作業中以外、原子炉建屋大物搬入口前待機場所)

- ・輸送トラックへの関係者以外の者、他車両の接近・接触の有無 →無

(c) 荷下ろし準備時(原子炉建屋大物搬入口前待機場所～固縛解き場所)

- ・積荷の固縛、幌、シートの異常(破損、ゴム紐の弛み)の有無 →無
- ・輸送トラック積荷の養生状態の異常の有無 →無

(d) 固縛解き時(輸送トラック上)

- ・輸送トラック積荷の養生状態の異常の有無 →無
- ・封印への接触の有無 →無

(e) 搬入作業時(原子炉建屋大物搬入口前)

- ・確認前の誤った封印取外し行為の有無 →無
- ・関連場所における封印の落下の有無 →無

b. 現場確認

- ・関連作業場所(正門からの構内運搬ルート上、トラック荷台上、固縛解き場所)に封印が落ちていないことを確認
- ・取外した封印の員数確認を実施(封印数230個を確認)し、誤って封印を取外していないことを確認

【員数確認内容】

新燃料輸送容器数 : 計 116 基

(内訳) 封印取付輸送容器数 : 115 基

封印未取付輸送容器数 : 1 基

輸送容器 1 基につき封印 2 個のため, $115 \times 2 = 230$ 個の封印を確認

(2) まとめ

以上の柏崎刈羽原子力発電所入構後の運搬及び運搬後の保管管理状況から、発電所内で当該封印が外された形跡や封印の脱落に至る要因は確認されなかった。(添付資料(4)参照)

6. 添付資料

- (1) 新燃料構内輸送記録(正門用)
- (2) 新燃料構内輸送記録(誘導員用)
- (3) 柏崎刈羽原子力発電所における新燃料輸送時の管理状況(改訂1)
- (4) 柏崎刈羽原子力発電所に搬入された核燃料輸送物に封印がないことの事象の要因調査結果(発電所正門～R/B大物搬入口前)

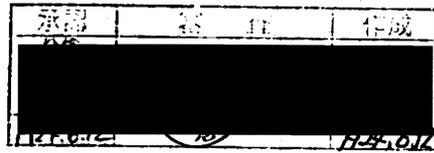
以上

新燃料構内輸送記録 (正門用)

対象燃料：1号機第17回取替		受入日：平成24年 5月 30日	
		確認者氏名： 	
編成	正門到着日時※		到着時状態
第一編成	5月30日	10時46分	良
第二編成	5月30日	11時7分	良
第三編成	5月30日	11時21分	良
第四編成	5月30日	11時32分	良
<p>[備 考]</p> <p>※ 正門到着時刻は、各編成の最終トラックが発電所構内に入った時刻（正門を通過した時刻）とする。</p>			

新燃料構内輸送記録 (誘導員用)

対象燃料：1号機第17回取替			受入日：平成24年 5月30日	
			確認者氏名： XXXXXXXXXX	
編成	駐車完了時刻	号車	駐車位置 (添付参照)	駐車状態 (車止め)
第一編成	5月30日 11時00分	1	良 否	良 否
		2	良 否	良 否
		3	良 否	良 否
		4	良 否	良 否
第二編成	5月30日 11時18分	1	良 否	良 否
		2	良 否	良 否
		3	良 否	良 否
		4	良 否	良 否
第三編成	5月30日 11時32分	1	良 否	良 否
		2	良 否	良 否
		3	良 否	良 否
		4	良 否	良 否
第四編成	5月30日 11時44分	1	良 否	良 否
		2	良 否	良 否
		3	良 否	良 否
		4	良 否	良 否
[備 考]				



平成24年6月12日
 柏崎刈羽原子力発電所 防災安全部 防護管理 G
 第一運転管理部 燃料 G

柏崎刈羽原子力発電所における新燃料輸送時の管理状況(改訂 1)

発電所正門から輸送トラック待機場所までの運搬中及び運搬後の新燃料の保管管理が適切にされていたか聞き取り調査を実施。

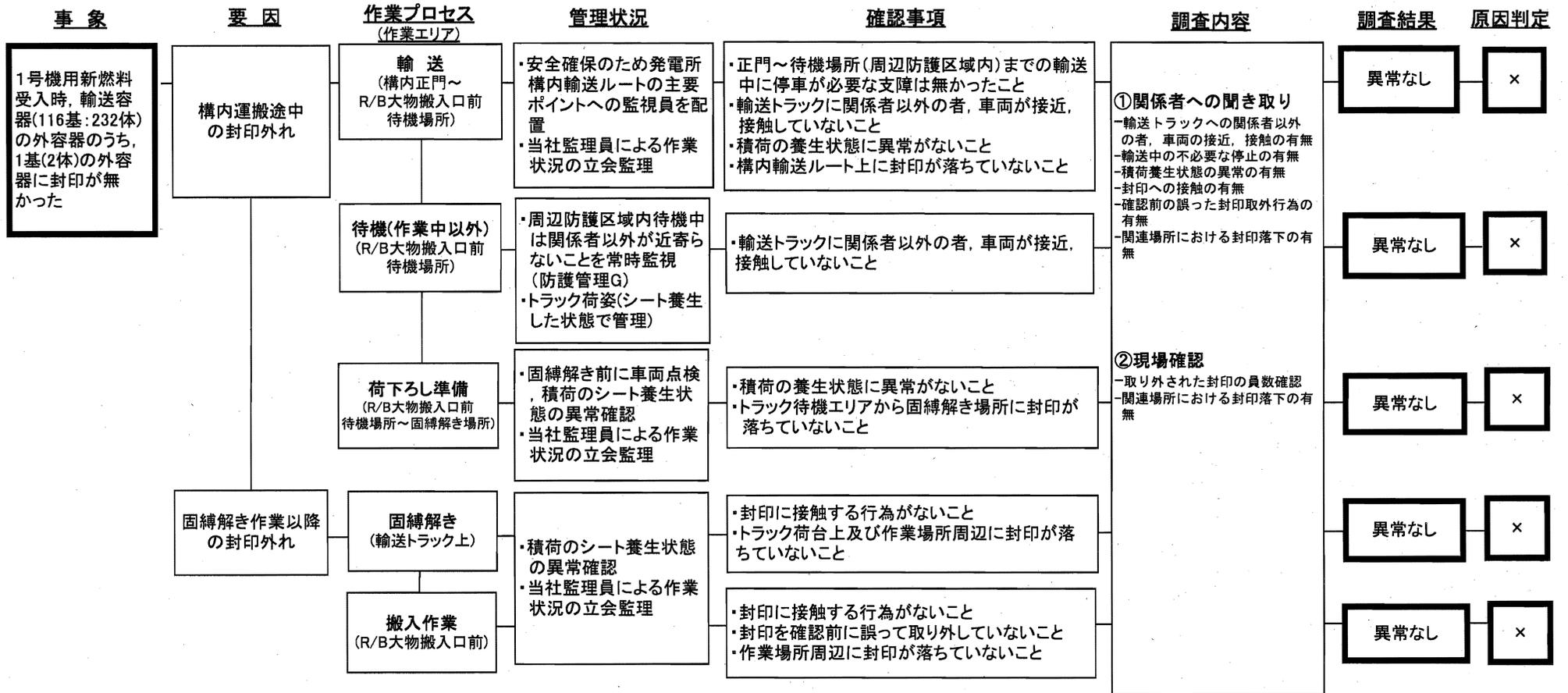
確認結果 → 「異常なし」

【聞き取り調査詳細】

	作業プロセス (作業エリア)	対象 期間	調査内容	担当 G 等		確認結果 (聞き取り調査)
				担当 G	聞き取り確認日	
1	輸送 (構内正門～R/B 大物 搬入口前待機場所)	5/30	<ul style="list-style-type: none"> 輸送トラックへの関係者以外の者、車両の接近、接触の有無 輸送中の不必要な停止の有無 積荷養生状態の異常の有無 	柏崎刈羽原子力発電所 第一運転管理部燃料 G	H24/6/1	異常なし
				柏崎刈羽原子力発電所 防護管理 G	H24/6/4～6/6	
				原子燃料工業(株) [Redacted]	H24/6/1～ 6/4,6/12	
2	待機(作業中以外) (R/B 大物搬入口前待 機場所)	5/30 ～6/1	<ul style="list-style-type: none"> 輸送トラックへの関係者以外の者、車両の接近、接触の有無 	柏崎刈羽原子力発電所 防護管理 G	H24/6/4～6/5	異常なし
3	荷下ろし準備 (R/B 大物搬入口前待 機場所～解縛場所)	5/30 ～6/1	<ul style="list-style-type: none"> 積荷養生状態の異常の有無 	原子燃料工業(株) [Redacted]	H24/6/1～ 6/4,6/12	異常なし
4	固縛解き (輸送トラック上)	5/30 ～6/1	<ul style="list-style-type: none"> 積荷養生状態の異常の有無 封印への接触の有無 	柏崎刈羽原子力発電所 第一運転管理部燃料 G	H24/6/1	異常なし
				原子燃料工業(株) [Redacted]	H24/6/1～ 6/4,6/12	
5	搬入作業 (R/B 大物搬入口前)	6/1	<ul style="list-style-type: none"> 確認前の誤った封印取外行為の有無 関連場所における封印落下の有無 	柏崎刈羽原子力発電所 第一運転管理部燃料 G	H24/6/1	異常なし
				原子燃料工業(株) [Redacted]	H24/6/1～6/4	
6	輸送・作業全体 (関連エリア全体)	6/1	<ul style="list-style-type: none"> 関連場所における封印落下の有無 	柏崎刈羽原子力発電所 第一運転管理部燃料 G	H24/6/1	異常なし
				原子燃料工業(株) [Redacted]	H24/6/1～4	

以上

柏崎刈羽原子力発電所に搬入された核燃料輸送物に
封印がないことの事象の要因調査結果（発電所正門～R/B大物搬入口前）



当社原子力発電所における放射性廃棄物処理系排水管の 誤接続に関する是正結果について

平成24年8月10日
東京電力株式会社

当社は、平成21年10月28日に福島第二原子力発電所1号機において確認された排水配管の誤接続によるトリチウムを含む水の放出事象、11月4日に柏崎刈羽原子力発電所1号機において確認された排水配管の誤接続事象を受けて、11月5日、経済産業省原子力安全・保安院から当社原子力発電所について排水配管の誤接続の有無を確認するための調査を求める旨の指示文書を受領いたしました。

その後、当社は指示文書に基づき、当社原子力発電所における放射性廃棄物処理系排水管の誤接続について、調査結果および対策等を最終報告書として取りまとめ、平成22年2月2日、同院へ提出いたしました。

また、同日、本件について、同院より「福島第一原子力発電所、福島第二原子力発電所及び柏崎刈羽原子力発電所の放射性廃棄物処理系排水管の誤接続について（指示）」*を受領いたしました。

当社は、この指示文書に基づき、本件についての根本原因と再発防止対策等を取りまとめ、平成22年7月29日、同院へ報告いたしました。

(平成21年11月5日、11日、平成22年2月2日、7月29日お知らせ済み)

誤接続のあった排水配管の是正措置については、定期検査の時期などを勘案しながら計画的に進め、平成23年2月までにすべての是正措置を完了いたしました。

当社は、指示文書に基づき、排水管の誤接続30箇所すべての是正を講じた結果を取りまとめ、本日、同院へ報告いたしましたのでお知らせいたします。

なお、誤接続の是正結果については、誤接続箇所の是正が完了したのち、速やかに取りまとめることとしていましたが、平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震の対応のため、本報告の取りまとめを中断していたものです。

以上

添付資料

- ・当社原子力発電所の放射性廃棄物処理系配管の誤接続に関する是正結果について

* 指示文書

「福島第一原子力発電所、福島第二原子力発電所及び柏崎刈羽原子力発電所の放射性廃棄物処理系排水管の誤接続について（指示）」

（平成22・01・25原院第2号）

原子力安全・保安院（以下「当院」という。）は、貴社から、非放射性廃棄物を処理する排水管に放射性物質を処理する排水管が誤接続されたことにより、一部トリチウムを含む水が放出されていた旨の報告を受け、貴社に対し、同様な誤接続の有無を確認するための調査を行うように指示し、本日、2月2日に調査結果報告書の提出がありました。

当院は、当該報告内容を精査したところ、発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令（以下「技術基準」という。）及び各発電所原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）に関して不適合が認められたことは、設計・施工管理及び放射性廃棄物管理の観点から遺憾であり、貴社に対し、嚴重注意をするとともに、下記の対応を求めます。

記

1. 以下の技術基準及び保安規定の不適合に関し、不適合が発生した根本原因を究明し、再発防止対策を策定し、当院に報告すること。

(1) 不適合が認められた技術基準及び保安規定の条文

技術基準 第30条第1項第2号（廃棄物処理設備等）

保安規定 第88条（放射性液体廃棄物の管理）

(2) 事実の内容並びに技術基準第30条第1項第2号及び保安規定第88条に不適合と認められる理由

I. 技術基準第30条第1項第2号では、放射性廃棄物を処理する設備と放射性廃棄物以外の廃棄物を処理する設備とを区別して施設することを規定している。しかしながら、設計の誤り及び施工の誤りにより設計・施工したため、放射性液体廃棄物を処理する設備（排水管）が、放射性物質以外の廃棄物を処理する設備（排水管）に30箇所接続されていた。

II. 保安規定第88条第1項では、放射性液体廃棄物を放出する際の測定を規定しており、同条第2項では、指定された放出経路及び排水設備から放射性液体廃棄物を放出することを規定している。しかしながら、放射性物質であるトリチウムを含む液体廃棄物を、放射性廃棄物処理設備ではない排水管を通じて、測定を行わず放出したものが18箇所あった。

2. 当院に報告のあった排水管の誤接続30箇所の是正を講じた結果について、当院に報告すること。

**原子力施設外に搬出された検査機器等の保管状況に係る調査結果の
経済産業省原子力安全・保安院への報告について**

平成 24 年 8 月 10 日
東京電力株式会社

当社は、平成 24 年 7 月 27 日に、経済産業省原子力安全・保安院より各原子力事業者へ発出された「原子力施設外に搬出された検査機器等の保管状況について（指示）」の指示文書*を受領いたしました。（平成 24 年 7 月 27 日お知らせ済み）

本日、当社は、別紙の通り、当該の指示に基づく調査結果をとりまとめて同院へ報告いたしましたのでお知らせいたします。

今回の調査結果においては、福島第一原子力発電所、福島第二原子力発電所および柏崎刈羽原子力発電所から搬出した検査機器等を収納した L 型輸送物（原子力発電所へ搬出されたものは除く。）について、周辺監視区域の外に保管されている事案はありませんでした。

なお、福島第一原子力発電所の事故対応の一環として社外の専門機関で分析を行った環境試料の一部を、現在、J ヴィレッジにおいて、施設運営計画に定める「一時保管エリア」内で適切に保管しておりますが、今後、これらの環境試料については、準備が整い次第速やかに福島第一原子力発電所に運搬し保管することとしております。

以 上

別紙：原子力施設外に搬出された検査機器等の保管状況に関する調査結果について（報告）

*** 指示文書**

原子力施設外に搬出された検査機器等の保管状況について（指示）

（24 原企課第 62 号）

今般、原子力発電所において検査に用いられ、放射性物質によって汚染された検査機器等を収納し原子力発電所外に搬出された L 型輸送物が、原子力施設に係る周辺監視区域外の厳格な物品管理を行うのにふさわしくない区域において、長期間保管されていたことが確認されました。

当該 L 型輸送物の放射線量は、原子力事業者が放射線管理区域を設定しなければならない基準と比較しても低く、安全上の問題は認められず、また、当該 L 型輸送物の保管については、現状において規制の適用外ですが、当該 L 型輸送物をこのような状態で維持することは、容器の密閉性等が維持できない可能性を否定できない等の懸念があることから、適切な管理を欠いており好ましいことではないと考えられます。

つきましては、貴社（貴機構）の原子力施設から過去に搬出した検査機器等を収納した L 型輸送物（原子力発電所へ搬出された物は除く。）が、今回のように、周辺監視区域の外において保管されている事案の有無に関して可能な限り調査し、本年 8 月 10 日までにその調査結果を報告することを求めます。

原子力施設外に搬出された検査機器等の
保管状況に関する調査結果について
(報告)

平成24年8月10日

東京電力株式会社

目 次

1. 調査目的
2. 調査対象範囲
3. 調査方法
4. 調査結果
5. 調査結果のまとめ
6. 環境試料について

1. 調査目的

経済産業省原子力安全・保安院からの平成24年7月27日付け指示文書「原子力施設外に搬出された検査機器等の保管状況について（指示）」（24原企課第62号）に基づき、当社原子力発電所から過去に搬出した検査機器等を収納したL型輸送物（原子力発電所へ搬出されたものは除く。）が周辺監視区域の外において保管されている事案の有無について調査を行った。

2. 調査対象範囲

福島第一原子力発電所、福島第二原子力発電所および柏崎刈羽原子力発電所から搬出した検査機器等を収納したL型輸送物（原子力発電所へ搬出されたものは除く。）を調査対象とした。

なお、以下のL型輸送物については、調査対象から除外した。

- ・文部科学省所管の放射性同位元素および核原料物質、核燃料物質については、調査対象外とする。

3. 調査方法

- ・当社に保存されている記録（「物品管理票」）に基づき、L型輸送物の搬出先の確認を実施した。

なお、福島第一原子力発電所においては、以下の理由により、平成23年10月以降に残っている記録を対象として調査を行っている。

- ① 事務本館に保管されていた地震前の記録は、全て震災による建物の損傷および水素爆発による放射性物質付着により、取り出すことができなくなってしまったこと。
 - ② 「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」の提出について」（平成24年4月13日 原管発官24第38号）にて報告のとおり、震災直後の緊急的な運搬を継続していたため技術上の基準に適合することを確認せずに行っていた事業所外運搬については記録が無いこと。
- ・検査機器等を収納したL型輸送物の搬出先に対して、その保管状況・管理手順について文書により確認を実施した。

4. 調査結果

(1) 検査機器等を収納したL型輸送物の搬出先

L型輸送物の搬出に関する記録（「物品管理票」）を確認した結果、検査機器等について下記の搬出実績を確認した。なお、下記の搬出物品は全て分析調査用試料であった。

搬出先	搬出物品
株式会社 東芝	分析調査用試料
株式会社 日立製作所	分析調査用試料
日本核燃料開発株式会社	分析調査用試料
ニュークリア・デベロップメント株式会社	分析調査用試料
日本原子力研究開発機構	分析調査用試料
株式会社 化研	分析調査用試料

(2) 検査機器等を収納したL型輸送物の搬出先における保管状況・管理手順

検査機器等を収納したL型輸送物の搬出先として確認された株式会社東芝、株式会社日立製作所、日本核燃料開発株式会社、ニュークリア・デベロップメント株式会社、日本原子力研究開発機構および株式会社化研の保管状況について、文書による確認を実施した。

a. 株式会社東芝（神奈川県川崎市）

株式会社東芝では、当社が搬出した検査機器等を全て管理区域内に保管・廃棄し、周辺監視区域外に保管しない管理手順であることを確認した。

b. 株式会社日立製作所（茨城県日立市）

株式会社日立製作所では、当社が搬出した検査機器等を全て管理区域内に保管・廃棄し、周辺監視区域外に保管しない管理手順であることを確認した。

c. 日本核燃料開発株式会社（茨城県大洗町）

日本核燃料開発株式会社では、当社が搬出した検査機器等を全て管理区域内に保管・廃棄し、周辺監視区域外に保管しない管理手順であることを確認した。

d. ニュークリア・デベロップメント株式会社（茨城県東海村）

ニュークリア・デベロップメント株式会社では、当社が搬出した検査機器等を全て管理区域内に保管・廃棄し、周辺監視区域外に保管しない管理手順であることを確認した。

e. 日本原子力研究開発機構（茨城県大洗町、東海村）

日本原子力研究開発機構では、当社が搬出した検査機器等を全て管理区域内に保管・廃棄し、周辺監視区域外に保管しない管理手順であることを確認した。

f. 株式会社化研（茨城県水戸市）

株式会社化研では、当社が搬出した検査機器等を全て管理区域内に保管・廃棄し、周辺監視区域外に保管しない管理手順であることを確認した。

5. 調査結果のまとめ

福島第一原子力発電所、福島第二原子力発電所および柏崎刈羽原子力発電所から搬出した検査機器等を収納したL型輸送物（原子力発電所へ搬出されたものは除く。）について調査した結果、周辺監視区域の外において保管されている事案はなかった。

6. 環境試料について

震災後の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、「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」の提出について」（平成24年4月13日 原管発官24第38号）にて報告のとおり、社外分析機関（日本分析センターおよび日本原子力研究開発機構）に運搬して分析を行っている。これらの環境試料については、日本原子力研究開発機構の周辺監視区域内、福島第一原子力発電所の周辺監視区域内、またはJヴィレッジにて施設運営計画に定める「一時保管エリア」（※）内に保管している。同報告の再発防止対策に示すとおり、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、L型輸送物相当として社内的に運搬・管理を行うこととしたことから、今後、環境試料については準備が整い次第速やかに福島第一原子力発電所の周辺監視区域内に運搬する予定としているが、運搬が完了するまでの期間のJヴィレッジにおける当該環境試料については、「一時保管エリア」内にて保管を継続する。なお、保管にあたってはこれまでと同様に、保管場所の入口を施錠管理して関係者以外の立入が出来ないようにすること、定期的な保管場所巡視により保管状況に異常がないこと、さらに当該エリアの線量率を定期的に測定し周辺環境の線量率と同等であることを確認し、適切な保管を継続する。

※「一時保管エリア」においては、柵、ロープ等により区画を行い人がみだりに立ち入りできない措置を講じる他、保管エリアの巡視や放射線測定を実施している。

以上

**チャンネルボックス上部の一部剥離に関する
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 8 月 10 日
東京電力株式会社

当社は、過去に柏崎刈羽原子力発電所（以下、同発電所）において、チャンネルボックス*上部の一部に剥離が確認された事象の概要等について報告を行うよう、8月1日に、経済産業省原子力安全・保安院より口頭指示を受けました。

これに伴い、過去に同発電所において確認していたチャンネルボックス上部の一部剥離事象の概略について、あわせてお知らせしております。

(平成 24 年 8 月 2 日お知らせ済み)

その後、当社は、口頭指示に基づき、過去に同発電所においてチャンネルボックス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、報告書として取りまとめて、本日、同院へ報告いたしましたので、お知らせします。

なお、本年 8 月 2 日に公表した資料で、同発電所 3 号機で使用したチャンネルボックス 4 本に同様の事象が確認された時期を、「平成 10 年 11 月」としておりましたが、今回の報告書の取りまとめの中で改めて確認時期を精査したところ、事象を確認したのは「平成 9 年 11 月」でしたので、訂正してお知らせいたします。

以 上

***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。

別添資料:「過去に柏崎刈羽原子力発電所で確認したチャンネルボックス上部の一部剥離事象について」

別 紙:「チャンネルボックス上部の一部剥離事象の概要について（訂正版）」
(本年 8 月 2 日に公表した資料の訂正版)

**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・保安院からの指示文書受領について**

平成 24 年 8 月 10 日
東京電力株式会社

当社は、過去に柏崎刈羽原子力発電所において、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、平成 24 年 8 月 1 日に受けた経済産業省原子力安全・保安院からの口答指示に基づき、本日、同院へ報告いたしました。

（平成 24 年 8 月 10 日お知らせ済み）

当社は、本日、経済産業省原子力安全・保安院よりチャンネルボックス上部（クリップ）の一部欠損に関する指示文書*²を受領いたしましたので、お知らせいたします。

当社といたしましては、本日受領した指示文書に基づき、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、チャンネルボックス上部（クリップ）の欠損の確認等を行い、その結果について取りまとめ、同院へ報告いたします。

以 上

*** 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

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中間報告について

平成 24 年 8 月 13 日
東京電力株式会社

当社は、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が、平成 23 年 3 月 11 日に発生した東北地方太平洋沖地震後の対応で作業が一時中断しておりました。

平成 24 年 5 月 23 日に、同院より本件についてあらためて報告するよう指示をいただきましたが、業務プロセス毎の問題点を具体的に抽出する作業に時間を要したことから、7 月 17 日に報告期限延期（8 月 13 日までに中間報告、9 月 28 日までに最終報告を行う）の申請を行いました。

（平成 23 年 2 月 28 日、3 月 2 日、平成 24 年 5 月 23 日、7 月 17 日お知らせ済み）

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については代表 1 事例を選定し、組織要因の抽出を行うこととし、これまでに合計 20 事例の選定を行いました。

当社は、これら業務プロセス毎の原因（問題点）と選定した代表事例について、本日、中間報告として取りまとめ、同院へ報告いたしましたのでお知らせいたします。

当社は引き続き、代表事例に係る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における保守管理不備に係る保安規定違反について」において分析中の問題点や組織要因も踏まえて、選定した代表事例から抽出された組織要因の検討を行い、再発防止対策を検討してまいります。

また、これらの結果については、9 月 28 日までに経済産業省原子力安全・保安院へ報告いたします。

以 上

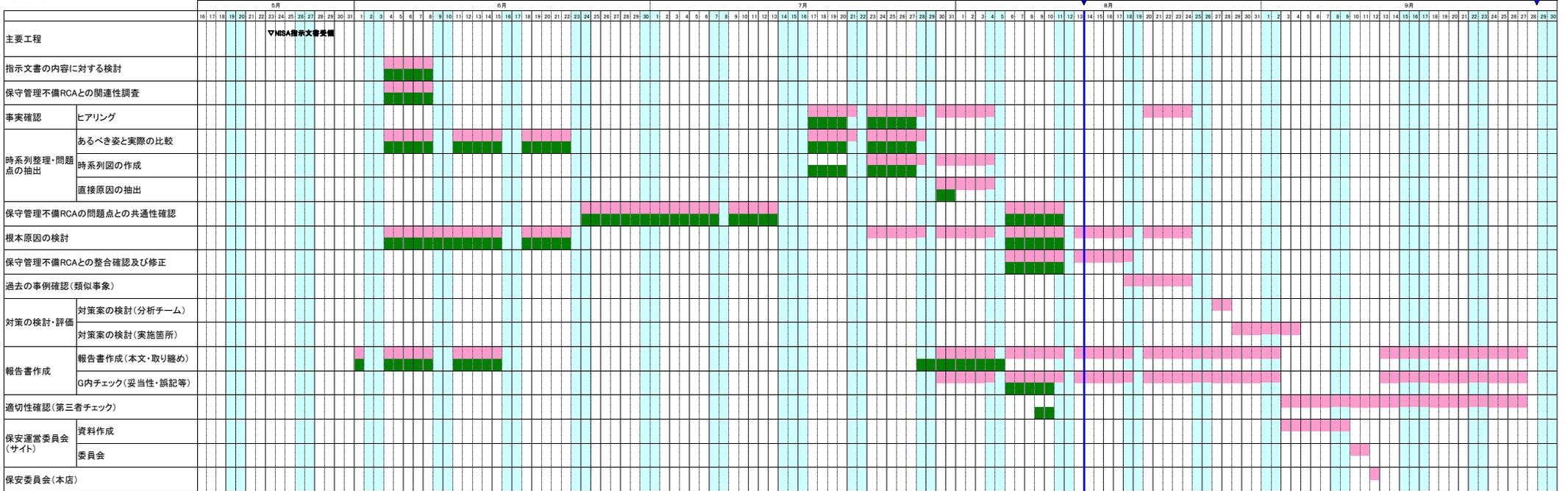
添付資料 1：根本原因分析工程表

添付資料 2：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策について（中間報告）

根本原因分析工程表

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

<実績工程>



計画
実績

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策について

(中間報告)

平成24年8月

東京電力株式会社

目次

1. はじめに	1
2. 事象概要	3
3. 分析チームの体制と活動計画	4
4. 事象の把握と問題点の整理.....	8
4-1. 資料等の収集及び聞き取り調査.....	8
4-2. 業務プロセス毎の問題点の整理.....	9
5. 類似事象の調査	11
6. 分析の実施及び組織要因の検討.....	16
6-1. 代表事例の選定.....	16
6-2. 代表事例の内容.....	17
7. おわりに	20

添付資料1：根本原因分析工程表

添付資料2：プロセスフロー及び問題が生じた原因

添付資料3：代表事例選定一覧表

1. はじめに

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^{*1}、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^{*2}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結果、点検周期を超過した機器が全発電所合わせて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について（最終）」、以下、「調査報告書」）

平成23年3月2日、当社は経済産業省原子力安全・保安院より、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、平成23年6月2日までに報告するよう指示^{*3}を受けた。

平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震により、福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所の復旧を優先させているため、平成23年5月25日に当社は、経済産業省原子力安全・保安院に報告の提出期日を延期する旨を報告^{*4}した。

平成23年度第4回保安検査（平成24年2月27日～平成24年3月9日）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関し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受けた際、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が確認された。

平成24年5月23日、経済産業省原子力安全・保安院より、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の報告と併せて平成24年7月23日までに報告するよう指示^{*5}を受けた。

平成24年7月17日、指示に従って分析を進めるにあたり、保守管理不備に係る保安規定違反についても、点検周期を超過した機器と同様に保守管理上の問題であったことから、保守管理上の共通の問題点、背景要因を分析した上で、改めて本件についても分析を実施することとしたことにより、経済産業省原子力安全・保安院に報告書の提出期日を延期する旨を報告^{*6}した。

その後も分析を進め、中間報告として本報告書にその結果をまとめた。

- ※1. 柏崎刈羽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に対する対応について（指示）（22 原企課第 139 号平成 22 年 12 月 21 日）
- ※2. 福島第二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に対する対応について（指示）（23 原企課第 8 号平成 23 年 2 月 2 日）
- ※3. 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）（23 原企課第 19 号平成 23 年 3 月 2 日）
- ※4. 「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」の根本的な原因の究明とそれに対する再発防止策の策定の報告延期について（原管発官 23 第 103 号平成 23 年 5 月 25 日）
- ※5. 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 号平成 24 年 5 月 23 日）
- ※6. 「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）」及び「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）」の報告延期について（原管発官 24 第 236 号平成 24 年 7 月 17 日）

2. 事象概要

機器の点検については、保守管理基本マニュアルに基づき点検を実施しているが、点検長期計画制定、点検長期計画表策定、発注段階における仕様書作成、点検長期計画表維持、技術評価のプロセスの不備により、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 機器が点検周期を超過していたことが確認された。

3. 分析チームの体制と活動計画

(1) 分析対象

当社マニュアルに基づき「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」の事象を分析対象とする。

(2) 分析チームの体制

分析チームは、中立性を確保するために、今回の点検周期を超過した事象に直接的な関わりのない柏崎刈羽原子力発電所品質・安全部を主体として編成した。これは、東北地方太平洋沖地震に伴う福島第一原子力発電所及び福島第二原子力発電所の状況を考慮するとともに、点検周期超過事例の多くが柏崎刈羽原子力発電所の事例であったことに基づく体制である。

なお、本店原子力品質・安全部及び福島第一原子力発電所品質・安全部、福島第二原子力発電所品質・安全部は、分析の支援と結果のレビューを実施する。

また、当社マニュアルに基づき、分析チームには必要な情報にアクセスできる権限を与えると同時に、経営層や関連部門に対する聞き取りも含めて調査できる権限を与え、そのことによって不利益を被ることのないよう保証した。

分析チームリーダー及び分析員については、それぞれ分析チームリーダー、分析員の認定資格を有する者とし、これらのメンバーで分析を行う体制とした。

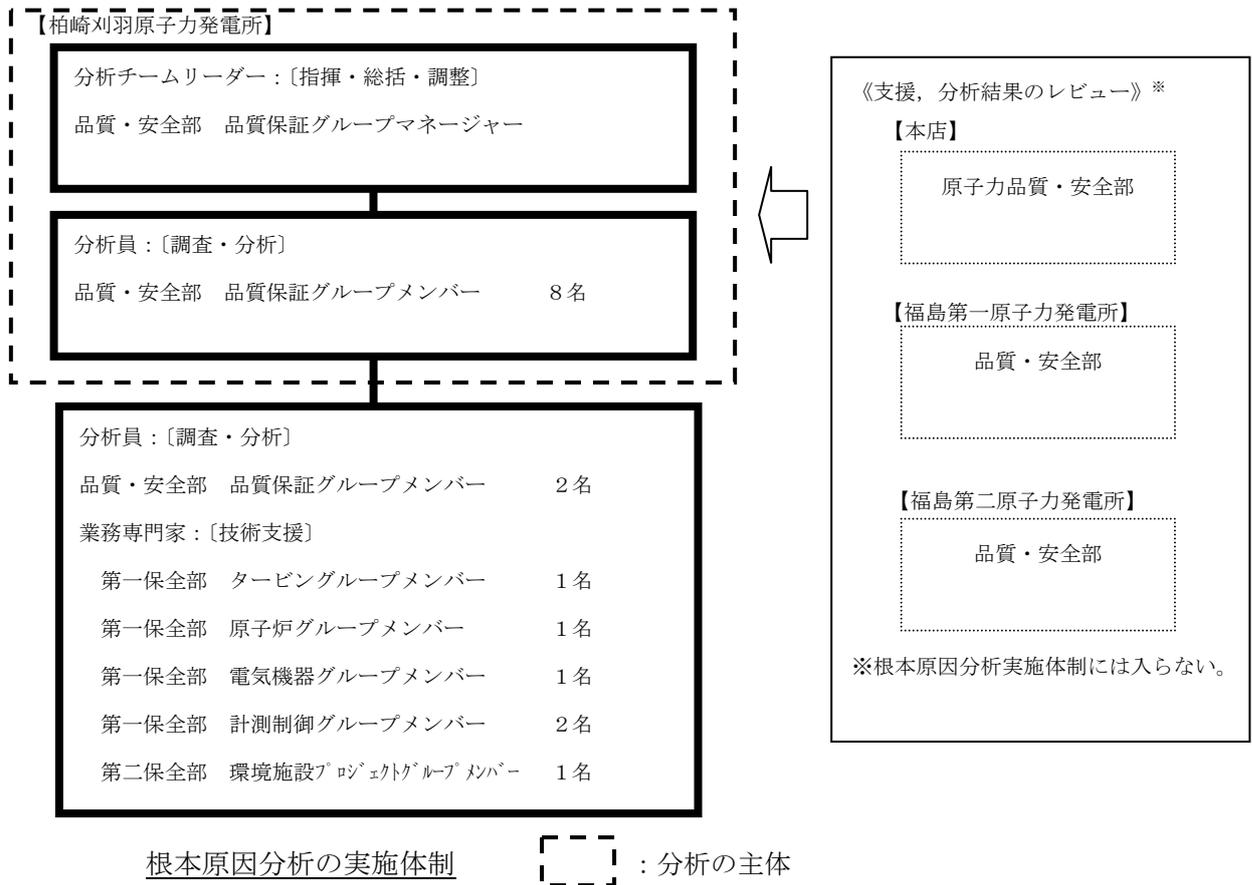
分析チームリーダー及び分析員については、当社マニュアルに基づき以下のとおり選定しており、「原子力発電所における安全のための品質保証規程(JEAC4111-2009)」の附属書「根本原因分析に関する要求事項」に規定されている中立性及び力量の要件を満たしている。

分析チームリーダー：中立性の観点から、今回の事象に直接関わりのあった部門（保全部）に所属をしていない品質保証グループから選定している。なお、今回の事象及び過去の類似事象の期間にて直接関わりのあった部門に所属していないことを異動履歴から確認している。

また、根本原因分析に関する研修（日本原子力技術協会主催の研修）を受講しており、原子力発電所の実務経験を有していること、及び管理職的立場（品質保証グループマネージャー）であることから分析チームリーダーとしての力量を満たしている。

分析員（主体）：8名とも中立性の観点から、今回の事象に直接関わりのあった部門（保全部）に所属をしていない品質保証グループから選定している。なお、今回の事象及び過去の類似事象の期間にて直接関わりの

あった部門に所属していないことを異動履歴から確認している。
 また、8名とも根本原因分析に関する研修（日本原子力技術協会主催の研修又は社内研修）を受講していることから分析員としての力量を満たしている。



(3) 分析手法

分析手法として、当社が開発した「SAFER」を用いた。

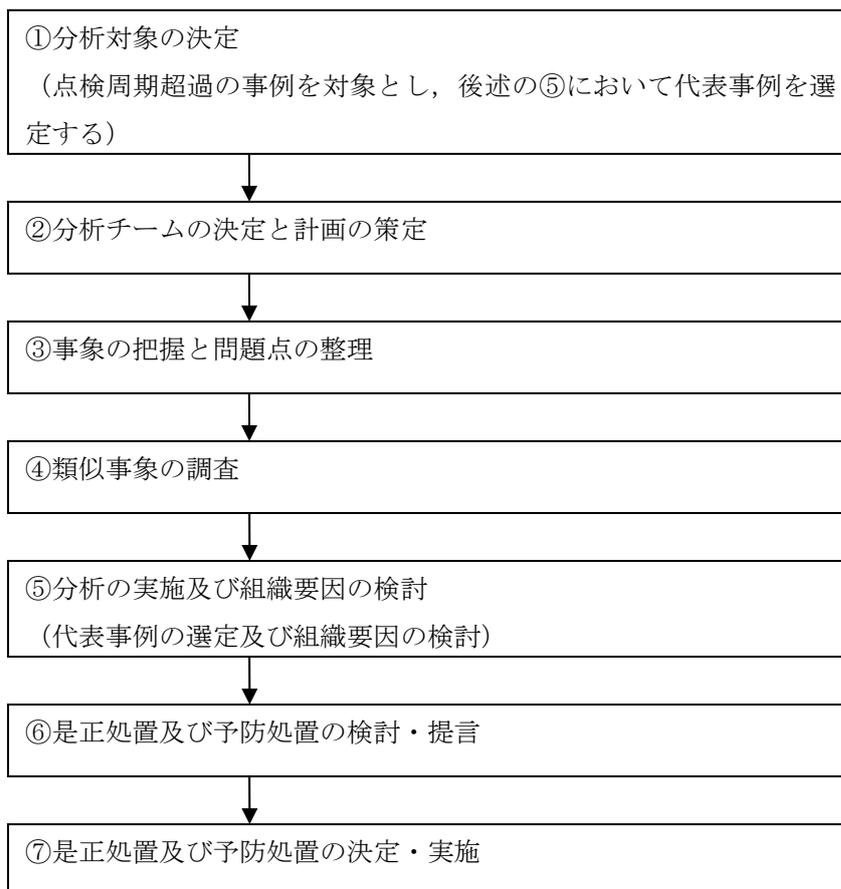
SAFER (Systematic Approach For Error Reduction) :

ヒューマンファクター工学に基づき、事故やトラブルなどの事例を効果的に分析することを目的に開発された体系的なヒューマンエラー分析手順であり、当社にて開発し、改良を重ねているものである。確認された情報を時系列図として整理し、続いてエラーに至った背後要因の因果関係を背後要因図として整理し、それらの分析図よりエラー低減対策を立案する手順となっている。

(4) 活動計画

根本原因分析を、「原子力発電所における安全のための品質保証規程（JEAC4111-2009）」の附属書「根本原因分析に関する要求事項」に沿った次のプロセスにて実施した。

また、根本原因分析にあたっては、不適合事例が複数あり、また、個々の事例に類似性があることから、共通の問題点を絞り込むとともに代表事例を選定して、これに対し背後要因の分析を行う共通要因分析とする。



なお、根本原因分析については、経済産業省原子力安全・保安院の「根本原因分析に対する国の要求事項について」（平成19年1月25日制定）及び「事業者の根本原因分析実施内容を規制当局が評価するガイドライン」（平成22年9月3日改訂1）に基づき、日本電気協会電気技術規程「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、附属書「根本原因分析に関する要求事項」及び電気技術指針「原子力発電所における安全のための品質保証規程（JEAC4111-2009）の適用指針－原子力発電所の運転段階－（JEAG4121-2009）」[2011年追補版]（根本原因分析に関わる内容の充実）の附属書-2「根本原因分析に関する要求事項」の適用指針を参考にして、検討を行うこととした。

(5) 調査・分析実施状況

平成 23 年 3 月 28 日から事実関係の調査収集，時系列整理，背後要因分析，是正処置・予防処置の暫定検討等を実施してきた。その後，「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」を受けて，計測制御設備の点検間隔超過についても，点検周期を超過した機器と同様に保守管理上の問題であったことから，保守管理上の共通の問題点，背後要因はないか，改めて分析を実施することとした。

これまで，点検周期超過に至った機器に係る問題点の再確認を行うとともに，代表事例として 20 事例を選定し，分析を実施してきた。今後，現在並行して実施中の保守管理不備に係る分析結果も踏まえた組織要因の分析，対策の検討等を行い，平成 24 年 9 月 28 日までに最終報告を行う予定である。

(添付資料 1)

4. 事象の把握と問題点の整理

4-1. 資料等の収集及び聞き取り調査

今回の事実関係を整理するため、次のとおり資料等の収集及び聞き取り調査を行った。

(1) 収集した主な資料

- ・ 保守管理基本マニュアル
- ・ 重要度分類・保全方式策定マニュアル
- ・ 追加仕様書作成および運用マニュアル
- ・ プラント起動前・起動時点検要領
- ・ 点検長期計画表
- ・ 工事追加仕様書
- ・ 点検機器対象一覧表
- ・ 工事報告書

(2) 聞き取り調査

本事象に関わる主管グループに聞き取り窓口者を定めて、当時の関係者に聞き取り調査を実施した。また、聞き取り窓口者以外についても適宜聞き取りを実施した。

4-2. 業務プロセス毎の問題点の整理

点検周期を超過した 171 機器の事例を整理した結果、3 発電所合計で 178 の問題点（事例）が抽出（柏崎刈羽：132 事例，福島第一：27 事例，福島第二：19 事例）された。

「4-1. 資料等の収集及び聞き取り調査」で収集・調査した情報を基に、178 の問題点が発生した原因を以下の業務プロセス毎に分類整理した。

- ・点検長期計画制定プロセス
- ・点検長期計画表策定プロセス
- ・発注段階における仕様書作成プロセス
- ・点検長期計画表維持プロセス
- ・技術評価プロセス

（添付資料 2）

（1）点検長期計画制定プロセスに問題が生じた原因

- 設備所掌についての他グループとの調整が口頭のみであり，確実な所掌確認が不足した。（所掌確認不足）【1 事例】
- 点検長期計画上，別々の点検項目である関連設備と当該設備の表記に不備があった。（表記の不備）【1 事例】
- 転記ミスや誤記を審査で見つけられなかった。（審査不十分）【10 事例】

（2）点検長期計画表策定プロセスに問題が生じた原因

- 点検周期や点検時期の変更に関し，適切な点検計画を定めなかった。（マニュアル不遵守）【15 事例】
- 点検周期の考え方，点検周期内に計画することの認識が不足していた。（点検周期の認識不足）【3 事例】
- 点検周期を超える計画を作成したことを審査にて確認出来なかった。（審査不十分）【8 事例】
- 点検周期が複数選定できるような，分かりづらいマニュアルであった。（マニュアル不明確）【4 事例】
- 計画通りに点検を実施できず計画を変更する場合にマニュアルに定める点検周期との整合性確認が不足した。（点検周期との整合性確認不足）【6 事例】

(3) 発注段階における仕様書作成プロセスに問題が生じた原因

- 発注対象機器抽出漏れに関する確認が不足した。(対象機器の確認不足)【4事例】
- 点検長期計画表と別管理の発注リストを使用，又は点検長期計画に基づかない発注を実施した。(別管理の発注リストを使用)【36事例】
- 発注時期変更時にマニュアルに定めた点検周期を満足していることの確認をしなかった。(点検周期との整合性確認不足)【2事例】
- 発注仕様書作成時，点検長期計画表を見誤って本来実施すべき点検を発注しなかった。(読み取りミス)【10事例】
- 古い点検長期計画表を使用して発注していた。(古い点検長期計画表の使用)【4事例】
- 名称が類似した点検対象外機器と混同あるいは，類似設備の点検周期と混同してしまい発注が漏れたことを審査段階では正できなかった。(審査不十分)【2事例】
- 計画した点検対象計器全てが発注されているとの視点での確認，個別審査が不十分であった。(審査不十分)【1事例】

(4) 点検長期計画表維持プロセスに問題が生じた原因

- 工事報告書から点検長期計画表へ実績反映する際，記入誤りがあった。(転記ミス／誤記)【38事例】
- 本格点検，一般点検など実際に行われた点検内容が記載された工事報告書の確認が不足し実績の記載に誤りが生じた。(点検実施内容の確認不足)【2事例】
- 工事報告書の確認を行わずに記憶に基づき誤った実績を入力した。(報告書未確認)【8事例】

(5) 技術評価プロセスに問題が生じた原因

- 定められた点検周期内に点検を実施することに対する重要性の意識が薄く，周期内の点検実施や技術検討記録作成などの措置を行わなかった。(点検周期の認識不足)【23事例】

5. 類似事象の調査

当社対策の参考とするため、日本原子力技術協会が公開している「ニューシア 原子力施設情報公開ライブラリー」（以下、「ニューシア」という）より、国内外で発生した類似事象を調査した。点検周期の超過を原因とし、保安規定違反に至った事例として、社外にて2件が該当した。

(1) 島根原子力発電所の保守管理の不備等について（2009-中国-M003）

【事象の内容】（ニューシアより一部引用）

- 発 生 日：2010年1月22日
- 会 社 名：中国電力株式会社
- 発 電 所 名：島根原子力発電所第1,2号機
- 概 要：

平成22年1月22日に開催した「島根原子力発電所不適合管理検討会^{※1}」において、「点検計画表^{※2}」では島根原子力発電所第1号機第26回定期検査で点検したこととなっていた「高圧注水系蒸気外側隔離弁駆動用電動機」が、実際には点検されておらず、点検期間を超過して使用していたことが報告された。

他にも同様の事象がないか、島根原子力発電所第1,2号機の機器のうち、重要度の高い設備^{※3}について至近の点検実績を調査したところ、弁の分解やヒューズを取替えなど、当該電動機も含め合計123件（第1号機74件、第2号機49件）の機器について、自ら定めた点検計画どおりに点検されていないことを確認した。

その後、総点検を行い最終的に点検周期を超過している機器が511機器あったことを確認した。

※1：不適合管理検討会

不適合か否かの判定、グレードの選定や処置内容に迷う場合に、その内容について協議するため必要の都度開催していた検討会。

※2：点検計画表

島根原子力発電所の発電設備に対して、中国電力が定めた点検内容、点検頻度、点検実施時期および点検実績、定期事業者検査の有無を記載する表。島根原子力発電所第1号機は平成18年4月、島根原子力発電所第2号機は平成17年10月に制定した。

※3：重要度の高い設備

「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（平成2年8月30日原子力安全委員会決定）」におけるクラス1および2に分類される機能を有する系統の構成設備。

○ 原因：

- ・ 規制要求事項の変更に速やかに対応して、マネジメントできる仕組みが十分でなく適切な対応ができなかった。
- ・ 不適合管理を適切、確実に行うための仕組みが不足していた。
- ・ 『報告する文化』、『常に問いかける姿勢』が組織として不足していた。

○ 対策：

- ・ 今回の調査において判明した不整合箇所を早急に修正する。
第2号機第16回定期検査、第1号機第29回定期検査については、修正した点検計画表を基に点検を実施する。
- ・ 点検計画の作成・変更、工事仕様書の作成に関する手順書の見直しなど、点検不備に至った業務手順の改善・明確化を順次実施する。
- ・ 不適合管理プロセスの改善として、不適合管理の必要性や基準について実務に即した教育を行う。すべての不具合情報について、「不適合判定検討会」で不適合管理の要否や管理レベル等を決定する仕組みとする。また、不適合と判定された情報はすべて公開する。さらに不適合管理体制の強化として、より確実な業務管理を行うため、発電所内に不適合管理業務を専任で行う担当を新設する。
- ・ 原子力部門の業務運営の仕組み強化（保守管理体制・品質保証体制の再構築）として、各課を統括する機能を強化し、責任体制を明確化するために、品質保証部門および保修部門において、関係各課を統括する「部」を新設し、部長を設置する。また、原子力部門の重要課題を統括する「原子力部門戦略会議」を設置し、制度変更に対応するための全体計画（要員面を含む）を策定するとともに、活動状況を経営層に報告する。さらに、本社、発電所からなる「原子力安全情報検討会」を設置し、個別の検討課題に連携して取り組む。また、活動状況を定期的に「原子力部門戦略会議」に報告する。
- ・ 原子力安全文化醸成活動の仕組みの強化として、社長直属の組織として「原子力強化プロジェクト」を設置し、関係会社・協力会社も含めた発電所員、地域の皆さまからのご意見をいただき原子力安全文化醸成施策の検討等を行う。
社外有識者を中心とした「原子力安全文化有識者会議」を設置し、中国電力の取り組み状況について報告し、第三者視点からの提言をいただく。また、提言の概要や原子力安全文化醸成に向けた取り組み状況について、積極的に公開する。
また、「原子力安全文化の日」を制定し、経営における原子力の重要性や地域社会の視点に立った安全文化の大切さを全社で共有し、再確認するとともに、地元の方々との対話活動を充実し、「地域に対し一人ひとりが約束を果たし続ける」という意識の向上を図る。

(2) 浜岡原子力発電所 機器の点検周期を超過した点検計画及び実績に係る調査について (2010-中部-M008 Rev.2)

【事象の内容】(ニューシアより一部引用)

- 発 生 日：2010年8月25日
- 会 社 名：中部電力株式会社
- 発 電 所 名：浜岡原子力発電所第1～5号機
- 概 要：

他社における保守管理不備(不適切な点検実績の管理等)を踏まえ、平成22年8月下旬に浜岡原子力発電所第3号機を対象とした原子力安全基盤機構による定期安全管理審査が行われた。第16保全サイクルで定期事業者検査(分解検査)を行った148弁から抜き取りされた50弁に対し審査が行われ、同年8月25日に、このうちの1弁について、点検計画^{※4}に定められた点検周期を超えて点検していた事象が確認され、事実確認の説明を求められた。事実確認の結果、弁の点検周期については目安で管理しており、点検時期の変更を認めていたものの、当該弁については周期を超えることの評価の記録が残されていないことが確認された。

また、同年9月初旬の原子力保安検査官による平成22年度第2回保安検査で安全重要度クラス1～3及びクラス外の弁から、抜き取りされた110弁について確認した結果、内1弁について点検周期を超えて点検していた事象が確認された。

このため、浜岡原子力発電所第3～5号機を対象に定期事業者検査の対象機器について同様の事象の発生の有無及び事象発生の原因について調査を実施した。

※4：設備の保全の対象範囲に対し、点検周期や点検方法等を定めている文書

- 原 因：
 - ・ 点検計画管理表の作成段階や変更段階において確認が不足していた。
 - ・ 初期データの誤りを修正する機能について、プラントマネジメントシステム導入時に期待した効果が発揮されなかった。
 - ・ 点検計画の機器IDと点検計画管理表の機器IDが別管理であった。
 - ・ 上長の審査・承認行為での確認が不足していた。
 - ・ 点検周期を遵守する仕組みが不十分だった。
 - ・ 点検計画において十分余裕のない点検実施時期にて管理されていた。
 - ・ 点検の実施時期を延長する場合の仕組みが不十分だった。
 - ・ 品質マネジメントシステムの一部に理解不足があった。
 - ・ 保守管理の有効性評価へのインプット情報が不足していた。

○ 対 策：

- ・ 機器の点検計画管理表の管理を、プラントマネジメントシステムでの管理に早期に移行する。但し、プラントマネジメントシステムへのデータ移行時や点検の実施時期の変更時等、システムへのデータ入力に人間系が介在することから、その際の入力の誤りを防止するために、プラントマネジメントシステムに以下の機能を追加し、システムによるチェック機能を強化する。

① 点検周期を超過した点検の実施時期の変更をシステムに入力しようとした場合、点検周期超過であることの注意喚起の画面表示、機器毎に不適合管理番号の入力要求。また、審査・承認時にも、点検周期超過であることの注意喚起の画面表示等、システム上の措置の実施。

② 過去に点検の計画を設定できないようにシステム上でのブロック機能追加。

- ・ 点検周期超過となった機器については、早期の点検実施を促すことを目的として、点検の実施時期の変更時だけでなく、点検周期超過に係る注意喚起の表示を点検計画管理表に常に表示させ、初期データの输入の誤りを検知する機能を向上させる。
- ・ プラントマネジメントシステムでは、点検計画の機器リストと点検計画管理表で同一のデータベースを使用していることから、点検計画管理表をプラントマネジメントシステムで管理することで同様の事象の発生を防止することが可能であり、既に対策済みである。
- ・ プラントマネジメントシステム及び紙や汎用ソフトで管理している点検計画管理表において、点検の実施時期を変更する際の審査・承認行為が適切に実施されるために、審査・承認行為を実施する者の役割と審査・承認行為の実施基準（見る視点）を明確にする。また、社内規程によりルール化する。
- ・ 点検周期を遵守することの重要性が、必ずしも認識されていなかったことを踏まえ、社長が定める「保守管理の実施方針」を変更するとともに、これに基づき、保守管理の活動単位に応じて達成すべき状態を具体的に定めた「保守管理目標」について点検周期の遵守に係る項目を新たに設定し、その達成状況を定期的に確認する。

また、【点検計画（原子炉編）（運転）】、【点検計画（タービン編）（運転）】、【点検計画（電気編）（運転）】、【点検計画（計測編）（運転）】、【点検計画（施設管理編）（廃止措置）】等、各設備所管部署の【点検計画】について、点検周期を目安としていることや点検周期を超過して計画を変更できるとの記載を削除し、点検周期を要求事項として明確化する。

- ・ 点検周期の確実な遵守のため、点検の実施が定期点検時のプラント状況等により左右される弁については、点検の実施時期の設定にあたり、点検周期の最長

期間で設定するのではなく、適切な裕度を確保して設定する方法について検討する。

具体的には、点検周期の長い弁について、点検計画で定める点検周期よりも短い頻度で点検を実施する運用とし、これを社内規程で規定することにより、点検周期を確実に遵守できる運用とするよう改善を図る。

なお、これまで得られた点検手入力前データから得られる主要部位や消耗品の劣化状況等の知見に基づき、保全の有効性評価のプロセスを積極的に活用し、点検内容及び点検周期の最適化を図る。

- ・ 点検周期を遵守することを基本とするが、やむを得ず点検周期を超過して点検の実施時期を延長する場合は、不適合管理を行い、データ分析等のインプット情報とすることで保守管理プロセスの改善に繋げる。不適合管理を行うことについては【保守管理指針（運転）】、【保守管理指針（廃止措置）】及び【自プラント不適合等処置手引】に規定し、明確化する。（平成22年10月施行済み）
- ・ 点検周期の遵守を徹底することを原則とするが、やむを得ず点検周期を超過して点検を計画する場合には、不適合とした上で、①当該原子力施設の機能に影響を及ぼす事象に着目した劣化事象、②機能検査、サーベランス、巡視点検等による状態監視結果、③安全機能要求の観点で健全性評価を実施する。

また、健全性評価の結果の記録については、不適合処理報告書に添付することを【自プラント不適合等処置手引】に規定することで、保存するルールとする。（平成22年10月施行済み）

なお、点検周期を超過しない範囲で点検の実施時期の計画を変更する場合には業務のレビューとして、変更理由と技術的評価を記載した記録を残すルールを構築する。

- ・ 今回の事例を取り上げ、保守管理のPDCAを廻す仕組みの理解向上のための教育を実施する。また、点検周期を超過することが明らかになった場合あるいは超過した場合に不適合管理を実施することについても教育を実施する。

上記の内容は、継続的に実施されるように、所員の保安教育のメニューの充実を図る。

- ・ 保守管理目標を変更し、点検周期の遵守に係る定量的な目標値を設定してその達成状況を四半期毎に確認していく。また、点検周期の遵守に係る保守管理目標の達成状況を保守管理の有効性評価のインプットデータとして活用し、保守管理の継続的な改善を図っていく。さらに、保守管理の有効性評価結果については、マネジメントレビューのインプットであるため、年1回以上社長がレビューし、「品質マネジメントシステム及びそのプロセスの有効性の改善」及び「業務の計画及び実施に必要な改善」並びに「資源の必要性」に関する指示をする。

6. 分析の実施及び組織要因の検討

6-1. 代表事例の選定

問題が発生した業務プロセス，原因とも同じであれば，組織要因は同じになると考えられる。このため，本分析では，「4-2. 業務プロセス毎の問題点の整理」で分類整理した結果を基に，問題が生じた全ての業務プロセスと原因の組み合わせから，それぞれ代表1事例を選定する。その結果，20の代表事例が選出された。

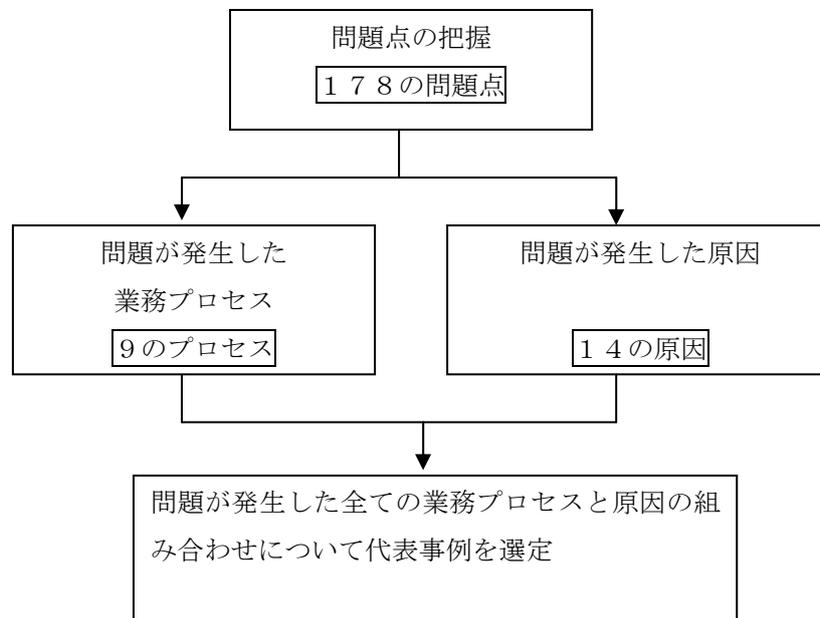
また，現在並行して実施中の「柏崎刈羽原子力発電所における保守管理不備に係る保安規定違反」の分析結果との関連性調査や本分析から抽出される組織要因を踏まえ，必要に応じて追加の事例分析を行うこととする。

(添付資料3)

【補足】代表事例選定にあたっての優先順位の考え方

問題が発生した全ての業務プロセスと原因の組み合わせから代表事例を選定するにあたって，複数の発電所で発生している事例については，発生事例数の多い発電所の事例を選定した。

<選定フロー>



・14の原因のうち，マニュアルの記載が不明確という問題点については，当該マニュアルを修正するという個別対応となることから，本分析の代表事例としては選定しないこととした。

6-2. 代表事例の内容

【代表事例①】

当該機器は計測制御グループの所掌であったが、計測制御グループメンバーは、機器名称から電気機器グループの所掌設備であると思い込み、電気機器グループメンバーと口頭で調整を行ったが、設備所掌の確認が十分に行われないうままとなり、結果的に計測制御グループと電気機器グループのいずれにおいても点検長期計画表に反映されなかった。

【代表事例②】

点検長期計画表上、別々の点検項目である関連設備と当該設備の表記に不備があったため当該設備の点検に漏れが生じた。

【代表事例③】

主管箇所メンバーは、点検長期計画表（旧版）から点検長期計画表（新版）へ移行する際に、読み取りを間違えて点検長期計画表を作成した。膨大な量を転記する作業に対し十分な確認体制や確認手順を整えておらず審査者は、ミスに気が付かなかった。

【代表事例④】

主管箇所メンバーは、当該機器の点検周期変更を技術検討により、「本格点検」から「簡易点検」に変更したが、点検長期計画表の変更を適切に行わずに工事を発注した。

【代表事例⑤】

主管箇所メンバーは、当該機器の本格点検が計画されていたが、当該機器の使用頻度を踏まえ点検時期の延長が可能と考え、次回定検に延期した。

【代表事例⑥】

冷却水系ポンプと冷凍機の点検は通常同時に点検しているが、地震後の点検で、冷凍機のみを点検対象とする等、点検計画の複雑な変更が行われており、冷却水系ポンプの点検計画を見直した際、点検周期の超過について審査においても気づくことができなかった。

【代表事例⑦】

主管箇所メンバーは、点検長期計画表の新規制定版に当該機器が抽出されていないことに気が付いたが、点検計画の適切な変更を行わずに、後で点検長期計画表へ対象機器を追加することとした。その後、点検計画策定時に点検長期計画表への反映を失念してしまった。

【代表事例⑧】

主管箇所メンバーは、点検長期計画表作成時、共通系電源の点検時期が変更されたため、当該機器の点検ができなかった。このため、点検周期を超過したが点検周期との整合性を確認しなかったため、点検周期を超過する計画となった。

【代表事例⑨】

主管箇所メンバーは、点検長期計画表作成時、当該機器（弁駆動機構の一部品）の点検時期を弁本体の本格点検にあわせて実施するよう点検計画を見直したが、その際、点検周期が変わる事についての妥当性を示す技術評価の記録を残しておらず、結果として点検周期を超過した。

【代表事例⑩】

主管箇所メンバーは、定検時の作業物量の多さから点検時期を定検時の発注から運転時の発注へ切り替えた。運転時の発注仕様書の点検対象機器リストへ当該機器が反映されていることの確認を失念してしまい発注漏れとなった。

【代表事例⑪】

主管箇所メンバーは、発注仕様書作成時に対象機器の抽出ミスにより、点検長期計画表と異なる点検対象機器一覧を作成し発注してしまい点検対象に漏れが生じた。

【代表事例⑫】

主管箇所メンバーは、発注仕様書作成時に、当該送風機B号機について不適合対応により点検時期が変更となっていたため、マニュアルに定めた点検周期との整合確認を行わずに、A号機の点検計画を変更し発注仕様書から削除したため発注から漏れた。

【代表事例⑬】

主管箇所メンバーは、点検対象機器一覧表を作成する際、点検長期計画表で当該機器と隣接して記載されている他の同系タイマーを交換する計画となっていたため、当該機器についても交換対象として誤って読み取り（誤認し）、別工事で発注されるものと思い、点検を実施する工事の発注仕様書の点検対象機器一覧表から除外した。

【代表事例⑭】

主管箇所メンバーは、点検長期計画表（旧版）を用いて発注しており、新規に制定された点検長期計画表と既に発注されていた点検対象機器との整合性確認が不足した結果、点検対象機器から漏れてしまい発注漏れとなってしまった。

【代表事例⑮】

主管箇所メンバーは、当該機器の点検について毎年度点検を実施する計画としていたが、当該機器の工事が長期化し年度を跨ぐこととなってしまう、当該機器の点検を翌年度へ計画した。審査者は、多数ある点検対象機器について、計画した点検対象機器全てが発注されているとの視点で確認を行わなかった。

【代表事例⑯】

主管箇所メンバーは、点検長期計画表の計画どおり発注を行ったが、請負企業から提出された工事施工要領書審査の段階で発注仕様書との整合性確認が不足し、工事施工要領書に当該機器が漏れていることに気が付かず、点検に漏れが生じた。

【代表事例⑰】

主管箇所メンバーは、点検長期計画表の実績反映の際、点検長期計画表へ「●：本格点検実績」と誤って記入してしまった。

【代表事例⑱】

主管箇所メンバーは、点検長期計画表において、一般点検の計画が記入されていたこと、また、一般点検ではないが、潤滑油の交換を実施しており一般点検相当と考えてしまったことから、点検内容を十分確認せず実績反映してしまった。

【代表事例⑲】

本格点検は実施していなかったが、工事報告書の確認を行わず、工事担当者への口頭確認により、誤って「●：本格点検実績」として実績反映してしまった。

【代表事例⑳】

主管箇所メンバーは、計画した設備の点検が実施できていないことに対し、次回定検に延期することとしたが、点検周期が変わることについて、技術評価をした記録を残していなかった。

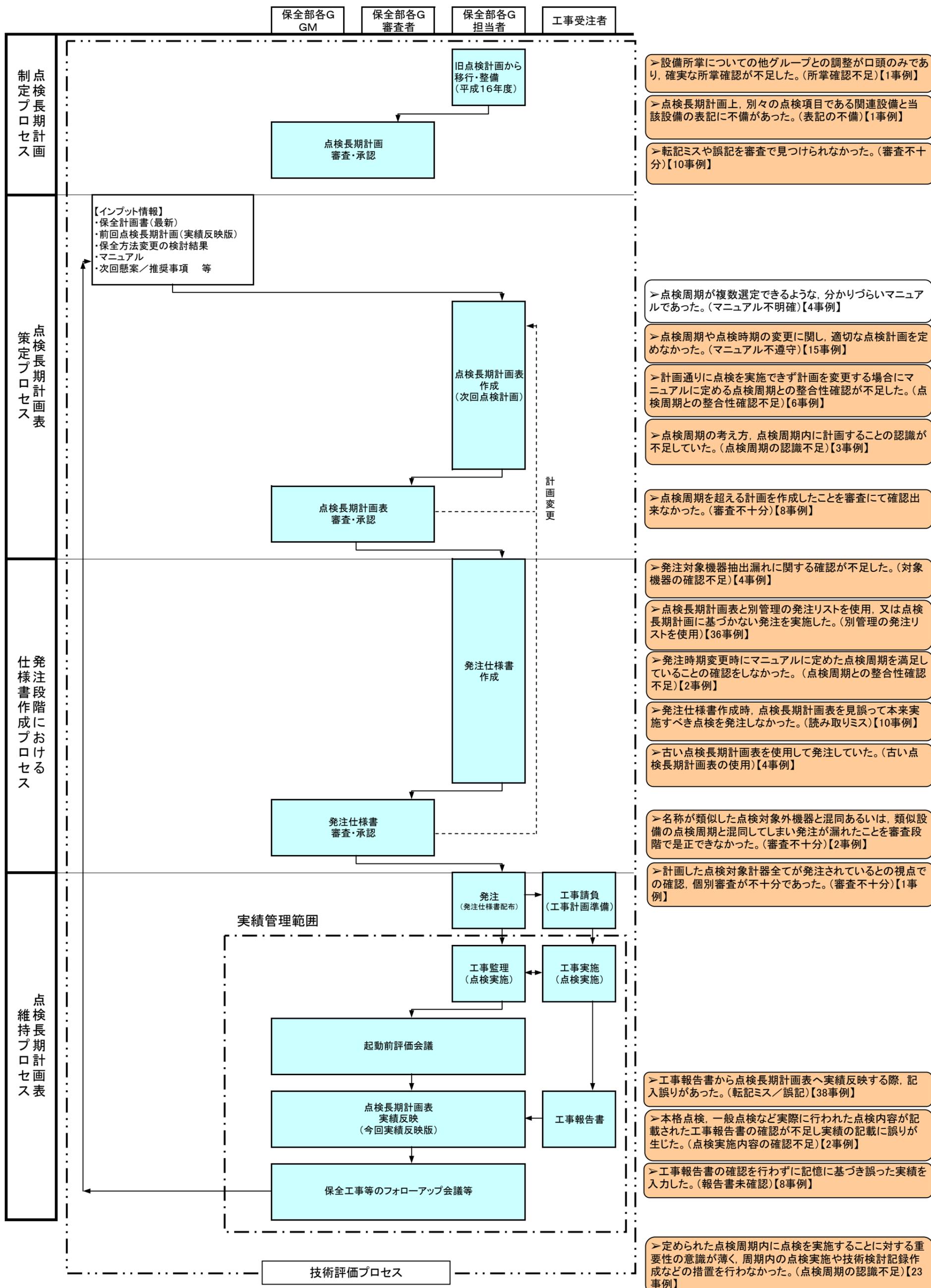
7. おわりに

今後、直接要因及び組織要因を特定し、是正処置・予防処置の策定を行う。

これらの内容について取りまとめ、平成24年9月28日までに最終報告を行う。

以 上

プロセスフロー 及び 問題が生じた原因



代表事例選定一覧表

問題が生じた業務プロセス		各プロセスに問題が生じた原因 (●;KK該当/○;1F, 2F該当/■;KKと1F, 2F重複)												備考			
		所掌確認不足	点検長期計画表の表記の不備	審査不十分	マニュアル不遵守	点検周期の認識不足	マニュアル不明確	マニュアルに定めた点検周期との整合性確認不足	対象機器の確認不足	別管理の発注リストを使用	読み取りミス	古い点検長期計画表の使用	転記ミス/誤記		点検実施内容の確認不足	報告書未確認	
点検長期計画プロセス	①点検長期計画表作成時の所掌確認	●(1事例)														代表事例①	
	②点検長期計画表作成時の対象機器の明確化		●(1事例)													代表事例②	
	③点検長期計画表への転記時の審査			●(10事例)													代表事例③
点検長期計画表策定プロセス	④点検長期計画の変更				■(3事例)											代表事例④	
						●(1事例)										代表事例⑤	
	⑤点検長期計画変更内容の点検長期計画表への反映			■(8事例)													代表事例⑥
							○(4事例)										—
					■(12事例)												代表事例⑦
仕様段階における発注書作成プロセス	⑥発注対象機器の抽出								■(4事例)							代表事例⑩	
										■(36事例)						代表事例⑪	
									■(2事例)								代表事例⑫
											●(10事例)						代表事例⑬
												■(4事例)					代表事例⑭
				●(2事例)													代表事例⑮
	⑦工事要領書の受領			●(1事例)												代表事例⑯	
点検長期計画表維持プロセス	⑧点検実績反映											■(38事例)				代表事例⑰	
												■(2事例)				代表事例⑱	
													■(8事例)			代表事例⑲	
技術評価プロセス	⑨計画変更による周期超過時に不適合処理・技術評価					■(23事例)										代表事例⑳	

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中間報告について

平成24年8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、平成24年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、本事象が発生した直接原因および根本原因の究明、ならびに再発防止対策の策定を進めてまいりましたが、業務プロセス毎の問題点を具体的に抽出する作業に時間を要したことから、7月17日に報告期限延期（8月13日までに中間報告、9月28日までに最終報告を行う）の申請を行いました。

（平成24年7月17日までにお知らせ済み）

当社はこれまで、本事象に係る事実関係について調査・分析を行うとともに、根本原因の究明を行ってまいりましたが、本日までに抽出された問題点および組織要因について、本日、中間報告として取りまとめ、同院へ報告いたしましたのでお知らせいたします。

当社は、今後、「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」において分析中の問題点や組織要因も踏まえ、問題点や組織要因の検討を継続するとともに再発防止対策を検討してまいります。

また、これらの結果については、9月28日までに経済産業省原子力安全・保安院へ報告いたします。

以上

添付資料1：根本原因分析工程表

添付資料2：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（中間報告）

*** 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。

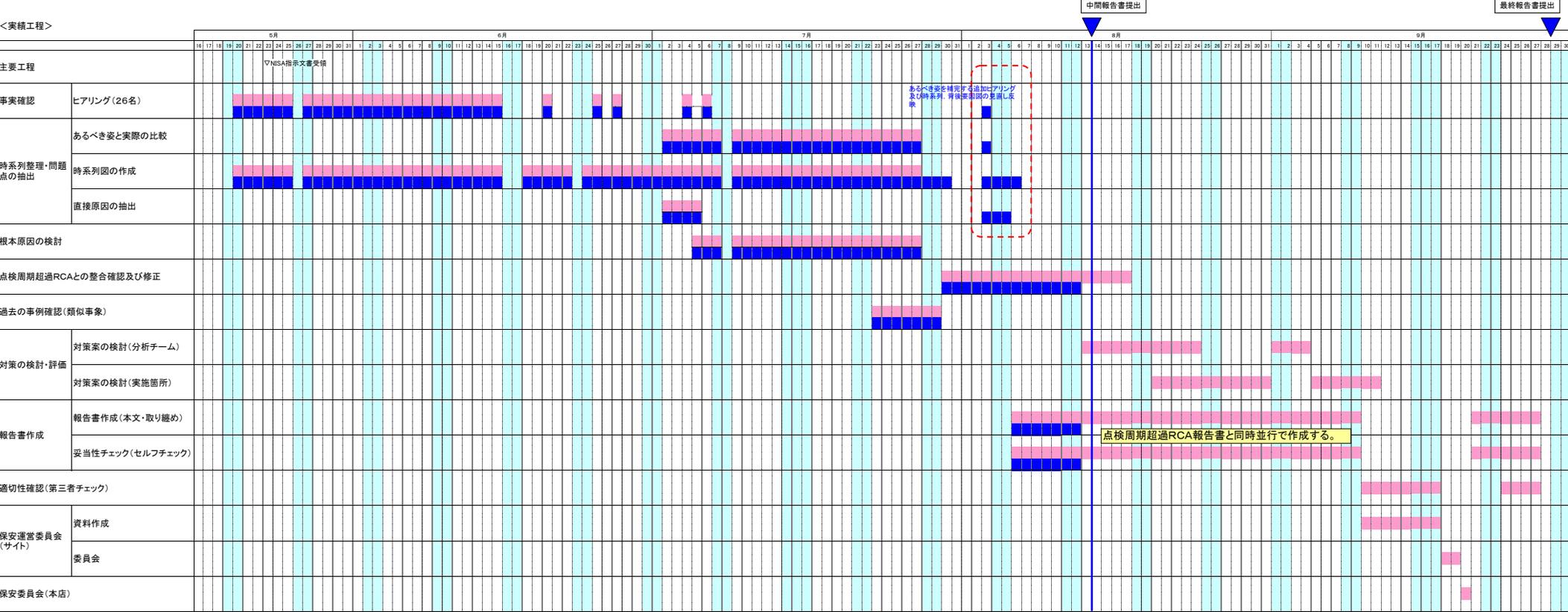
しかしながら、計測制御設備については、この業務のプロセスが計画されていなかったことは、保安規定第3条7. 1の業務の計画に係る要求に違反する。

○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。

根本原因分析工程表



■ 計画
■ 実績

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

(中間報告)

平成24年8月
東京電力株式会社

目 次

1. はじめに	1
2. 事象概要	2
3. 分析チームの体制と活動計画	3
4. 事象の把握と問題点の整理	7
4-1. 資料等の収集及び聞き取り調査	7
4-2. 事実関係に基づく時系列の整理と問題点の整理	8
5. 類似事象の調査	11
6. 分析の実施及び組織要因の検討	17
6-1. 直接要因の分析結果	17
6-2. 組織要因の分析結果	19
7. おわりに	19
用語の定義	20

添付資料-1：根本原因分析工程表

添付資料-2：時系列図及び問題点の概要

添付資料-3：時系列図

添付資料-4：背後要因図

添付資料-5：問題点，直接要因，組織要因一覧

1. はじめに

平成23年度第4回保安検査（平成24年2月27日～同年3月9日）において、経済産業省原子力安全・保安院より、当社柏崎刈羽原子力発電所第2号機、第3号機及び第4号機の長期停止に伴う「特別な保全計画」*¹の実施状況について確認を受けた。確認の結果、計測制御設備の個別の機器について、「特別な保全計画」で定めることとされていた具体的な点検計画が定められていないこと、さらには、技術検討書に示された点検間隔を超過した機器が多数存在していたことが確認された。

平成24年5月23日、本件について経済産業省原子力安全・保安院より、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^注を受けた。

本件は、「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が計画されていなかったことが、保安規定第3条に規定されている業務の計画に係る要求に違反していること、及び、「特別な保全計画」に従って点検・補修等の保全が実施されなかったことが、保安規定第107条に規定されている保全の実施に係る要求に違反しているとの指摘を受けたものである。

これを受け、当社は直接原因、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分析を開始した。

平成24年7月17日、分析を進めるにあたり、プラント停止の発端となった中越沖地震発生時まで事実確認を遡って確認する必要があること、問題点の所在を精査すること等、分析の精度を向上させるために、経済産業省原子力安全・保安院に報告書の提出期日を延期する旨を報告した。

その後、根本的な原因を含む原因の究明及び再発防止対策の検討を進め、中間報告として本報告書にその結果をまとめた。

注：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）（平成24年5月23日）

2. 事象概要

平成19年7月16日、中越沖地震の発生により、当社柏崎刈羽原子力発電所の全プラントが自動停止した。

その後、平成21年4月1日の電気事業法施行規則改正に伴い、第一保全部計測制御(1・4号)及び(2・3号)グループ(以下、「計測制御グループ」という)は、「特別な保全計画」に基づく保全を開始することとした。

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、点検間隔を主要な計器*²については極力27ヵ月、その他計器*³については34ヵ月を目安として設定した。

しかしながら、その後、具体的な点検計画が作成されることはなく、計器の点検が適切に実施されなかった。その結果、プラント長期停止中に行うべき「特別な保全計画」に基づき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。

3. 分析チームの体制と活動計画

(1) 分析対象

当社マニュアルに基づき「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」の事象を分析対象とする。

(2) 分析チームの体制

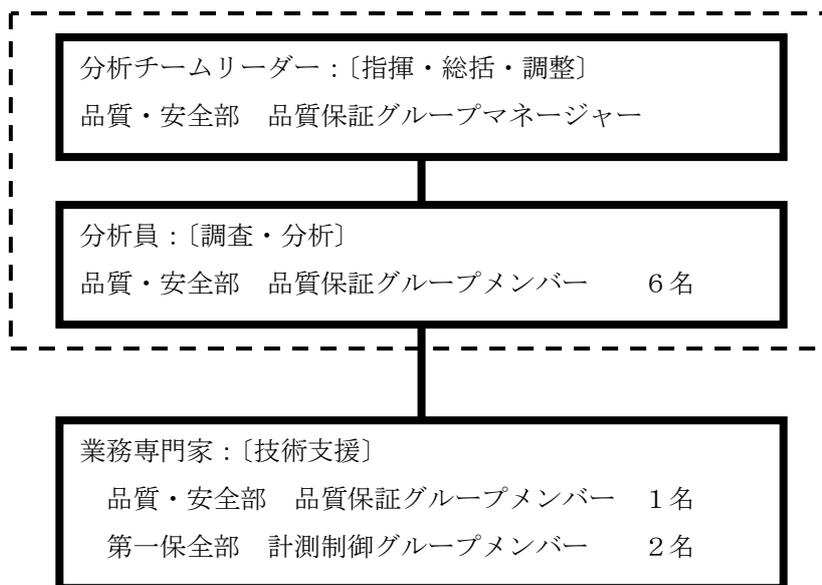
分析チームは、中立性を確保するために、今回の事象に直接的な関わりのない品質・安全部を主体として編成した。また、当社マニュアルに基づき、分析チームには必要な情報にアクセスできる権限を与えると同時に、経営層や関連部門に対する聞き取りも含め調査できる権限を与え、そのことによって不利益を被ることのないように保証した。

分析チームリーダー及び分析員については、それぞれ分析チームリーダー、分析員の認定資格を有する者とし、これらのメンバーで分析を行う体制とした。

分析チームリーダー及び分析員については、当社マニュアルに基づき以下のとおり選定しており、「原子力発電所における安全のための品質保証規程 (JEAC4111-2009)」の附属書「根本原因分析に関する要求事項」に規定されている中立性及び力量の要件を満たしている。

分析チームリーダー：中立性の観点から、今回の事象に直接関わりのあった部門（計測制御グループ、第一保全部 保全計画グループ（以下、「保全計画グループ」という））に所属をしていない品質保証グループから選定している。なお、今回の事象及び過去の類似事象の発生期間にて直接関わりのあった部門に所属していないことを異動履歴から確認している。また、根本原因分析に関する研修（日本原子力技術協会主催の研修）を受講しており、原子力発電所の実務経験を有していること、及び管理職的立場（品質保証グループマネージャー）であることから、分析チームリーダーとしての力量を満たしている。

分 析 員：中立性の観点から、今回の事象に直接関わりのあった部門（計測制御グループ、保全計画グループ）に所属をしていない品質保証グループから6名を選定している。選定した6名は今回の事象及び過去の類似事象の発生期間にて直接関わりのあった部門に所属していないことを異動履歴から確認している。また、6名とも根本原因分析に関する研修（社内研修又は日本原子力技術協会主催の研修）を受講していることから、分析員としての力量を満たしている。



┌───┐ : 分析の主体

分析チームの体制

(3) 分析手法

分析手法として、当社が開発した「SAFER」を用いた。

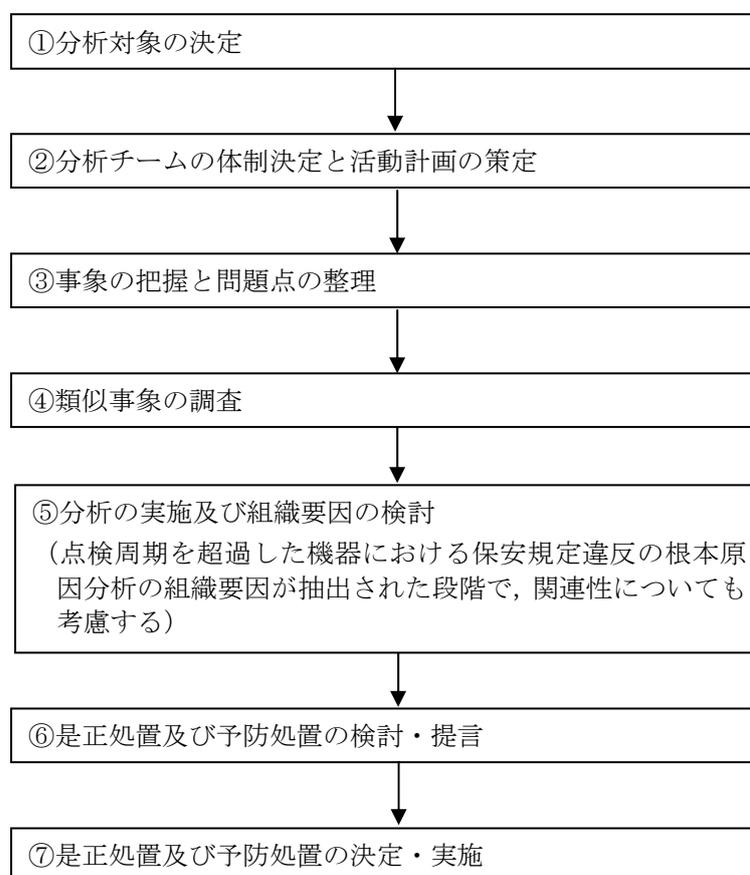
SAFER (Systematic Approach For Error Reduction) :

ヒューマンファクター工学に基づき、事故やトラブル等の事例を効果的に分析することを目的に開発された体系的なヒューマンエラー分析手順であり、当社にて開発し、改良を重ねているものである。確認された情報を時系列図として整理し、続いてエラーに至った背後要因の因果関係を背後要因図として整理し、それらの分析図よりエラー低減対策を立案する手順となっている。

(4) 活動計画

根本原因分析を、「原子力発電所における安全のための品質保証規程（JEAC4111-2009）」の附属書「根本原因分析に関する要求事項」に沿った次のプロセスにて実施する。

また、「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）（23 原企課第 19 号）（平成 23 年 3 月 2 日）」（以下、「点検周期を超過した機器における保安規定違反」という）の根本原因分析との関連性の有無についても考慮した上で，分析を進めていくこととする。今回の中間報告においては，ステップ⑤「分析の実施及び組織要因の検討」までを報告することとし，それ以降，ステップ⑦「是正処置及び予防処置の決定・実施」までの報告については，最終報告時に報告するものとする。



なお，根本原因分析については，経済産業省原子力安全・保安院の「根本原因分析に対する国の要求事項について」（平成19年1月25日制定）及び「事業者の根本原因分析実施内容を規制当局が評価するガイドライン」（平成22年9月3日改訂1）に基づき，日本電気協会電気技術規程「原子力発電所における安全のための品質保証規程（JEAC4111-2009）」の附属書「根本原因分析に関する要求事項」及び電気技術指針「原子力発電所における安全のための品質保証規程（JEAC4111-2009）の適用指針－原子力発電所の運転段階－（JEAG4121-2009）〔2011年追補版〕（根本原因分析に関わる内容の充実）」の附属書-2『「根本原因分析に関する要求事項」の適用指針』を参考にして，検討を行うこととした。

(5) 調査・分析実施状況

平成 24 年 5 月 21 日より分析に着手し、関係者への聞き取り、事実関係の調査、時系列図の作成を実施し、事実確認を行った。続いて問題点と直接要因の抽出を行い、直接要因に対し根本原因分析を実施してきた。

現段階において、当該事象に関わる組織要因として 3 つの要因が抽出されているが、並行して実施中の点検周期を超過した機器における保安規定違反の分析結果との関連性調査を踏まえ、更なる検討を行う。また、組織要因の深掘りに伴う直接要因の追加検討、対策の検討等を実施し、平成 24 年 9 月 28 日までに最終的な報告書を作成することとする。

[添付資料－1]

4. 事象の把握と問題点の整理

「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」における調査の結果、計測制御グループが所管している計測制御設備については、点検間隔超過機器が3,529台（第2号機312台、第3号機1,603台、第4号機1,614台）確認された。なお、原子炉設備、タービン設備及び電気設備については、点検間隔超過機器はなかった。

計測制御グループでは、点検間隔超過機器が確認された第2～4号機の機器に対して、同様の保全計画書及び技術検討書に基づき追加的な点検を実施するとしていたこと、また、3,529台全ての機器の点検間隔超過の理由が、プラント停止期間の延長に際して、機器ごとの具体的な点検計画表を作成せず、点検の発注に至らなかったことに起因していることから、分析においては、機器ごとに個別に分析を行うのではなく、計測制御グループで実施した業務プロセスの事実関係について整理を行い、根本原因分析を実施していくこととした。

4-1. 資料等の収集及び聞き取り調査

今回の事実関係を整理するため、次のとおり資料等の収集及び聞き取り調査を行った。

(1) 収集した主な資料

- ・プラント長期停止時対応マニュアル
- ・スタンスペーパー「1号機 計装品長期保管時における健全性評価の確認について」
- ・検査及び試験基本マニュアル
- ・技術メモ「計装品長期保管時における健全性評価の確認について」
- ・原子力発電所機械、電気、計装及び廃棄物処理設備点検手入れマニュアル
- ・保安規程（保全計画）手引き
- ・柏崎刈羽原子力発電所 第3号機 保全計画（第10保全サイクル）
- ・技術検討書作成・処理ガイド
- ・技術検討書「新潟県中越沖地震によるプラント長期停止に伴う計測制御設備の特別な保全計画の基本的な考え方」

(2) 聞き取り調査

本事象に関わる当時の関係者26名に聞き取り調査を実施した。

4-2. 事実関係に基づく時系列の整理と問題点の整理

「4-1. 資料等の収集及び聞き取り調査」で収集・調査した情報に基づき、事実関係を時系列図に整理し、問題点①から問題点⑤及び問題点A, B(本事象の直接的な原因ではないが、調査の過程で判明した問題点)の計7つの問題点を抽出した。

[添付資料-2, 3]

抽出した問題点は、以下の2つの業務プロセスに分類して整理した。

- (1) 具体的な点検計画表の作成段階
- (2) 点検の発注段階

なお、以下の記述においては、関与した個人を匿名的に識別するとともに、実施した行動等を具体的に記述した。さらに、問題点を「本来どのようにあるべきだったのか」という観点に基づいて可能な限り具体的に記述した。

(1) 具体的な点検計画表の作成段階 (平成19年7月16日以降)

平成19年7月16日、中越沖地震の発生により、当社柏崎刈羽原子力発電所の全プラントが停止した。計測制御グループは、プラント再起動から次回定期検査までの機器の健全性を担保することを目的として、「プラント長期停止時対応マニュアル」に基づき、プラント起動前点検を行うこととした。点検方法の検討に際しては、過去のプラント長期停止時に行った点検方法を参考に、ドリフト評価*4方法を採用することとし、技術メモを作成した。

平成21年4月1日、電気事業法施行規則改正に伴い、計測制御グループは「特別な保全計画」に基づく具体的な点検計画の作成に着手することとし、具体的な検討を技術検討書にまとめることとした。

平成21年8月12日、計測制御グループは、技術検討書の作成を終えたが、主要な計器については極力27ヵ月、その他計器については34ヵ月を目安とするといった不明確な言葉を用いた点検間隔が設定されていた。また、プラント停止期間中に追加的な点検を行う必要がないとの技術検討結果が示されたことにより、計測制御グループでは、ただちに点検に向けた準備を行う必要があるとは考えず、機器ごとの具体的な点検計画表の作成に至らなかった。なお、当該技術検討書は、ルールに従い、計測制御グループマネージャーの承認とされたことから、内容について第一保全部長(以下、「保全部長」という)には伝えられなかった。

その後、プラント停止期間の延長等の状況の変化が生じたが、計測制御グループは、点検間隔を「目安」と考えていたことから、「特別な保全計画」に基づく点検計画(技術検討書)の修正や機器ごとの具体的な点検計画表の作成/点検の発注等の対応を速やかに実施しなかった。

平成22年12月～平成23年2月、第一・第二保全部(以下、「保全部」という)は、点検長期計画表における点検周期超過の調査を実施した。本調査は、点検長期計画表により管理される機器が各定期検査において、機器に対応した適切な点検が実施されていることの確認や機器の点検発注漏れの有無確認等だった。この際、「特別な保全計画」に関する点検間隔

の超過有無の調査は対象外とされたため、調査は実施されなかった。

平成23年12月16日、計測制御グループは、第3号機のSGTS*⁵手動起動試験に立ち会っていた保安検査官から、計器の校正期限に関する指摘を受けたが、特に期限を意識せず、今後具体的な点検を実施することで問題ないと考えた。このとき、計測制御グループは、保安規定遵守に向けた組織的な対応が必要な問題とは考えなかったことから、保全部長への情報提供がなされなかった。

【問題点A】

(本事象の直接的な原因ではないが、調査の過程で判明した問題点)

計測制御グループは、「プラント長期停止時対応マニュアル」に基づくプラント起動前点検の具体的な方法として、ドリフト評価により確認を行うことと定めたが、その際、一般的な規格基準類に基づく方法を採用すべきだった。しかしながら、計測制御グループは、過去に独自のドリフト評価を実施していた実績から、一般的な規格基準類に基づく方法ではなく、独自に定めた方法を採用した。結果として、技術的妥当性の客観性が不足することとなった。

【問題点①】

計測制御グループは、「特別な保全計画」に基づく点検計画（技術検討書）を作成した時点で、機器ごとの点検間隔を管理すべきだった。しかしながら、プラント停止期間中に追加的な点検を行う必要がないとの技術検討結果だったことから、ただちに機器ごとの点検間隔を管理する必要があるとは考えなかった。そのため、計測制御グループは、機器ごとの具体的な点検計画表を作成しなかった。

【問題点②】

技術検討書作成時に、計測制御グループは、主要な計器及びその他計器について、明確な点検間隔を記すべきだった。しかしながら、計測制御グループは、技術検討書作成の際、「極力」、「目安」といった不明確な言葉を用いて点検間隔を設定した。そのため、技術検討書の要求事項が不明確となり、機器ごとの具体的な点検計画表の作成に至らず点検の実施へと結びつかなかった。

【問題点B】

(本事象の直接的な原因ではないが、調査の過程で判明した問題点)

計測制御グループは、「特別な保全計画」に基づく点検計画として作成した技術検討書をルールに従い、グループマネージャーの承認とした。

しかしながら、「特別な保全計画」に基づく点検計画として作成した技術検討書は、保全部大での組織的な対応を可能とするため保全部長まで確認するルールとすべきだった。

【問題点③】

計測制御グループは、プラント停止期間の延長等の状況の変化が生じた際、対応方針の再検討を速やかに実施する必要があった。しかしながら、計測制御グループは、点検間隔を「目安」と考えていたことから、「特別な保全計画」に基づく点検計画（技術検討書）の修正、機器ごとの具体的な点検計画表の作成、点検の発注を速やかに実施しなかった。

【問題点④】

保全部は、点検長期計画表の点検周期超過の調査時に、「特別な保全計画」に関する点検間隔超過の調査を併せて実施すべきだった。しかしながら、点検長期計画表の調査を最優先とし、「特別な保全計画」に関する点検間隔超過の調査は対象外とされたため、十分な調査が実施されなかった。

【問題点⑤】

計測制御グループマネージャーは、保安検査官から計器の校正期限に関する指摘を受けた時点で、保安規定の遵守に関わる問題として、組織的な対応の必要性を保全部長へ進言すべきだった。しかしながら、計測制御グループマネージャーは、点検間隔を「目安」と考えていたことから、今後具体的な点検を実施することで問題ないと考え、組織的な対応の必要性について保全部長へ進言しなかった。

(2) 点検の発注段階（プラント停止期間延長～東北地方太平洋沖地震発生）

プラント停止期間の延長等の状況の変化が生じたが、計測制御グループは点検間隔を「目安」と考えていたことから、「特別な保全計画」に基づく点検計画（技術検討書）の修正、機器ごとの具体的な点検計画表の作成、点検の発注を速やかに実施しなかった。

また、平成23年3月11日に発生した東北地方太平洋沖地震により、計測制御グループは、プラント停止期間の延長を意識したが、点検間隔を「目安」と考えていたことから、「特別な保全計画」に基づく点検計画（技術検討書）の修正、機器ごとの具体的な点検計画表の作成、点検の発注を速やかに実施しなかった。

【問題点③】

計測制御グループは、プラント停止期間の延長等の状況の変化が生じた際、対応方針の再検討を速やかに実施する必要があった。しかしながら、計測制御グループは、点検間隔を「目安」と考えていたことから、「特別な保全計画」に基づく点検計画（技術検討書）の修正、機器ごとの具体的な点検計画表の作成、点検の発注を速やかに実施しなかった。

5. 類似事象の調査

当社対策の参考とするため、日本原子力技術協会が公開している「ニューシア 原子力施設情報公開ライブラリー」（以下、「ニューシア」という）より、国内外で発生した類似事象を調査した。点検周期の超過を原因とし、保安規定違反に至った事例として、社外にて2件が該当した。

(1) 島根原子力発電所の保守管理の不備等について（2009-中国-M003）

【事象の内容】（ニューシアより一部引用）

- 発 生 日：2010年1月22日
- 会 社 名：中国電力株式会社
- 発 電 所 名：島根原子力発電所第1, 2号機
- 概 要：

平成22年1月22日に開催した「島根原子力発電所不適合管理検討会^{※1}」において、「点検計画表^{※2}」では島根原子力発電所第1号機第26回定期検査で点検したこととなっていた「高圧注水系蒸気外側隔離弁駆動用電動機」が、実際には点検されておらず、点検期間を超過して使用していたことが報告された。

他にも同様の事象がないか、島根原子力発電所第1, 2号機の機器のうち、重要度の高い設備^{※3}について至近の点検実績を調査したところ、弁の分解やヒューズの取替えなど、当該電動機も含め合計123件（第1号機74件、第2号機49件）の機器について、自ら定めた点検計画どおりに点検されていないことを確認した。

その後、総点検を行い最終的に点検周期を超過している機器が511機器あったことを確認した。

※1：不適合管理検討会

不適合か否かの判定、グレードの選定や処置内容に迷う場合に、その内容について協議するため必要の都度開催していた検討会。

※2：点検計画表

島根原子力発電所の発電設備に対して、中国電力が定めた点検内容、点検頻度、点検実施時期および点検実績、定期事業者検査の有無を記載する表。島根原子力発電所第1号機は平成18年4月、島根原子力発電所第2号機は平成17年10月に制定した。

※3：重要度の高い設備

「発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針（平成22年8月30日原子力安全委員会決定）」におけるクラス1および2に分類される機能を有する系統の構成設備。

○ 原因：

- ・ 規制要求事項の変更に速やかに対応して、マネジメントできる仕組みが十分でなく適切な対応ができなかった。
- ・ 不適合管理を適切、確実に行うための仕組みが不足していた。
- ・ 『報告する文化』、『常に問いかける姿勢』が組織として不足していた。

○ 対策：

- ・ 今回の調査において判明した不整合箇所を早急に修正する。
第2号機第16回定期検査、第1号機第29回定期検査については、修正した点検計画表を基に点検を実施する。
- ・ 点検計画の作成・変更、工事仕様書の作成に関する手順書の見直しなど、点検不備に至った業務手順の改善・明確化を順次実施する。
- ・ 不適合管理プロセスの改善として、不適合管理の必要性や基準について実務に即した教育を行う。すべての不具合情報について、「不適合判定検討会」で不適合管理の要否や管理レベル等を決定する仕組みとする。また、不適合と判定された情報はすべて公開する。さらに不適合管理体制の強化として、より確実な業務管理を行うため、発電所内に不適合管理業務を専任で行う担当を新設する。
- ・ 原子力部門の業務運営の仕組み強化（保守管理体制・品質保証体制の再構築）として、各課を統括する機能を強化し、責任体制を明確化するために、品質保証部門および保修部門において、関係各課を統括する「部」を新設し、部長を設置する。また、原子力部門の重要課題を統括する「原子力部門戦略会議」を設置し、制度変更に対応するための全体計画（要員面を含む）を策定するとともに、活動状況を経営層に報告する。さらに、本社、発電所からなる「原子力安全情報検討会」を設置し、個別の検討課題に連携して取り組む。また、活動状況を定期的に「原子力部門戦略会議」に報告する。
- ・ 原子力安全文化醸成活動の仕組みの強化として、社長直属の組織として「原子力強化プロジェクト」を設置し、関係会社・協力会社も含めた発電所員、地域の皆さまからのご意見をいただき原子力安全文化醸成施策の検討等を行う。
社外有識者を中心とした「原子力安全文化有識者会議」を設置し、中国電力の取り組み状況について報告し、第三者視点からの提言をいただく。また、提言の概要や原子力安全文化醸成に向けた取り組み状況について、積極的に公開する。
また、「原子力安全文化の日」を制定し、経営における原子力の重要性や地域社会の視点に立った安全文化の大切さを全社で共有し、再確認するとともに、地元の方々との対話活動を充実し、「地域に対し一人ひとりが約束を果たし続ける」という意識の向上を図る。

【本分析への反映】

当該他社事象においては、要求事項の変化に速やかに対応して、管理できる仕組みが十分でなく適切な対応ができなかったことが原因となり、保安規定違反に至っている。

当社においては、状況の変化が生じた際、対応方針の再検討を速やかに実施する必要があったが、機器ごとの点検間隔を管理しておらず、適切な対応が速やかに実施できなかった点において類似した事例であると認識できる。

このため、点検間隔を確実に管理していく仕組みを対策に反映していく。

(2) 浜岡原子力発電所 機器の点検周期を超過した点検計画及び実績に係る調査について (2010-中部-M008 Rev. 2)

【事象の内容】(ニューシアより一部引用)

- 発 生 日：2010年8月25日
- 会 社 名：中部電力株式会社
- 発 電 所 名：浜岡原子力発電所第1～5号機
- 概 要：

他社における保守管理不備（不適切な点検実績の管理等）を踏まえ、平成22年8月下旬に浜岡原子力発電所第3号機を対象とした原子力安全基盤機構による定期安全管理審査が行われた。第16保全サイクルで定期事業者検査（分解検査）を行った148弁から抜き取りされた50弁に対し審査が行われ、同年8月25日に、このうちの1弁について、点検計画^{※4}に定められた点検周期を超過して点検していた事象が確認され、事実確認の説明を求められた。事実確認の結果、弁の点検周期については目安で管理しており、点検時期の変更を認めていたものの、当該弁については周期を超えることの評価の記録が残されていないことが確認された。

また、同年9月初旬の原子力保安検査官による平成22年度第2回保安検査で安全重要度クラス1～3及びクラス外の弁から、抜き取りされた110弁について確認した結果、内1弁について点検周期を超過して点検していた事象が確認された。

このため、浜岡原子力発電所第3～5号機を対象に定期事業者検査の対象機器について同様の事象の発生の有無及び事象発生の原因について調査を実施した。

※4：点検計画

設備の保全の対象範囲に対し、点検周期や点検方法等を定めている文書。

- 原 因：
 - ・ 点検計画管理表の作成段階や変更段階において確認が不足していた。
 - ・ 初期データの誤りを修正する機能について、プラントマネジメントシステム導入時に期待した効果が発揮されなかった。
 - ・ 点検計画の機器IDと点検計画管理表の機器IDが別管理であった。

- ・ 上長の審査・承認行為での確認が不足していた。
- ・ 点検周期を遵守する仕組みが不十分だった。
- ・ 点検計画において十分余裕のない点検実施時期にて管理されていた。
- ・ 点検の実施時期を延長する場合の仕組みが不十分だった。
- ・ 品質マネジメントシステムの一部に理解不足があった。
- ・ 保守管理の有効性評価へのインプット情報が不足していた。

○ 対 策 :

- ・ 機器の点検計画管理表の管理を、プラントマネジメントシステムでの管理に早期に移行する。但し、プラントマネジメントシステムへのデータ移行時や点検の実施時期の変更時等、システムへのデータ入力に人間系が介在することから、その際の入力の誤りを防止するために、プラントマネジメントシステムに以下の機能を追加し、システムによるチェック機能を強化する。
 - ① 点検周期を超過した点検の実施時期の変更をシステムに入力しようとした場合、点検周期超過であることの注意喚起の画面表示、機器毎に不適合管理番号の入力要求。また、審査・承認時にも、点検周期超過であることの注意喚起の画面表示等、システム上の措置の実施。
 - ② 過去に点検の計画を設定できないようにシステム上でのブロック機能追加。
- ・ 点検周期超過となった機器については、早期の点検実施を促すことを目的として、点検の実施時期の変更時だけでなく、点検周期超過に係る注意喚起の表示を点検計画管理表に常に表示させ、初期データの入力の誤りを検知する機能を向上させる。
- ・ プラントマネジメントシステムでは、点検計画の機器リストと点検計画管理表で同一のデータベースを使用していることから、点検計画管理表をプラントマネジメントシステムで管理することで同様の事象の発生を防止することが可能であり、既に対策済みである。
- ・ プラントマネジメントシステム及び紙や汎用ソフトで管理している点検計画管理表において、点検の実施時期を変更する際の審査・承認行為が適切に実施されるために、審査・承認行為を実施する者の役割と審査・承認行為の実施基準（見る視点）を明確にする。また、社内規程によりルール化する。
- ・ 点検周期を遵守することの重要性が、必ずしも認識されていなかったことを踏まえ、社長が定める「保守管理の実施方針」を変更するとともに、これに基づき、保守管理の活動単位に応じて達成すべき状態を具体的に定めた「保守管理目標」について点検周期の遵守に係る項目を新たに設定し、その達成状況を定期的に確認する。また、【点検計画（原子炉編）（運転）】、【点検計画（タービン編）（運転）】、【点検計画（電気編）（運転）】、【点検計画（計測編）（運転）】、【点検計画（施設管理編）（廃止措置）】等、各設備所管部署の【点検計画】について、点検周期を目安としていることや点検周期を超過して計画を変更できるとの記載を削除し、点検周期を要求事項として明確化する。

- 点検周期の確実な遵守のため、点検の実施が定期点検時のプラント状況等により左右される弁については、点検の実施時期の設定にあたり、点検周期の最長期間で設定するのではなく、適切な裕度を確保して設定する方法について検討する。

具体的には、点検周期の長い弁について、点検計画で定める点検周期よりも短い頻度で点検を実施する運用とし、これを社内規程で規定することにより、点検周期を確実に遵守できる運用とするよう改善を図る。

なお、これまで得られた点検手入れ前データから得られる主要部位や消耗品の劣化状況等の知見に基づき、保全の有効性評価のプロセスを積極的に活用し、点検内容及び点検周期の最適化を図る。
- 点検周期を遵守することを基本とするが、やむを得ず点検周期を超過して点検の実施時期を延長する場合は、不適合管理を行い、データ分析等のインプット情報とすることで保守管理プロセスの改善に繋げる。不適合管理を行うことについては【保守管理指針（運転）】、【保守管理指針（廃止措置）】及び【自プラント不適合等処置手引】に規定し、明確化する。（平成22年10月施行済み）
- 点検周期の遵守を徹底することを原則とするが、やむを得ず点検周期を超過して点検を計画する場合には、不適合とした上で、①当該原子力施設の機能に影響を及ぼす事象に着目した劣化事象、②機能検査、サーベランス、巡視点検等による状態監視結果、③安全機能要求の観点で健全性評価を実施する。

また、健全性評価の結果の記録については、不適合処理報告書に添付することを【自プラント不適合等処置手引】に規定することで、保存するルールとする。（平成22年10月施行済み）

なお、点検周期を超過しない範囲で点検の実施時期の計画を変更する場合には業務のレビューとして、変更理由と技術的評価を記載した記録を残すルールを構築する。
- 今回の事例を取り上げ、保守管理のPDCAを廻す仕組みの理解向上のための教育を実施する。また、点検周期を超過することが明らかになった場合あるいは超過した場合に不適合管理を実施することについても教育を実施する。

上記の内容は、継続的に実施されるように、所員の保安教育のメニューの充実を図る。
- 保守管理目標を変更し、点検周期の遵守に係る定量的な目標値を設定してその達成状況を四半期毎に確認していく。また、点検周期の遵守に係る保守管理目標の達成状況を保守管理の有効性評価のインプットデータとして活用し、保守管理の継続的な改善を図っていく。さらに、保守管理の有効性評価結果については、マネジメントレビューのインプットであるため、年1回以上社長がレビューし、「品質マネジメントシステム及びそのプロセスの有効性の改善」及び「業務の計画及び実施に必要な改善」並びに「資源の必要性」に関する指示をする。

【本分析への反映】

当該他社事象においては、点検周期を遵守する仕組みが不十分だったことが原因となり、保安規定違反に至っている。

当社においては、点検間隔を「目安」と考えていたことから、要求事項が不明確となり、点検間隔を遵守できなかったことに起因して保安規定違反に至っている点において類似している。

このため、点検間隔を要求事項として明確化する仕組みを対策に反映していく。

6. 分析の実施及び組織要因の検討

6-1. 直接要因の分析結果

「4. 事象の把握と問題点の整理」で確認された7つの問題点をもとに、「5. 類似事象の調査」を踏まえ、直接要因の分析を行った結果、7つの問題点を次の通りに整理した。

(1) 具体的な点検計画表の作成段階における問題点 【問題点①, ②, ③, ④, ⑤】

(2) 点検の発注段階における問題点 【問題点③】

(3) 本事象の直接的な原因ではないが、調査の過程で判明した問題点 【問題点A, B】

以下に、各問題点に対する直接要因を記載する。

(1) 具体的な点検計画表の作成段階における問題点, 直接要因

a. 問題点①に対応した直接要因①

計測制御グループは、プラント停止期間中に追加的な点検を行う必要がないとの技術検討結果だったことから、ただちに点検間隔を管理する必要があると考えなかった。

b. 問題点②に対応した直接要因②

計測制御グループは、点検間隔を「目安」と記載する等、要求事項を明確にしなかった。

c. 問題点③に対応した直接要因③

計測制御グループは、点検間隔を「目安」としていたことから、プラント停止期間の延長等、状況の変化に伴う対応方針の再検討を速やかに実施しなかった。

d. 問題点④に対応した直接要因④

保全部は、点検長期計画表の点検周期超過の調査を最優先した結果、「特別な保全計画」に関する点検間隔超過の調査を対象外とした。

e. 問題点⑤に対応した直接要因⑤

計測制御グループマネージャーは、点検間隔を「目安」としていたことから、今後具体的な点検を実施することで問題ないと考えた。

(2) 点検の発注段階における問題点, 直接要因

問題点③に対応した直接要因③

計測制御グループは、点検間隔を「目安」としていたことから、プラント停止期間の延長等、状況の変化に伴う対応方針の再検討を速やかに実施しなかった。

(3) 本事象の直接的な原因ではないが、調査の過程で判明した問題点、直接要因

a. 問題点Aに対応した直接要因A

計測制御グループは、ドリフト評価方法を定める際、一般的な規格基準類に基づく方法ではなく、独自に定めた方法を採用した。

b. 問題点Bに対応した直接要因B

「特別な保全計画」に基づく点検計画として作成した技術検討書は、グループマネージャー承認のルールだった。

6-2. 組織要因の分析結果

「4-2. 事実関係に基づく時系列の整理と問題点の整理」で作成した時系列図から背後要因図を作成し、組織要因の分析を行った。

[添付資料-4, 5]

「6-1. 直接要因の分析結果」で行った直接要因の分析及び背後要因図より、「規制評価ガイド」の「参考資料 根本原因分析における組織要因の視点」を踏まえ、組織要因の検討を行った。

(1) 直接要因①, ②, ③, ⑤より, 以下の組織要因を抽出した。

【組織要因①】

体系化された図書の中で要求事項を明確にする仕組みが不足していた。

(2) 直接要因③より, 以下の組織要因を抽出した。

【組織要因②】

要求事項が守れなくなった場合には, 速やかに見直しする仕組み(要求事項を管理する仕組み)が不足していた。

(3) 直接要因④より, 以下の組織要因を抽出した。

【組織要因③】

水平展開の検討が不足した。

7. おわりに

今後は, 点検周期を超過した機器における保安規定違反の根本原因分析にて抽出された問題点, 直接要因及び組織要因との比較検討を行い, 必要に応じて更なる組織要因の深堀りを行う。

また, これらの分析結果を取り纏め, 平成24年9月28日までに報告を行う予定である。

以上

用語の定義

* 1 : 「特別な保全計画」

地震, 事故等により長期停止を伴った保全を実施する場合など, 特別な措置として, あらかじめ当該原子炉施設の状態に応じた保全方法及び実施時期を定めた計画。

* 2 : 主要な計器

検査対象計器 (定期事業者検査, 使用前検査及び保安規定に係るもの)

* 3 : その他計器

主要な計器以外の計測制御設備で, ドリフトを伴う計器。

* 4 : ドリフト評価

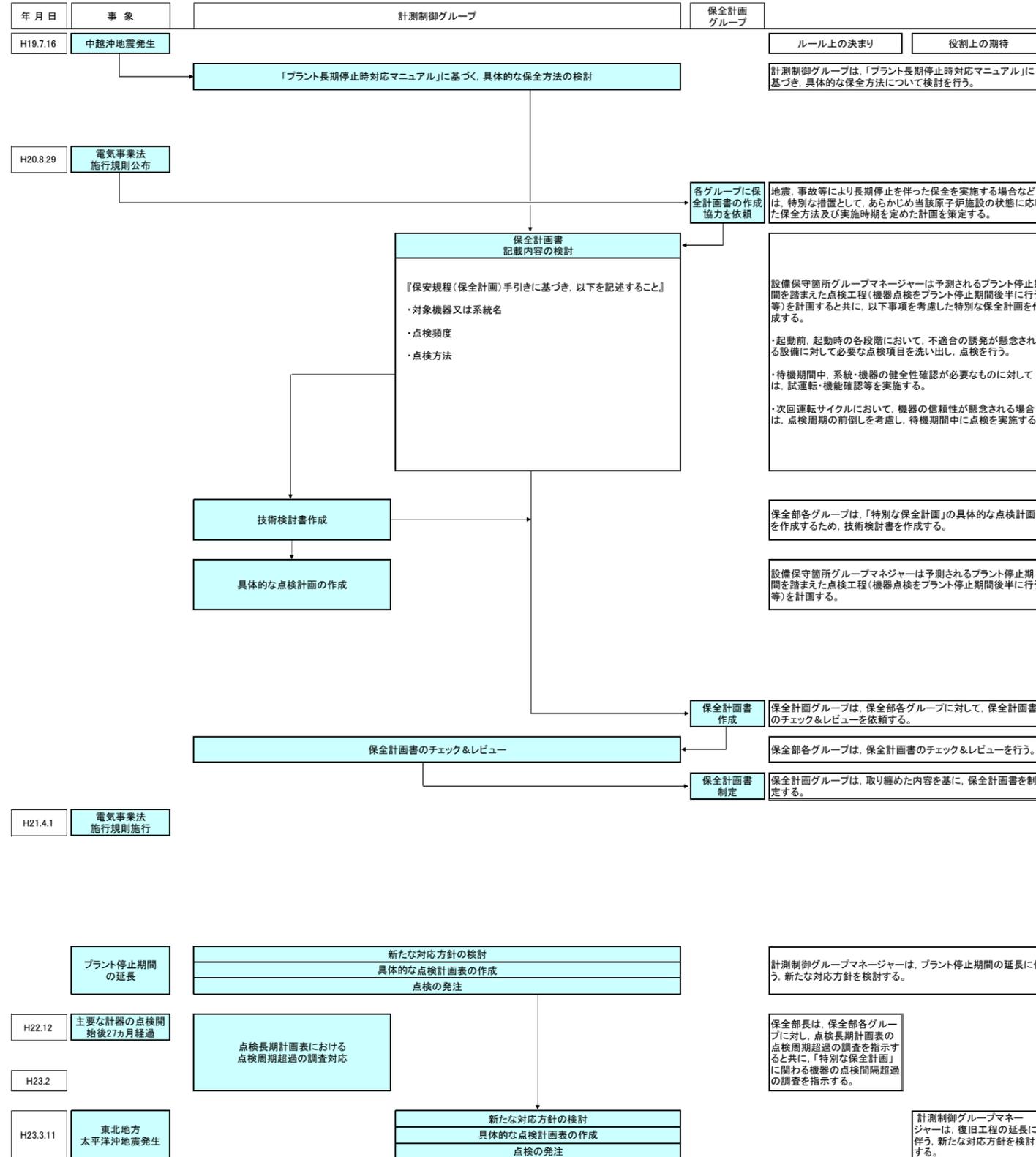
一定の環境条件の下で, 測定量以外の影響によって生じる計器の特性の緩やかで継続的なずれの量を評価する手法。

* 5 : SGTS

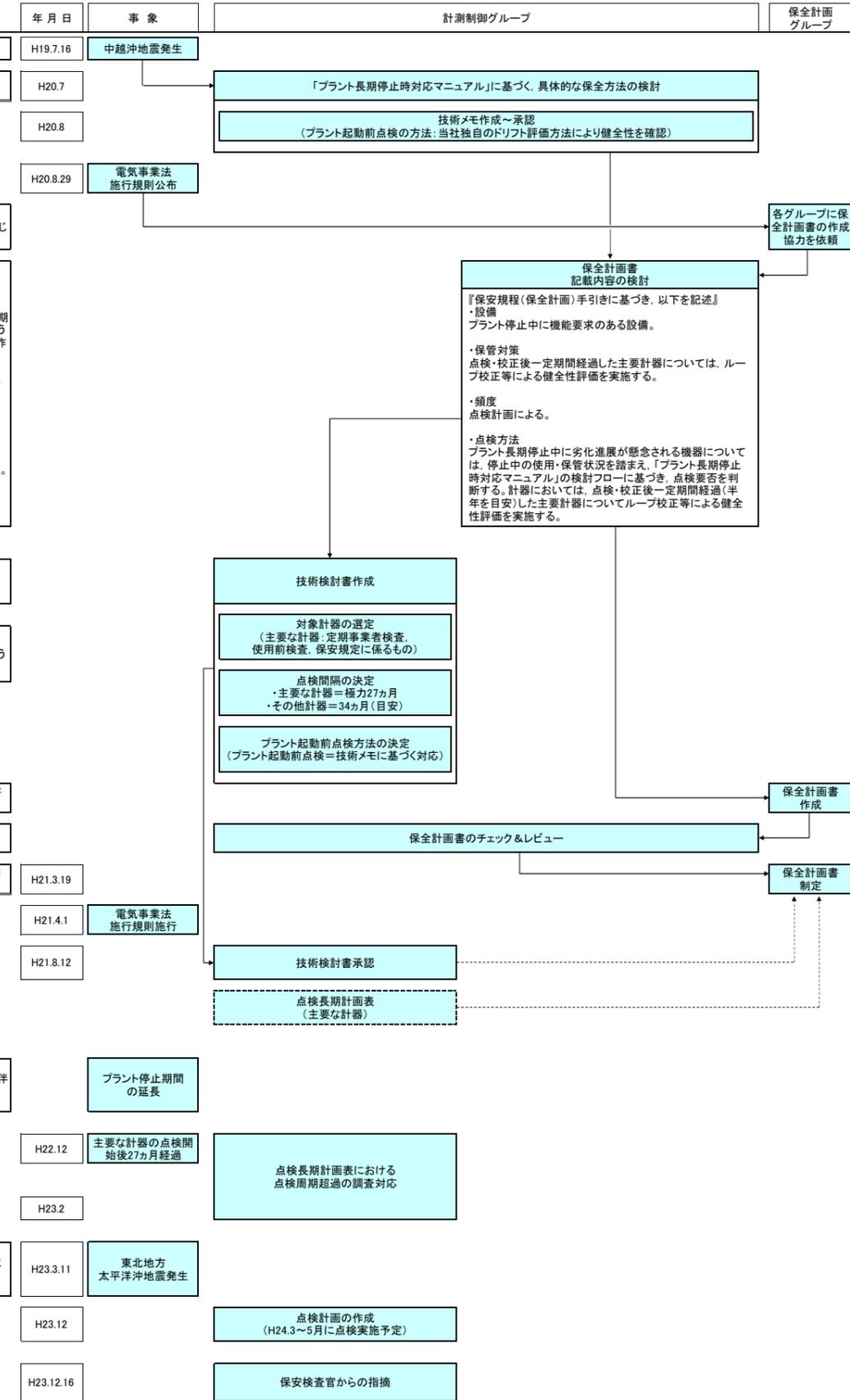
原子炉建屋内で放射線物質漏えい事故が発生した時, 自動的に常用換気系を隔離すると共に, 原子炉建屋内を負圧に保ちながら, 建屋内の放射性よう素や粒子状放射性物質の外部放出を低減する装置。

SGTS : 非常用ガス処理系 Stand by Gas Treatment System

実際に行われるべきプロセス



実際に行われたプロセス



問題点A
計測制御グループは、「プラント長期停止時対応マニュアル」に基づくプラント起動前点検の具体的な方法として、ドリフト評価により確認を行うことと定めた。しかしながら、ドリフト評価方法は、一般的な規格基準類に基づく方法ではなく、独自に定めたものであり、技術的妥当性の客観性が不足することとなった。

問題点A: 本事象の直接的な原因ではないが、調査の過程で判明した問題点。

問題点①
計測制御グループは、「特別な保全計画」に基づき点検計画(技術検討書)を作成したが、機器ごとの具体的な点検計画表は作成しなかった。

問題点②
技術検討書に記載した点検間隔の要求事項が不明確であった。

問題点B
「特別な保全計画」に基づく点検計画として作成した技術検討書を保全部長まで確認するルールとしていなかった。

問題点B: 本事象の直接的な原因ではないが、調査の過程で判明した問題点。

問題点③
計測制御グループは、「特別な保全計画」に基づき、点検計画(技術検討書)の修正、機器ごとの具体的な点検計画表の作成、点検の発注を速やかに行わなかった。

問題点④
点検長期計画表の点検周期超過の調査時に、「特別な保全計画」に関する点検間隔超過の調査は対象外とされたため、十分な調査が実施されなかった。

問題点③
計測制御グループは、「特別な保全計画」に基づき、点検計画(技術検討書)の修正、機器ごとの具体的な点検計画表の作成、点検の発注を速やかに行わなかった。

問題点⑤
計測制御グループマネージャーは、保安検査官からの指摘があったにもかかわらず、組織的な対応の必要性について保全部長へ進言しなかった。

時系列図【具体的な点検計画表作成段階】

A	B	C	D	E	F	G	H	I	J
1	年月日	事象	第一保全部 計測制御G 担当者-A (点検計画チーム)		第一保全部 計測制御G TL-A (点検計画チーム)		第一保全部 計測制御G TL-C (1号チーム)		第一保全部 計測制御 GM-A
2			「保守管理基本マニュアル」等の保守に関連するマニュアルに基づき、 点検長期計画表を作成し、プラント設備の点検を実施していた。						
3	~H19.7.16	中越沖地震発生以前							
4			↓						
5	H19.7.16	中越沖地震発生	発電所プラント設備が全号機停止した。						
6			↓						
7	H20.5月頃	地震後のプラント 点検(3号機)開始	地震後のプラント点検(3号機)を開始した。						
8			↓						
9	H20.7	プラント起動前点検 実施方法の検討	地震によるプラント長期停止後の起動にむけて、「プラント長期停止時対応マニュアル」で要求される、プラント起動前 点検が必要であることを認識した。						
10			↓						
11			過去、1号機におけるプラント長期停止に伴い、スタンスペーパー「1号機 計装品長期保管時における健全性評価の 確認について」を作成し、ドリフト評価を行っていた実績から、当スタンスペーパーを参考にしてプラント起動前点検にお ける計器の健全性確認の評価方法について検討を行った。						
12			↓						
13			第二保全部 計測制御Gが、6、7号機の定検対応で繁忙だったことから、プラント起動前点検における計器の健全性 確認の評価方法を纏めた。						
14			<div style="border: 2px solid red; padding: 5px;"> <p>【プラント起動前点検における計器の健全性確認の評価方法】</p> <p>《主要な計器の対象》:①保安規定対象の計器 ②「検査及び試験基本マニュアル」に定めている定期事業者検査及び使用前検査に係る計器</p> <p>《対象期間の定義》:計器点検完了から、原子炉起動(制御棒引き抜き開始)までの期間が6ヵ月を超える計器</p> <p>《評価方法》:各サイクルの校正前最大誤差から1日あたりのドリフト量の3回平均値(絶対値)を算出し、 次回定期検査までの経過日数を乗算する。 結果が精度外となる場合、計器ループにおけるドリフト量を個別機器ごとのドリフト量から算出する。 ループ精度の評価結果が精度外となる場合、実物について当該計器のループ確認を実施し、 調整前データが計器管理精度以内か確認。 ここで精度外となった計器に対して、点検を実施する。 精度内の結果が得られた時点で、当該計器に対するドリフト評価を完了とする。</p> </div>						
15			↓						

計測制御Gの業務運営体制

第一保全部 計測制御Gでは、GM-Aが(2・3号機)、GM-Bが(1・4号機)を担当し、メンバー(TL、担当者)は、(2・3号機)及び(1・4号機)を兼務しており、1~4号機の業務を実施する体制となっている。

今回の、「特別な保全計画」の検討にあたっては、GM-Aが中心となり、GM-Aから指名されたTL及び担当者により検討等を行う体制としていた。

GM-A (2・3号)		GM-B (1・4号)			
(チーム)					
号機チーム		点検計画 チーム		工務・設計 チーム	
(3号機)	(2・4号機)	(1号機)			
TL	TL	TL	TL 担当者	TL	TL

GM-Aの指名により、「特別な保全計画」の検討の主体となったメンバー(当初)

問題点A

計測制御グループは、「プラント長期停止時対応マニュアル」に基づくプラント起動前点検の具体的な方法として、ドリフト評価により確認を行うことと定めたが、その際、一般的な規格基準類に基づく方法を採用すべきだった。しかしながら、計測制御グループは、過去に独自のドリフト評価を実施していた実績から、一般的な規格基準類に基づく方法ではなく、独自に定めた方法を採用した。結果として、技術的妥当性の客観性が不足することとなった。

問題点A:本事象の直接的な要因ではないが、調査の過程で判明した問題点。

添付資料-3においては、
グループ:G
グループマネージャー:GM
チームリーダー:TL
と記す。
(問題点を除く)

また、構成は以下の通りとする。

白:事実として確認された箇所

黄:上記事実についての補足

時系列図【具体的な点検計画表作成段階】

	A	B	C	D	E	F	G	H	I	J	K	L	M	N	O	P
1	年月日	事象		第一保全部 計測制御G 担当者-A (点検計画チーム)		第一保全部 計測制御G TL-A (点検計画チーム)		第一保全部 計測制御G TL-C (1号チーム)		第一保全部 計測制御 GM-A		第一保全部 計測制御 GM-B		第二保全部 計測制御 GM		第二保全部 環境施設 GM
2	H20.8.19	技術メモ作成	↓													
3			纏めた評価方法を基に技術メモを作成し、運用することとした。													
4			↓													
5			技術メモ「計装品長期保管時における健全性評価の確認について」を作成した。													
6	↓															
7	技術メモの内容を審査した。 (第二保全部 計測制御Gメンバー, 第二保全部 環境施設Gメンバーも審査を実施)															
8	↓															
9	H20.8.28	技術メモ承認	技術メモを承認した。													
10																

時系列図【具体的な点検計画表作成段階】

	A	B	C	D	E	F	G	H	I	J	K	L	
1	年月日	事象		本店マニュアル 主管G		第一保全部 計測制御G 担当者-A (点検計画・新検査チーム)		第一保全部 計測制御G TL-A (点検計画・新検査チーム)		第一保全部 計測制御 GM-A		第一保全部 保全計画G	
2													
3		第3号機 保全計画 (第10保全サイクル) 作成準備										電気事業法施行規則施行 (平成21年4月1日)に伴 い、保全計画書の提出が 必要となることを認識して いたため、他社原子力発電 所の前例を参考に保全計 画書ドラフト版の作成を開 始した。	
4												当社は、これまでに保全計 画書「特別な保全計画」を 作成した実績はなかった。	
5													
6													関係Gに対し、保全計画書 の作成に関する協力を依 頼した。
7													
8	H21.2												
9													
10													
11													
12													
13													
14													
15													
16													
17													
18													
19													
20													
21	H21.3.19	第3号機 保全計画 (第10保全サイクル) 制定											
22													

技術メモで定めた主要な計器以外にも、ドリフトする計器(その他計器)があったが、点検
間隔が不明確だったことから、「プラント長期停止時対応マニュアル」に、プラント停止中の
健全性を担保するための点検間隔を記載するよう本店に相談した。

保全計画書に、プラント長期停止中における計測制御設備の保管対策(対象設備、保管
方法、点検実施頻度等)を記載する必要がある。

保全計画書に記載する点検間隔は、「27ヵ月」となることを以前から意識しており、漠然と
そう決まらなうと思っていた。また、その他計器については、点検間隔を定める必要があ
ると考えていた。

「プラント長期停止時対応
マニュアル」に、その他計
器の点検間隔を明示する
必要はないと結論づけた。

「プラント長期停止時対応
マニュアル」は、プラント起
動前点検として、主要な計
器に対する何らかの対応
(評価等)を実施することが
目的であり、その他計器ま
では考慮することはないと
考えていた。

「プラント長期停止時対応マニュアル」へ、その他計器の点検間隔が記載されず、また保
全計画書の制定が迫っており、限られた時間の中で保全計画書に具体的な点検間隔を記
載するまでの案が纏まっていなかった。しかし、「特別な保全計画」における点検間隔を決
めておく必要があることから、「原子力発電所機械、電気、計装及び廃棄物処理設備点検
手入れマニュアル」に基づき、技術検討書を作成することとした。

保全計画書ドラフト版の記
載内容を確認した。

※
(次頁)

保全計画書ドラフト版の記
載内容を確認した。

関係Gによるドラフト版確認
完了後、保全計画書を制
定した。

時系列図【具体的な点検計画表作成段階】

	A	B	C	D	E	F	G	H
1	年 月 日	事 象		第一保全部 計測制御G 担当者-A (点検計画・新検査チーム)		第一保全部 計測制御G TL-A (点検計画・新検査チーム)		第一保全部 計測制御 GM-A
2		技術検討書記載内容 の検討, 作成						
3								※
4								↓
5								技術検討書の作成を第一保全部 計測制御GのTL, 担当者に指示した。
6								技術検討書の適用対象は, 停止期間が長い2~4号機と考えていた。
7								↓
8								プラント停止中に機能要求のある計器の対象を, 主要な計器「検査対象計器(定期事業者検査, 使用前検査及び保安規定に係るもの)」として定めた。また, 主要な計器以外のドリフト計器をその他計器と考えることにした。
9								主要な計器の定義は, 技術メモの主要な計器の選定を参考に, 検査対象計器を包括しておけばほぼカバーできていると考えていた。
10								↓
11								プラント停止中に機能要求のある計器のうち, ドリフトが発生する計器に対して, プラント停止中の追加的な点検を行う間隔を, 主要な計器は27ヵ月, その他計器は34ヵ月を目安に管理すると定めた。
12								主要な計器の点検間隔は「原子力発電所機械, 電気, 計装及び廃棄物処理設備点検手入れマニュアル」の点検間隔を根拠として, 極力27ヵ月となるように重点的に管理することとした。 その他計器の点検間隔は, 過去の点検データを用いて計算したドリフト量を評価し, 34ヵ月程度でも問題がないことを確認したことから, 34ヵ月を目安とすることとした。
13								計器は膨大な数であることから, 個々の計器の点検間隔を定める認識ではなく, ある一定の計器点検実施の目安を定めるといった感覚であった。
14								

時系列図【具体的な点検計画表作成段階】

	A	B	C	D	E	F	G	H
1	年月日	事象		第一保全部 計測制御G 担当者-A (点検計画・新検査チーム)		第一保全部 計測制御G TL-A (点検計画・新検査チーム)		第一保全部 計測制御 GM-A
2								
3								
4								
5								
6								
7								
8								
9								
10								
11								
12								
13								
14	H21.7	TL-A異動						
15								

プラント起動から次回定期検査までの健全性担保については、既承認済みである技術メモの考え方を踏襲することとした。

「地震後点検を行うことで、追加的な点検を行う必要がない」と記載した。

当時の復旧工程では、プラント停止期間が27ヵ月を超える予定にはなっていなかったことから、追加的な点検は必要ないだろうと考えていた。

3号機については、平成22年11月頃起動する工程となっていた。

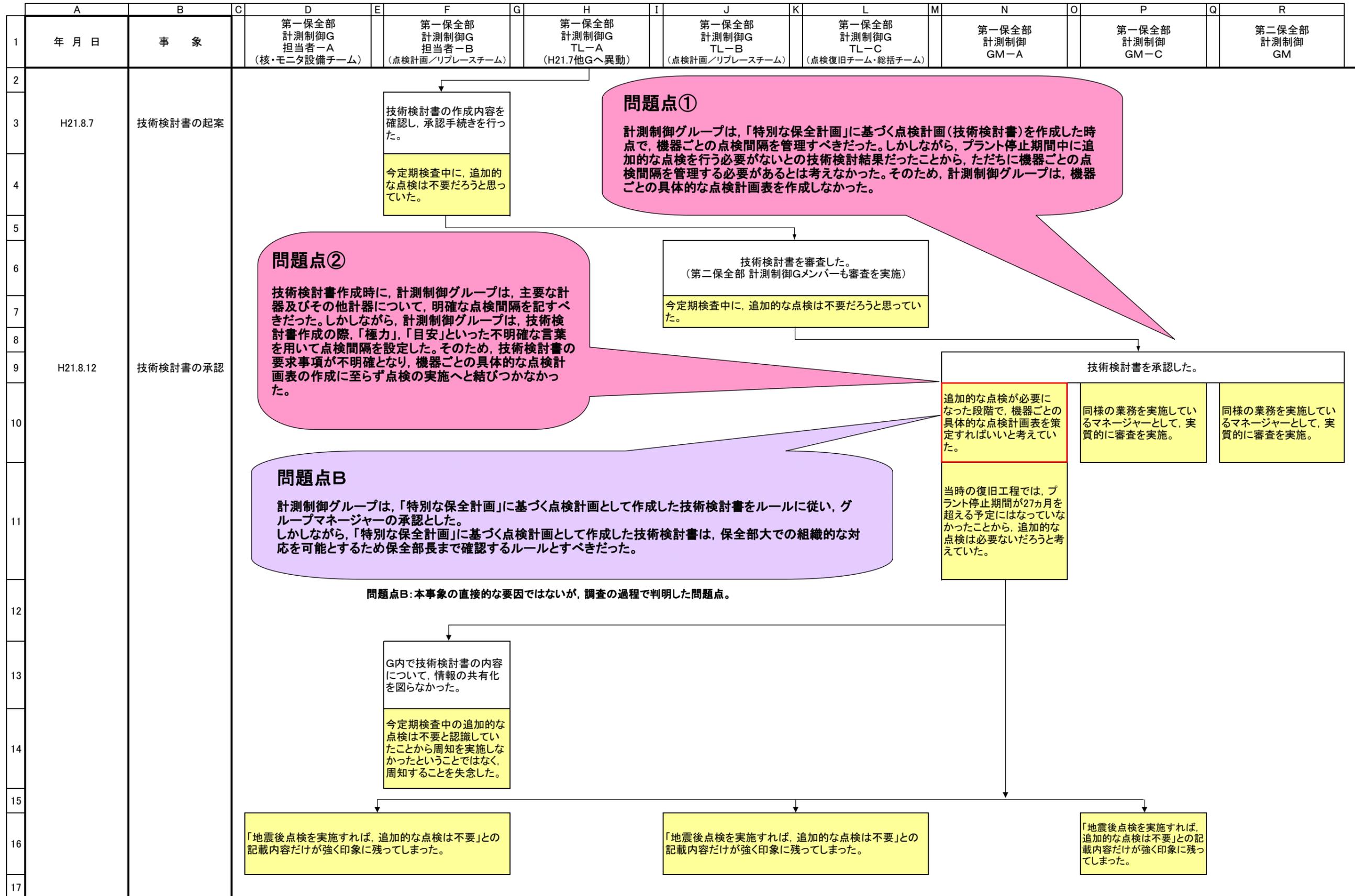
プラント停止期間中に追加的な点検を行う必要は、まずないとは考えていたが、技術検討書に1号機の対象機器リストを例示として添付する必要があると考え、作成を指示した。

1号機の対象機器リストを作成した。

サテライトオフィスで定期検査業務を行うことになり、TL-Aに業務を引き継いだ。

他Gへ異動となり、技術検討書の作成業務を担当者-Bへ引き継いだ。

時系列図【具体的な点検計画表作成段階】



問題点B: 本事象の直接的な要因ではないが、調査の過程で判明した問題点。

時系列図【具体的な点検計画表作成段階】

	A	B	C	D	E	F	G	H	I	J	K	L	M	N	O	P
1	年月日	事象		第一保全部 計測制御G 担当者-A (核・モニタ設備チーム)		第一保全部 計測制御G 担当者-B (点検計画/リブレースチーム)		第一保全部 計測制御G TL-A (H21.7他Gへ異動)		第一保全部 計測制御G TL-B (点検計画/リブレースチーム)		第一保全部 計測制御G TL-C (点検復旧チーム)		第一保全部 計測制御 GM-A		第一保全部 計測制御 GM-C
2	H22.1	起動準備のためのドリフト評価(1号機)	<pre> graph TD E1[技術メモの評価方法を用いて、1号機のドリフト評価を実施した。] --> E2[1号機ドリフト評価の実施 結果に問題がないことを確認した。] E2 --> E3[1号機ドリフト評価の実施 結果に問題がないことを確認した。] </pre>													
3																
4																
5																
6																
7																
8																

時系列図【具体的な点検計画表作成段階】
【点検の発注段階】

A	B	C	D	E	F	G	H	I	J	K	L
1	年月日	事象	第一保全部 計測制御G 担当者-A (核・モニタ設備チーム)		第一保全部 計測制御G 担当者-B (点検計画/1号機チーム)		第一保全部 計測制御G TL-B (点検計画/リプレースチーム)		第一保全部 計測制御G TL-D (原子炉設備チーム)		第一保全部 計測制御 GM-A
2											
3	H22.4.15	取水路角切替えに伴う計器点検計画指示(3号機)									取水路の隔離時に点検を行う計器について、点検を計画するよう指示した。
4											追加的な点検は必要だと認識しており、この取水路隔離に合わせて実施可能な点検を行うべきだと思っていた。
5											3号機の起動に向けて、取水路の隔離に関わらない他の計器についても、追加的な点検を実施する必要があると考えていた。
6											技術検討書を意識して、指示を行った。
7											
8											取水路の隔離時に、実施すべき計器点検を計画した。
9											追加的な点検は必要だと認識しており、この取水路隔離に合わせて実施可能な点検を行うべきだと思っていたが、取水路の隔離に関わらない他の計器はドリフト評価で済ませようと思っていた。
10											
11	H22.7~H22.9	取水路の隔離に伴う計器点検実施(3号機)									取水路の隔離時に実施すべき計器について、追加的な点検を実施した。
12											
13	H22.11	起動準備のためのドリフト評価(3号機)									技術メモ改訂版の評価方法を用いて、3号機のドリフト評価を開始した。
14											
15	H22.12	地震後点検開始後27ヵ月経過									
16											
17	H22.12.21~H23.2.28	点検長期計画表における点検周期超過の調査									島根原子力発電所の水平展開対応として、点検長期計画表における点検周期超過の調査を実施した。
18											3号機は、中越沖地震後の第10回定期検査中であることから、全ての計器が今定期検査中に本格点検を実施していること、あるいは計画されていることを確認した。
19											点検長期計画表の点検周期超過の調査指示は、点検長期計画表(サイクル管理)で、点検実施あるいは点検予定の有無を確認することだったことから、「特別な保全計画」に関する点検間隔超過の調査は要求されなかった。
20											

問題点③
計測制御グループは、プラント停止期間の延長等の状況の変化が生じた際、対応方針の再検討を速やかに実施する必要があった。しかしながら、計測制御グループは、点検間隔を「目安」と考えていたことから、「特別な保全計画」に基づく点検計画(技術検討書)の修正、機器ごとの具体的な点検計画表の作成、点検の発注を速やかに実施しなかった。

問題点④
保全部は、点検長期計画表の点検周期超過の調査時に、「特別な保全計画」に関する点検間隔超過の調査を併せて実施すべきだった。しかしながら、点検長期計画表の点検周期超過の調査を最優先とし、「特別な保全計画」に関する点検間隔超過の調査は対象外とされたため、十分な調査が実施されなかった。

時系列図 【具体的な点検計画表作成段階】
【点検の発注段階】

	A	B	C	D	E	F	G	H	I	J	K	L
1	年月日	事象		第一保全部 計測制御G 担当者-A (核・モニタ設備チーム)		第一保全部 計測制御G 担当者-B (点検計画/1号機チーム)		第一保全部 計測制御G TL-B (点検計画/リプレースチーム)		第一保全部 計測制御G TL-D (原子炉設備チーム)		第一保全部 計測制御 GM-A
2												
3	H23.3.11	東北地方 太平洋沖地震発生				地震により、3号機起動前 評価会議が中断となった ため、ドリフト評価も中断 した。					地震発生に伴い、プラント 停止期間がさらに延びる ことを意識した。	
4												
5	H23.5	長期未点検計器に対 する対応検討の指示									TL-Dに、プラント停止期 間の延長に伴う、長期未 点検計器に対する対応方 針の検討を指示した。	
6											追加的な点検を計画し、 実施したいと思っていた が、明確に点検間隔を超 過している事実気づい ていなかったため、業務 の期限を設定しなかった。	【問題点③】
7											TL-Dならば、業務をや り遂げてくれると期待し ていた。	
8												
9												
10											1号機の定期検査等、他 に優先すべき業務があ り、完了期限を明確に指 示されていなかったこと もあって、検討を後回しに していた。	
11												
12												
13												
14												
15												
16												
17												

時系列図【具体的な点検計画表作成段階】

A	B	C	D	E	F	G	H	I	J	K	L
1	年月日	事象	原子力安全・保安院 (保安検査官)		第一保全部 計測制御G 担当者-B (1号機定検チーム)		第一保全部 計測制御G TL-A (総括・検査・長計チーム)		第一保全部 計測制御G TL-D (原子炉設備チーム)		第一保全部 計測制御 GM-A
2											
3	H23.12.16	3号機 SGTS手動起動試験 (保安検査官立会)	トレインフィルタ差圧計に 貼付してある校正日は校正 期限として問題がない か確認するよう指示した。								
4											
5											
6											
7											
8											
9											
10	H24.1.13										
11											
12	H24.1.13~ H24.2.23										
13											
14	H24.2.21										
15											
16	H24.2.27~H24.3.9	平成23年度 第4回保安検査									
17											
18	H24.3.9	NISA指示文書発行									
19											
20		NISA指示文書受領									
21											

問題点⑤
計測制御グループマネージャーは、保安検査官から計器の校正期限に関する指摘を受けた時点で、保安規定の遵守に関わる問題として、組織的な対応の必要性を保全部長へ進言すべきだった。しかしながら、計測制御グループマネージャーは、点検間隔を「目安」と考えていたことから、今後具体的な点検を実施することで問題ないと考え、組織的な対応の必要性について保全部長へ進言しなかった。

差圧計の点検間隔は「1サイクル」と定めており、今停止中の点検日として問題ない旨を説明した。また、H24年3~5月にかけて技術検討書に基づいた追加的な点検を実施する予定であることを説明した。

1号機第16回定期検査中にも同様の質問を受けており、同じように説明を実施していた。直前に、第二保全部計測制御Gも同様の質問を受けた経緯があったが、同じように説明を実施し、納得いただいたという情報を得ていた。

技術検討書の開示を要求し、追加的な点検の計画について説明を求めた。

技術検討書の内容について説明した。また、5号機定期検査後のH23年3~5月に追加的な点検を実施するため、対象計器の選定に関する検討を始める予定であることを保安検査官へ説明した。

技術検討書の内容について説明した。また、5号機定期検査後のH23年3~5月に追加的な点検を実施するため、対象計器の選定に関する検討を始める予定であることを保安検査官へ説明した。

同様の対応を何度か行った。

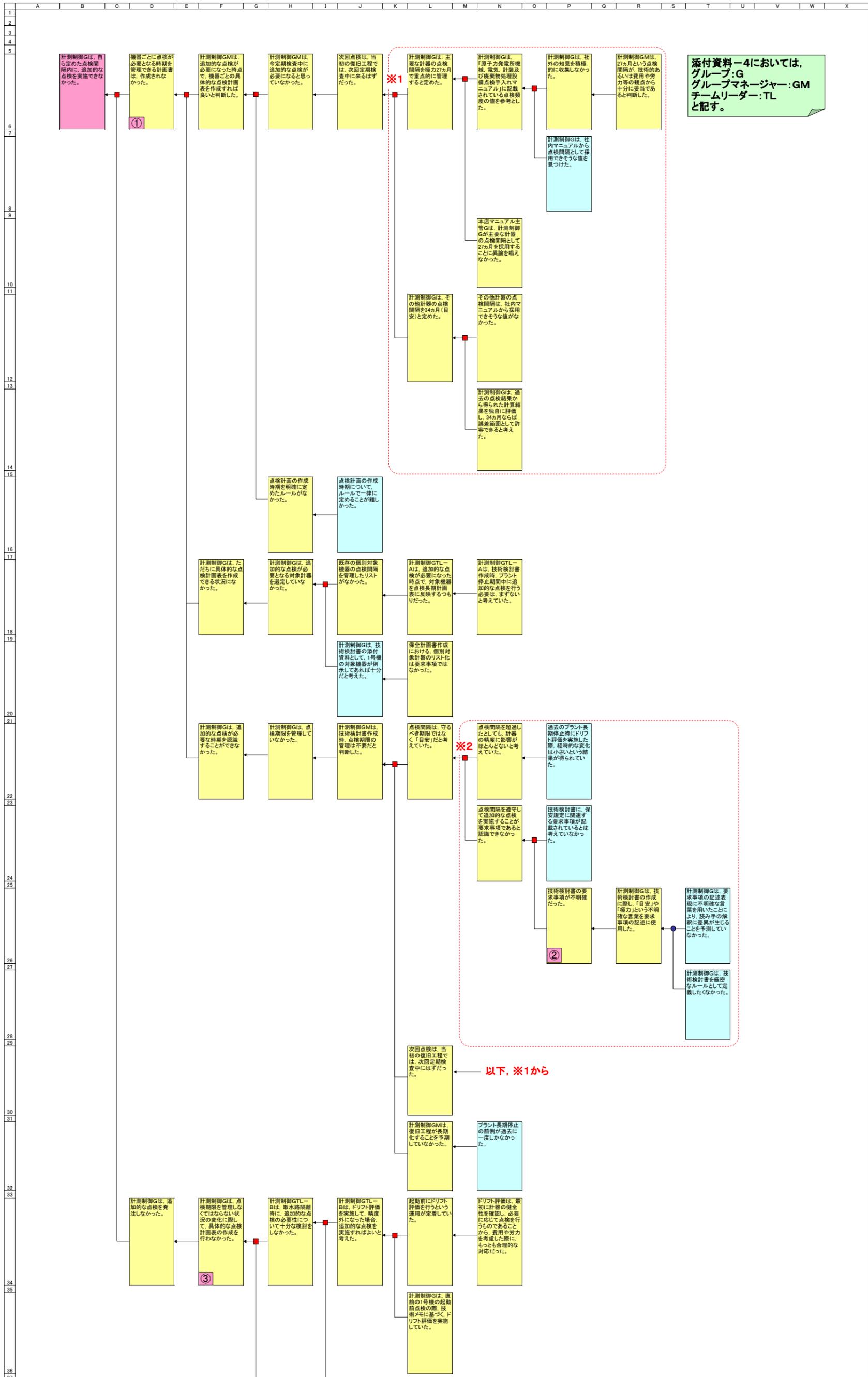
同様の対応を何度か行った。

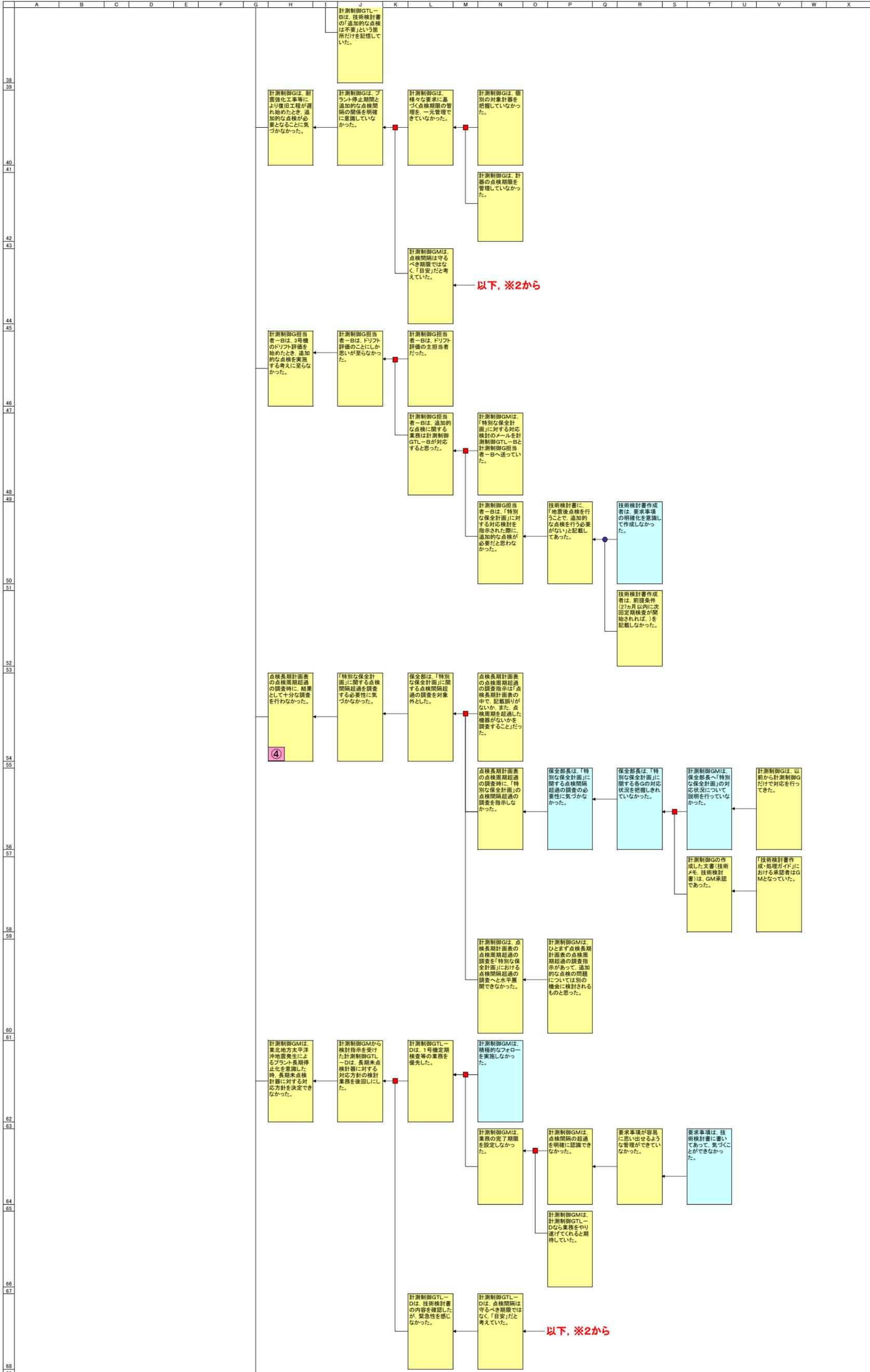
社内調査を実施した結果、3号機の計測制御設備において、点検間隔を超過している計器があることが判明した。

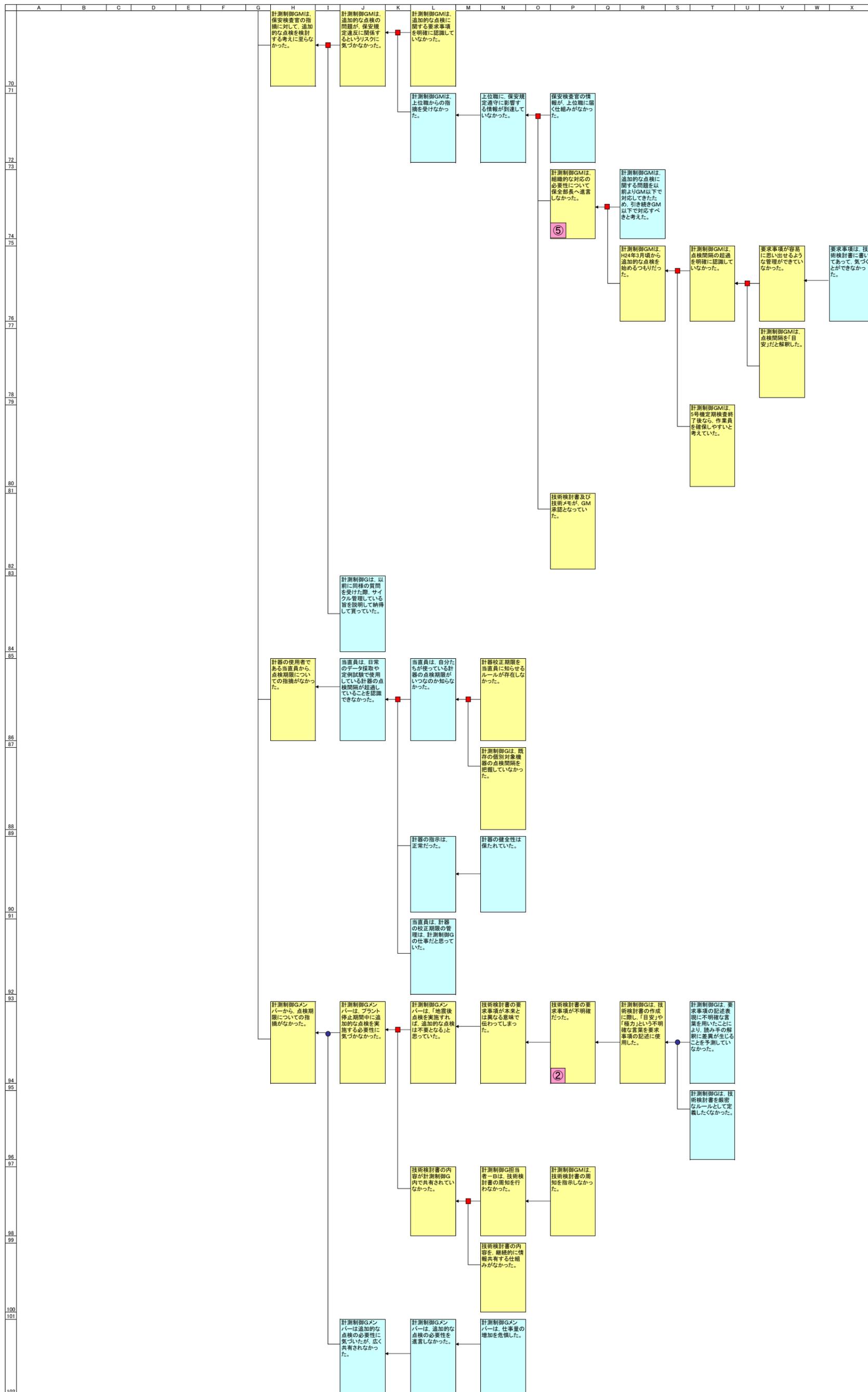
保安検査において、「自ら定めた点検間隔を超過した計器が多数存在することを確認した」との指摘を受けた。

保安規定違反の確認・調査のため、指示文書を発行した。

NISAより保安規定違反の確認・調査についての指示文書を受領した。







発生段階	問題点	直接要因	組織要因
具体的な点検計画書の作成	問題点① 計測制御グループは、「特別な保全計画」に基づく点検計画(技術検討書)を作成した時点で、機器ごとの点検間隔を管理すべきだった。しかしながら、プラント停止期間中に追加的な点検を行う必要がないとの技術検討結果だったことから、ただちに機器ごとの点検間隔を管理する必要があるとは考えなかった。そのため、計測制御グループは、機器ごとの具体的な点検計画表を作成しなかった。	直接要因① 計測制御グループは、プラント停止期間中に追加的な点検を行う必要がないとの技術検討結果だったことから、ただちに点検間隔を管理する必要があると考えなかった。	組織要因① 体系化された図書の中で要求事項を明確にする仕組みが不足していた。
	問題点② 技術検討書作成時に、計測制御グループは、主要な計器及びその他計器について、明確な点検間隔を記すべきだった。しかしながら、計測制御グループは、技術検討書作成の際、「極力」、「目安」といった不明確な言葉を用いて点検間隔を設定した。そのため、技術検討書の要求事項が不明確となり、機器ごとの具体的な点検計画書の作成に至らず点検の実施へと結びつかなかった。	直接要因② 計測制御グループは、点検間隔を「目安」と記載する等、要求事項を明確にしなかった。	
	問題点③ 計測制御グループは、プラント停止期間の延長等の状況の変化が生じた際、対応方針の再検討を速やかに実施する必要があった。しかしながら、計測制御グループは、点検間隔を「目安」と考えていたことから、「特別な保全計画」に基づく点検計画(技術検討書)の修正、機器ごとの具体的な点検計画書の作成、点検の発注を速やかに実施しなかった。	直接要因③ 計測制御グループは、点検間隔を「目安」としていたことから、プラント停止期間の延長等、状況の変化に伴う対応方針の再検討を速やかに実施しなかった。	組織要因② 要求事項が守れなくなった場合には、速やかに見直しする仕組み(要求事項を管理する仕組み)が不足していた。
	問題点④ 保全部は、点検長期計画書の点検周期超過の調査時に、「特別な保全計画」に関する点検間隔超過の調査を併せて実施すべきだった。しかしながら、点検長期計画書の調査を最優先とし、「特別な保全計画」に関する点検間隔超過の調査は対象外とされたため、十分な調査が実施されなかった。	直接要因④ 保全部は、点検長期計画書の点検周期超過の調査を最優先した結果、「特別な保全計画」に関する点検間隔超過の調査を対象外とした。	
	問題点⑤ 計測制御グループマネージャーは、保安検査官から計器の校正期限に関する指摘を受けた時点で、保安規定の遵守に関わる問題として、組織的な対応の必要性を保全部長へ進言すべきだった。しかしながら、計測制御グループマネージャーは、点検間隔を「目安」と考えていたことから、今後具体的な点検を実施することで問題ないと考え、組織的な対応の必要性について保全部長へ進言しなかった。	直接要因⑤ 計測制御グループマネージャーは、点検間隔を「目安」としていたことから、今後具体的な点検を実施することで問題ないと考えた。	組織要因③ 水平展開の検討が不足した。
問題点③ 計測制御グループは、プラント停止期間の延長等の状況の変化が生じた際、対応方針の再検討を速やかに実施する必要があった。しかしながら、計測制御グループは、点検間隔を「目安」と考えていたことから、「特別な保全計画」に基づく点検計画(技術検討書)の修正、機器ごとの具体的な点検計画書の作成、点検の発注を速やかに実施しなかった。	直接要因③ 計測制御グループは、点検間隔を「目安」としていたことから、プラント停止期間の延長等、状況の変化に伴う対応方針の再検討を速やかに実施しなかった。		

具体的な点検計画書の作成	問題点A 計測制御グループは、「プラント長期停止時対応マニュアル」に基づくプラント起動前点検の具体的な方法として、ドリフト評価により確認を行うことと定めたが、その際、一般的な規格基準類に基づく方法を採用すべきだった。しかしながら、計測制御グループは、過去に独自のドリフト評価を実施していた実績から、一般的な規格基準類に基づく方法ではなく、独自に定めた方法を採用した。結果として、技術的妥当性の客観性が不足することとなった。	直接要因A 計測制御グループは、ドリフト評価方法を定める際、一般的な規格基準類に基づく方法ではなく、独自に定めた方法を採用した。
	問題点B 計測制御グループは、「特別な保全計画」に基づく点検計画として作成した技術検討書をルールに従い、グループマネージャーの承認とした。しかしながら、「特別な保全計画」に基づく点検計画として作成した技術検討書は、保全部大での組織的な対応を可能とするため保全部長まで確認するルールとすべきだった。	直接要因B 「特別な保全計画」に基づく点検計画として作成した技術検討書は、グループマネージャー承認のルールだった。

問題点A, B: 本事象の直接的な原因ではないが、調査の過程で判明した問題点。

柏崎刈羽原子力発電所5号機における保安規定違反の原因と対策に関する 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8月13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。

本事象については、平成24年3月16日に原子力安全・保安院より保安規定に違反すると判断されました。

その後、保安規定違反が発生した直接原因や組織体制に起因する根本原因や再発防止対策について、経済産業省原子力安全・保安院へ報告いたしましたが、5月16日、同院より「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上の制限の不遵守に係る保安規定違反に対する根本原因分析について（追加指示）」の指示文書^{*3}を受領いたしました。この指示文書に基づき、当該事象の根本原因分析を改めて実施してまいりましたが、業務プロセス毎の問題点を具体的に抽出する作業に時間を要したことから、7月17日に報告期限延期（8月13日までに報告を行う）の申請を行いました。

（平成24年7月17日までにお知らせ済み）

当社は、本日、当該事象の根本原因分析の結果と再発防止対策について、経済産業省原子力安全・保安院へ報告いたしましたのでお知らせいたします。

追加の指示文書受領後、当社は、本件の背景的な要因を広く分析し、問題点をより具体的にする観点から、保安規定条文の導入の検討を開始した平成12年2月に遡り、業務のプロセス毎に事実関係の追加調査・再整理を行った結果、前回の報告内容を具体化した、以下のような直接的な問題点を抽出しました。

- ・保安規定の要求対象である機器名称について、保安規定の下部規程で明確化していなかったため、関係者が正しい認識をもつことができなかった（複数のマニュアル類にて不明確な記述となっていた）。
- ・明確化が不足した部分について、運用を通じての見直しや、教育が不足した。
- ・保安規定を満足する定期検査工程であることの確認について、工程作成部門以外による確認が十分に機能しなかった。

当社はこれまでに、本件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」等を改訂し保安規定の更なる理解向上に努めるなどの対策を講じてきておりますが、今回抽出した直接的な問題点に対する実効的な再発防止対策として、改めて以下の対策を講じてまいります。

- ・機器名称の記載が不足した部分について、記載を明確化するとともに、当該機器が対象となる理由と合わせて、関係者の教育を行う。また、今回、正しい認識をもつことができなかつた設備は、通常使用する設備と非常時に使用する設備が混在しており、保安規定の要求対象となる範囲に迷いを生じやすいものであったことから、類似の迷いを生じやすい箇所についても、記載を明確にする。（前回報告済み）
- ・定期検査工程を作成する部門以外の組織にて、定期検査工程の妥当性の確認を確実にできるようにするため、情報共有や連絡の仕組みを構築する。（前回報告済み）
- ・今回、記載が不明確であったマニュアル類が複数あったことから、これら関連するマニュアル類の記載内容について、相互に不整合が生じない管理を行う。（前回報告済み）

また、前回の報告では、組織要因として、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としておりましたが、今回の直接的な問題点を踏まえつつ、前回の報告内容を具体化した3つの組織要因を抽出しました。

- ・保安規定や体系化された図書の中で要求事項を明確にする仕組みが不十分であった。
- ・保安規定の下部規程作成後の見直しにおいて、実務者が抱えている問題点を集約して見直しにつなげる仕組みが不十分であった。
- ・設備保全部門と保安規定を管理する部門の、保安規定遵守状況の確認において、両者の間で適切な情報を共有する仕組みが不十分であった。

組織要因に対する再発防止対策として、以下を実施してまいります。

- ・保安規定の要求事項が不明確になっていないかについて、保安規定及びマニュアル類全体を再確認し、問題点が明らかとなった場合にはこれら規定類の見直しを行うとともに、これら見直しが継続的に行われる仕組みを構築する。
- ・設備保全部門と保安規定を管理する部門が保安規定に関連する業務についての役割の再確認を行い、適切に情報を共有する等の仕組みを構築する。

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

* 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上の制限の不遵守に係る保安規定違反に対する根本原因分析について（追加指示）」

（平成24・05・15原院第20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年3月16日付け平成24・03・15原院第3号）に基づき、平成24年4月16日に、貴社から根本原因分析結果等についての報告書を受領しました。

しかしながら、当院としては、当該報告書に記載された根本原因の分析結果及び再発防止対策について、「事業者の根本原因分析実施内容を規制当局が評価するガイドライン」（平成22年11月10日付け平成22・11・10原院第4号。以下「ガイド」という。）に基づき報告書の評価したところ、事実関係の時系列の整理が不十分等のガイドに適合しない項目が多数あったことから、適切に根本原因分析が行われていないと評価しました。

このため、当院は、貴社に対し、ガイドの要求を満たすよう、「原子力発電所における安全のための品質保証規程」（JEAC4111-2009）に沿って根本原因分析をやり直し、その結果について平成24年7月17日までに当院に対し報告するよう求めます。

地域の皆さまへの説明会の概要

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

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

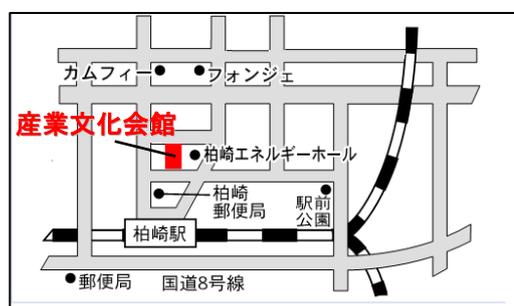
柏崎会場

日時 **平成24年9月20日(木)**

18時～21時(17時30分開場)

場所 **柏崎市産業文化会館**

柏崎市駅前2-2-45 TEL 0257-24-7633



お車の方は、会場駐車場に限りがありますので
公営の駐車場等をご利用下さい。

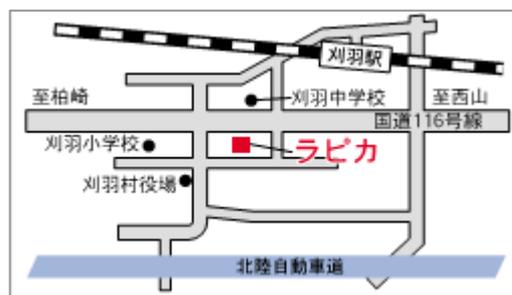
刈羽会場

日時 **平成24年9月21日(金)**

18時～21時(17時30分開場)

場所 **刈羽村生涯学習センターラピカ**

刈羽村大字刈羽100 TEL 0257-20-3100



お車の方は、ラピカ駐車場をご利用ください。

説明会の内容(予定)

- ・福島第一原子力発電所事故の概要と現状
- ・柏崎刈羽原子力発電所の安全対策の実施状況
- ・質疑応答 など



地域とともに

東京電力
柏崎刈羽原子力発電所

(お知らせ)

柏崎刈羽原子力発電所5号機における 使用済ハフニウム棒型制御棒の外観点検の実施について

平成24年8月23日
東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所

当社は、使用済みのハフニウム棒型制御棒について計画的に点検を行うこととしておりますが、当所5号機で、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*2本の外観点検を、以下の日程で実施する予定としておりますのでお知らせいたします。

なお、点検結果については、点検終了次第取りまとめて、9月7日にお知らせいたします。

(今定期検査で点検を実施することについては、平成24年1月24日お知らせ済み)

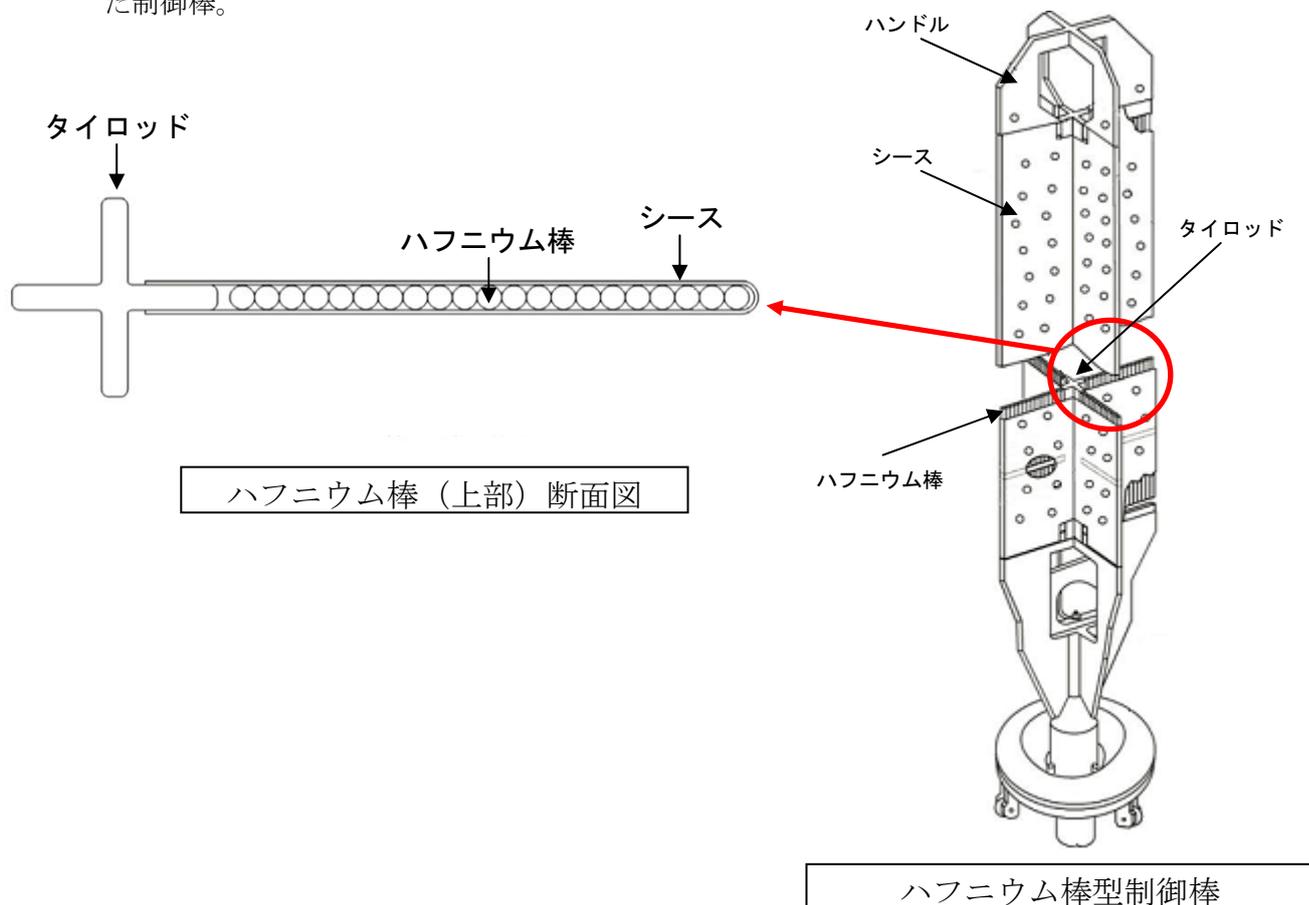
・外観点検実施日

平成24年9月6日、9月7日

以 上

* 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。



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の受領について

平成 24 年 8 月 23 日
東京電力株式会社

本日、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。

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

以 上

* 指示文書

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。

原子力施設敷地内の破砕帯に係る検討を踏まえた対応に関する 指示文書の受領について

平成 24 年 8 月 29 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、「原子力施設敷地内の破砕帯に関する検討を踏まえた対応について（指示）」の指示文書*を受領いたしました。

当社といたしましては、国の意見聴取会の審議状況を踏まえ、柏崎刈羽原子力発電所敷地内および敷地周辺の地質調査（ボーリング調査等）を実施することとしておりますが（平成 24 年 8 月 23 日お知らせ済み）、このたびの指示に基づき、今後も引き続き適切に対応してまいります。

以 上

* 指示文書

「原子力施設敷地内の破砕帯に関する検討を踏まえた対応について（指示）」

(20120829 原院第 3 号)

原子力安全・保安院（以下「当院」という。）は、改訂された耐震指針に照らした既設発電用原子炉施設等の耐震安全性評価（以下「耐震バックチェック」という。）の中間報告の段階で、妥当性について改めて検証する必要があるとされる課題及び平成 23 年東北地方太平洋沖地震からその時点で得られている知見を踏まえ、平成 23 年 11 月 11 日付け「平成 23 年東北地方太平洋沖地震の知見等を踏まえた原子力施設への地震動及び津波の影響に関する安全性評価の実施について（指示）」（平成 23・11・02 原院第 4 号）により、該当する電気事業者に対し検討を指示しました。

当該指示に基づき、日本原子力発電株式会社が取り組んできた敦賀発電所敷地内を通る浦底断層及び破砕帯の活動性に関する検討内容について意見聴取会において専門家とともに聴取したところ、原子炉建屋直下を通ると推定される破砕帯が浦底断層によって受動的に変位した可能性について指摘がありました。これを踏まえ、原子力事業者に対しても、各原子力施設の敷地内の破砕帯等について説明を求めたところです。

破砕帯等の活動性に関する評価に関し、意見聴取会において専門家から聴取した意見を踏まえ、当院の対応方針を過日の意見聴取会で示したところですが、耐震バックチェックにおける敷地内の地質・地質構造に関する検討は緒に就いたところであり、原子力事業者においても引き続き、情報収集に努めることが肝要であると考えます。

したがって、当院は、平成 21 年 5 月 8 日付け「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）により、「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」を求めているところですが、改めて、今般の地震・津波に関する意見聴取会において専門家からあった敷地内破碎帯等に関する指摘を踏まえ、データ拡充及び知見の収集を継続するよう求めます。

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：8月2日)

平成24年8月2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7月27日から8月2日までに点検および復旧を完了したもの

・なし

○平成24年8月3日から8月9日までに点検および復旧を開始するもの

・なし

○平成24年7月29日から8月25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：8月9日)

平成24年8月9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3日から8月9日までに点検および復旧を完了したもの

・なし

○平成24年8月10日から8月16日までに点検および復旧を開始するもの

・なし

○平成24年8月5日から9月1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7月1日～31日 (平成19年7月16日～累計)	
件数	0件 (3,775件)

※ 新潟県中越沖地震発生後、これまでに発生・審議した不適合情報について再精査したところ、中越沖地震対象であったもの1件を確認いたしましたので、7月分の集計に合わせて訂正いたしました。

以上

新潟県中越沖地震後の点検・復旧作業の状況について

(週報：8月23日)

平成24年8月23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10日から8月23日までに点検および復旧を完了したもの

・なし

○平成24年8月24日から8月30日までに点検および復旧を開始するもの

・なし

○平成24年8月19日から9月15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：8月30日)

平成24年8月30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24日から8月30日までに点検および復旧を完了したもの

・なし

○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開始するもの

・なし

○平成24年8月26日から9月22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8月30日

別紙

【点検・復旧状況】

◆平成24年8月26日(日)～平成24年9月22日(土)

設備	項目	8月26日(日)～9月1日(土)	9月2日(日)～9月8日(土)	9月9日(日)～9月15日(土)	9月16日(日)～9月22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				H23/1/17～H24/9/月中旬強化工事予定。H24/8/24原子炉圧力容器付属構造物強化作業完了。

※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における 安全対策の取り組み状況について

平成24年8月30日
東京電力株式会社
柏崎刈羽原子力発電所

柏崎刈羽原子力発電所における緊急安全対策の概要

津波の影響で3つの機能（交流電源を供給する全ての設備の機能、海水を使用して原子炉施設を冷却する全ての設備の機能及び使用済燃料プールを冷却する全ての設備の機能）が喪失した場合においても、炉心や使用済燃料の損傷を防止できるよう、以下の緊急安全対策を平成23年4月20日までに完了しました。

(1) 緊急点検

- ①安全上重要な設備の定例試験等による確認
- ②緊急時対応のための機器及び設備の点検



(2) 緊急時対応計画の点検及び訓練の実施

- ①緊急時の対応計画（マニュアル）の整備
- ②緊急時を想定した訓練の実施

(4) 緊急時の最終的な除熱機能の確保

- ①原子炉の注水・冷却機能強化（消防車の配備等）
- ②淡水水源の確保
- ④可搬式の水中ポンプによる除熱機能の確保

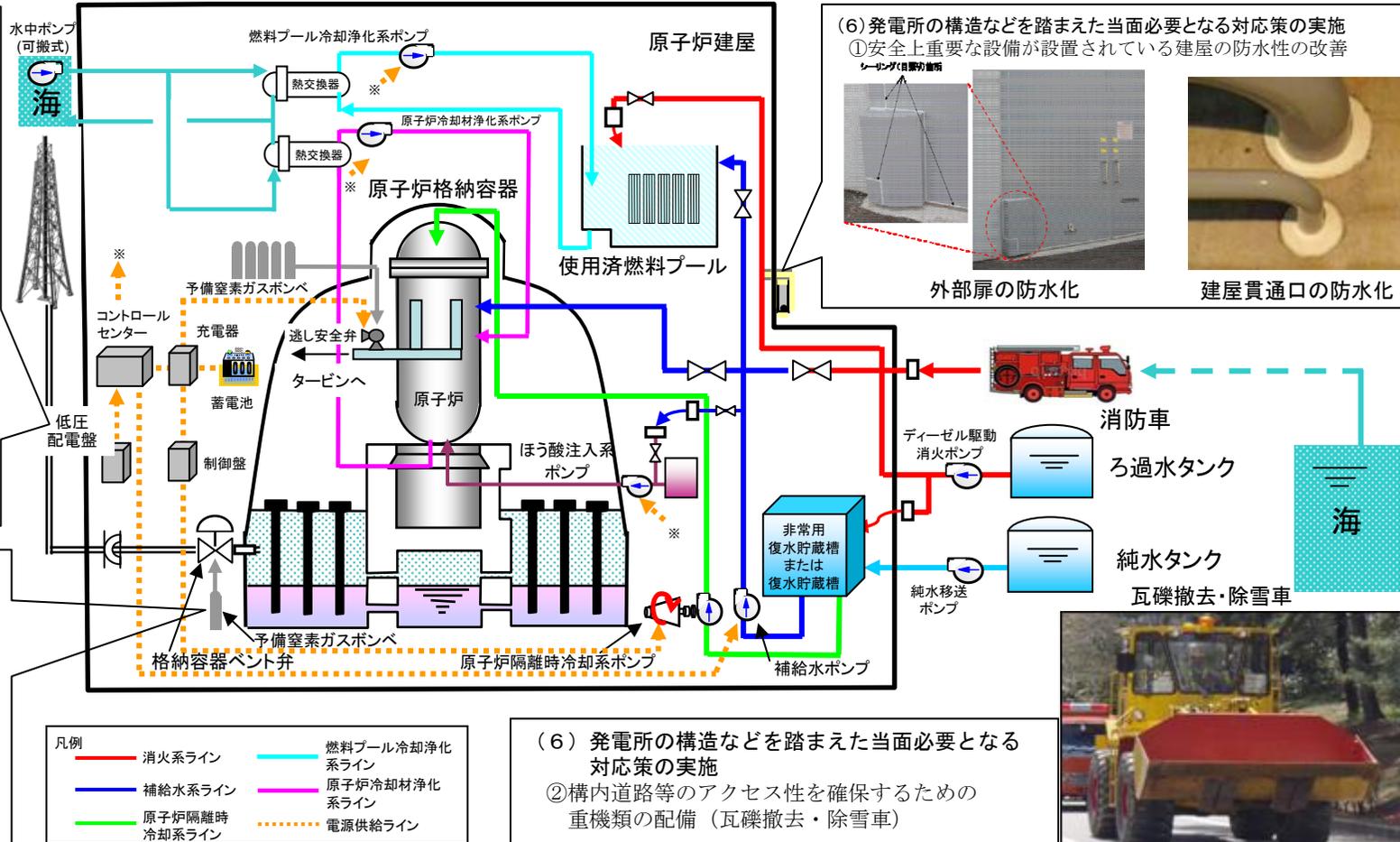


(5) 緊急時の使用済燃料プールの冷却確保

- ①注水・冷却を継続するための代替注水の手順の策定
- ②必要となる資機材の配備

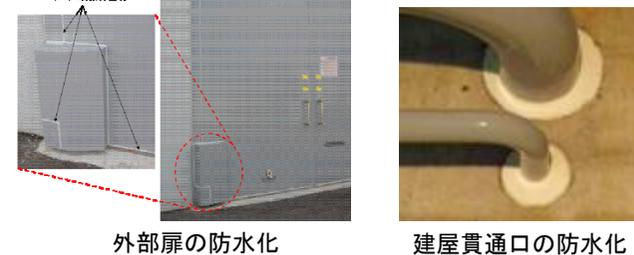
(3) 緊急時の電源確保

- ①全交流電源喪失時に電源車等による電源の供給手順の策定
- ②必要となる電源車や機器類の配備



(6) 発電所の構造などを踏まえた当面必要となる対応策の実施

- ①安全上重要な設備が設置されている建屋の防水性の改善



(4) 緊急時の最終的な除熱機能の確保

- ③原子炉格納容器の減圧に使用する空気作動弁に、窒素を供給する機能の確保

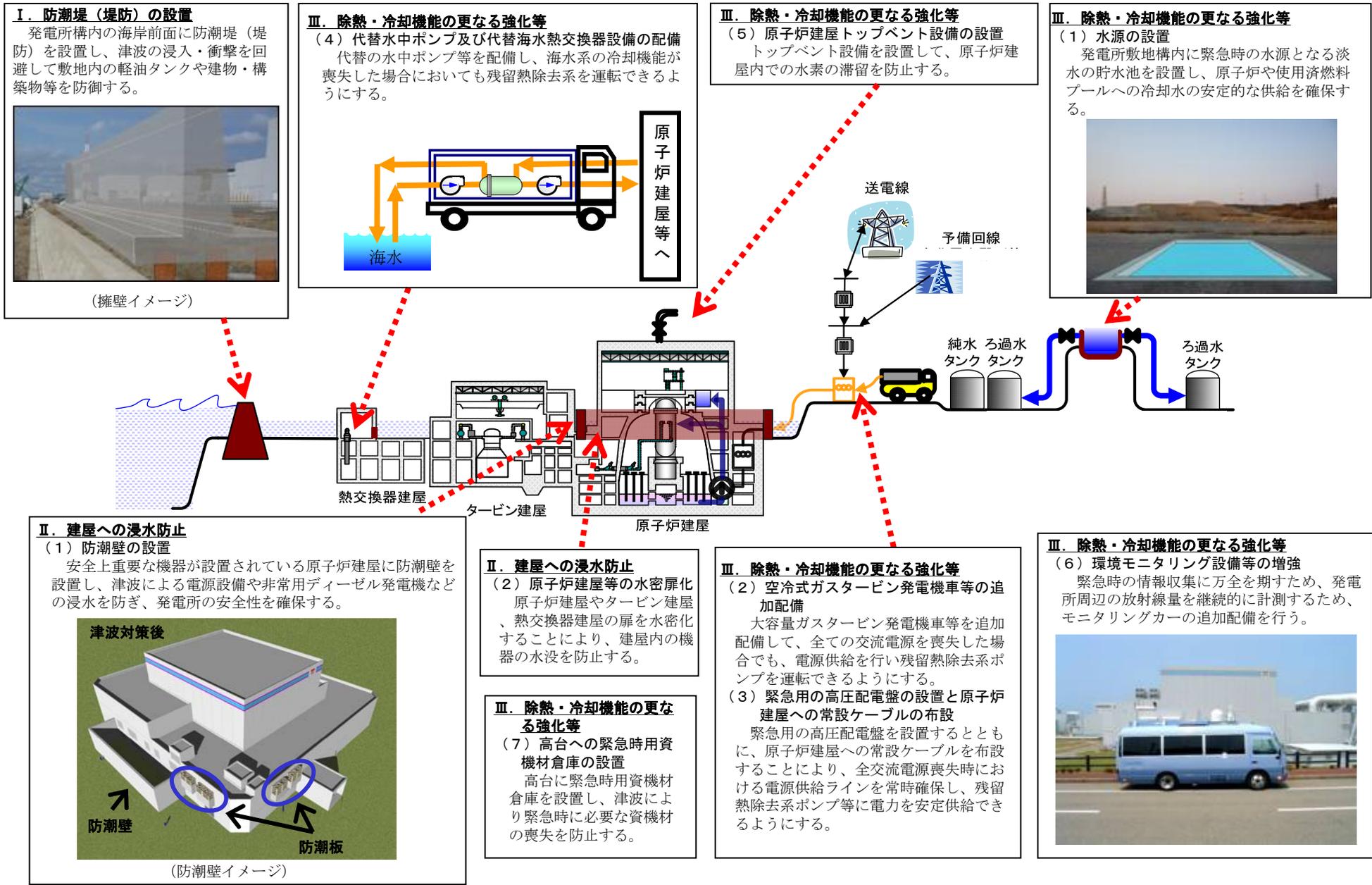


(6) 発電所の構造などを踏まえた当面必要となる対応策の実施

- ②構内道路等のアクセス性を確保するための重機類の配備（瓦礫撤去・除雪車）



柏崎刈羽原子力発電所における主な安全対策の概要

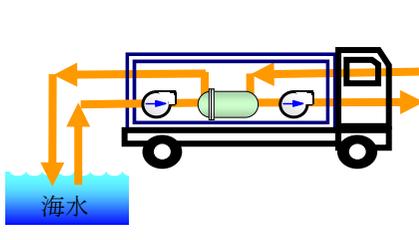


I. 防潮堤（堤防）の設置
 発電所構内の海岸前面に防潮堤（堤防）を設置し、津波の浸入・衝撃を回避して敷地内の軽油タンクや建物・構築物等を防御する。



(擁壁イメージ)

III. 除熱・冷却機能の更なる強化等
 (4) 代替水中ポンプ及び代替海水熱交換器設備の配備
 代替の水中ポンプ等を配備し、海水系の冷却機能が喪失した場合においても残留熱除去系を運転できるようにする。



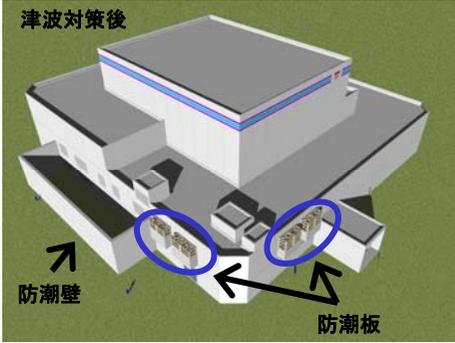
原子炉建屋等へ

III. 除熱・冷却機能の更なる強化等
 (5) 原子炉建屋トップベント設備の設置
 トップベント設備を設置して、原子炉建屋内での水素の滞留を防止する。

III. 除熱・冷却機能の更なる強化等
 (1) 水源の設置
 発電所敷地構内に緊急時の水源となる淡水の貯水池を設置し、原子炉や使用済燃料プールへの冷却水の安定的な供給を確保する。



II. 建屋への浸水防止
 (1) 防潮壁の設置
 安全上重要な機器が設置されている原子炉建屋に防潮壁を設置し、津波による電源設備や非常用ディーゼル発電機などの浸水を防ぎ、発電所の安全性を確保する。



津波対策後

防潮壁

防潮板

(防潮壁イメージ)

II. 建屋への浸水防止
 (2) 原子炉建屋等の水密扉化
 原子炉建屋やタービン建屋、熱交換器建屋の扉を水密化することにより、建屋内の機器の水没を防止する。

III. 除熱・冷却機能の更なる強化等
 (7) 高台への緊急時用資機材倉庫の設置
 高台に緊急時用資機材倉庫を設置し、津波により緊急時に必要な資機材の喪失を防止する。

III. 除熱・冷却機能の更なる強化等
 (2) 空冷式ガスタービン発電機等への追加配備
 大容量ガスタービン発電機等を追加配備して、全ての交流電源を喪失した場合でも、電源供給を行い残留熱除去系ポンプを運転できるようにする。

(3) 緊急用の高圧配電盤の設置と原子炉建屋への常設ケーブルの布設
 緊急用の高圧配電盤を設置するとともに、原子炉建屋への常設ケーブルを布設することにより、全交流電源喪失時における電源供給ラインを常時確保し、残留熱除去系ポンプ等に電力を安定供給できるようにする。

III. 除熱・冷却機能の更なる強化等
 (6) 環境モニタリング設備等の増強
 緊急時の情報収集に万全を期すため、発電所周辺の放射線量を継続的に計測するため、モニタリングカーの追加配備を行う。



柏崎刈羽原子力発電所における安全対策の実施状況

平成24年8月29日現在

項目	全体スケジュール		
	平成23年度	平成24年度 ▼8月29日現在	平成25年度
I. 防潮堤（堤防）の設置	設計	11月着工	H25年度第1四半期完了予定
II. 建屋等への浸水防止			
（1）防潮壁の設置（防潮板含む）	4月着工		H24年度下期完了予定
（2）原子炉建屋等の水密扉化	設計	9月着工	H24年度下期完了予定
（3）熱交換器建屋の浸水防止対策 ※		設計 6月着工	H25年3月完了予定
（4）開閉所防潮壁の設置 ※		設計 H24年9月頃着工予定	H25年2月完了予定
（5）浸水防止対策の信頼性向上 ※		設計 H24年9月頃着工予定	H25年5月完了予定
III. 除熱・冷却機能の更なる強化等			
（1）水源の設置	設計	H24年2月着工	H24年度下期完了予定
（2）空冷式ガスタービン発電機車等の追加配備	7月手配	H24年3月配備完了	
（3）緊急用の高圧配電盤の設置と原子炉建屋への常設ケーブルの布設	設計・製作	8月着工	H24年4月完了
（4）代替水中ポンプ及び代替海水熱交換器設備の配備	設計	8月着手	H24年度下期完了予定
（5）原子炉建屋トップベント設備の設置	設計	10月着工	H24年度上期完了予定
（6）環境モニタリング設備等の増強・モニタリングカーの増設	設計・手配	H23年10月配備完了	
（7）高台への緊急時用資機材倉庫の設置	設計	H24年9月頃着工予定	H25年度第1四半期完了予定
（8）大湊側純水タンクの耐震強化 ※		設計 H24年10月頃着工予定	H25年度第1四半期完了予定
（9）コンクリートポンプ車の配備 ※		手配 手配	H24年内1台配備予定 H25年度第1四半期頃2台配備予定
（10）アクセス道路の補強 ※		設計 H24年10月頃着工予定	H25年3月完了予定
（11）免震重要棟の環境改善 ※		設計 H24年11月頃着工予定	H25年5月完了予定

※ 追加実施中の安全対策。
今後も、より一層の信頼性向上のための安全対策を実施してまいります。

柏崎刈羽原子力発電所における安全対策の実施状況

平成24年8月29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
I. 防潮堤（堤防）の設置	工事中				完了 (周辺整備工事中)		
II. 建屋等への浸水防止							
(1) 防潮壁の設置（防潮板含む）	完了	工事中	工事中	工事中	海拔15m以下に開口部なし		
(2) 原子炉建屋等の水密扉化	完了	設計中	設計中	設計中	完了	完了	完了
(3) 熱交換器建屋の浸水防止対策 ※	設計中	設計中	設計中	設計中	工事中	-	
(4) 開閉所防潮壁の設置 ※	設計中						
(5) 浸水防止対策の信頼性向上 ※	設計中	検討中	検討中	検討中	設計中	-	
III. 除熱・冷却機能の更なる強化等							
(1) 水源の設置	工事中						
(2) 空冷式ガスタービン発電機車等の追加配備	配備済						
(3) - 1 緊急用の高圧配電盤の設置	完了						
(3) - 2 原子炉建屋への常設ケーブルの布設	完了	完了	完了	完了	完了	完了	完了
(4) 代替水中ポンプ及び代替海水熱交換器設備の配備	配備済	今定検時 配備予定	今定検時 配備予定	今定検時 配備予定	配備済	配備済	配備済
(5) 原子炉建屋トップベント設備の設置	完了	工事中	工事中	工事中	完了	完了	完了
(6) 環境モニタリング設備等の増強 ・モニタリングカーの増設	配備済						
(7) 高台への緊急時用資機材倉庫の設置	設計中						
(8) 大湊側純水タンクの耐震強化 ※	-				設計中		
(9) コンクリートポンプ車の配備 ※	手配中						
(10) アクセス道路の補強 ※	設計中	検討中	検討中	検討中	検討中	検討中	設計中
(11) 免震重要棟の環境改善 ※	設計中						

□ : 設計中、準備工事中

□ : 工事中

□ : 完了

※ 追加実施中の安全対策。
今後も、より一層の信頼性向上のための安全対策を実施してまいります。

Ⅱ. (3) 熱交換器建屋の浸水防止対策

1. 目的

熱交換器建屋は、防潮堤設置前において15m想定津波襲来時には機能維持を期待せず、代替熱交換器設備にて対応することとなっています。この度の熱交換器建屋の止水対策により、15m想定津波に対しても、本設備が使用できるように、さらなる安全性を高めます。

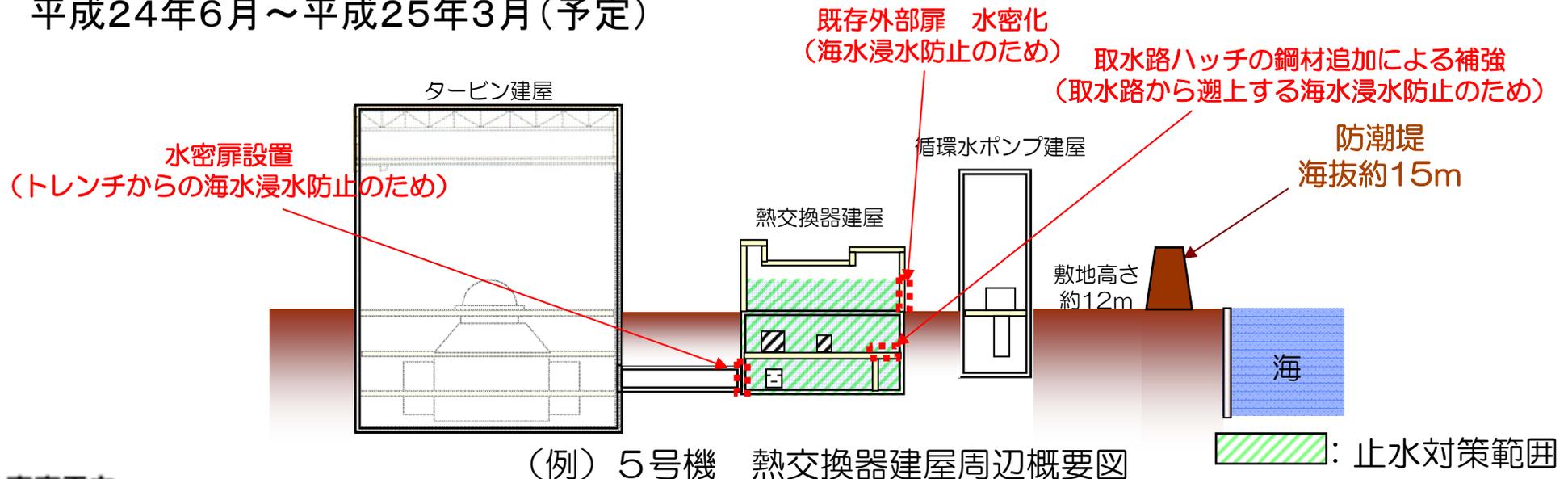
2. 工事概要

対象号機 : 1～5号機 熱交換器建屋

工事内容 : 外部扉水密扉化、取水路ハッチ補強、水密扉設置他

3. 工期

平成24年6月～平成25年3月(予定)



Ⅱ. (4) 開閉所防潮壁の設置 (7月5日お知らせ済み)

1. 目的

外部電源を喪失した場合においても、緊急用高圧配電盤と空冷式ガスタービン発電機車の配備によりプラントへの緊急電源の供給は可能ですが、開閉所設備に安全対策工事を施すことにより、外部電源によるさらなる供給信頼性を確保します。

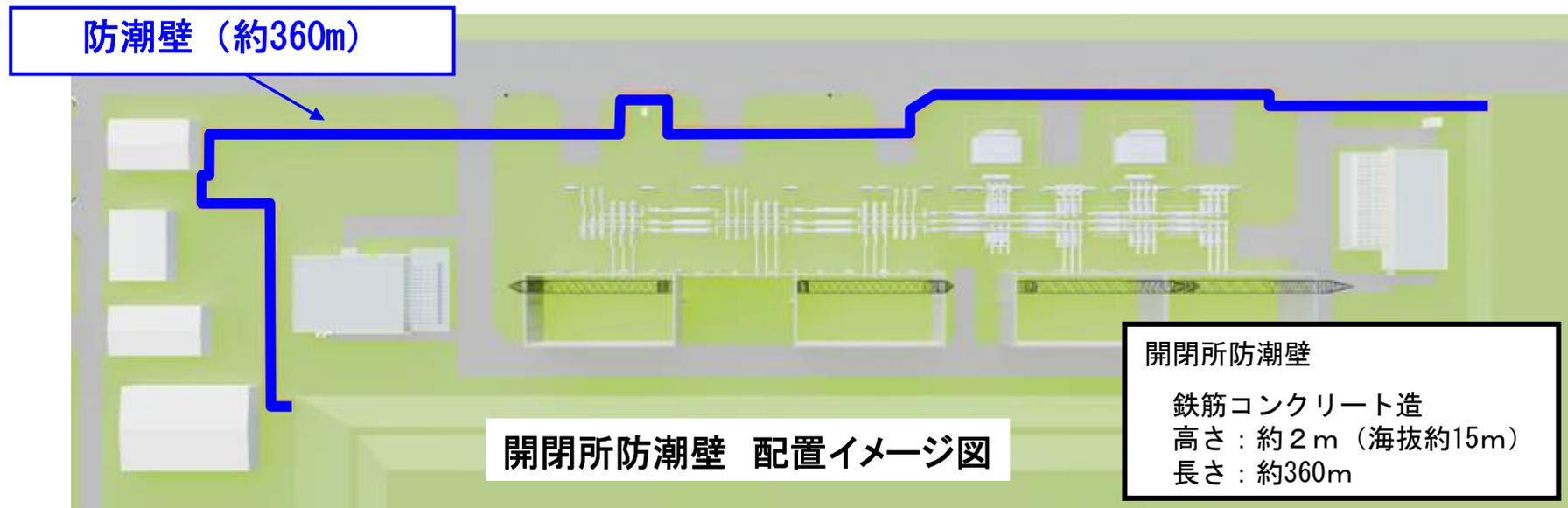
開閉所設備の安全対策として、海拔15m高さの津波を防潮壁にて防御します。

(平成23年4月21日お知らせ済み)

2. 工期

平成24年9月～平成25年2月(予定)

1号機～4号機側(海側)



Ⅱ. (4) 開閉所防潮壁 完成イメージ図

1号機～4号機側（海側）

ガス絶縁開閉器

防潮壁（約360m）

開閉所防潮壁 完成イメージ図



Ⅱ. (5) 浸水防止対策の信頼性向上

1. 目的

原子炉建屋の給排気口や配管の貫通孔等の開口部については、既に止水対策を終了しています。さらに信頼性を向上させていくため、開口部の止水対策に加えて、建屋に接続している開口していないダクト等についても強化することにより浸水防止対策に万全を期すことを目的としています。

2. 主な浸水防止対策

- ・発電機から変圧器の間の電線(相分離母線)ダクトの浸水防止対策(1号機)
- ・タービン建屋から原子炉建屋の間の電線(相非分割母線)の浸水防止対策(1号機)
- ・主排気ダクトの浸水防止対策(2～5号機)

Ⅱ. (5)－1 相分離母線ダクトの浸水防止対策(1号機の例)

1. 目的

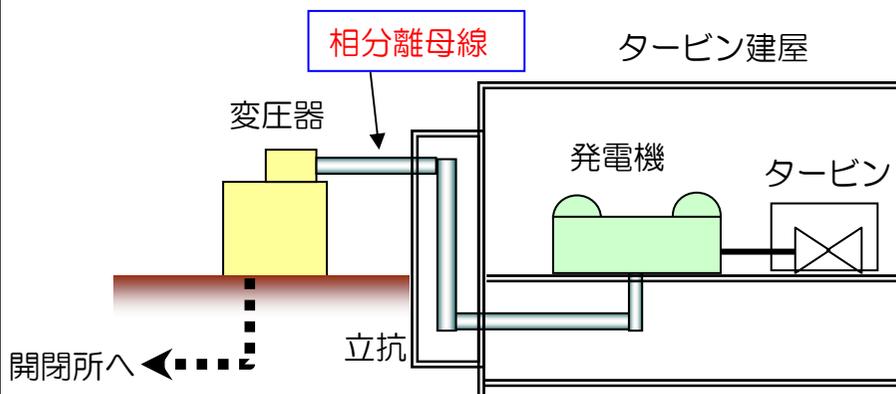
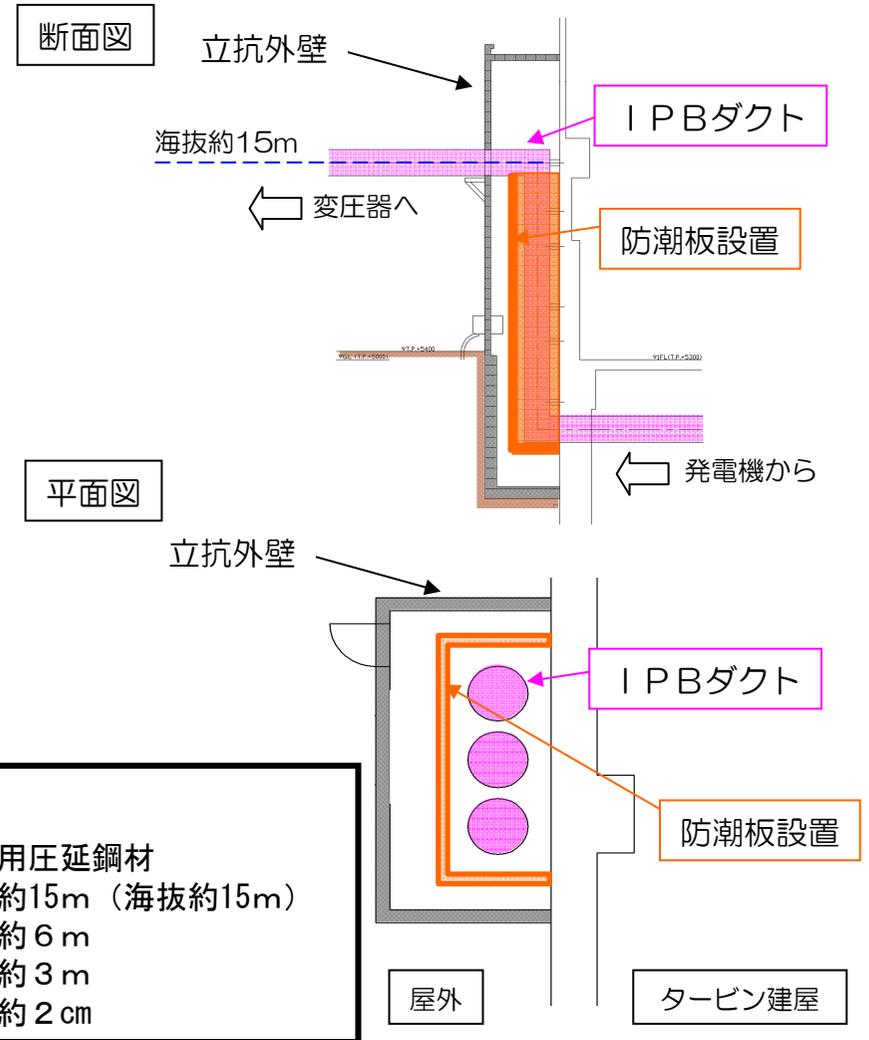
発電機から変圧器の間の電線(相分離母線:IPB)ダクトの損傷を想定し、ダクトを通じてタービン建屋内へ浸水することを防止するために、ダクト周辺に防潮板を設置します。

3. 工期

平成24年9月 ～ 平成24年12月(予定)

相分離母線: 発電機から変圧器へ電気を送る母線。母線各相をそれぞれ金属製の筒に収納し、母線間の短絡を防止したもの。管内に冷たい空気を通気し母線を冷却するため、ダクト構造となっている。

2. 工事概要



Ⅱ. (5)－2 1号機 相非分割母線の浸水防止対策

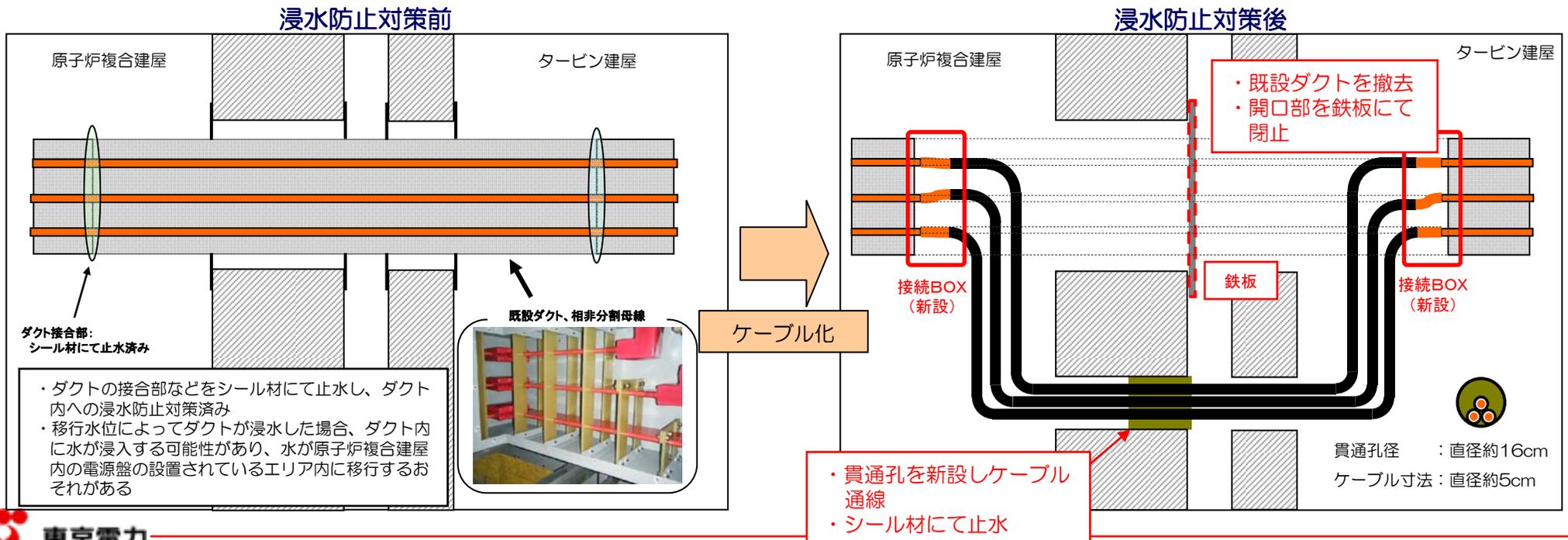
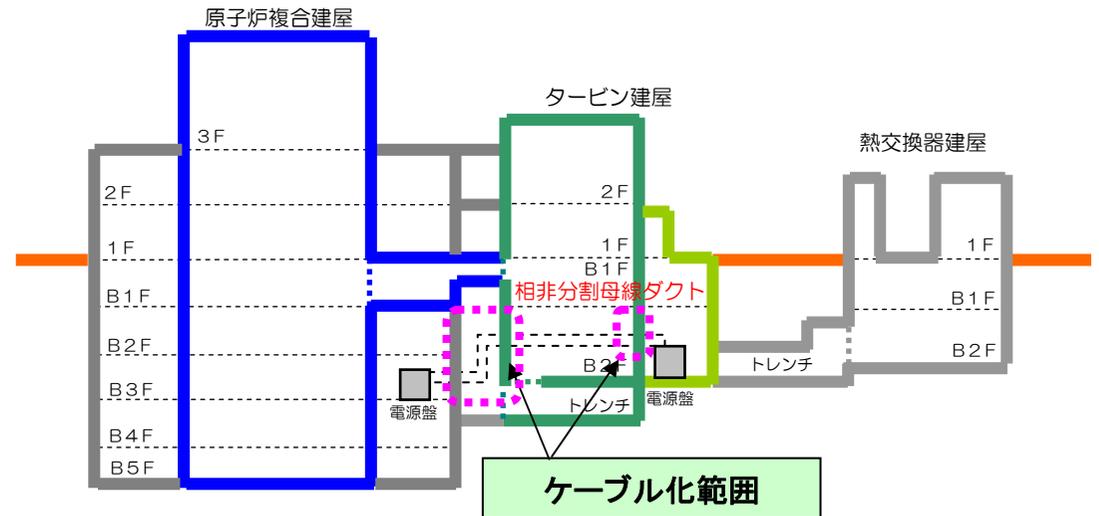
1. 目的

壁の貫通部の母線(相非分割母線)をケーブル化することにより、原子炉複合建屋内の電源盤の設置されているエリア内への浸水防止の信頼性向上を図ります。

2. 工期

平成24年9月～平成25年2月(予定)

3. 工事概要

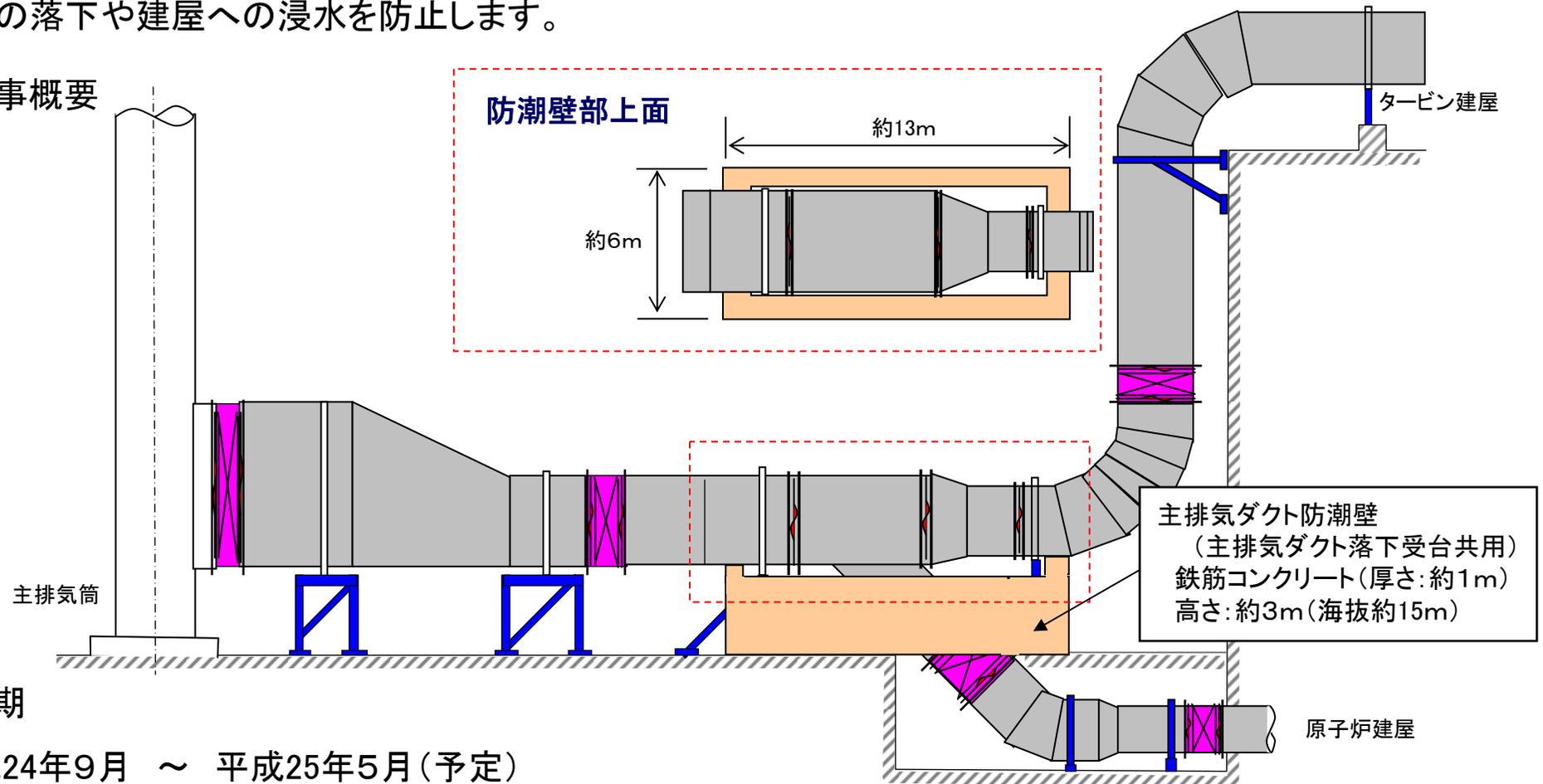


Ⅱ. (5)－3 主排気ダクトの浸水防止対策(5号機の例)

1. 目的

屋外構築物の主排気ダクトが損傷を受けた場合、主排気ダクトの損傷開口部から原子炉建屋内へと浸水し、ダクトなどを通じて拡散する可能性があることから、主排気ダクトの損傷・落下を想定し、原子炉建屋地下階から主排気ダクトに接続されるダクトの廻りにコンクリート受台付きの防潮壁を設置することにより主排気ダクトの落下や建屋への浸水を防止します。

2. 工事概要



3. 工期

平成24年9月 ~ 平成25年5月(予定)



東京電力

Ⅲ. (8) 大湊側純水タンクの耐震強化

1. 目的

純水タンクは、プラントに供給する純水を貯蔵するためのもので、各タンク約2000m³の貯蔵量を有しています。シビアアクシデント発生時には原子炉及び使用済燃料プールへ注水するための水源のひとつとなります。

中越沖地震の際に、健全性は確保されているものの、他のタンクと同様に、側板や底板の厚さを増すことにより耐震強化を図ります。

2. 工事概要

タンク側板(高さ約12m)の下部4m及び底板について、板厚を増加させて取替える工事を実施します。タンクは常時使用していることから2基を1基ずつ順番に施工します。

タンク全体をジャッキアップして底板を取替後、ジャッキダウンし、側板1, 2段を一枚ずつ切断し、新規側板に入れ替え、溶接組立を行います。

3. 工期

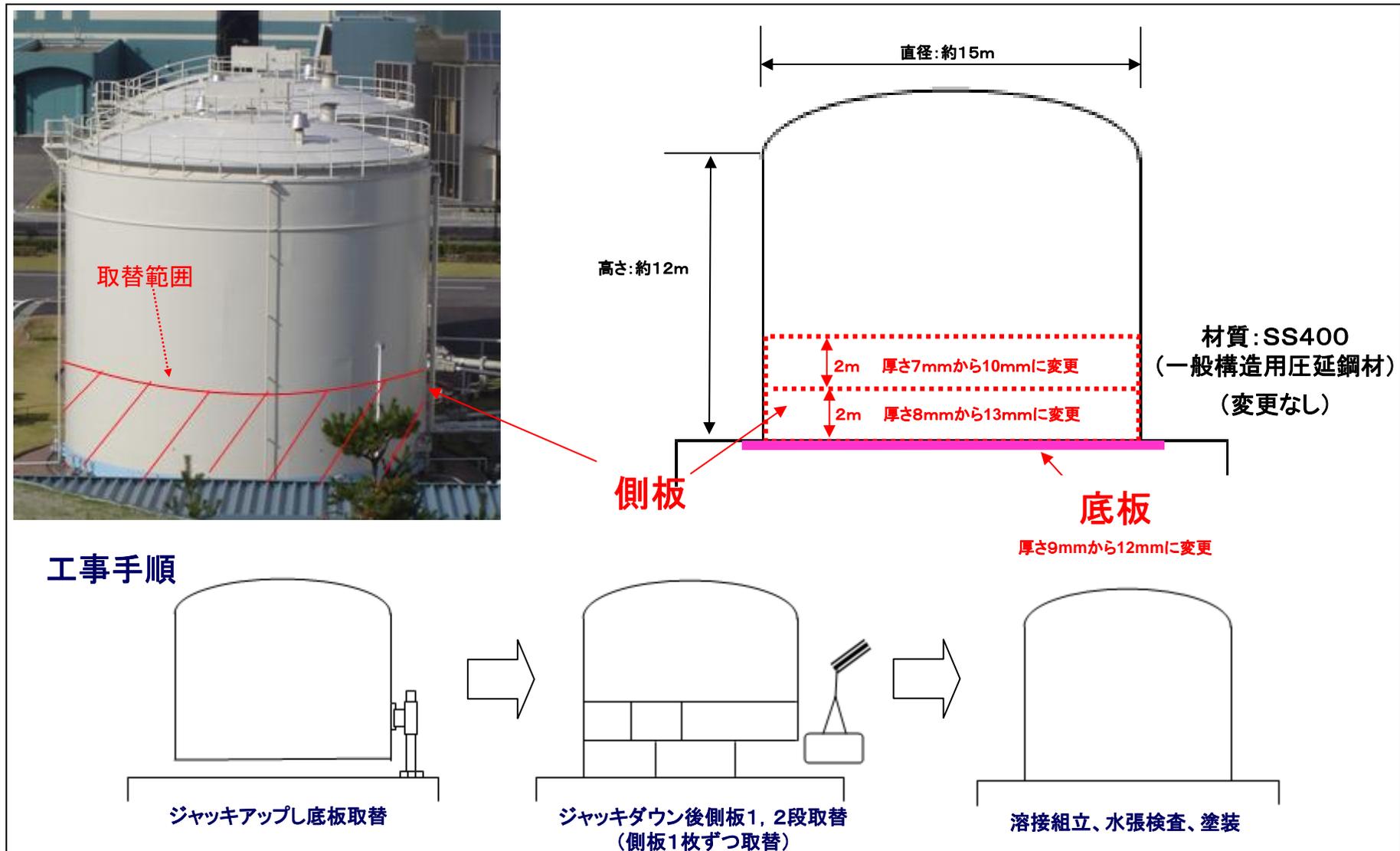
平成24年10月 ～ 平成25年6月(予定)

No.4タンク: 平成24年10月～平成25年2月

No.3タンク: 平成25年2月～平成25年6月



Ⅲ. (8) 大湊側純水タンクの耐震強化



Ⅲ. (9) コンクリートポンプ車の配備

1. 目的

使用済燃料プールへの注水等、注水手段の多様化を目的として導入します。

2. 配備車両台数

- ・大型 × 1台 (腕部長さ70m)
- ・小型 × 2台 (腕部長さ52m)



大型車



小型車

3. 配備時期

- ・1台目(大型)については、年内配備予定で調整中。
- ・残りの2台(小型)については、平成25年度第1四半期に配備予定。

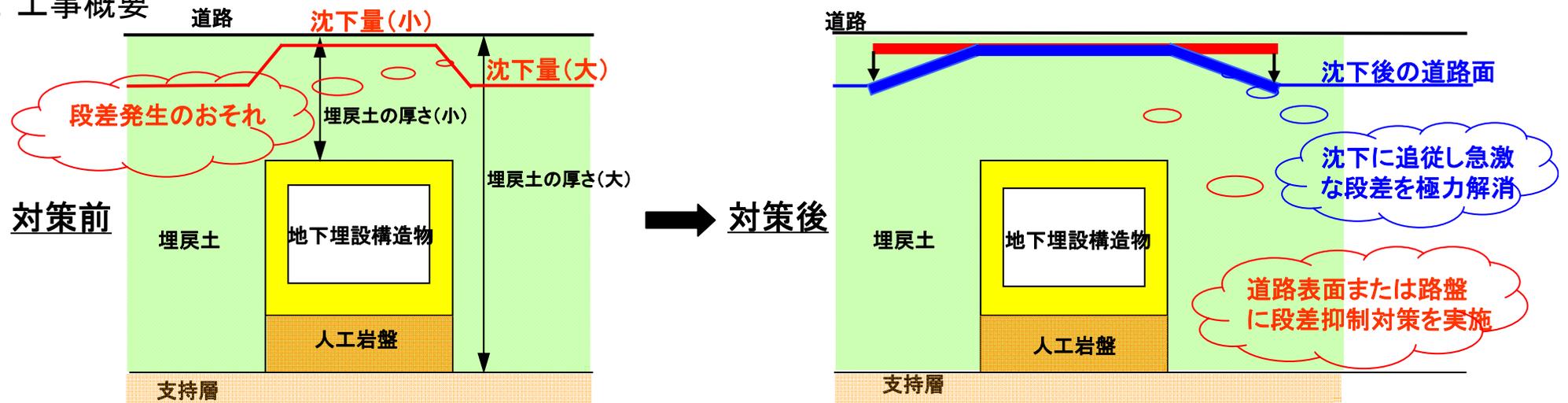
Ⅲ. (10) アクセス道路の補強

1. 目的

中越沖地震発生後、通行不可となった構内アクセスルートについては、沈下対策として地盤改良を実施したほか、通行不能には至らなかったものの、道路に亀裂や変状がみられた箇所についても地盤改良等を実施しています。

今回実施する対策は、電源車、消防車等の緊急車両の配備位置までの構内アクセスルート上の、地下埋設構造物(ケーブル隧道等)が構築されている箇所において、地震による不等沈下等で発生するおそれのある段差を抑え、より迅速に緊急車両が目的地に到達出来るよう、あらかじめ道路表面または路盤に段差抑制対策を講じ、アクセスルート確保に万全を期すことを目的としています。

2. 工事概要



3. 工期

平成24年10月～平成25年3月 (予定)

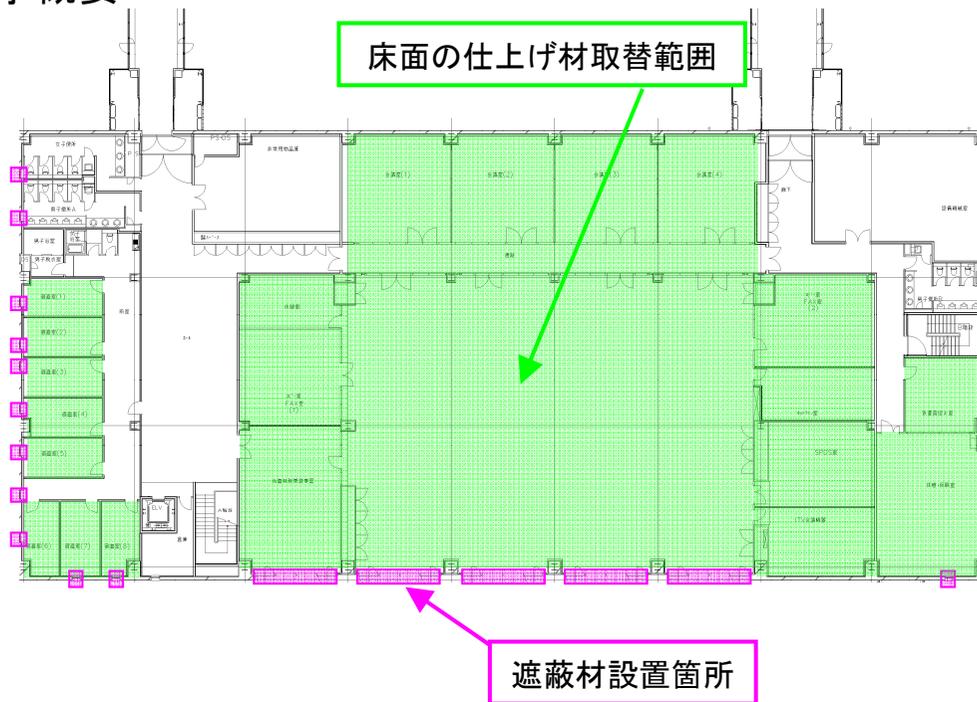


Ⅲ. (11) 免震重要棟の環境改善

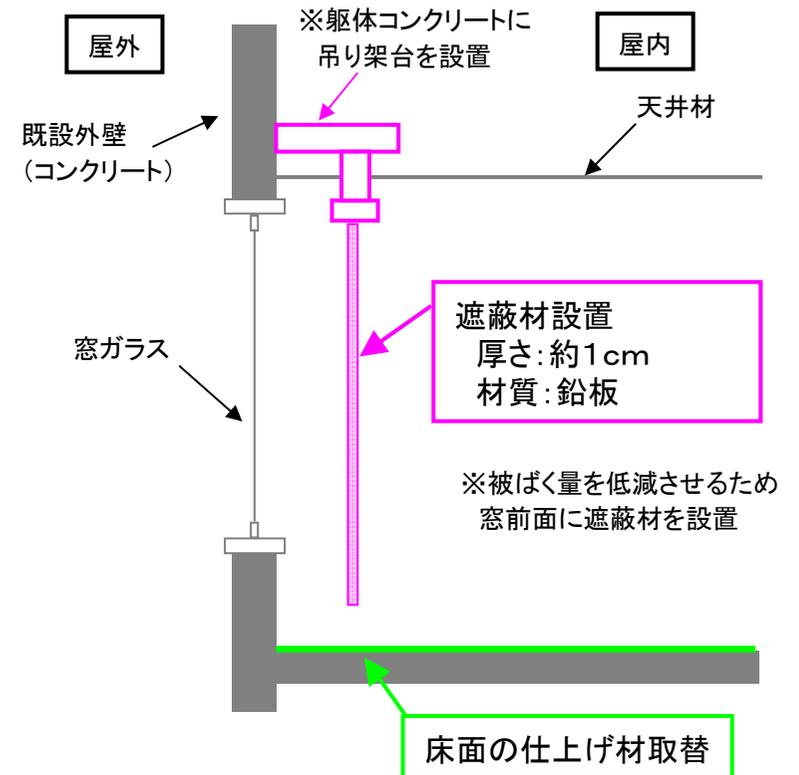
1. 目的

免震重要棟内での活動時における被ばく量を低減するために、1階および2階の窓に遮蔽材を設置します。また、万が一建屋内が汚染した場合でも、除染が行いやすいよう、床面の仕上げ材を取替えます。

2. 工事概要



【対策例(免震重要棟 2階)】



【断面イメージ】

※除染が行いやすいようカーペットから塩ビ系床材へ取替

3. 工期

平成24年11月～平成25年5月(予定)



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）

平成24年7月30日の第2回政府・東京電力中長期対策会議において、「信頼性向上に係る実施計画」の内容や今までの取り組み状況を反映した中長期ロードマップの改訂が行われた。今後は、この改訂されたロードマップに基づき進捗管理を行っていく。

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。温度計設置予定のSLC差圧検出配管において配管内の水抜きを実施し、水頭圧の変化から配管の閉塞性が高いこと、炉水逆流の可能性は低いことを確認（8/6, 7）。その後、配管高圧フラッシングを実施（8/10）したが、閉塞状態の改善は見られなかった。これらの結果を踏まえ、今後、X-51ペネ側からの水抜きの方法について、検討を進めていく。安全に水抜き作業を行うためにモックアップ試験等での確認が必要であり、9月中の代替温度計設置を目途に検討を進める。
- 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、8/22から準備工事を開始。格納容器内部調査として、カメラによる画像、放射線量、雰囲気温度、水温及び水位のデータ取得並びに滞留水のサンプリングを実施するとともに、常時監視可能な格納容器内雰囲気温度計及び水位計を設置予定（10月上旬頃）。
- 1号機サプレッションチェンバ室素注入
 4月以降、水素濃度及びKr-85放射能濃度が変化していることから、サプレッションチェンバ上部に残留している事故初期の水素とKr-85が間欠的にドライウエル内へ放出されている可能性が考えられる。そのため、サプレッションチェンバ内に窒素を注入して水素とKr-85の濃度変化を測定し、サプレッションチェンバ内に水素とKr-85が残留しているかどうか調査する（9月上旬予定）。
- 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を継続的に測定可能な温度計を設置予定。9月中旬から温度計設置工事開始予定。
- 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。地下水の水質確認（平成24年3, 5, 6月採水）・評価を実施し、 ^{134}Cs 、 ^{137}Cs 濃度は発電所周辺河川で検出された濃度（最大1Bq/l）と比較しても大幅に低いこと、Sr、全α、全β核種は検出限界値未満であることを確認。なお、トリチウムが検出されたが、法令値の数百分の1程度以下の濃度であり、人体等への影響は小さいと考えられる。以上から周辺環境への影響は極めて低いと評価し、9月上旬から揚水井等の設置を開始する予定（図1参照）。
- 多核種除去設備の設置
 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。確証試験の結果、 ^{89}Sr 、 ^{90}Sr 、 ^{90}Y についても検出限界値未満まで除去できることを確認（8月末までに再確認試験結果の評価予定）。また、現地では機器・配管据付工事を実施中（6/20～ A系統：8/23, B・C系統：9月中旬～下旬予定）（図2参照）。9月上旬より実処理水による系統試験、実運用開始予定。
- 処理水受タンクの増設
 - ・ 至近1ヶ月の実績として、8,000m³分のタンクを設置し、当初計画のタンク設置工事（約50,000m³）が完了（8/6）。更にタンク増設工事（約80,000m³：10月中旬～）を計画。
 - ・ 地下貯水槽の増設工事を実施中（更に計画を追加し、合計約54,000m³、～12月末予定）。
 - ・ タンクのリプレースにより、鋼製円筒型タンク（約4,000m³）を設置完了（8/24）。今後更に約37,000m³分のリプレース予定（～11月末）。
- 水処理設備関連漏水対策
 4号機タービン建屋内での汚染水移送配管からの漏水及びRO装置継ぎ手部からの漏水について

原因調査を実施中。4号機移送ラインについてはポリエチレン管化の工程を短縮し、9/2に運用開始予定。



図1：地下水バイパス設備概要



図2：多核種除去設備機器設置の様子（8/19）

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

- 敷地境界における線量評価
 新たに大気中へ放出される放射性物質による敷地境界における線量評価には、毎月の冷温停止状態達成の確認のための評価と年間1mSv未達成の確認のための評価があり、評価に用いる計算式、係数が異なっていたことから、今後は施設運営計画における評価で用いている後者の評価の方法に統一することとし、9月の評価より実施予定。

③ 使用済燃料プールからの燃料取出計画

- 3, 4号機原子炉建屋上部ガレキ撤去
 - ・ 3号機において、原子炉建屋上部ガレキ撤去作業（～平成24年度末頃予定）、構台設置作業を継続実施中。
 - ・ 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（地盤改良工事：4/17～8/24, 基礎工事：8/17～）を継続実施中。
- 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異常腐食の有無等について確認実施（8/27～29予定）。
- 4号機原子炉建屋の健全性確認
 4号機原子炉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中（8/20～29予定）。
- 1号機オペレーティングフロア（以下、オペフロ）の状況調査
 今後の使用済燃料プールからの燃料取り出し等の検討に資するため、カメラを取り付けたバルーンを用いて、オペフロ等の調査を試みたが（8/8）、バルーンがケーブルと思われる物と干渉したため調査対象であるオペフロまで到達できなかった（図4参照）。今後の再調査に向けて、調査方法等について再検討中。



オペフロ上部での吊り上げ作業開始



吊り降ろし作業

図3：大型機器撤去（原子炉格納容器上蓋）の様子（8/10）

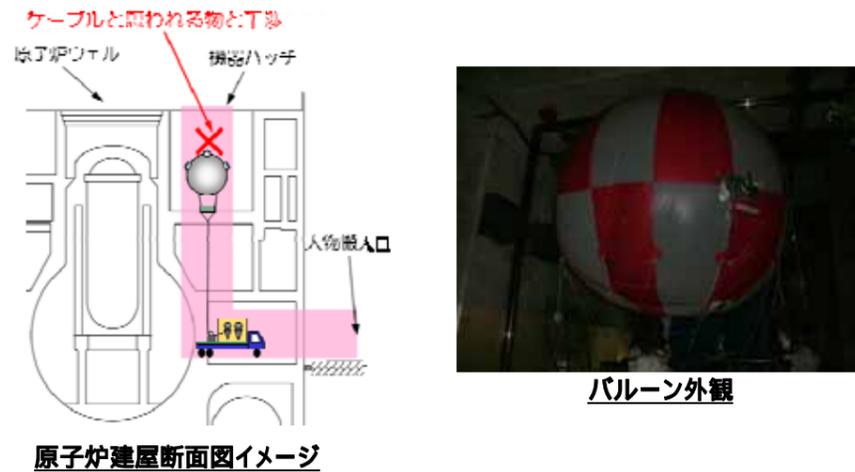


図4：1号機オペフロ状況調査

④ 燃料デブリ取出計画

- 建屋内の除染
 - 最適な除染方法を選定するため、1～3号機原子炉建屋内にて採取した汚染サンプルの簡易分析を5号機で実施。その結果、主要線源はCs-137、Cs-134であり、その割合は概ねCs-137が60%、Cs-134が40%であることを確認。サンプルの一部はJAEAに輸送し詳細分析を実施中(6/25～12月末予定)。また、安定セシウムを用いた模擬汚染除染試験(8/6～9月下旬予定)も並行して実施中。
- 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)工法の検討中。
 - ・ 1号機三角コーナーの滞留水の水位測定、サンプリング及び温度測定を実施予定(9月上旬)。

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)。
 - ・ 二次廃棄物に含まれる処理・処分の観点で重要となる核種の放射能濃度を概算することを目的として、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を分析中。概ね分析は終了しているが、¹²⁹I等一部の核種について分析を継続中(8月31日完了予定)(※1)。滞留水等の試料は今後も継続してサンプリング並びに分析を行う。

(※1) 今回の試料は事故による大量のSr等が含まれており、分離処理や分析手順の改良に時間を要している。また、試料の放射能濃度が高く輸送量を少量としたため、精度の確保に長時間の測定が必要。

- 放射性廃棄物の処理・処分
 - 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。採取したガレキ・伐採木は9月中旬にJAEAに輸送し、分析予定。

⑥ 実施体制・要員計画

- 要員管理
 - ・ 9月予定の作業についても必要な協力企業作業員(約3,000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345人いた75mSv超過者のうち、8/1までに216名の配置転換を実施済。
 - ・ 7月時点における、協力企業作業員の地元雇用率は、約65%。
- 労働環境・生活環境・就労実態
 - ・ 福島第一原子力発電所の労働環境改善に係わるアンケートで頂いたご要望について、順次対応を実施。(休憩所線量低減要望を受け、事務本館休憩所・免震棟前休憩所の線量低減工事開始に向け

準備中。休憩所利用者による内部被ばくへの不安を少しでも軽減するため、休憩所の表面汚染測定結果を休憩所毎に掲示する運用を開始等)。今後対応結果を情報掲示板で作業員の方へお知らせ予定。

- ・ 不適切な下請契約の排除に向け、協力企業における取り組みについてヒアリングを継続的に実施するとともに、相談窓口を通じて頂いたご意見ご要望に対して対応中。今後作業員に対しては、就労実態に関するアンケートを実施予定。
 - ・ 協力企業に対して、ヒアリングやアンケートの結果をフィードバック。
- 車両用スクリーニング・除染場の本格運用開始
 - 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、楡葉町の警戒区域解除を受け、8/10より本格運用を開始(図5参照)。
 - 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。



図5：車両用スクリーニング・除染場の様子

⑦ 作業安全確保に向けた計画

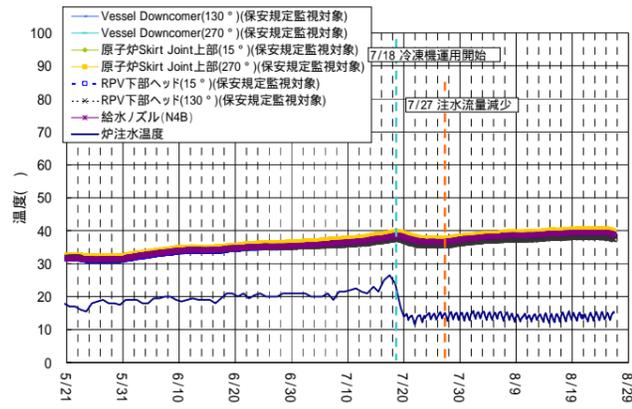
- 線量低減について
 - 10月中旬より作業員の被ばく線量に影響の大きい事務本館休憩所・免震棟前休憩所の線量低減工事を優先して実施予定。
- 個人線量管理の確実な実施・協力企業との連携
 - 一部作業員が警報付きポケット線量計(APD)の不正使用を行っていたことに鑑み、線量管理に関する影響評価、再発防止策の検討・運用を実施中。再発防止策として、高線量被ばく作業に従事する作業員は、胸部分が透明な防護服を着用することとし、10月の運用開始に向け準備を進めている。またAPDの未着用が続いたことから、防護服の上からの触診による確認やAPDを携帯しなければならない人を防護服の色を変えて識別するなどの対策を開始した。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。
- 全面マスク着用省略エリアの拡大
 - 作業員の負荷軽減のため、車両用スクリーニング場、協力企業棟等についても省略エリアに設定する。8/2に現場周知、8/9より運用開始。
- 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(8月20日現在)
 - (H23年度発生数：同月比較で21名。H23年度合計は23名)
 - ・ 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。
 - ・ 14時から17時の炎天下における作業の原則禁止を実施。
 - ・ 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。

⑧ その他

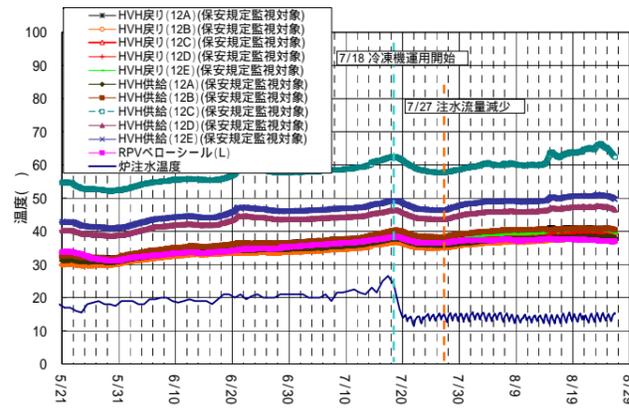
- 「東京電力(株)福島第一原子力発電所の廃止措置等に向けた機器・装置開発等に係る福島ワークショップ」(8/7)の開催
 - 地元の優れた技術を広範に取り入れていく取組の一環として、福島県内の企業、研究機関等を対象として、研究開発の工程表や関連技術等について情報共有、意見交換を行うワークショップを開催。県内企業等をはじめとする約150名が参加し、活発な議論が交わされた。

2. 冷温停止状態の確認について

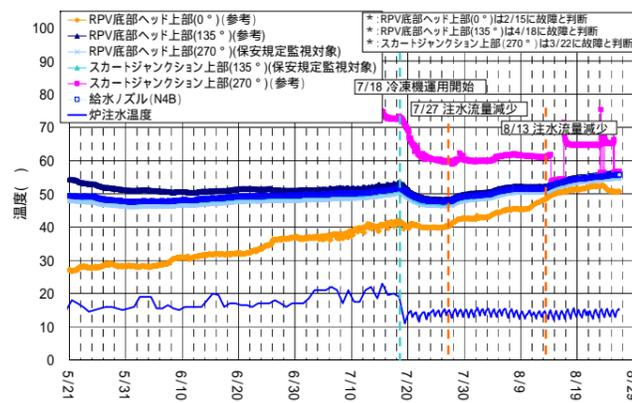
- 1～3号機の原子炉圧力容器底部温度、格納容器気相部温度は、約35℃～約55℃（8/26現在）であり、格納容器内圧力や格納容器からの放射性物質の放出量等のパラメータについては有意な変動はなく、総合的に冷温停止状態を維持と判断。



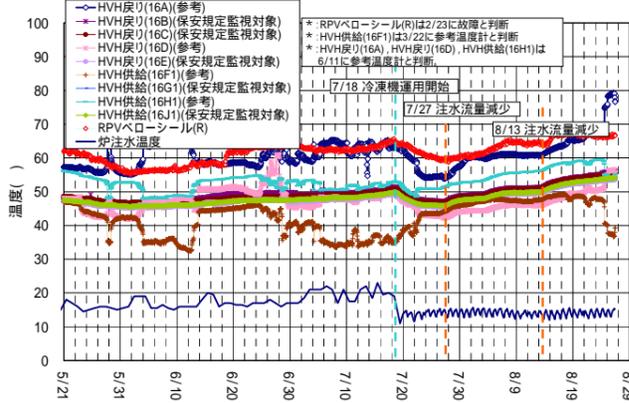
1号機原子炉圧力容器まわり温度



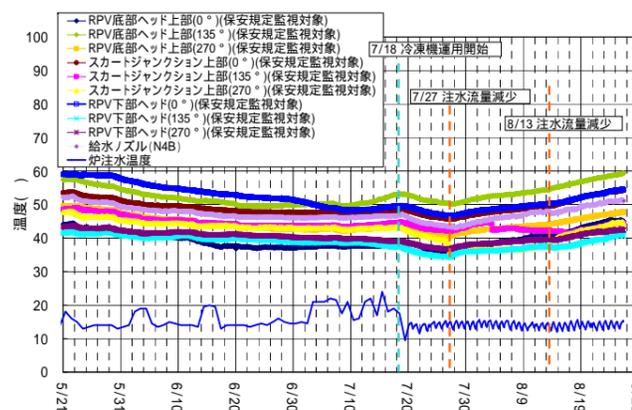
1号機D/W雰囲気温度



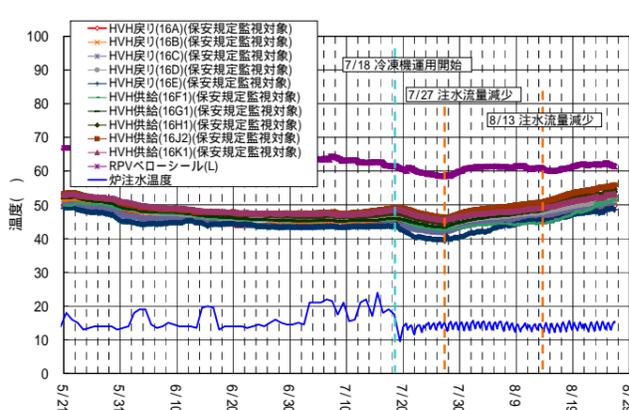
2号機原子炉圧力容器まわり温度



2号機D/W雰囲気温度



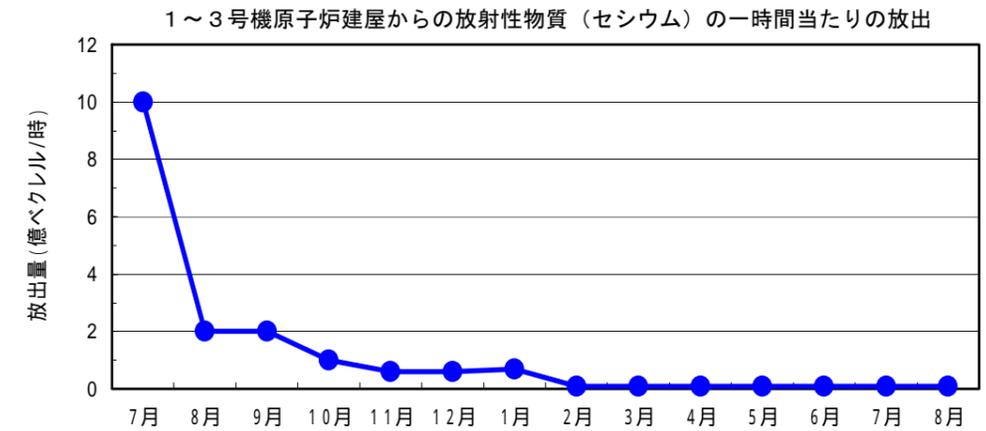
3号機原子炉圧力容器まわり温度



3号機D/W雰囲気温度

- 原子炉圧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、原子炉注水設備に冷凍機を設置（7/18）することで、原子炉関連温度の低下傾向を確認。その後効率的な冷却のため、注水流量を減少させた（7/27、8/13）結果、原子炉関連温度は上昇傾向を示しており、引き続き傾向監視を継続。
- 格納容器内圧力についても定期的に確認しており、有意な変動がないことを確認。

- 原子炉格納容器ガス管理システム内の気体を、希ガスモニタにて確認した結果、キセノン135は、1号機：約0.003Bq/cm³以下、2、3号機：検出限界値未満（検出限界値：約0.4Bq/cm³以下）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0.002億ベクレル/時、2号機約0.002億ベクレル/時、3号機約0.004億ベクレル/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0.02mSv/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。

以上

<略語等説明>

- SLC差圧検出配管：ほう酸水注入系差圧検出配管
- サブドレン：建屋周辺の地下水を汲み上げる装置
- 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。
- 作業構台：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
- 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
- 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。
- 車輛用スクリーニング：汚染検査を行い、汚染が高い車輛を振り分けること。

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~)



至近のスケジュール



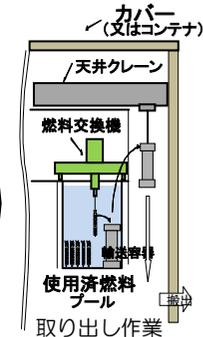
原子炉建屋上部のガレキ撤去

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, 8/20~8/29予定)
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)

使用済燃料プールへの防護構台設置(2012/6/15)

北側のガレキ解体に先立ち、万が一の使用済燃料プールへのガレキの落下に備え、防護構台を設置。



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・状態の確認を行う(8/27~29予定)



新燃料取出し作業

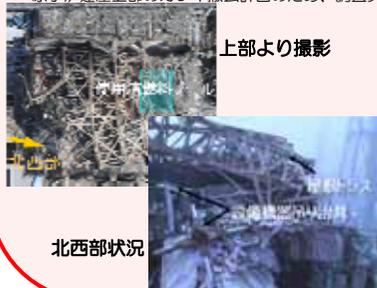
3号機

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。



2012年度末頃完了目標

原子炉建屋オペレーティングフロア周辺状況調査(2012/7/11)
原子炉建屋上部のガレキ撤去計画のため、調査実施



上部より撮影

北西部状況

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

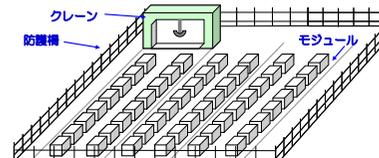


共用プール内空きスペースの確保(乾式キャスク仮保管設備への移送)

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

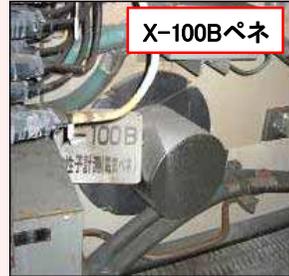
2012/8より基礎工事実施

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

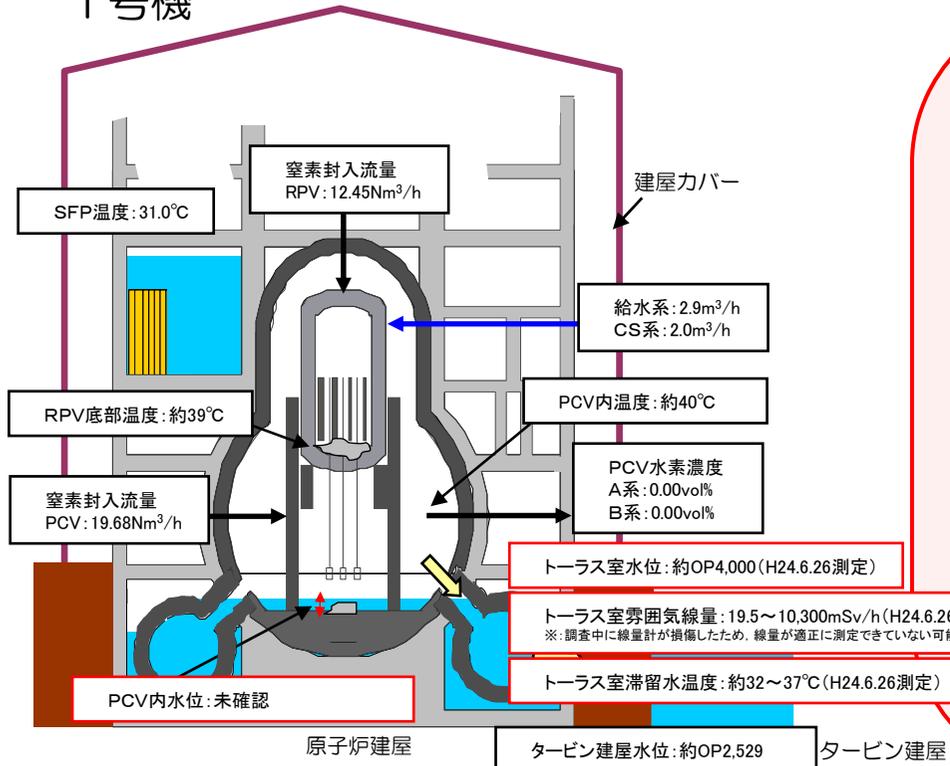
格納容器内部の画像取得やデータ直接採取（雰囲気温度、滞留水温度・水位）等を目的に、調査装置を挿入し格納容器内部の調査を実施する。8/22より準備工事開始。



格納容器温度計等の設置

原子炉格納容器内部調査に合わせて常時監視可能な格納容器内雰囲気温度計等を設置予定。（10月上旬頃）

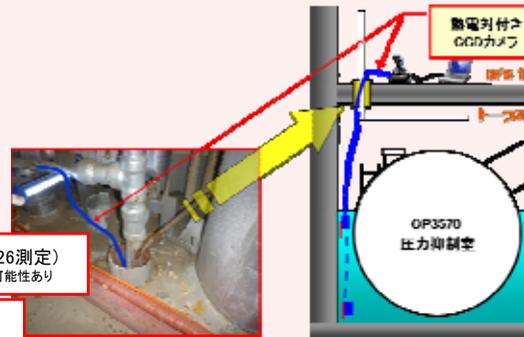
1号機



※プラント関連パラメータは2012年8月26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。
 トーラス室内等の状況を把握するため、原子炉建屋1階床配管貫通部よりCCDカメラ等を挿入し、トーラス室内の滞留水水位・水温・線量・透明度、トーラス室底部堆積物の調査を実施（6/26）。



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）

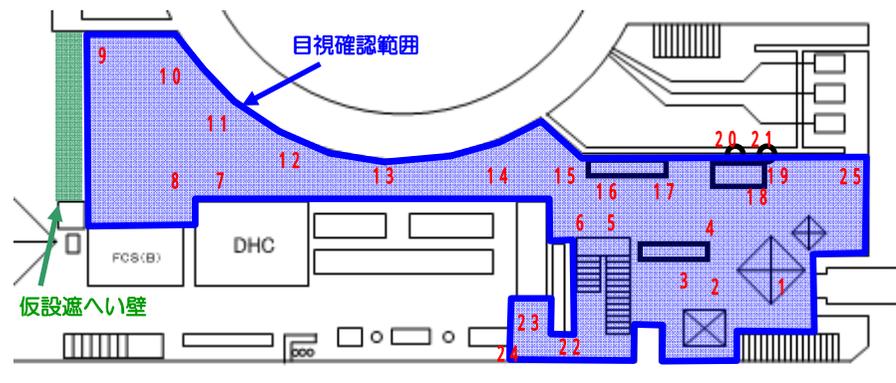
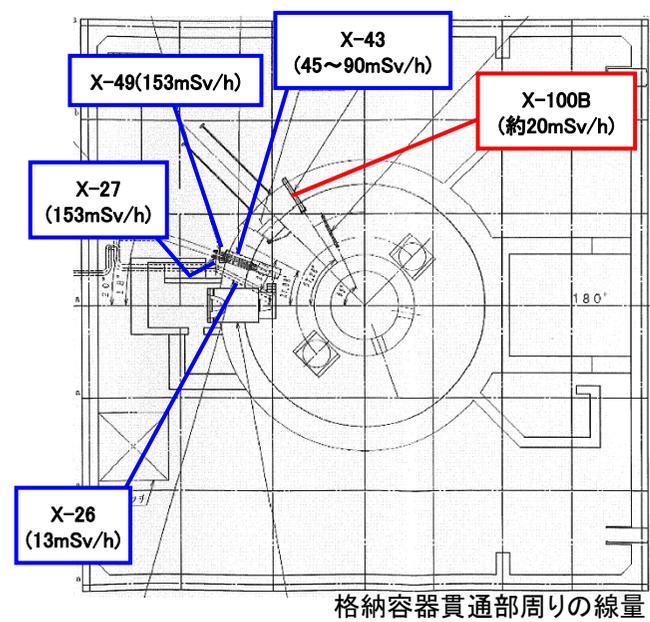
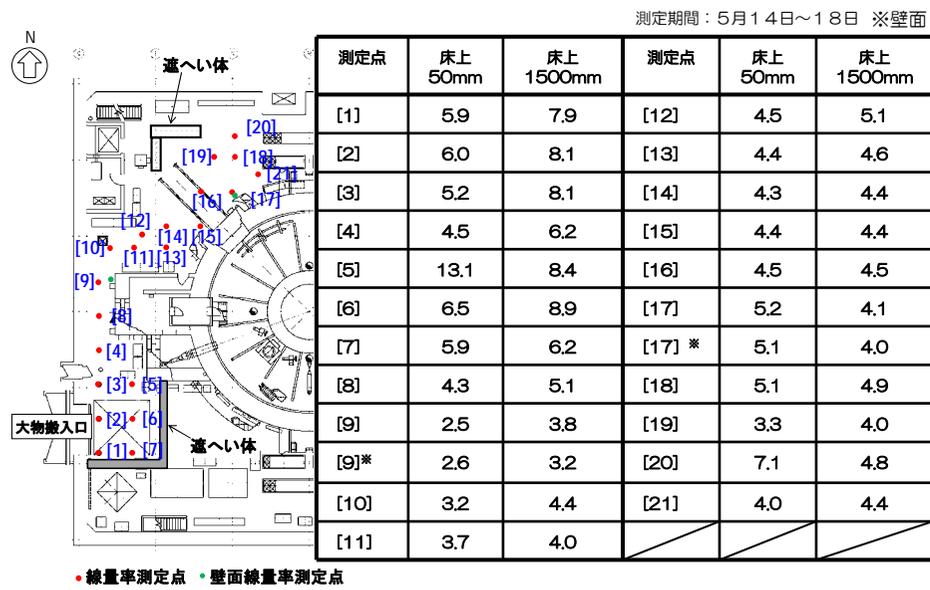


ガンマカメラによる撮影結果

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

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

1号機原子炉建屋内線量マップ(単位:mSv/h)
 (1階)



測定日：7月4日

測定点	1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13
床上1500mm	254	321	132	1900	881	290							
床上150mm	238	251	77	840	406	254	93※1	55※1	34※1	40※1	102※1	132※1	57※1
測定点	14	15	16	17	18	19	20	21	22	23	24	25	
床上1500mm		1110	1620	1050	345	538							130※2
床上150mm	109※1	528	777	520	311	474	2070※3	5150※4	85※1	96※1	168※1		

※1床土約60cm ※2床上106cm ※3ファンネル上部 ※4床貫通部上部 ※5斜線については干渉物等により測定できなかった箇所

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

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

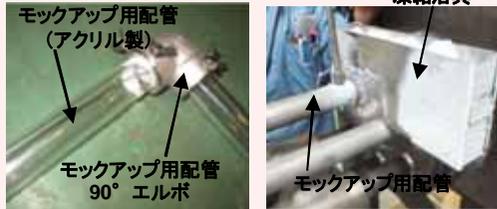
○調査結果

- ・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。モックアップ試験等を行い9月よりS/C差圧検出ラインからの温度計設置工事（現地作業）開始予定。



※写真は凍結工法の例
 配管挿入試験 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予定。9月中旬から温度計設置工事開始予定。

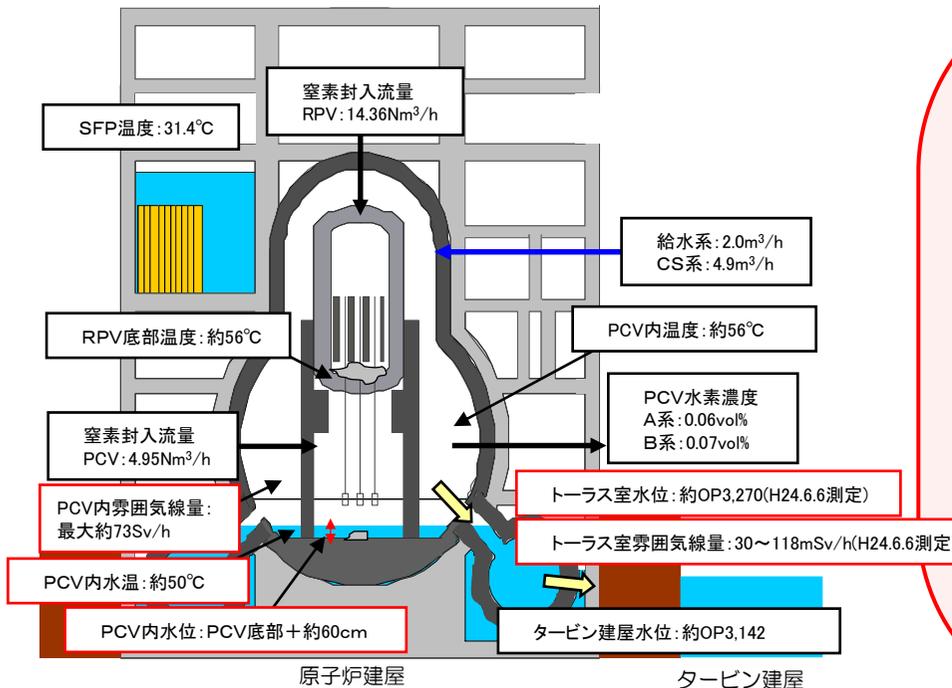
建屋内の除染

- ・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



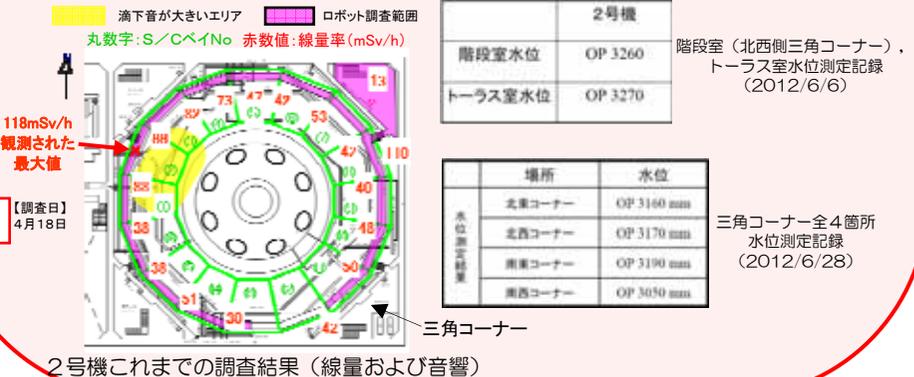
※プラント関連パラメータは2012年8月26日11:00現在の値

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。

トーラス室内等の状況を把握するため、以下の調査を実施。

- ①ロボットによりトーラス室内の線量・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トー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）。



2号機これまでの調査結果（線量および音響）

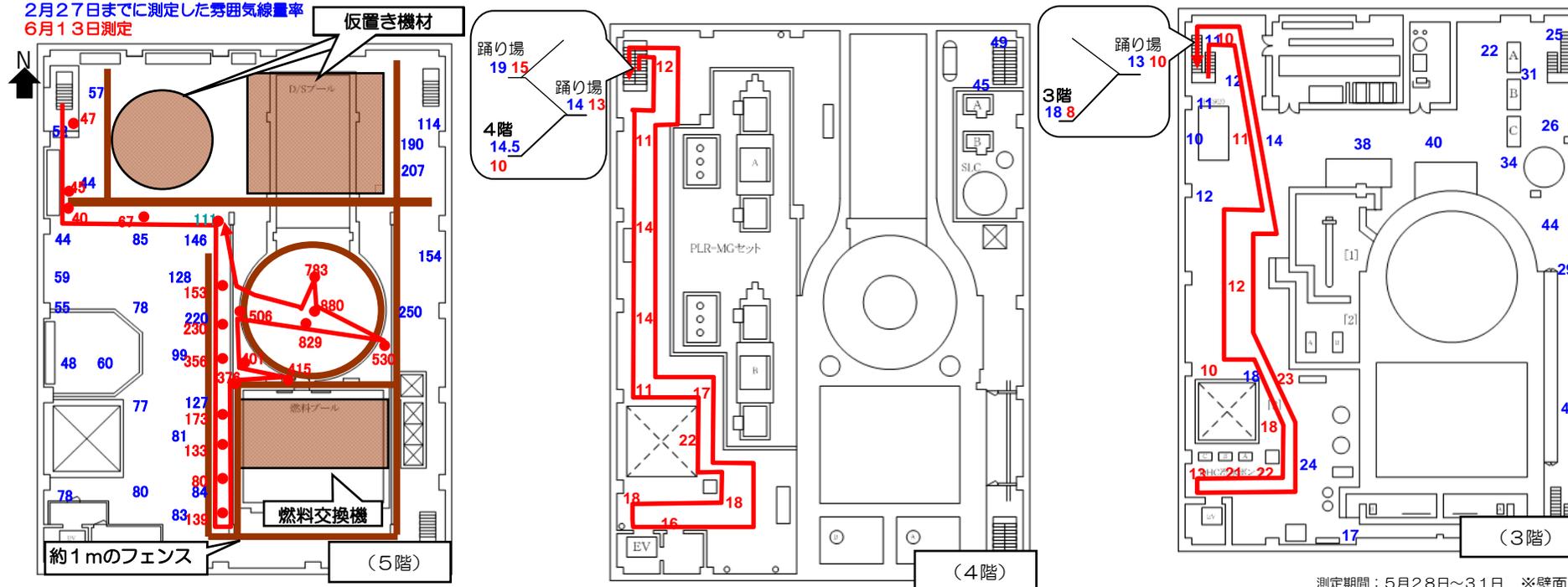
廃止措置等に向けた進捗状況：プラントの状況把握と燃料デブリ取り出しに向けた作業

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

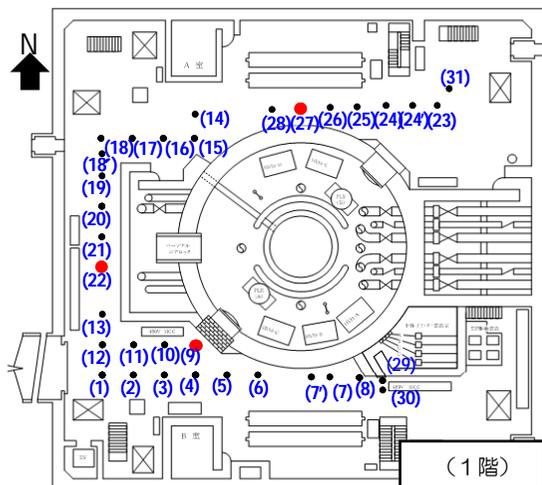
2号機原子炉建屋内線量マップ(単位:mSv/h) (1階, 3階~5階)

【凡例】

2月27日までに測定した雰囲気線量率
 6月13日測定



測定期間：5月28日~31日 ※壁面



測定点	床上		測定点	床上		測定点	床上		測定点	床上	
	50m m	1500m m		50mm	1500 mm		50mm	1500 mm			
[1]	6.9	12.7	[10]	14.3	15.9	[18]	8.9	8.9	[25]	16.0	15.7
[2]	13.4	18.2	[11]	10.9	17.3	[18]	5.5	6.8	[26]	18.2	15.2
[3]	19.5	18.4	[12]	10.3	15.7	[19]	6.8	8.5	[27]	40.8	14.3
[4]	14.1	17.9	[13]	11.0	16.5	[20]	7.2	12.4	[27]*	15.4	12.0
[5]	10.5	18.5	[14]	7.2	10.8	[21]	6.6	10.8	[28]	23.8	15.4
[6]	14.6	30.3	[14]	13.7	12.3	[22]	7.7	10.8	[29]	10.5	-
[7]	15.5	-	[15]	9.2	8.7	[22]*	8.4	8.4	[30]	10.3	-
[8]	10.8	-	[16]	7.8	8.7	[23]	9.8	11.6	[31]	8.9	11.0
[9]	14.7	21.6	[17]	7.4	9.8	[24]	13.7	14.4	-	-	-
[9]*	14.5	10.8	-	-	-	[24]	12.6	16.8	-	-	-

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

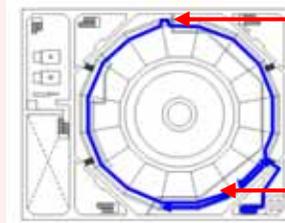
至近の目標 プラントの状況把握と燃料デブリ取り出しに向けた研究開発及び除染作業に着手

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)

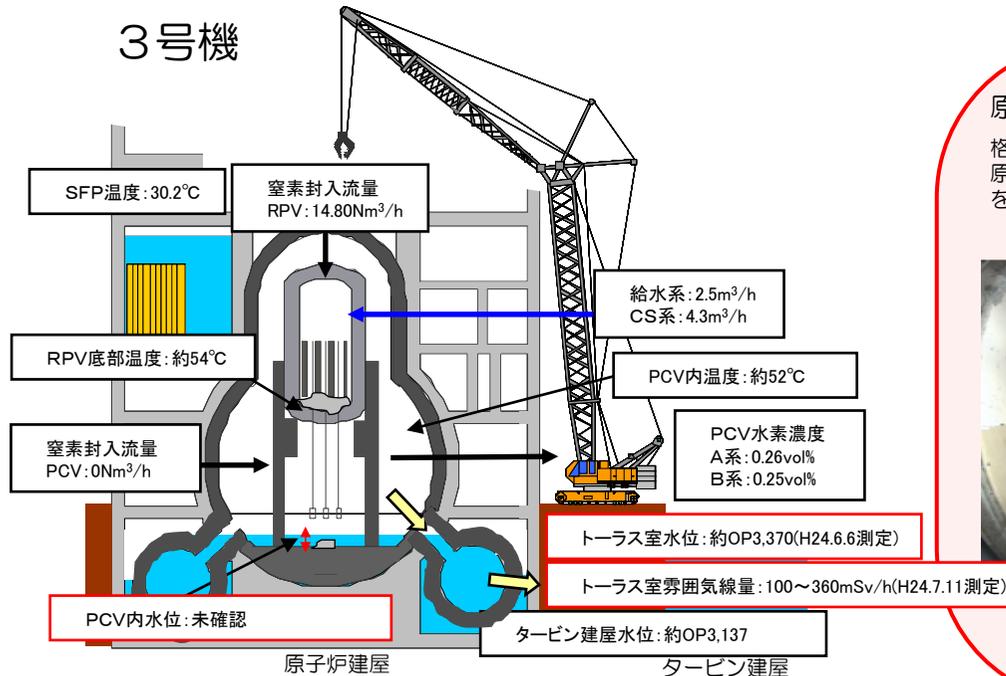


PCV側状況

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)

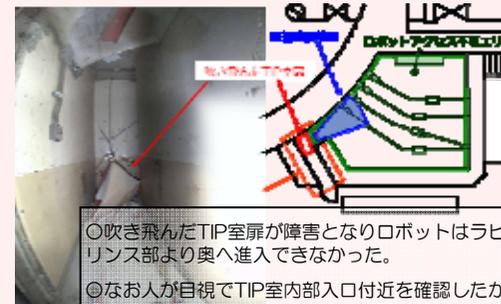
3号機



※プラント関連パラメータは2012年8月26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）。



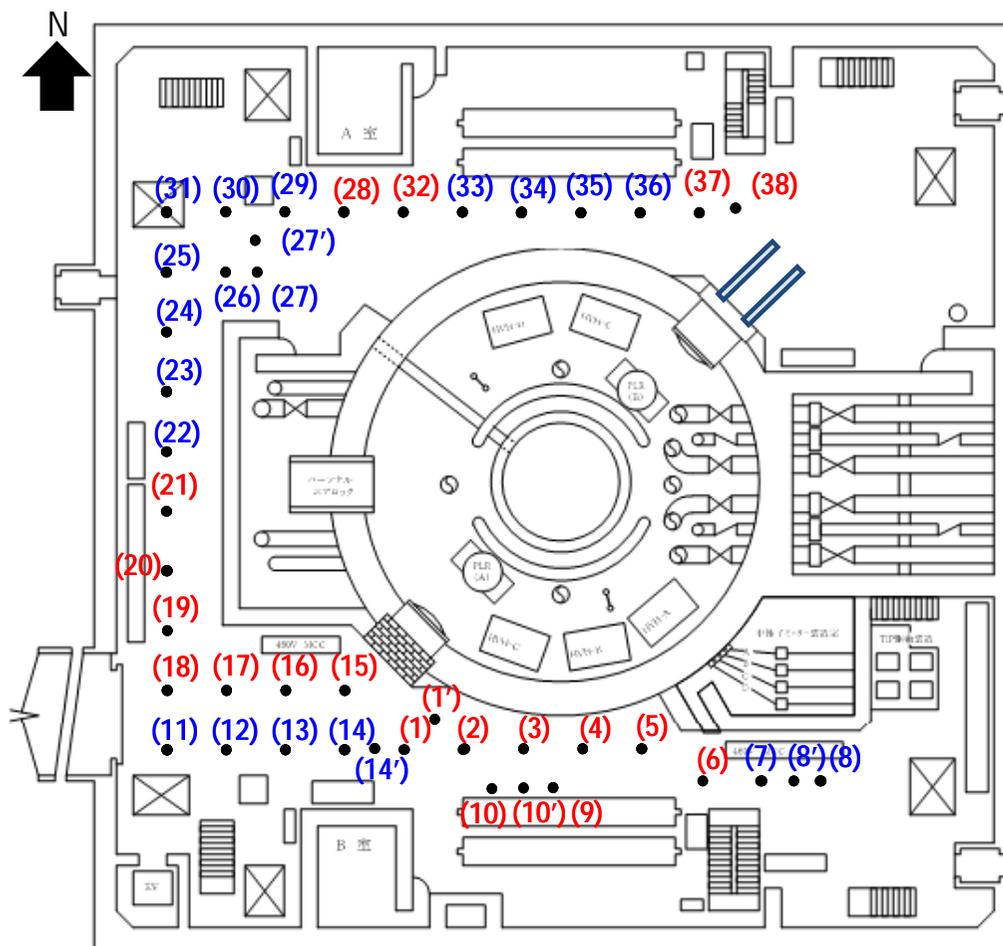
汚染状況調査用ロボット
 (ガンマカメラ搭載)

廃止措置等に向けた進捗状況：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

3号機原子炉建屋内線量マップ(単位:mSv/h)
 (1階)

※50mSv/h以上を朱書している



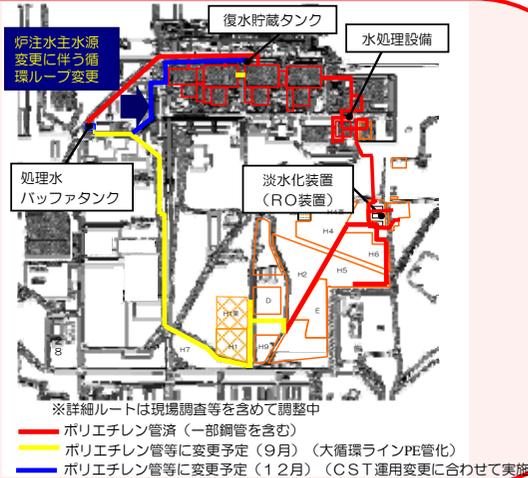
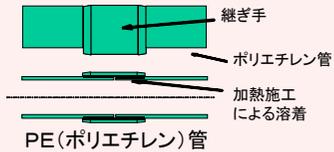
測定ポイント	床面5cm	床面150cm	測定ポイント	床面5cm	床面150cm
[1]	82.1	44.7	[19]	94.0	98.7
[1']	74.3	51.6	[20]	73.2	65.3
[2]	97.4	78.0	[21]	68.8	49.2
[3]	89.1	73.5	[21]壁面	65.4	42.4
[3]壁面	72.3	77.9	[22]	40.0	35.1
[4]	81.7	91.4	[23]	35.2	24.1
[5]	65.5	64.9	[24]	21.7	21.4
[6]	60.0	25.7	[25]	33.5	24.5
[7]	15.9	16.2	[26]	21.7	24.9
[8]	15.7	15.8	[27]	21.7	27.5
[8']	18.5	17.8	[27']	17.7	24.4
[9]	87.8	85.2	[28]	73.0	35.5
[10]	91.5	74.5	[29]	24.1	25.7
[10']	92.5	95.8	[30]	18.2	27.8
[11]	66.8	69.9	[31]	31.7	34.1
[12]	29.2	53.8	[32]	63.8	36.7
[13]	46.2	57.6	[33]	36.7	40.1
[14]	30.3	44.1	[34]	29.4	37.5
[14']	27.7	41.3	[34]壁面	27.1	37.4
[15]	69.8	41.3	[35]	27.7	41.7
[15]壁面	53.7	40.4	[36]	47.7	72.5
[16]	50.6	40.6	[37]	203.1	124.7
[17]	180.9	57.4	[38]	59.7	85.2
[18]	102.0	79.8	-	-	-

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（9月完了予定）。



貯蔵タンクの増設中

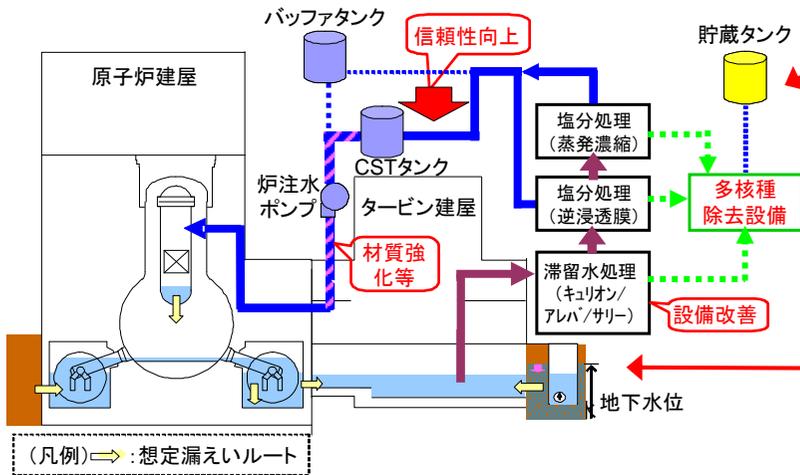
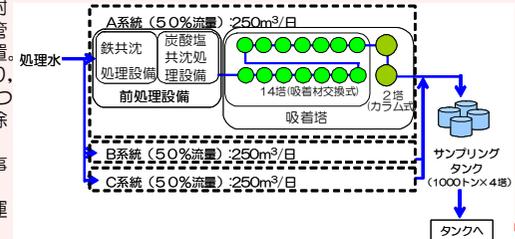
- 処理水受容タンクは、処理水等の発生量を踏まえて、処理水等が貯留可能となるようタンク運用計画を策定。現在設置済み約 20.8万トン 空き容量 約 2.2万トン 2012/8/7 現在
- 当初計画のタンク設置工事（約5万トン分）完了（2012/8/6）。
- 更にタンク増設工事（約8万トン分：10月中旬～）を計画。
- 地下貯水槽（1槽目：約0.4万トン）の運用開始（2012/8/1）。
- 今後更に6つの地下貯水槽を設置予定。（合計：約5.4万トン、～12月末）
- タンクのリプレースにより、貯蔵エリアを確保（約0.4万トン）
- 今後更に約3.7万トン分のリプレース予定（～11月末）。



地下貯水槽設置状況

多核種除去設備の検討・設計を実施中

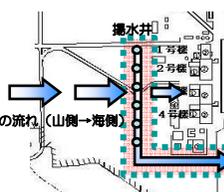
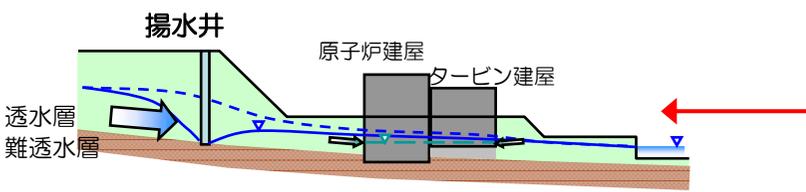
構内貯留水等に含まれる放射性物質濃度をより一層低く管理する多核種除去設備を設置。現在確認試験を実施中であり、 ^{89}Sr 、 ^{90}Sr 、 ^{90}Y についても検出限界値未満まで除去できることを確認。現地では機器・配管据付工事を実施中（6/20～）。9月上旬より系統試験、実運用開始予定。



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。



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。現在、設備の詳細設計を実施中。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。2012/9月上旬から揚水井等の設置を開始する予定。

地下水パイパスにより、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

ガレキの一時保管施設準備工事

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2012/6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6.40mSv/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6.38mSv/年と大きいことからガレキ一時保管施設の設置等の対策を実施。

ガレキ一時保管施設は, ガレキを覆土し保管するもので, 準備工事は終了した。
 (2012/2/13~5/31, 設置数: 2箇所)



覆土式一時保管施設準備工事完了
 (1槽目: H24.6.13撮影)



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) 9月に目標達成, 追加対策要否の判断予定。



海水循環型浄化装置

免震重要棟の非管理区域化

今後の廃止措置に向けた取り組みを着実に実施していくにあたり, 作業員が継続して働ける作業環境を整備するため, 以下の取り組みを実施し免震重要棟執務エリアの非管理区域化を実現(2012/5/1~)

- ・床遮へい(事故直後使用していた非常用発電機等からの線量低減)
- ・窓部遮へい(外部からの線量低減)
- ・ゲートモニタ設置(非管理区域内への汚染物質持ち込み制限)

また, 免震重要棟や協力企業活動拠点の線量低減・非管理区域化エリアの拡大について検討中。



鉛材による窓部遮へい状況



ゲートモニタ設置状況

免震重要棟非管理区域化工事

取水路前面エリアの汚染拡大防止

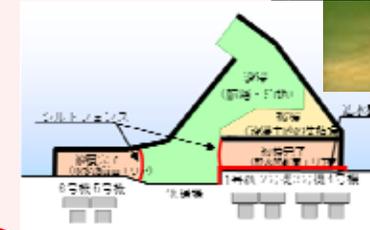
1~4号機及び5, 6号機取水路前面エリアの汚染濃度が高い海底土の拡散防止を図るための固化土による被覆工事が完了。海水中放射性物質濃度は昨年4月以降徐々に低下。濃度の監視, 被覆効果の評価, 浄化方法の検討を継続。

1~4号機被覆前海底状況
 (2012/2/26撮影)



- 〔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2層目被覆後海底状況
 (2012/4/29撮影)



委員ご質問への回答

1. 新燃料輸送容器の封印漏れに関するご質問

Q. 8月10日付け報道によれば、「核燃料輸送物に封印がなかったことの報告では、製造会社の封印もれである」としている、一般社会では、必要な封印が無ければ製品としての認知はおろか信頼さえ無くなる。もっとも見やすい・確認しやすい封印が無かったことに、気付かないこと自体が信じられない。例えば原子炉容器の封印は、IAEAでしか開封できぬと聞く。特別な物体である核燃料容器の封印が無かったということは、常識では考えられない。そこで、製造会社としての最終検査時（出荷前）及び東京電力としての受入検査時（検収）には、どのような封印に対する体制・確認項目等となっているのか、簡単な資料（フローチャートみたいなものでOK）でよいので示して欲しい。なお、製品の外側及び内側にあるという封印そのものの画像も併せて提示して欲しい。

A. 燃料集合体梱包から発電所への輸送までの流れは「添付資料①」の通りです。

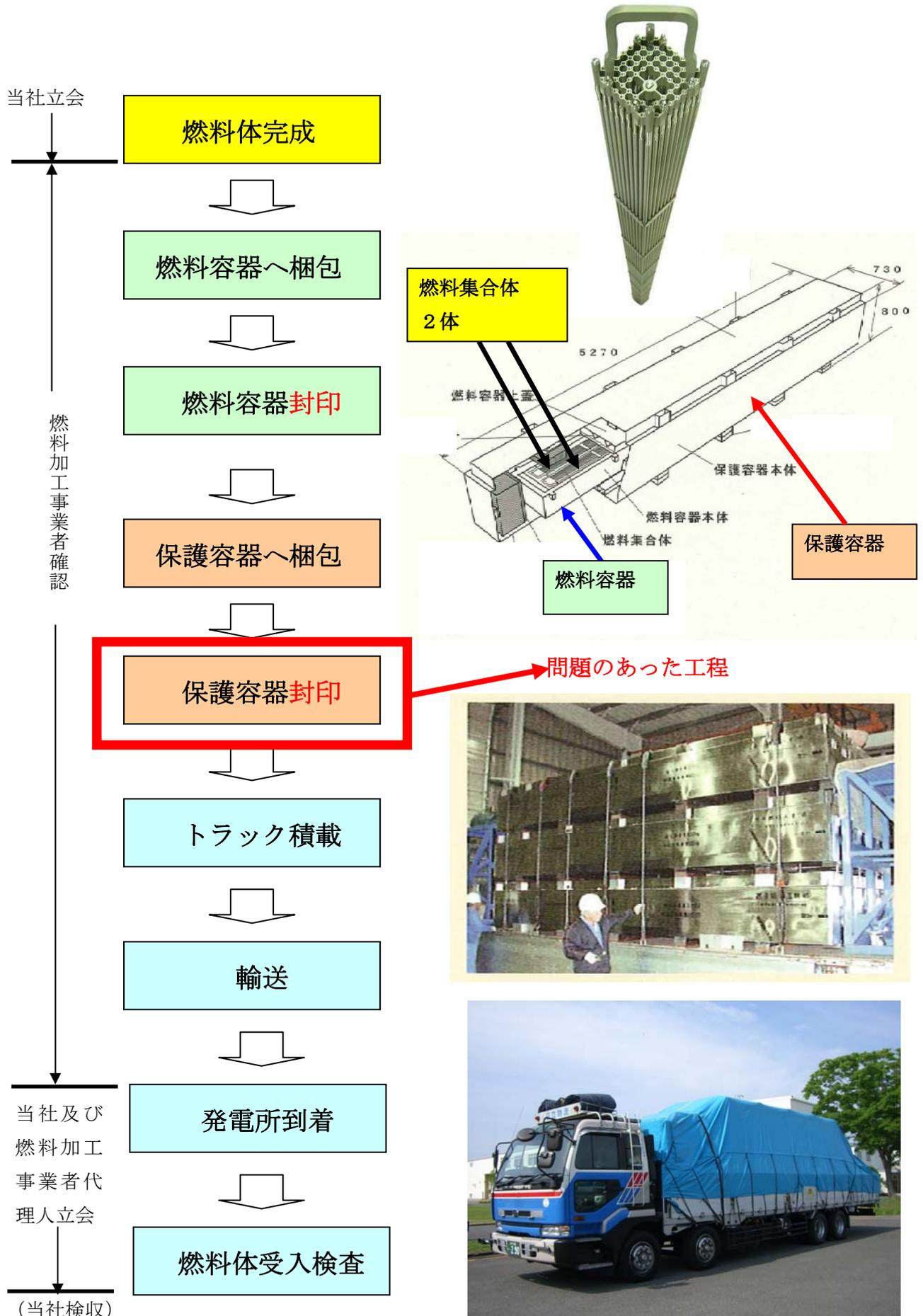
封印漏れの原因は、燃料加工事業者が封印作業を行うに当たって、封印の準備、取付け指示、取付け後の確認等について明確な手順や作業分担が定められていなかったことによるものです。

燃料加工事業者による再発防止対策としては、梱包作業に着手する前に、必ず関係者間のミーティングを行い、封印作業の役割分担を確認することや、封印を取り付ける者とは別の者が、自らの目で取付けを確認することになります。

本件は、当社へ納品前の燃料加工事業者の管理下において発生した封印漏れではありますが、当社原子力発電所の核物質防護に関する安全管理・品質管理にも関係することから、当社は燃料加工事業者に対して厳重に注意するとともに、再発の防止を求め、定期的に外部監査を行うことで、さらなる安全管理・品質管理の向上を徹底してまいります。

なお、封印そのものの画像の提示については、核物質防護上の観点から差し控させていただきます。

燃料集合体梱包から発電所への輸送までの流れ



2. 総合特別事業計画に関するご質問（前回定例会でのご質問）

Q. 新聞報道等で、柏崎刈羽原子力発電所の再稼動について何号機からと書いてあったが、総合特別事業計画のどこに記載してあるのか。

A. 「総合特別事業計画」の本文 93 ページ、「総合特別事業計画」に関連する参考資料 89 ページに記載されています。

（該当ページについては「添付資料②」および「添付資料③」参照）

なお、「総合特別事業計画」の中で、柏崎刈羽原子力発電所の再稼動について一定の時期を仮置きしておりますが、その大前提は、福島第一原子力発電所事故の検証を踏まえた一層の安全の確保と、地域のみなさまのご理解をいただくことであり、決してスケジュールありきではありません。

イ) 料金改定申請の概要

料金改定の申請は、2012年3月15日に取りまとめられた経済産業省電気料金制度・運用の見直しに係る有識者会議（以下、「有識者会議」という。）の報告書において指摘された事項を全面的に踏まえて行う。

有識者会議においては、原価算定期間について、「事業者の十分な経営効率化努力を織り込む観点から」、「3年を原則とすることが適当」とされているため、今回の料金改定申請においては、原価算定期間を2012年度から2014年度までの3年間とする。

その上で、まず、原価については、徹底した経営合理化により人件費や資本費等の削減を行うことにより、年平均2,785億円の削減を行うものの、燃料費や購入電力料、緊急設置電源に係る費用等で大幅な増加が見込まれるため、総額で年平均5兆7,231億円となる見込みである。これに対し、今回の原価算定期間を現行料金のままとした場合の収入見込みは、年平均5兆468億円となる見通しである。

この結果、収支不足額は年平均6,763億円となることから、東電は、この足らざる部分について、お客さまに料金引上げの御負担をお願いするべく、料金改定申請を行う予定である。

料金改定の申請は、規制部門については、kWh当たり2.40円の引上げ（23.34円から25.74円へ。10.28%の引上げ）となる予定である。また、今回の申請における原価を前提とした場合、自由化部門については、kWh当たり2.46円の引上げ（15.04円から17.50円へ。16.39%の引上げ）となる。（この引上げ幅は、2012年3月29日の「資金援助の内容等の変更申請」での収支計画における数値に、最新の統計値や石油石炭税増税の影響等、直近の事情変更を反映したものである。さらに先述のとおり、これらの数値は、今後の経済産業大臣による料金認可の査定を通じて変更される可能性があるものである。）

前回の料金改定時（2008年度改定）における原価と比較した場合、経営合理化により年平均2,785億円の削減を行うものの、原子力稼働の低下等に伴う燃料費や購入電力料、緊急設置電源に係る費用等による年平均6,228億円の増分を吸収しきれず、2008年度改定時の総原価の5兆3,789億円に対し、今回申請の総原価は5兆7,231億円と、3,443億円の増加となっている。

今回の申請における原価見通し（年平均値）の各費目の内容、及び2008年度改定時との比較は、以下のとおりである。なお、柏崎刈羽原子力発電所については、今後、安全・安心を確保しつつ、地元の御理解をいただくことが大前提ではあるが、今回の申請における3年間の原価算定期間においては、2013年4月から順次再起動がなされるものと仮定して原価を算定することとしている。

a. 人件費 原価：3,488億円（対2008年度原価比 911億円削減）

- ・2013年度期末までに、約3,600人の人員削減を実施するほか、社員の年収の一律減額措置の2012年度末までの継続や、その後の新人事・処遇制度の導入による給与抑制の維持、退職給付制度や福利厚生制度の徹底した縮減・合理化を実施。

【参考】需給バランスなどの原価諸元

- 販売電力量は、震災以降の節電効果等による需要低迷を見込んで想定しております(対前回改定比▲6%)。
- 供給力は、柏崎刈羽原子力発電所の再稼働を一部見込みますが、大幅な原子力発電量減(構成比: 前回22%→今回7%)による不足分を主に火力発電の稼働増により代替(同: 前回72%→今回86%)する予定です。
- この結果、燃料費、購入電力料等が大幅なコスト増(+5,130億円)となることは避けられず、収支を大きく圧迫する要因となります。
※購入電力料等は電力量に応じて変動する費用に限ります。

	前回 (H20) A	今回 (H24~H26) B	差異 B-A
販売電力量(億kWh)	2,956	2,773	▲184
原油価格(\$/バレル)	93.1	117.1	24.0
為替レート(円/\$)	107	78.5	▲29
原子力利用率(%)	43.1	18.8	▲24.3
事業報酬率(%)	3.0	3.0	0.0
平均経費人員(人)	37,317	36,363	▲954

(注)

※燃料費の算定諸元となる原油価格・為替レートは、燃料費調整との整合を踏まえ、申請時期の直近3ヶ月の貿易統計価格(H24/1~H24/3平均値)を参照しております。

※柏崎刈羽原子力発電所の稼働については、今後、安全・安心を確保しつつ、地元のご理解を頂くことが大前提ですが、今回の申請における3年間の原価算定期間においては、25年4月から順次再稼働がなされるものと仮定しております。

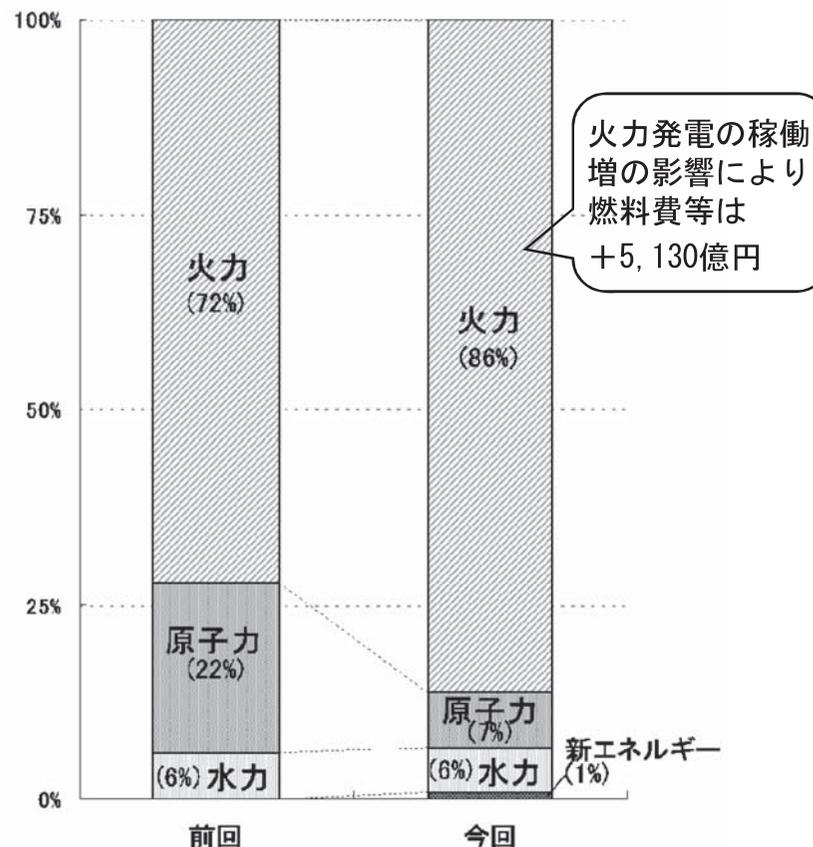
具体的には、柏崎刈羽1・5・6・7号機は25年度から順次、同3・4号機は26年度から順次、稼働がなされるものと仮定しております。

<原子力利用率> H24: 0% H25: 22% H26: 35%

(注) 今回の原子力利用率の算定においては、福島第一1~4号機を除いております。

※事業報酬率は、有識者会議の提言および当社の資金調達リスクを踏まえ、現行料金と同水準の**3.0%**と設定しております。

【発電電量の構成比】



3. 敷地内断層に関するご質問

Q. 柏崎刈羽原発の原子炉施設タービン施設の直下には、安田層までを貫く敷地内断層が存在している。

東電は、設置許可申請時、安田層（後期更新世堆積物）は切っているものの、番神砂層（3～8万年前の堆積層）を切っていないので、旧指針の活断層規定（5万年）に抵触しないので評価不要としていた。

しかし、2006の指針改定で後期更新世の安田層が切れていれば設置不適となるのではないか。説明されたい。（①）中越沖地震後の評価は、有限要素法による弱線としての解析のようだが断層の能動的活動を意味しないのではないか。（②）

また、1号炉、2・5号、3・4号、6・7号の申請書を確認したが、多数の断層の内の一部しか調査していないようである。全部の断層を調べないで良いのか。（③）それぞれ、どの断層を調査したのか。調査結果を位置図写真・断面図を付して説明されたい。（④）

保安院に対する質問のように、他地点の原発では、当時の記録が紛失したり、秘匿されていることから、事業者として、全記録を公表し説明することを求める。

（注）下線は東京電力が加筆。

A. ご質問のうち①について、敷地内の断層による変位は、安田層の最上部まで及んでおらず、後期更新世（12～13万年前）の地形面（安田面）を変位させていないことから、2006年に改訂された耐震設計指針に照らして活断層ではなく、設置不適にはならないと考えています。

ご質問のうち②について、発電所が強い揺れを受けた際に、断層が弱部となって動くことがないことを確認したものです。敷地内の断層は敷地内の褶曲運動に伴い生じたもので、地下深くまで連続するものではなく、自ら活動し、自ら地震を発生させるものではありません。

ご質問のうち③について、敷地内の断層は敷地内の褶曲運動に伴い生じたもので、断層ができた原因が共通することから、共通する特徴をもつ断層のうち比較的規模の大きい断層を代表させて活断層ではないことを確認してきています。

以上のことは、建設時の安全審査や中越沖地震後の新耐震指針に照らした国や県の検討において確認されてきたことです。

ご質問のうち④について、敷地内の断層については、8月10日の意見聴取会でご説明していますので、配布資料を参照願います。

配付資料には設置許可申請書や中越沖地震後の国や県の委員会でご説明してきた内容に当時の写真等の情報を追加して示しています。

説明の概要は、これまでご説明してきたとおり、「敷地内の断層は安田層堆積終了以降活動しておらず、活断層ではない」というものです。

この説明に対して委員からは、「1,2号直下に分布する α 、 β 断層は安田層の途中まで切っているため、最終活動時期を詳細に把握する必要がある」という趣旨のコメントをいただきました。

この対応として、最終活動時期の評価に係る安田層等の地層の年代をより精緻に評価するため、地質調査を実施することとし、先週（8月23日）公表させていただきました。

調査は、敷地内、敷地の北側、柏崎平野の南部においてボーリング調査を実施し、採取した資料を分析し、年代評価を行う計画です。

評価がまとまりましたら、ご紹介させていただきたいと考えています。

（参考）発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針 2006年9月19日
原子力安全委員会決定 より

耐震設計上考慮する活断層としては、後期更新世以降の活動が否定できないものとする。なお、その認定に際しては最終間氷期の地層又は地形面に断層による変位・変形が認められるか否かによることができる。

4. チャンネルボックス上部の一部剥離に関するご質問

Q. 女川の燃料チャンネルボックスの損傷のことが報告されたが、東電柏崎刈羽でも類似現象があった旨の説明があったが、なぜ、これまで公表しなかったのか。地震との関係も含め次回以降に詳細に説明してほしい。

A. 前回定例会においてご説明した柏崎刈羽原子力発電所における類似事象（チャンネルボックス上端部溶接部の白色化及び一部剥離事象）は1997年^{※1}及び2008年^{※2}に確認したものです。これら類似事象の詳細については8月10日に原子力安全・保安院へ口答指示に基づく報告を行うとともに、報告書を公表しています。

※1：最初に5号機においてチャンネルボックス103本（調査対象770本）に確認。その後、3号機においてもチャンネルボックス4本（調査対象156本）に同様の事象を確認。

※2：新潟県中越沖地震後の設備点検の一環として、チャンネルボックスの外観点検を実施していたところ、3号機においてチャンネルボックス1本（調査対象100本）に1997年（新潟県中越沖地震前）に確認した事象と同様の事象を確認。

○チャンネルボックスには、原子炉運転中に「燃料集合体内の冷却材の流路を定める機能」や「制御棒の作動の際のガイドとなる機能」等の機能を維持することが要求されますが、これらは、四角柱の筒状をしたチャンネルボックス本体によって果たされる機能です。

○当該事象では、チャンネルボックス本体の上端部に溶接によって取り付けられた部材（クリップと呼ばれる）の溶接部が局所的に白色化^{※3}して、その一部が剥離しているのが観察されました。クリップは、燃料集合体にチャンネルボックスを固定するための部材ですが、確認されたような剥離があったとしても、取り扱い時の荷重によって破断する等の問題は発生しないことを確認しており、当該事象はチャンネルボックスの健全性に影響を及ぼすものではありません。

※3：1997年に5号機において確認した事象では、溶接部全長約90mmのうち最大で約15mmの白色化が発生していることを確認。

- チャンネルボックスの素材には、中性子を吸収しにくい特徴を有するジルコニウム合金を用いていますが、この合金には、金属表面の酸化（腐食）が進展して酸化膜が厚くなると、当該部分が白色を呈して脆くなって、次第に剥がれていくという特性があります。当該事象で見られる剥離現象は、溶接施工時の問題によって溶接部の一部分の耐食性が低下したために、当該部分に腐食が進展し、その結果として白色化が発生したものと推定しています。なお、この事象の結果として剥離した部分は、脆いジルコニウム酸化物であり、わずかな力で微細化することから燃料集合体や炉内構造物に悪影響を及ぼすことはないと評価しました。
- 以上に示す通り、当該事象は設備の健全性に影響を及ぼすものではないため、1997年当時、規制当局への報告や対外的な公表は行いませんでした。また、2008年当時に関しても、1997年に経験済みの設備の健全性に影響を及ぼさない既知の事象であり、手入等の特段の対応を必要としないことから、不適合事象には当たらないと判断していました。しかしながら、今回の事象に照らしてみると、このような知見については事業者間等で共有することが望ましいと考えられるため、情報提供に努めてまいります。

5. 放射線業務従事者の放射線管理に関するご質問

過日、福島原発で、放射線警報機を鉛板で覆って作業した業者がいたと報じられた。
そこで、作業員の放射線管理（内部被曝管理）の実態を知りたい。

Q. 放射線管理区域の作業員はホールボディカウンター（WBC）で検査すると聞いている。作業員の放射線管理の方法を説明して欲しい。

A. 放射線管理区域内で作業を行う場合は、放射線業務従事者として必要な要件を満たしていることを確認し、登録を行っています。

放射線業務従事者は、入所時、入所後は定期的に、及び退所時にホールボディカウンタ（以下、WBC という）による測定を行い、内部被ばく線量を評価しています。

【管理区域内作業に係わる入退域手続き】



Q. 鉛板で覆った作業員の作業前の値（Ach・Bchの値）は、それぞれいくらか。
 同上人の作業後の値（Ach・Bchの値）は、それぞれいくらか。

A. 今回の個人線量計を鉛板で覆って作業した件は、外部被ばく線量の評価には影響しますが、内部被ばく線量には影響するものではありません。なお、WBCの測定結果は個人情報であり、お答えは差し控えさせていただきます。

（注）当所のWBCは、入射するγ線の計数値を、低エネルギーから高エネルギーの範囲をAch、高エネルギーの範囲のみをBchと分けています。内部被ばく線量の評価には、Achの値を使用しています。

Q. 柏崎刈羽で 新人入所は月何人程度か？2010.3～2012.7の月別新人入所者数の一覧表を示されたい。

A. 柏崎刈羽原子力発電所で新規（*）に放射線業務従事者に登録する人数は、作業の多い少ないによっても変動しますが、月当たり100名前後です。

（*）新規：福島第一原子力発電所・福島第二原子力発電所を含め、当社の原子力発電所に放射線業務従事者として初めて登録することをいう。

（参考）

参考まで2010.3～2012.7に放射線業務従事者登録した者の月別の推移を表-1に示します。期間中、2,020名が新規に登録を行っています。

（表-1）

時期	2010.3	2010.4	2010.5	2010.6	2010.7	2010.8	2010.9	2010.10	2010.11	2010.12	2011.1
登録者	42	148	93	99	54	61	54	94	97	60	48
時期	2011.2	2011.3	2011.4	2011.5	2011.6	2011.7	2011.8	2011.9	2011.10	2011.11	2011.12
登録者	76	44	49	175	52	47	165	91	85	61	32
時期	2012.1	2012.2	2012.3	2012.4	2012.5	2012.6	2012.7				
登録者	68	68	48	45	23	20	21				

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)

Q. 3. 11以前と以後で内部被曝のWBCが示す内部被曝に優位な差があるか。
新入所者と継続作業員(定期検査 3ヶ月毎と理解するが)毎に、柏崎で
検査した者の値を、示されたい。

A. 柏崎刈羽で登録している放射線業務従事者のうち、2011年3月11日以降福島
第一原子力発電所へ応援作業に行った者の中には、以前と比較し、有意な内部
被ばくが確認された者がいます。

当社社員のケースでは、事故後初期(2011.3～2011.4)に応援に行った者の最
大値は、約18mSvでありました。これは、事故により作業環境中の空気中放射
性物質濃度が上昇したことによる影響と評価しています。

その後、福島第一では放射線管理体制の強化を図り、2011年5月以降の社員応
援者については、有意な内部被ばくはありませんでした。

なお、新規に放射線業務従事者登録した者については、登録時の測定値を作業
前の初期値として取り扱っており、内部被ばく測定の対象にはしていません。

以 上

柏崎刈羽原子力発電所 敷地内の地質・地質構造について

平成24年8月10日
東京電力株式会社



東京電力

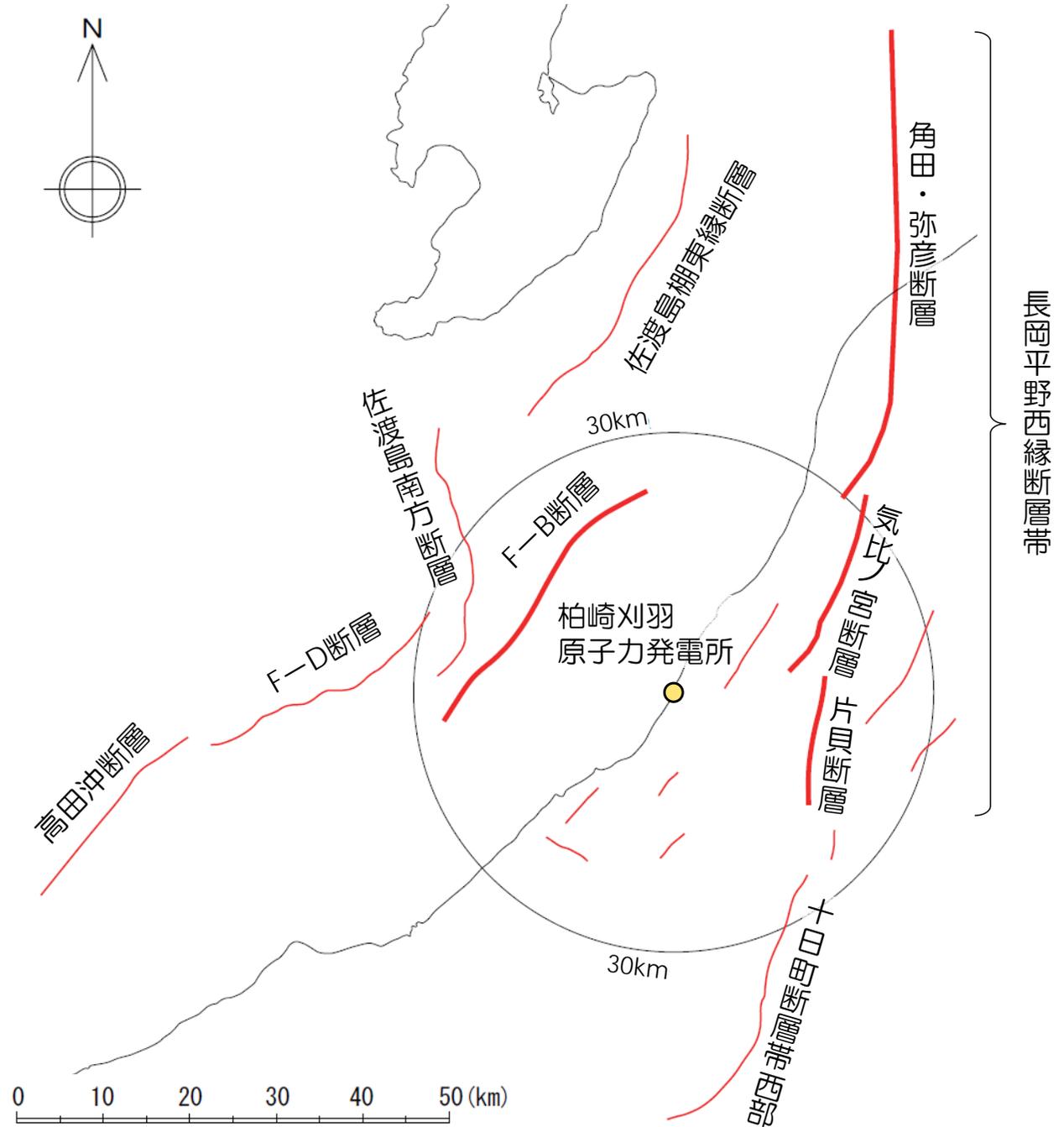
目次

1. 敷地及び敷地近傍における中部・上部更新統の地質層序
2. 真殿坂断層の評価
3. 敷地内断層の評価
4. まとめ

-
1. 敷地及び敷地近傍における中部・上部更新統の地質層序
 2. 真殿坂断層の評価
 3. 敷地内断層の評価
 4. まとめ

敷地周辺の活断層分布図

- 敷地周辺に分布する主な活断層としては、陸域では長岡平野西縁断層帯（角田・弥彦断層、気比ノ宮断層、片貝断層）など、海域ではF-B断層などがある。

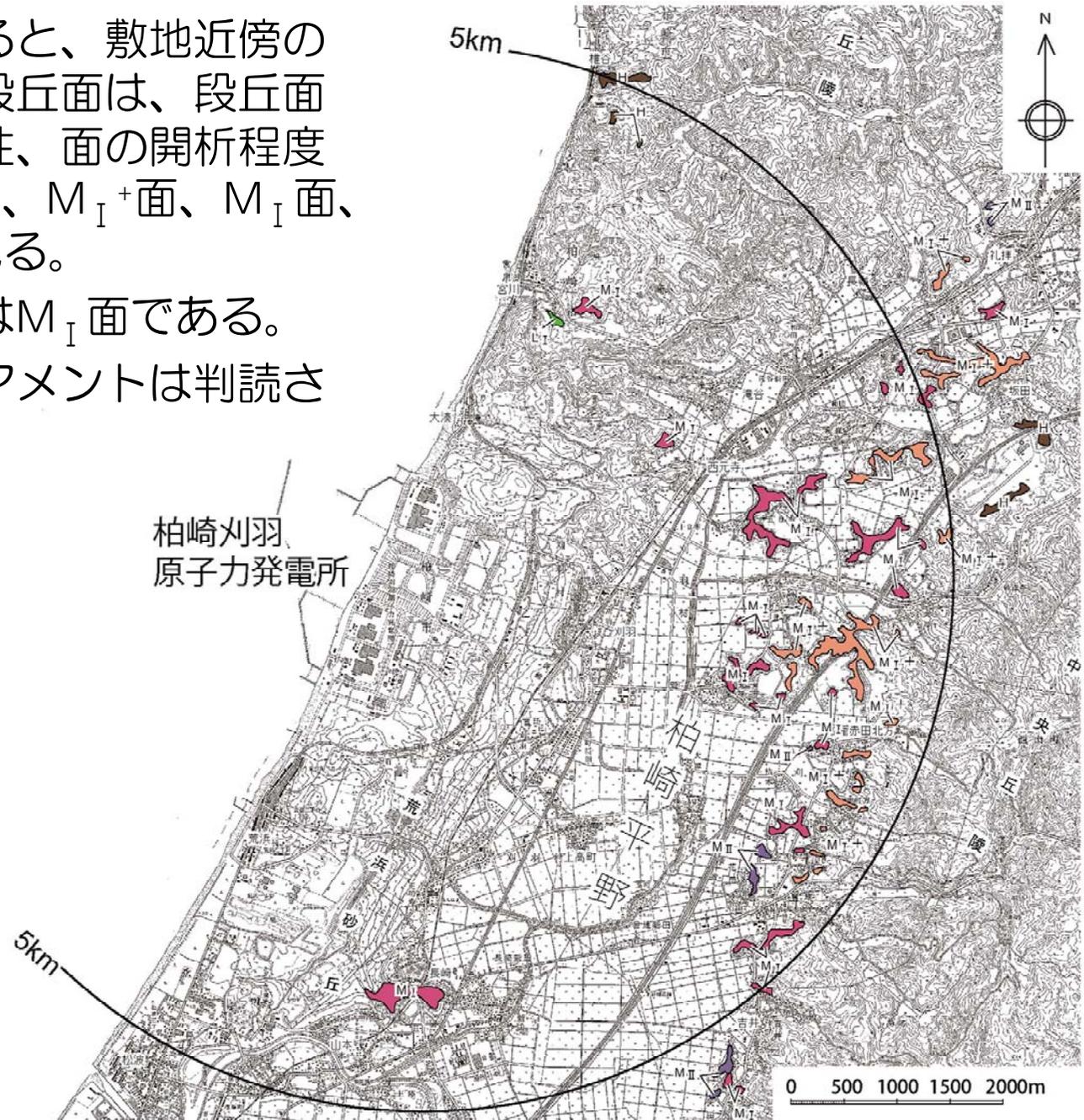


敷地近傍の空中写真判読図

- 空中写真判読の結果によると、敷地近傍の柏崎平野周辺に分布する段丘面は、段丘面の標高、分布形態、連続性、面の開析程度等により、高位からH面群、M_I⁺面、M_I面、M_{II}面及びL_I面に区分される。
- 最も広く分布する段丘面はM_I面である。
- 敷地及び敷地近傍にリニアメントは判読されない。

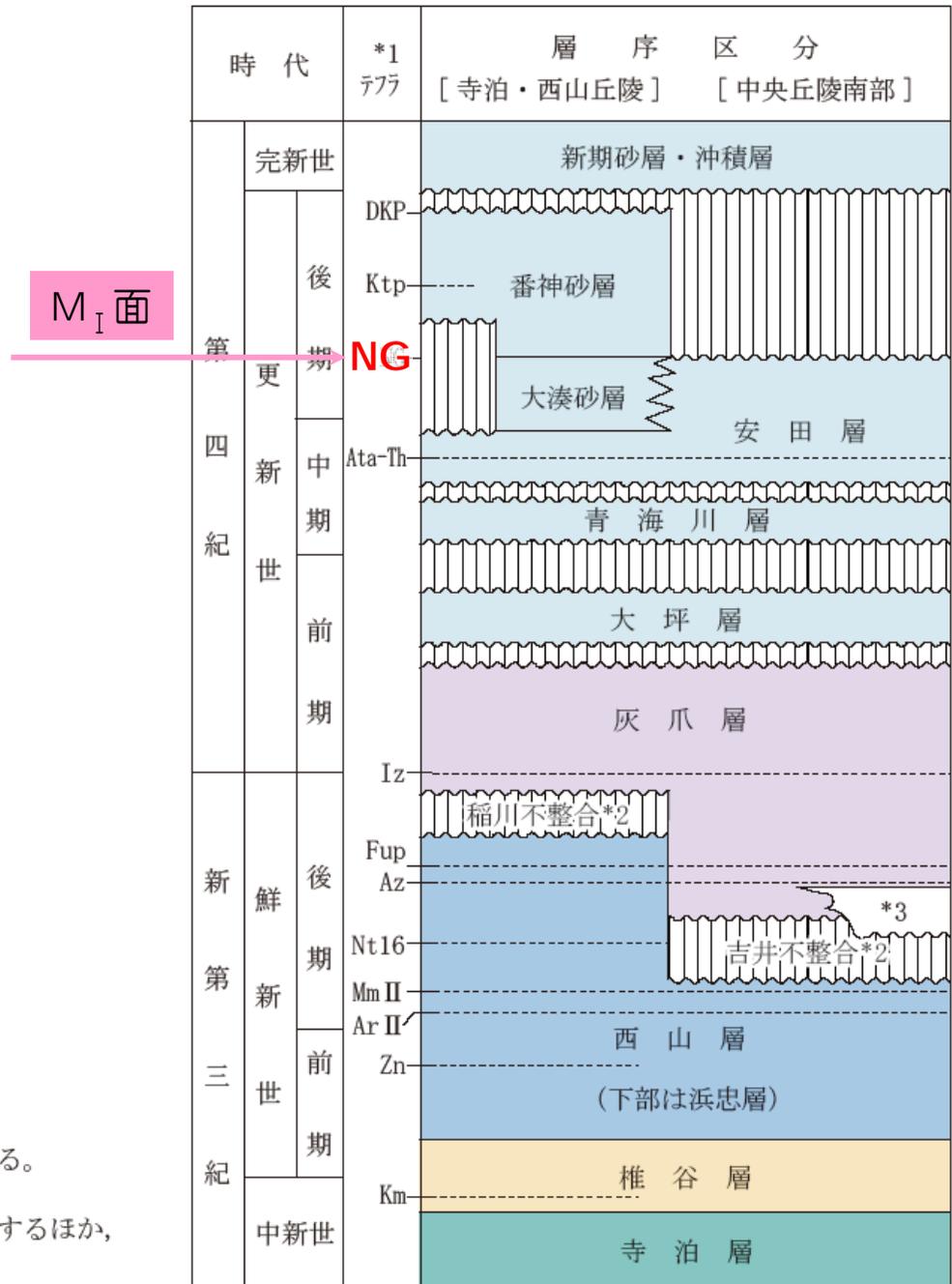
凡 例
段丘区分

L _I 面 (MIS5a~4)	
M _{II} 面 (MIS5c)	
M _I 面 (MIS5e)	
M _I ⁺ 面 (MIS5e)	
H 面群 (MIS7)	



敷地近傍の地質層序

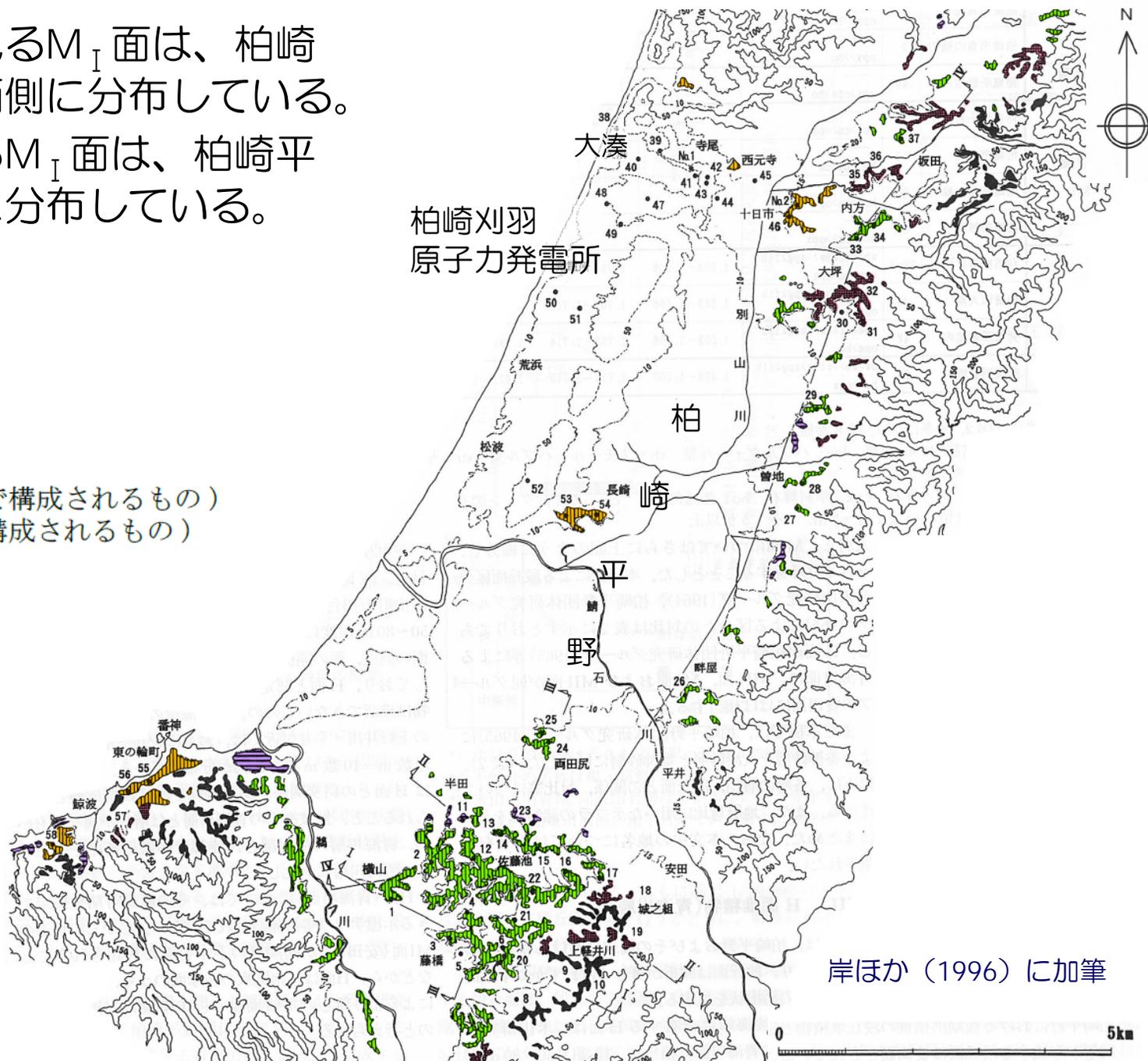
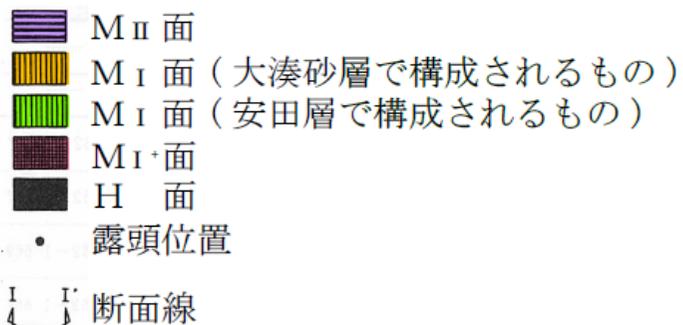
- M_I面は、大湊砂層あるいは安田層から構成され、大湊砂層上限面付近に中子軽石層：NG（約13～15万年前；早津・新井、1982）が挟在することから、断層の活動性評価の示標となる。
- なお、町田・新井（2003）によると、中子軽石層（NG）は飯縄上樽テフラ（In-Kt）に対比されている。



*1 テフラの名称・年代は、岸ほか（1996）などによる。
 *2 不整合の名称は、岸ほか（1996）による。
 *3 米山火山岩類・同火山岩類は米山海岸に広く分布するほか、柏崎市南部の南下付近で西山層中に挟在する。

M_I面の構成層

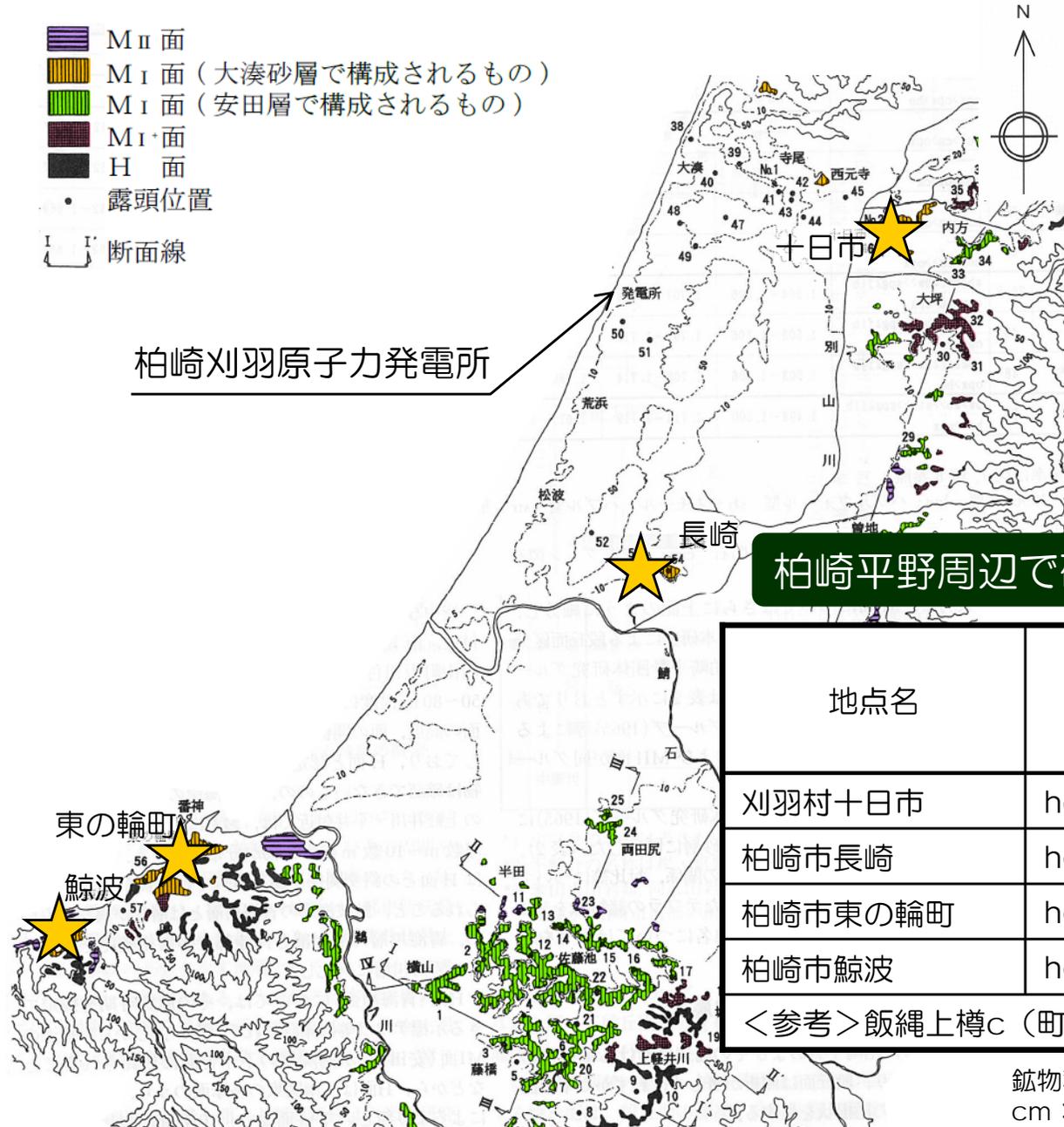
- 大湊砂層で構成されるM_I面は、柏崎市大湊付近から南西側に分布している。
- 安田層で構成されるM_I面は、柏崎平野の東縁部～南部に分布している。



岸ほか (1996) に加筆

大湊砂層上限面の年代

-  M_{II} 面
-  M_I 面 (大湊砂層で構成されるもの)
-  M_I 面 (安田層で構成されるもの)
-  M_I 面
-  H 面
-  露頭位置
-  断面線



柏崎刈羽原子力発電所

柏崎平野周辺で確認された中子軽石層 (NG)

- 複数地点において、大湊砂層と番神砂層との境界付近に中子軽石層 (NG) が挟在していることが確認された。
- このことから、大湊砂層上限面は、下末吉海進後の海退に伴い形成された離水面に相当すると判断される。

地点名	重鉱物組成	鉱物の屈折率	
		普通角閃石 (n ₂)	加シト閃石 (n ₂)
刈羽村十日市	ho >> cm > opx	1.674-1.680	1.662-1.667
柏崎市長崎	ho > opx > cm	1.674-1.680	1.662-1.667
柏崎市東の輪町	ho >> cm > opx	1.675-1.680	1.662-1.669
柏崎市鯨波	ho >> cm >> opx	1.675-1.681	1.662-1.667
<参考> 飯縄上樽c (町田・新井, 2003)		1.674-1.680	1.662-1.667

鉱物種の記号 opx : 斜方輝石、cpx : 単斜輝石、ho : 普通角閃石、cm : カミングトン閃石量比 > : 1.2倍~5倍、>> : 5倍

岸ほか (1996) に加筆

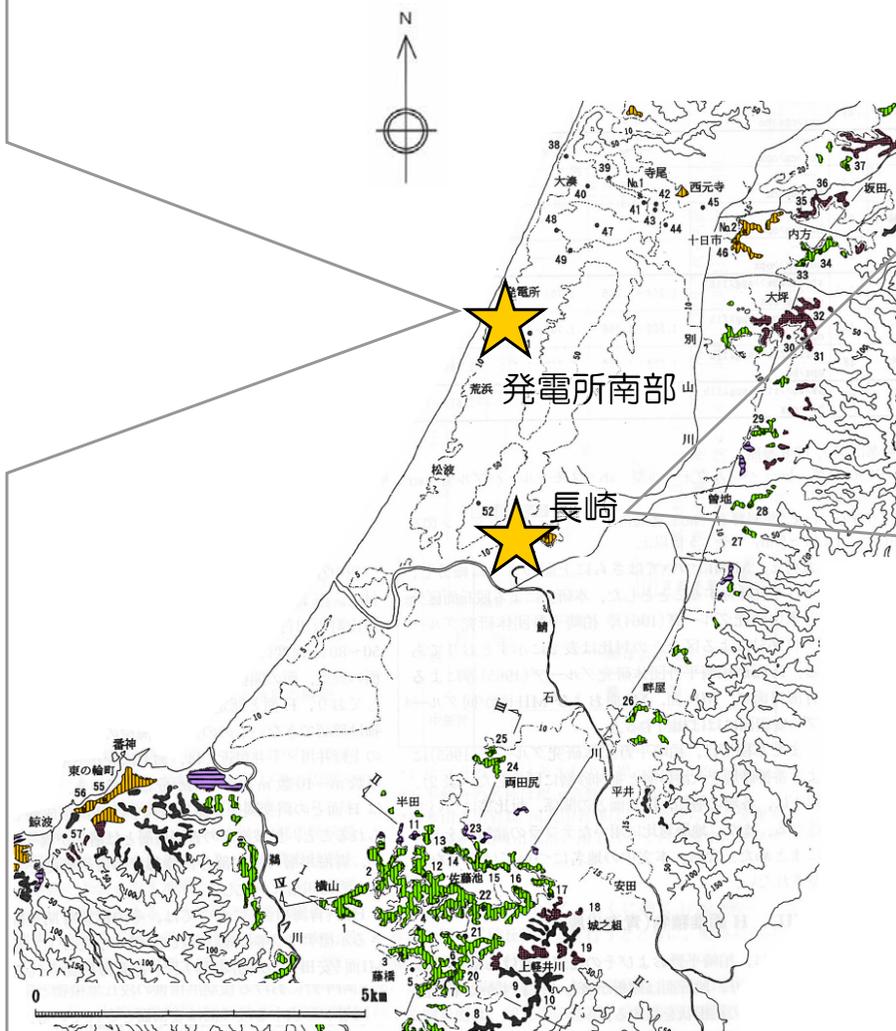
<参考> 露頭写真 (大湊砂層・番神砂層・中子軽石層)

大湊砂層を
覆う番神砂層

NE← →SW



Loc.50 (2号機東、超
高圧開閉所法面)
鎌の位置付近が大湊砂
層と番神砂層との境界



岸ほか (1996) に加筆

中子軽石層 (NG)

SW← →NE



中子軽石層を含む層準

Loc.53 (柏崎市長崎)
大湊砂層と番神砂層との境界付近に点在する
白色細粒軽石。同軽石層は、鉱物組成・屈折率
から中子軽石層に同定される。

安田面の年代

- 安田層下部層はシルト～粘土層、安田層上部層は砂質シルト、砂層及び礫層が優勢の淡水域～汽水域の堆積物からなることから、海進に伴い堆積したと推定される。
- 安田層を構成層とするM_I面（安田面）の形成年代を推定できる示標テフラ等は確認されていないが、柏崎平野において最も広く分布すること、安田層は谷埋め性の堆積物であることなどから、下末吉面（MIS5e）に対比される。
- なお、安田層は柏崎平野団体研究グループ（1965）によっても柏崎平野における後期洪積世の段丘堆積物と定義され、同層が形成する段丘面は安田面とされている。

安田層上部層と下部層との境界

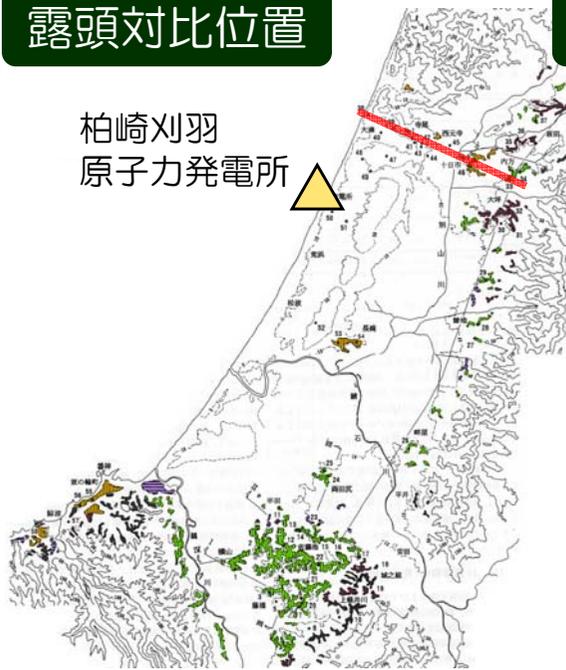


Loc.15 (柏崎市佐藤池新田)

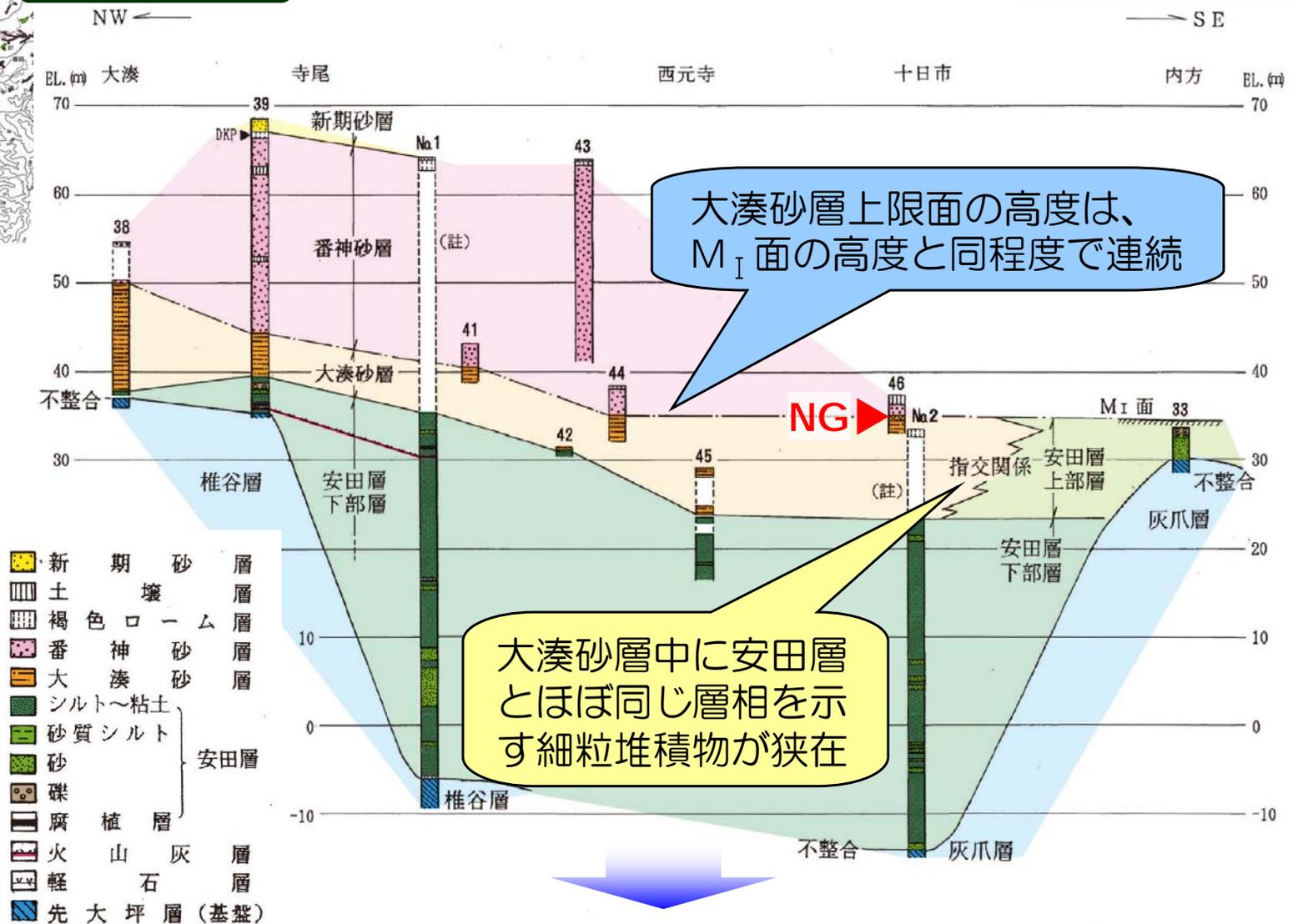
安田層下部の暗青灰色シルト層及びその上位の安田層上部の砂・砂質シルト互層。

柏崎平野北部（海岸部～内陸部）における露頭柱状対比

露頭対比位置



露頭柱状対比



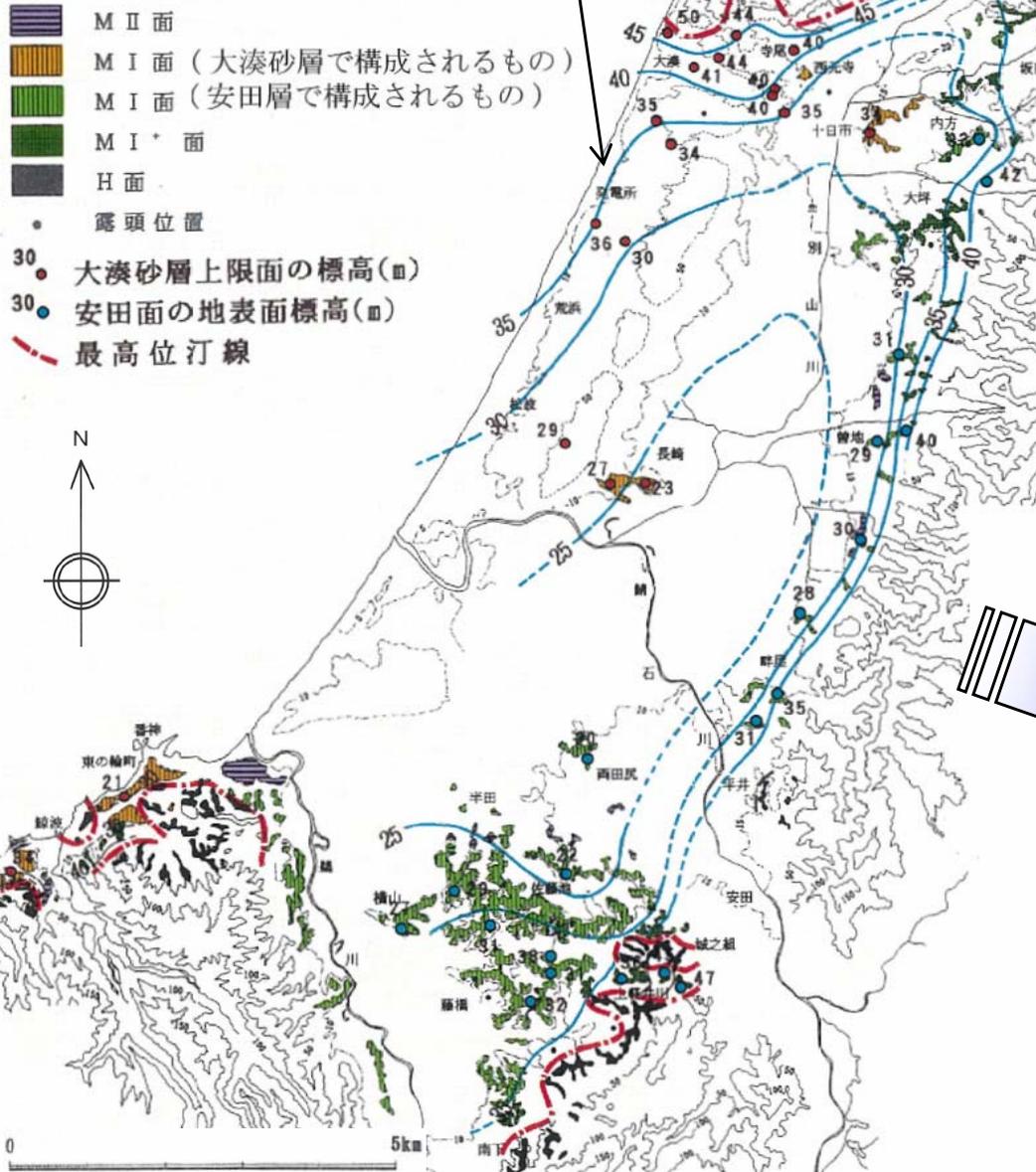
- 新期砂層
 - 土壌層
 - 褐色ローム層
 - 番神砂層
 - 大湊砂層
 - シルト～粘土
 - 砂質シルト
 - 砂
 - 礫
 - 腐植層
 - 火山灰層
 - 軽石層
 - 先大坪層(基盤)
- 安田層

◀ 火山灰試料採取位置。同一露頭において複数の試料を採取した場合には-1,-2とした。

岸ほか(1996)に加筆

大湊砂層と安田層上部層の堆積環境

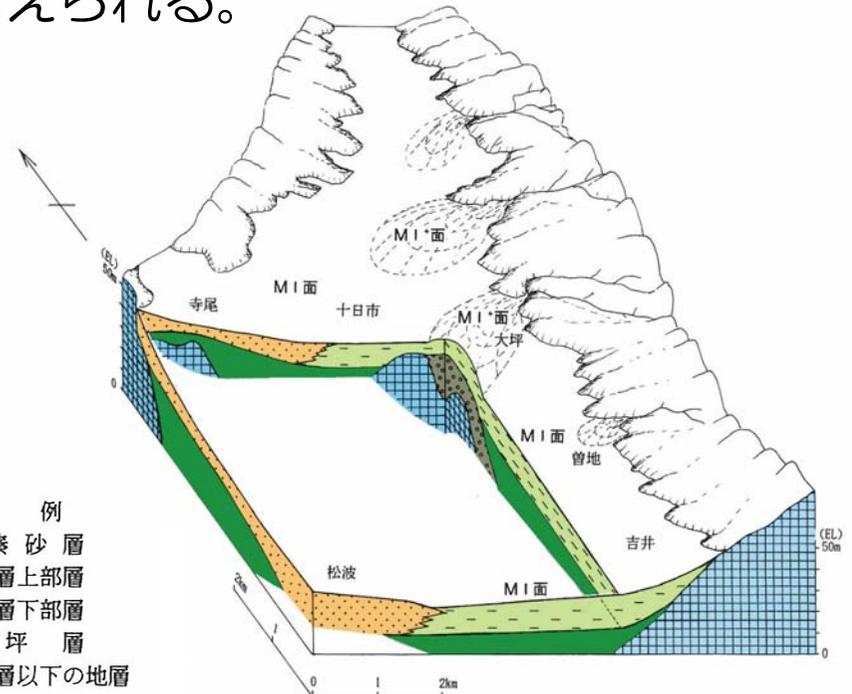
柏崎刈羽原子力発電所



岸ほか (1996) に加筆

- 下末吉海進における離水面は、大湊砂層上限面及び安田面を連ねた高度分布により復元され、柏崎平野中央部を中心とする盆状を呈している。
- 本地域の堆積環境としては、バリアーシステムがあてはまり、大湊砂層はバリアーの構成層（砂州）、安田層上部層はバリアー背後のラグーンの構成層と考えられる。

- 凡 例
- 大湊砂層
 - 安田層上部層
 - 安田層下部層
 - 大坪層
 - 灰爪層以下の地層



柏崎平野西部（海岸部）における露頭柱状対比

露頭柱状対比

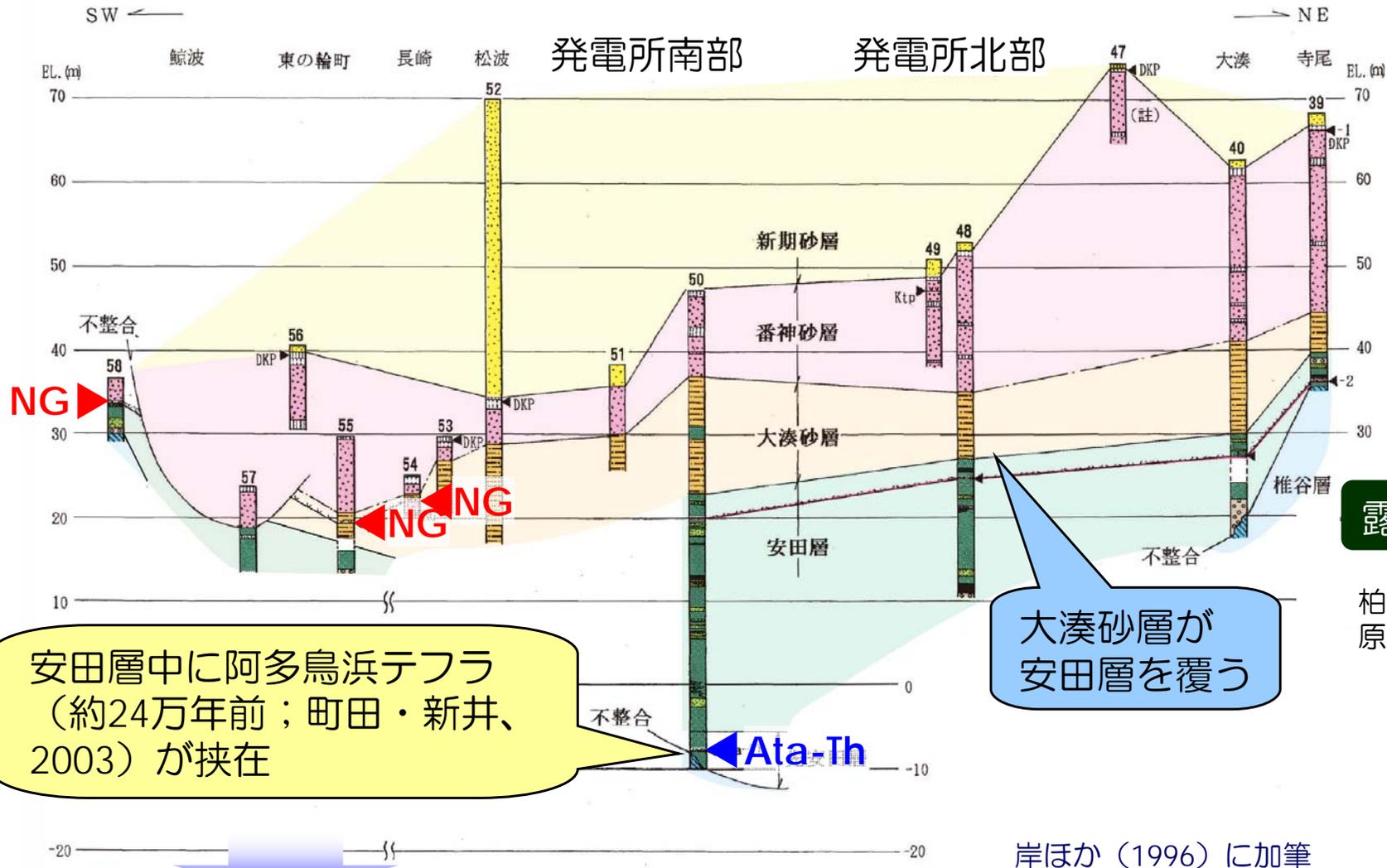


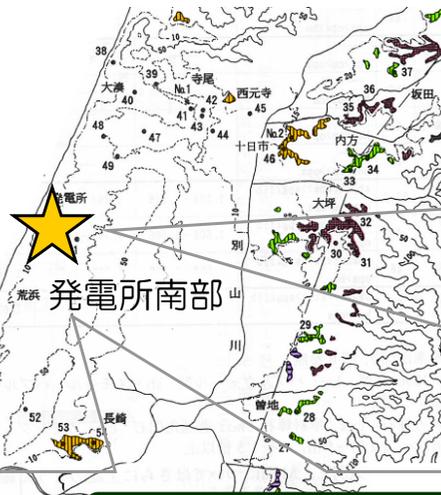
図8 柏崎平野海岸部における露頭柱状対比

安田層中に阿多鳥浜テフラ
(約24万年前；町田・新井、
2003) が挟在

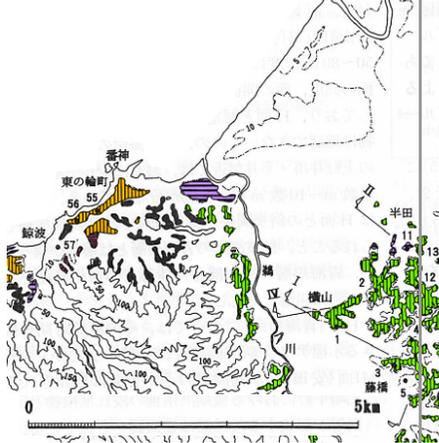
大湊砂層が
安田層を覆う

安田層と層相に顕著な差はないものの、青海川層あるいはそれよりも古い地層が伏在している可能性が高い

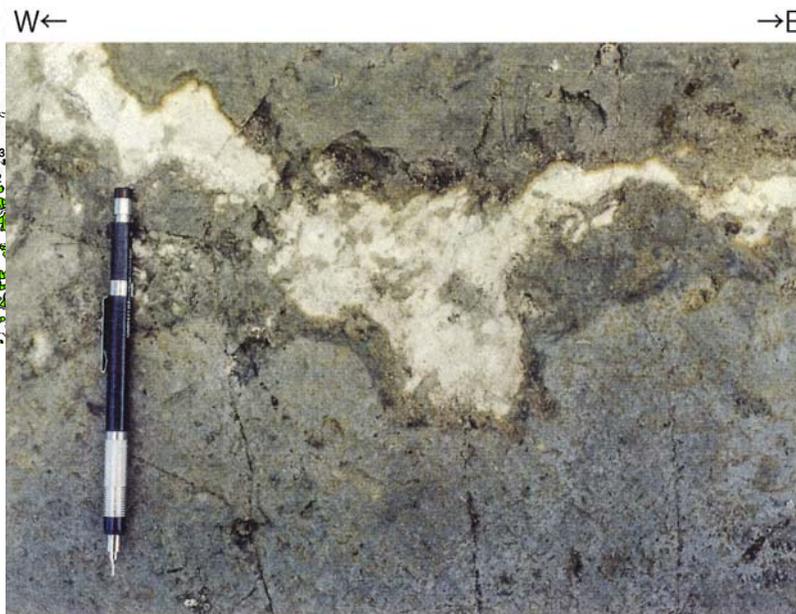
<参考> 露頭写真 (大湊砂層・安田層・阿多鳥浜テフラ)



安田層中の阿多鳥浜テフラ



岸ほか (1996) に加筆

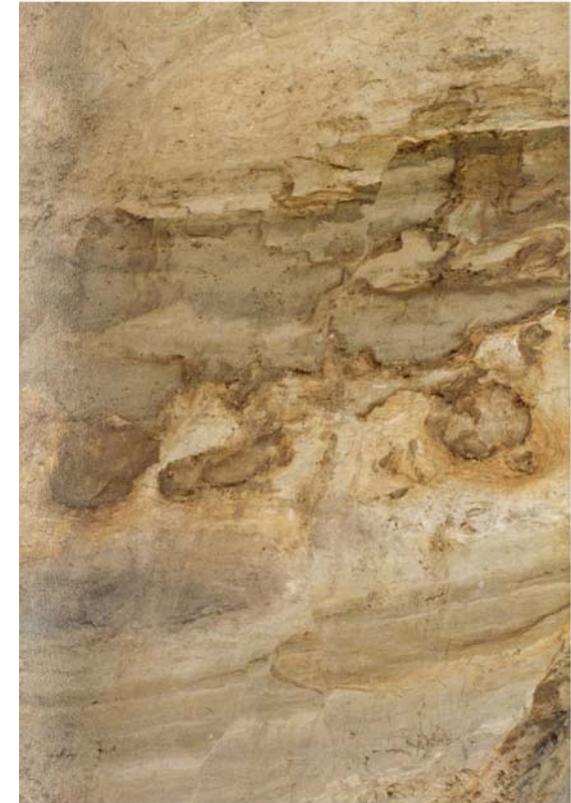


Loc.50 (3号炉本館掘削法面)
安田層中に挟在する白色ガラス質火山灰。同火山灰層は鉍物・ガラス組成, 屈折率などから阿多鳥浜テフラに同定される。

大湊砂層と安田層との境界

N←

→S

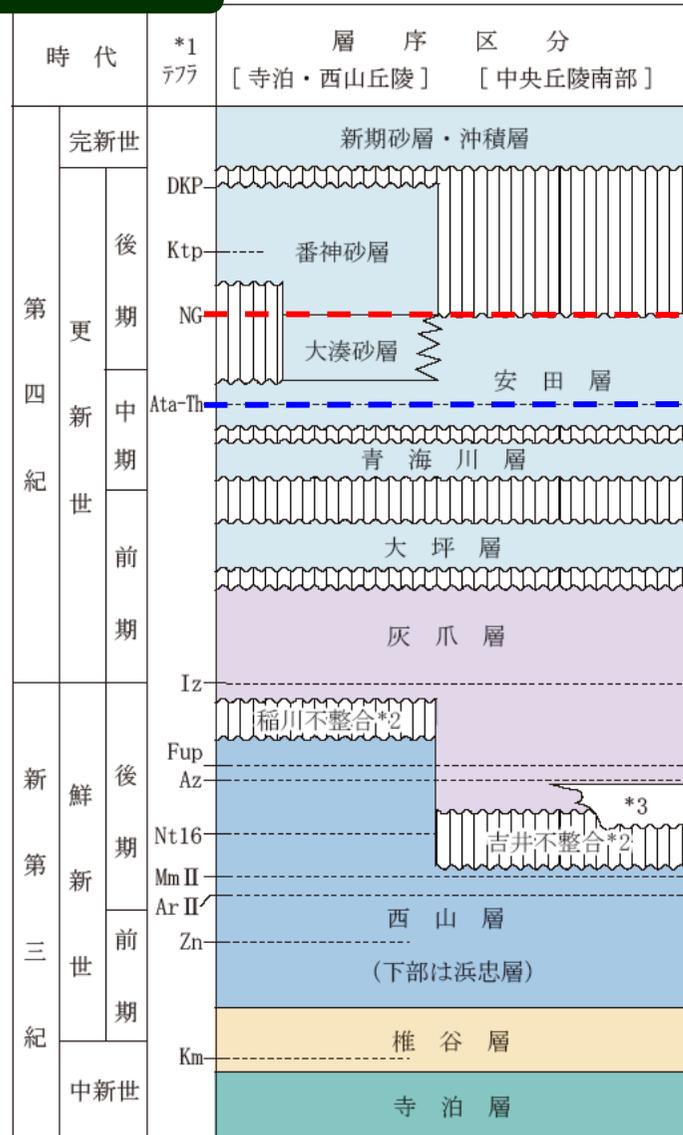


大湊砂層
←
安田層

Loc.50 (2号機造成法面)
大湊砂層と安田層との境界。

敷地近傍と敷地内との地質層序の対比

敷地近傍



- *1 テフラの名称・年代は、岸ほか（1996）などによる。
- *2 不整合の名称は、岸ほか（1996）による。
- *3 米山火山岩類・同火山岩類は米山海岸に広く分布するほか、柏崎市南部の南下付近で西山層中に挟在する。

敷地内

時代	地層名	主な層相・岩質		
第四紀	更新世	新期砂層	上部は灰白色の細～中粒砂 下部は茶褐色の細～中粒砂，腐植物を含む	
		番神砂層	灰白色～赤褐色の中～粗粒砂	
	更新世	大湊砂層	褐色～黄褐色の中～粗粒砂，シルトの薄層を含む	
		安田層	A ₄ 部層	最上部は砂 粘土～シルト，砂を多く挟む
			A ₃ 部層	粘土～シルト 繻状粘土，有機物，砂を伴う，貝化石を含む
			A ₂ 部層	粘土～シルト 砂，厚い砂礫，有機物を挟む
	A ₁ 部層		粘土～シルト 砂，砂礫を挟む	
	前期	灰爪層	凝灰質泥岩，凝灰質砂岩，凝灰岩	
	新第三紀	更新世	N ₃ 部層	砂質泥岩 砂岩，凝灰岩，ノジュールを挟む 貝化石を含む
			西山層	N ₂ 部層
N ₁ 部層				シルト質～粘土質泥岩 砂岩，凝灰岩，ノジュールを挟む 珪質海綿化石を含む
前期		椎谷層	砂岩，砂岩・泥岩互層，細礫岩等を挟む	
中新世		寺泊層	黒色泥岩，砂岩・泥岩互層	

中子軽石層
(MIS5eの離水面)

阿多鳥浜テフラ
(約24万年前)

敷地内の安田層は、粗粒から細粒に変化する堆積サイクルが認められることから、下位からA₁、A₂、A₃及びA₄部層に区分

〰 不整合
— 指交

小 括

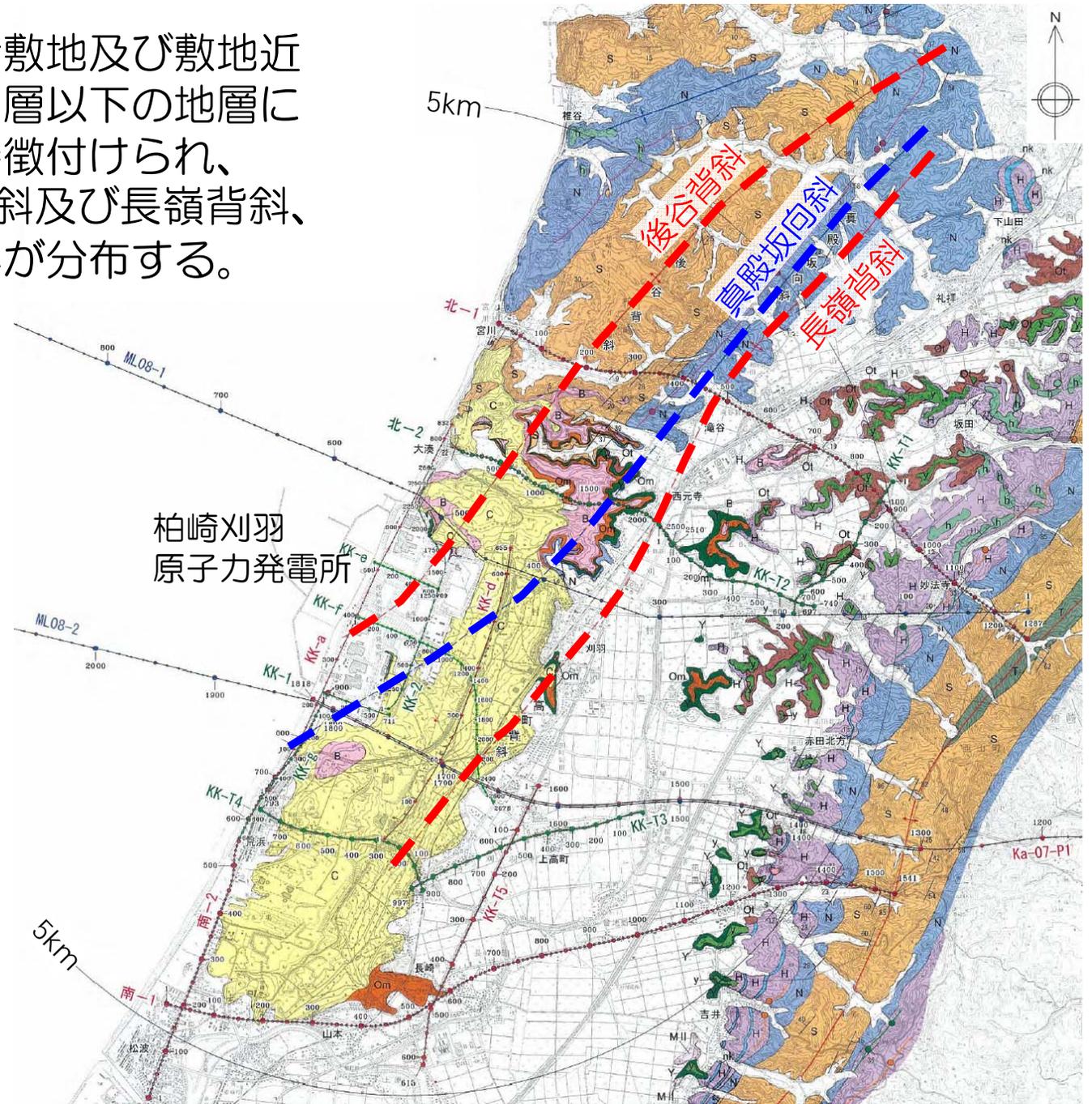
- 敷地周辺の活断層としては、陸域では長岡平野西縁断層帯など、海域ではF-B断層などが分布しているが、敷地及び敷地近傍にリニアメントは判読されず、活断層は分布していない。
- 柏崎平野周辺において最も広く分布するM_I面は、大湊砂層あるいは安田層上部層から構成される。
- 大湊砂層上限面付近に中子軽石層が挟在すること、安田層が谷埋め性堆積物からなることから、大湊砂層上限面及び安田面（安田層上部層から構成される段丘面）は下末吉面（MIS5e）に対比され、断層の活動性を検討する上での示標になると考えられる。
- 敷地内の安田層は、大湊砂層の下位に分布しており、阿多鳥浜テフラを挟在することから、MIS7の地層を含んでいると考えられる。

-
1. 敷地及び敷地近傍における中部・上部更新統の地質層序
 2. 真殿坂断層の評価
 3. 敷地内断層の評価
 4. まとめ

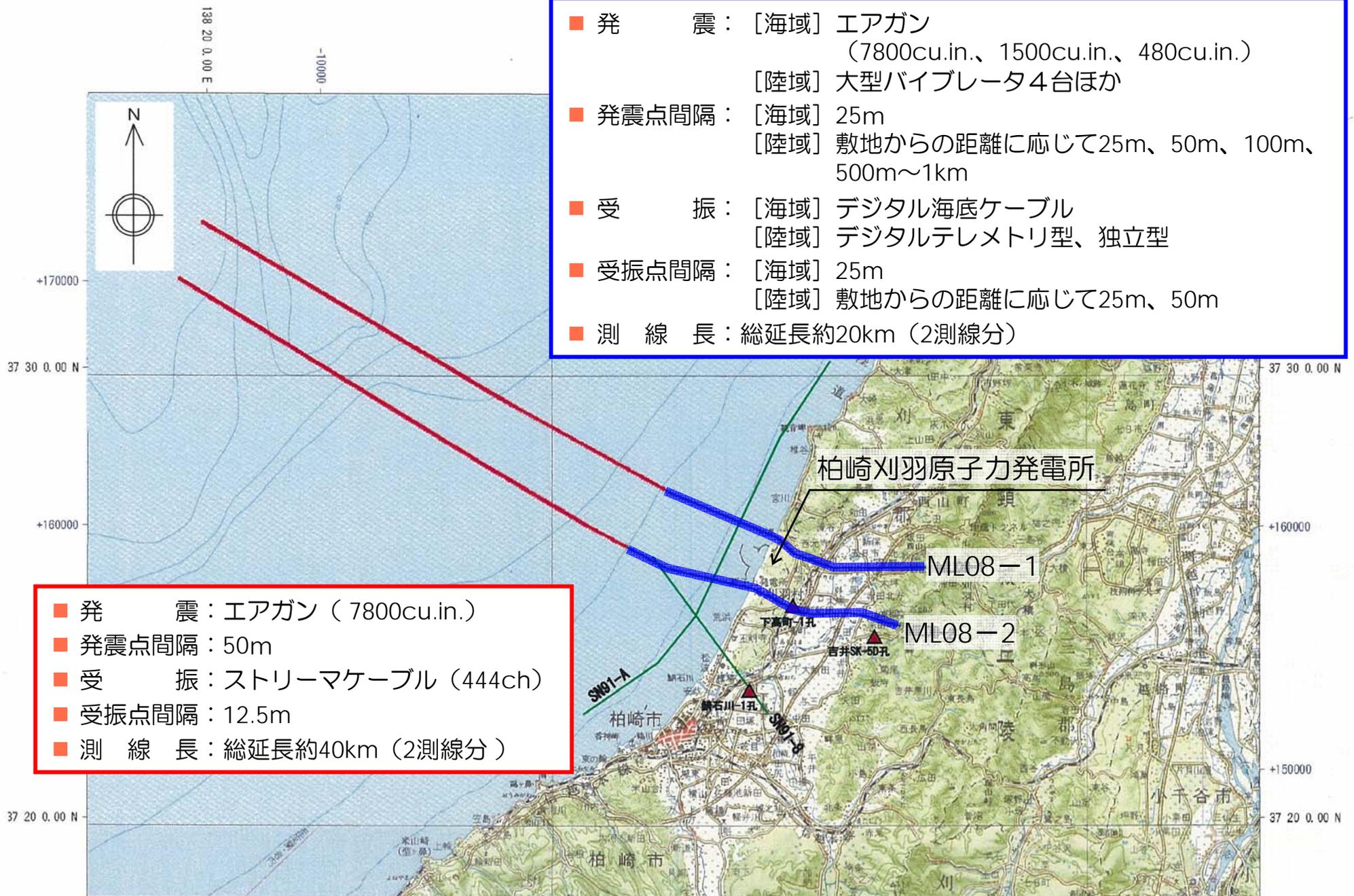
敷地及び敷地近傍の地質・地質構造

- 柏崎刈羽原子力発電所敷地及び敷地近傍の地質構造は、西山層以下の地層にみられる褶曲構造に特徴付けられ、NE-SW方向の後谷背斜及び長嶺背斜、両背斜間に真殿坂向斜が分布する。

- 凡 例
- a 沖積層・盛土
 - C 新期砂層
 - MII MII 面堆積物 (MIS5c)
 - B 番神砂層 (MIS5d~4)
 - Om 大湊砂層 (MIS5e)
 - y 安田層上部層 (MIS5e)
 - Y 安田層下部層 (MIS5e~MIS7)
 - h H面群堆積物
 - Ot 大坪層
 - H 灰爪層
 - nk 灰爪層 (石灰質砂岩)
 - N 西山層
 - S 椎谷層
 - T 寺泊層
 - Iz テフラ (○は確認地点)
 - Az テフラ
 - Zn テフラ
- テフラの名称は岸ほか (1996) による



反射法地震探査結果（陸域～海域の測線位置図）

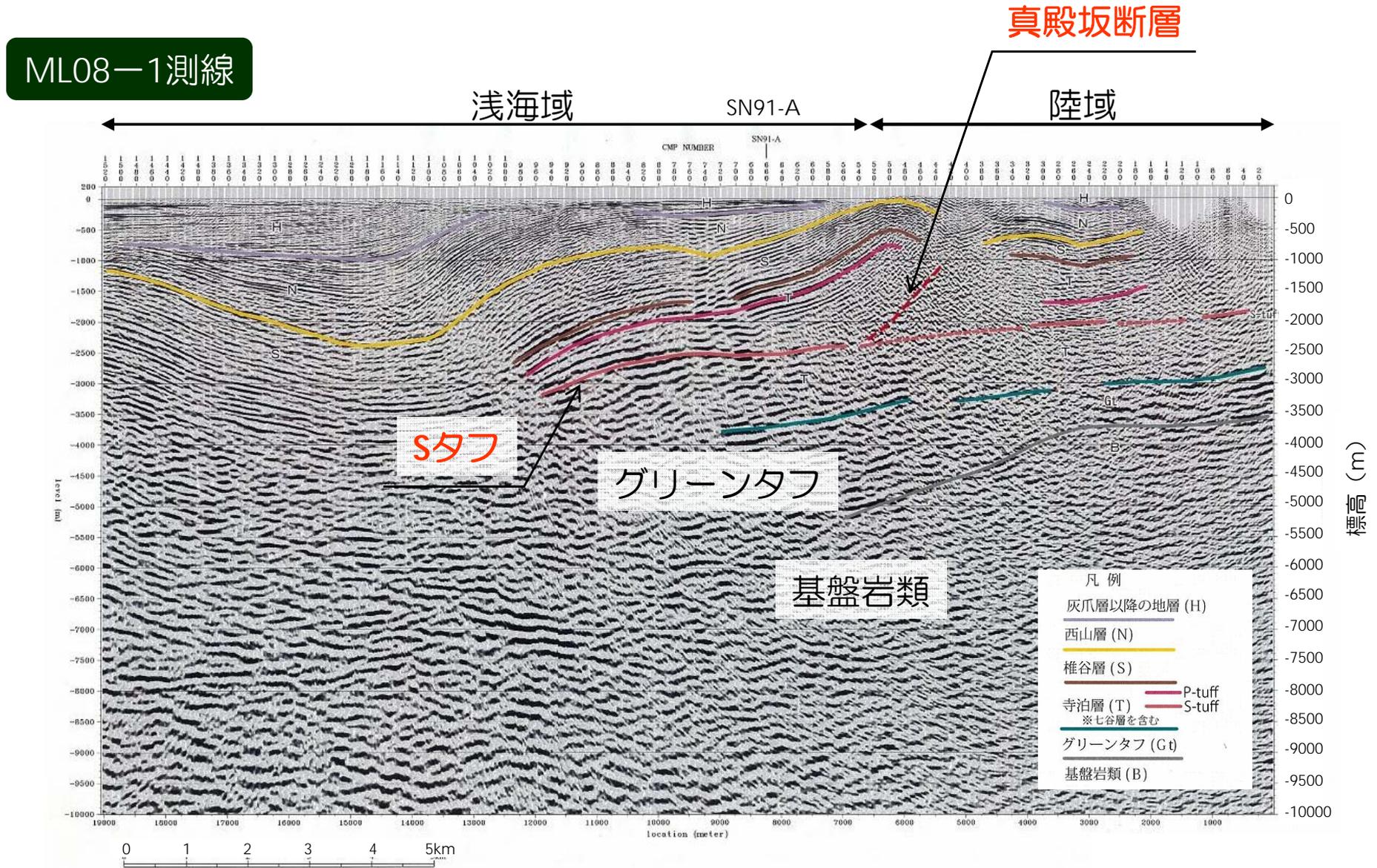


- 発 震： [海域] エアガン
(7800cu.in.、1500cu.in.、480cu.in.)
[陸域] 大型バイブレータ4台ほか
- 発震点間隔： [海域] 25m
[陸域] 敷地からの距離に応じて25m、50m、100m、500m～1km
- 受 振： [海域] デジタル海底ケーブル
[陸域] デジタルテレメトリ型、独立型
- 受振点間隔： [海域] 25m
[陸域] 敷地からの距離に応じて25m、50m
- 測 線 長： 総延長約20km（2測線分）

- 発 震： エアガン（7800cu.in.）
- 発震点間隔： 50m
- 受 振： ストリーマケーブル（444ch）
- 受振点間隔： 12.5m
- 測 線 長： 総延長約40km（2測線分）

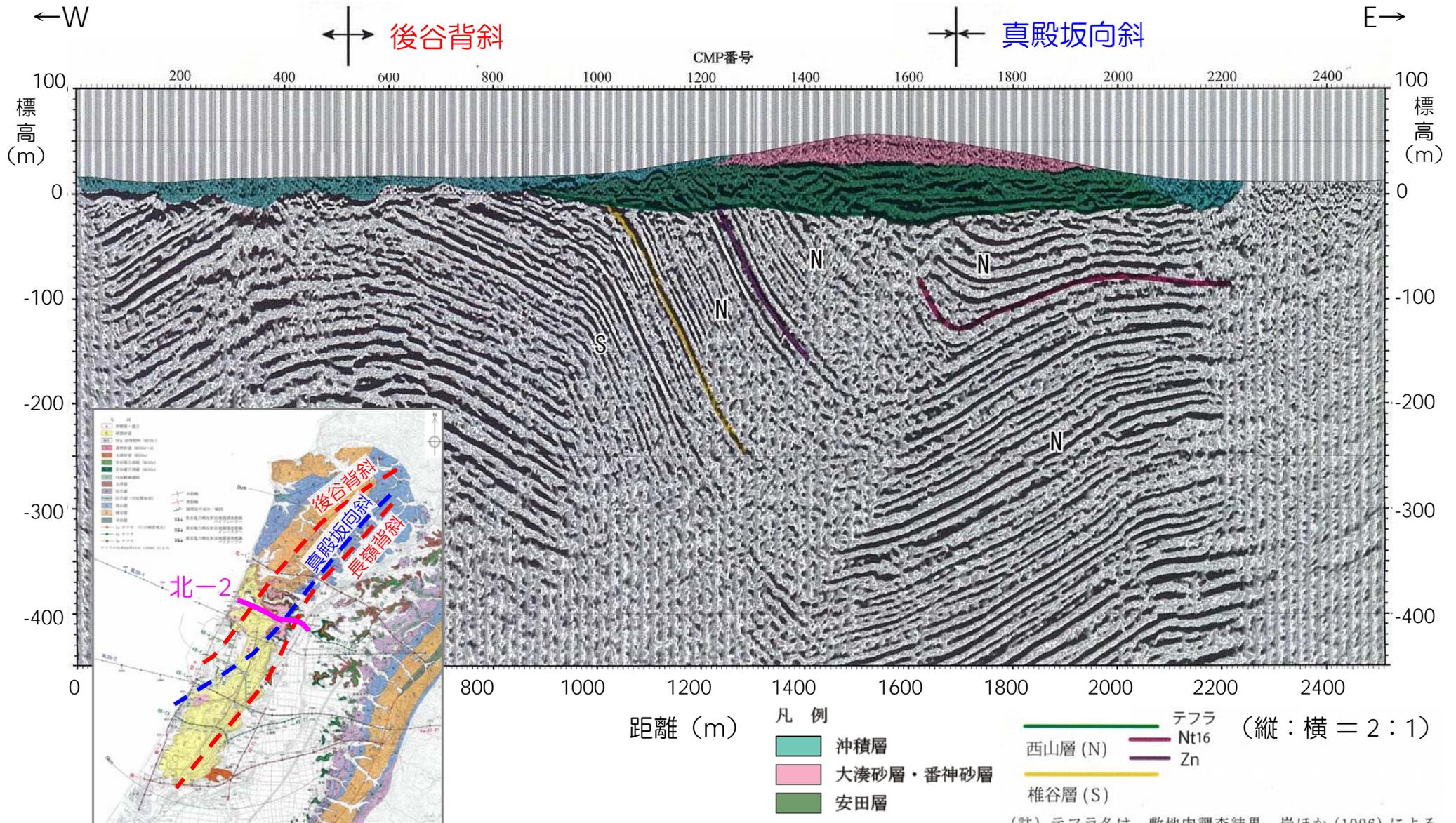
反射法地震探査結果 (ML08-1測線)

- 真殿坂向斜の深部に想定される真殿坂断層は、緩やかに西へ傾斜するSタフに収斂する構造であると考えられる。



反射法地震探査結果（北-2測線）

- 西山層中に西傾斜の逆断層あるいは西側の翼が急傾斜を示す非対称な向斜構造が確認され、安田層以上の地層に不整合に覆われる。

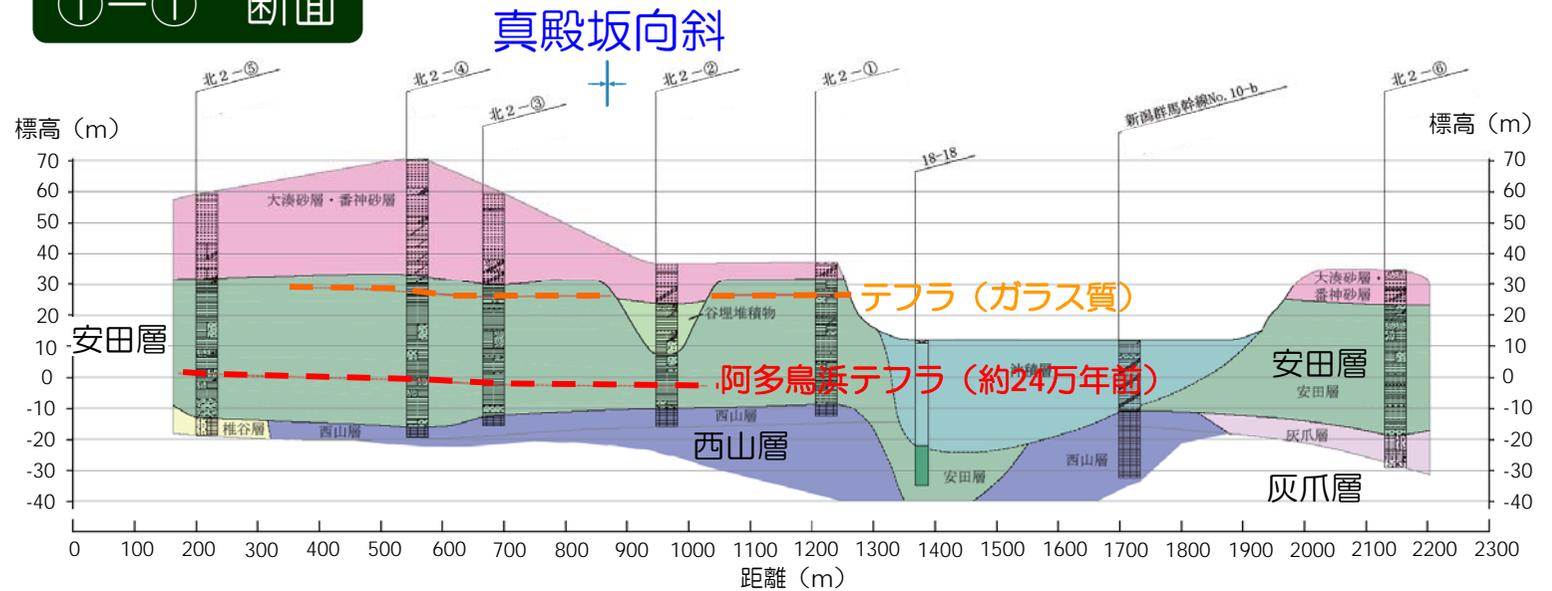


(註) テフラ名は、敷地内調査結果、岸ほか(1996)による

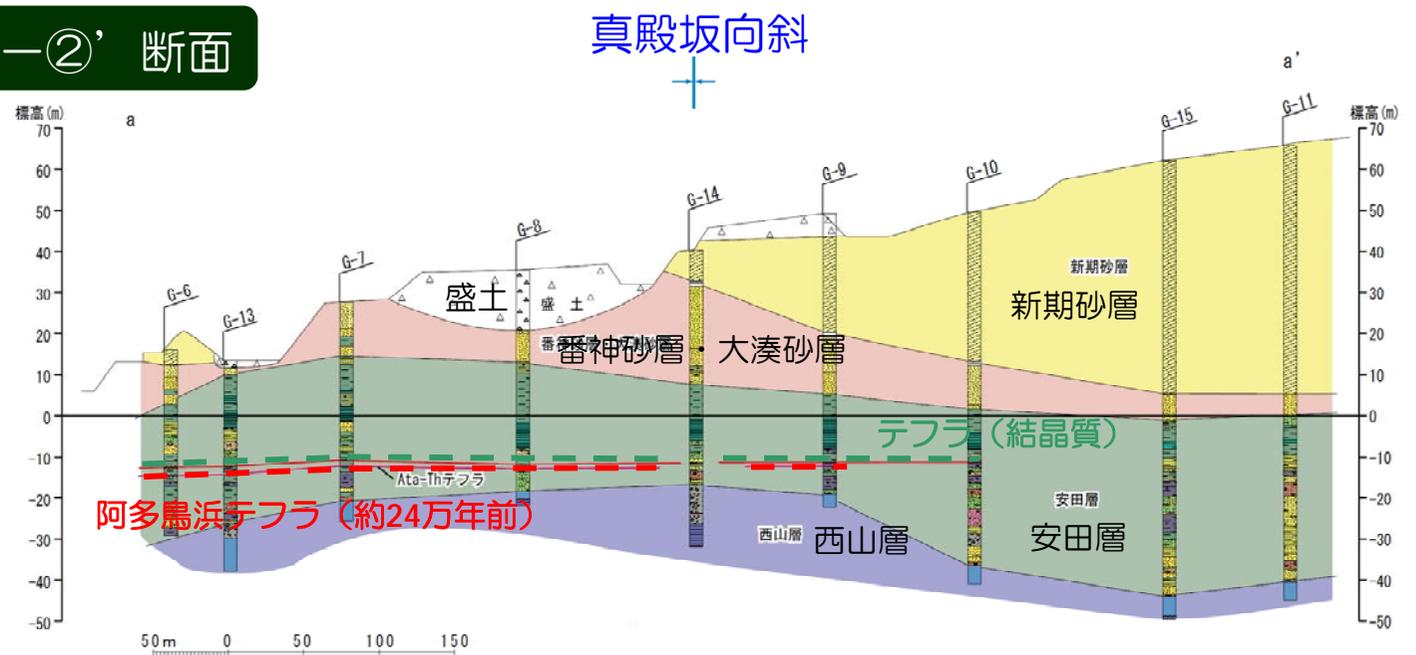
ボーリング調査結果

- ボーリング調査の結果によると、阿多鳥浜テフラ等の火山灰層が真殿坂向斜を挟んでほぼ水平に分布している。

①-①' 断面



②-②' 断面



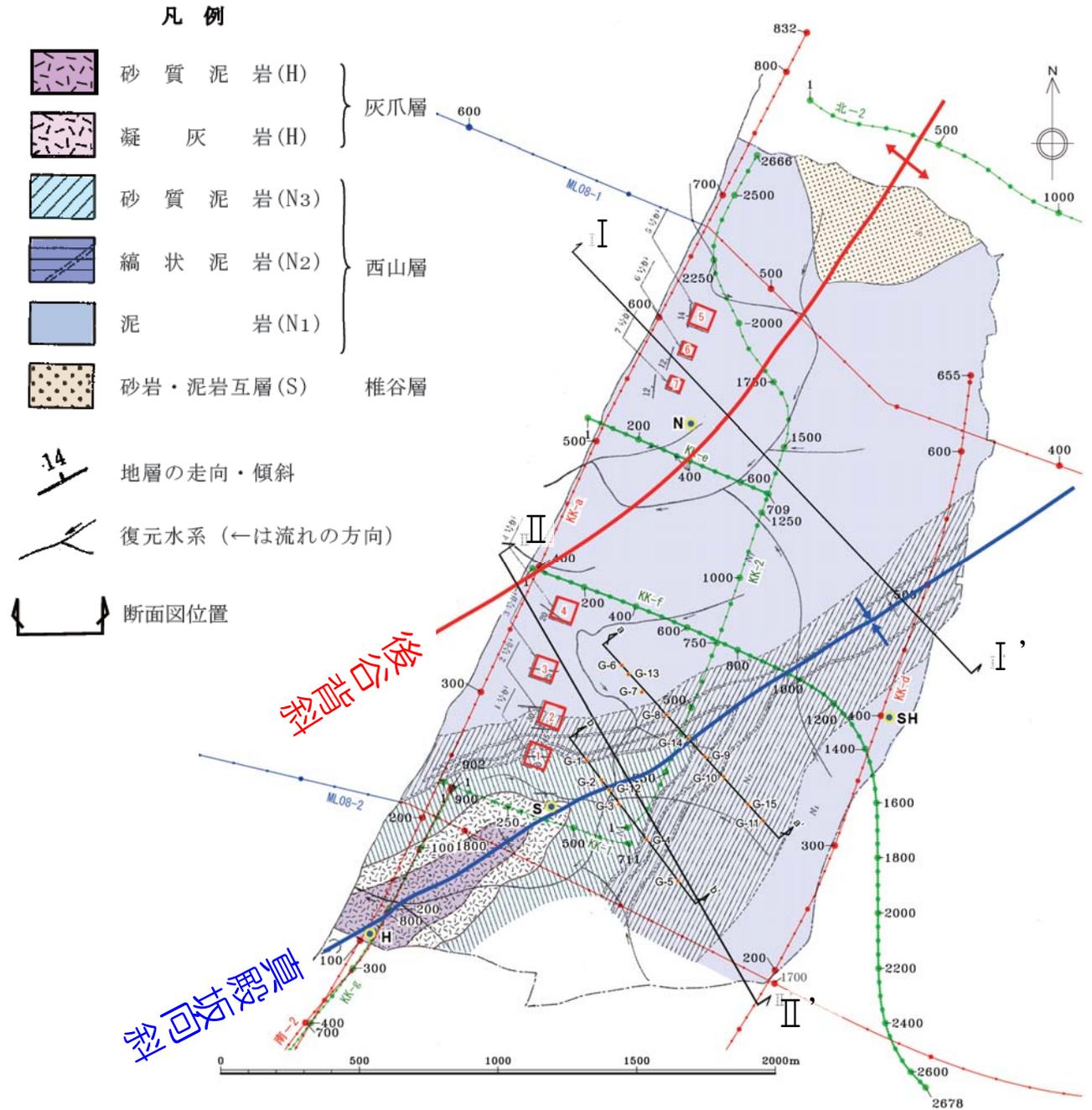
小 括

- 反射法地震探査の結果によると、真殿坂向斜の深部に想定される真殿坂断層はSタフに収斂しており、向斜構造は安田層以上の地層に不整合に覆われている。
- ボーリング調査の結果によると、真殿坂向斜を挟んで安田層中に挟在する阿多鳥浜テフラなどがほぼ水平に分布している。
- 以上のことから、真殿坂断層は耐震設計上考慮すべき活断層ではないと判断される。

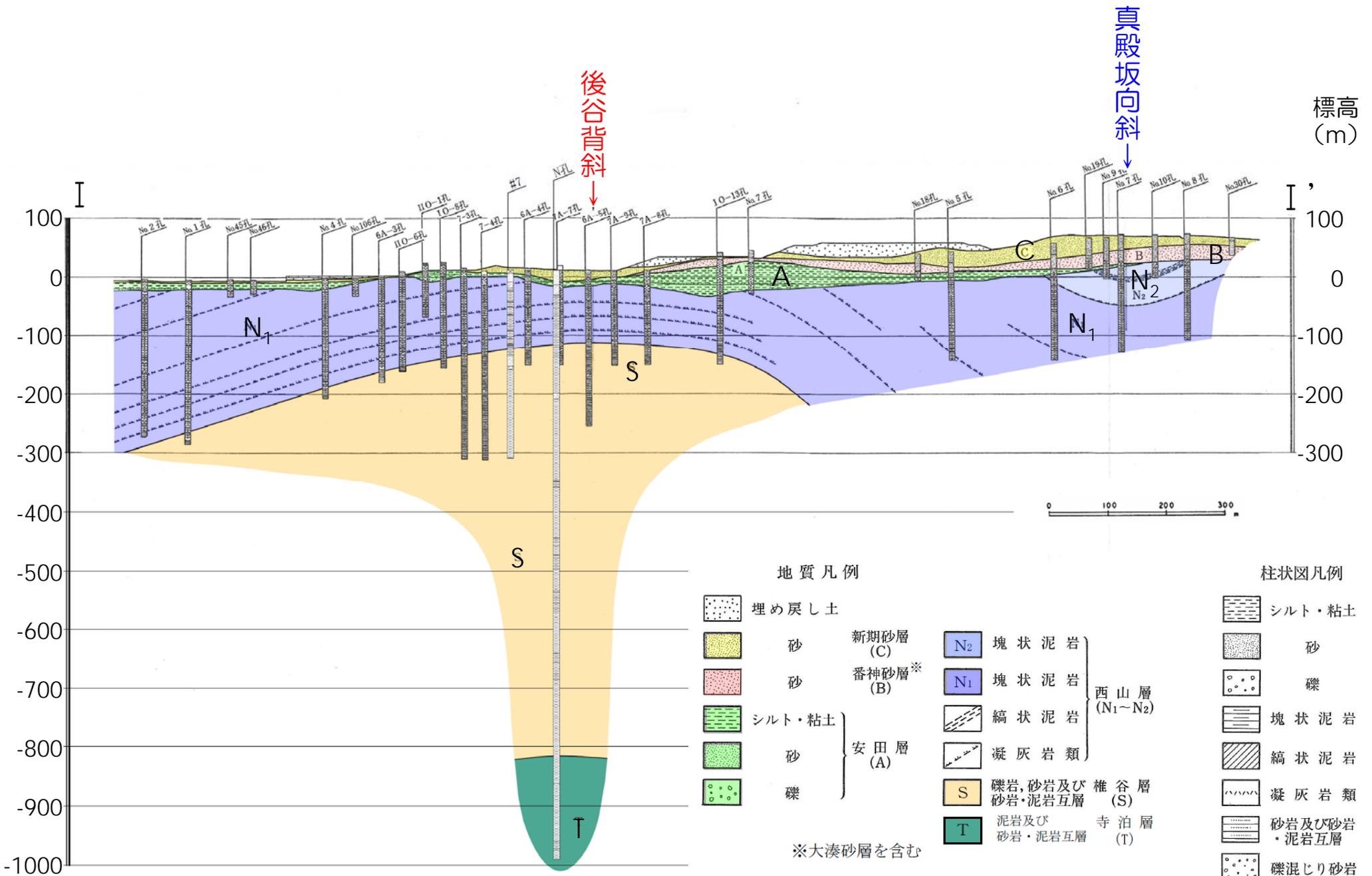
-
1. 敷地及び敷地近傍における中部・上部更新統の地質層序
 2. 真殿坂断層の評価
 3. 敷地内断層の評価
 4. まとめ

敷地内の地質構造図

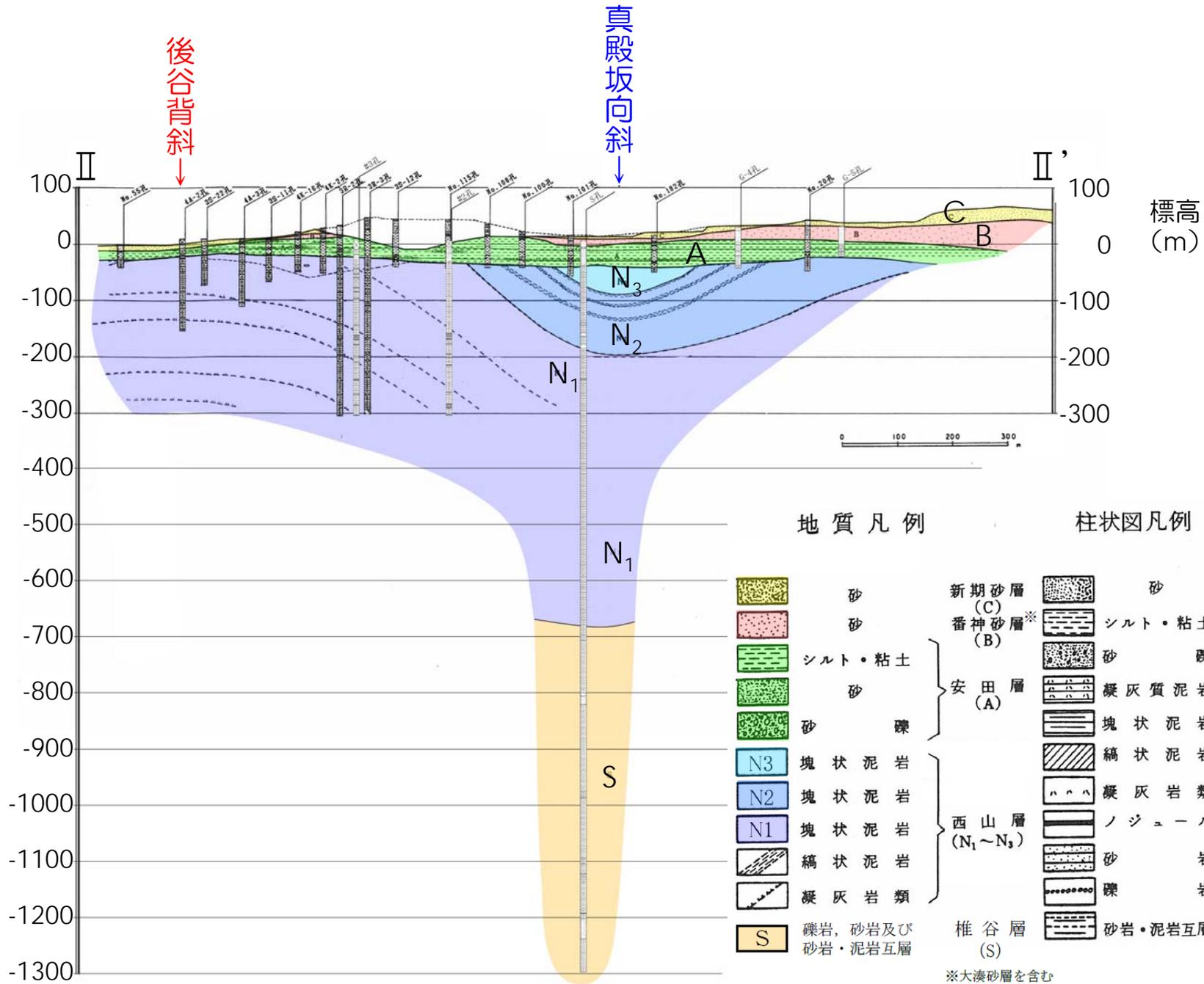
- 敷地北部では椎谷層が上位の西山層に囲まれて、敷地南西部では灰爪層が下位の西山層に囲まれて分布している。
- 後谷背斜及び真殿坂向斜は、NE-SW方向に連続し、全体としてSW方向にプランジしている。



敷地内の地質断面図 (I-I' 断面)

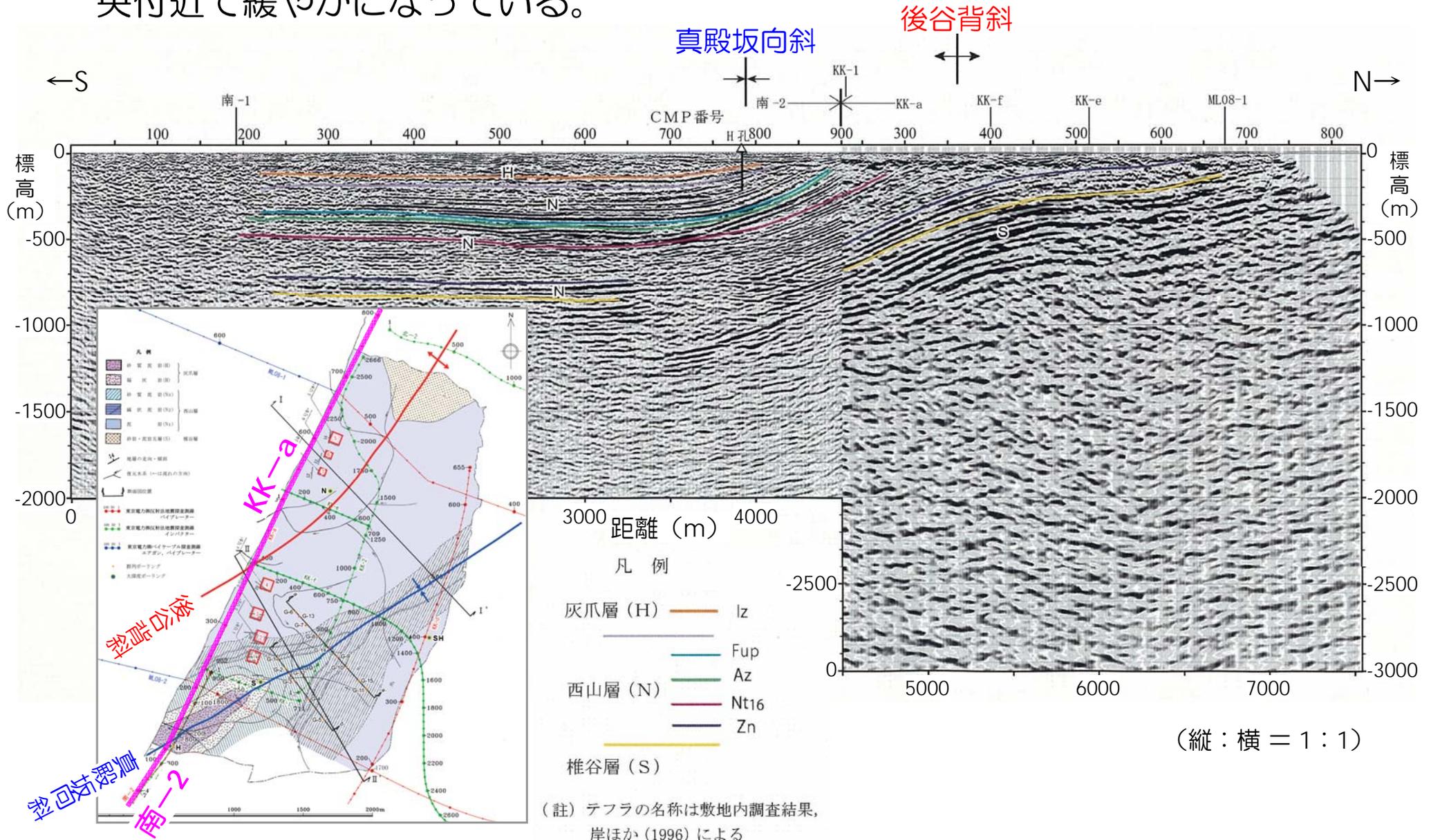


敷地内の地質断面図 (II-II' 断面)



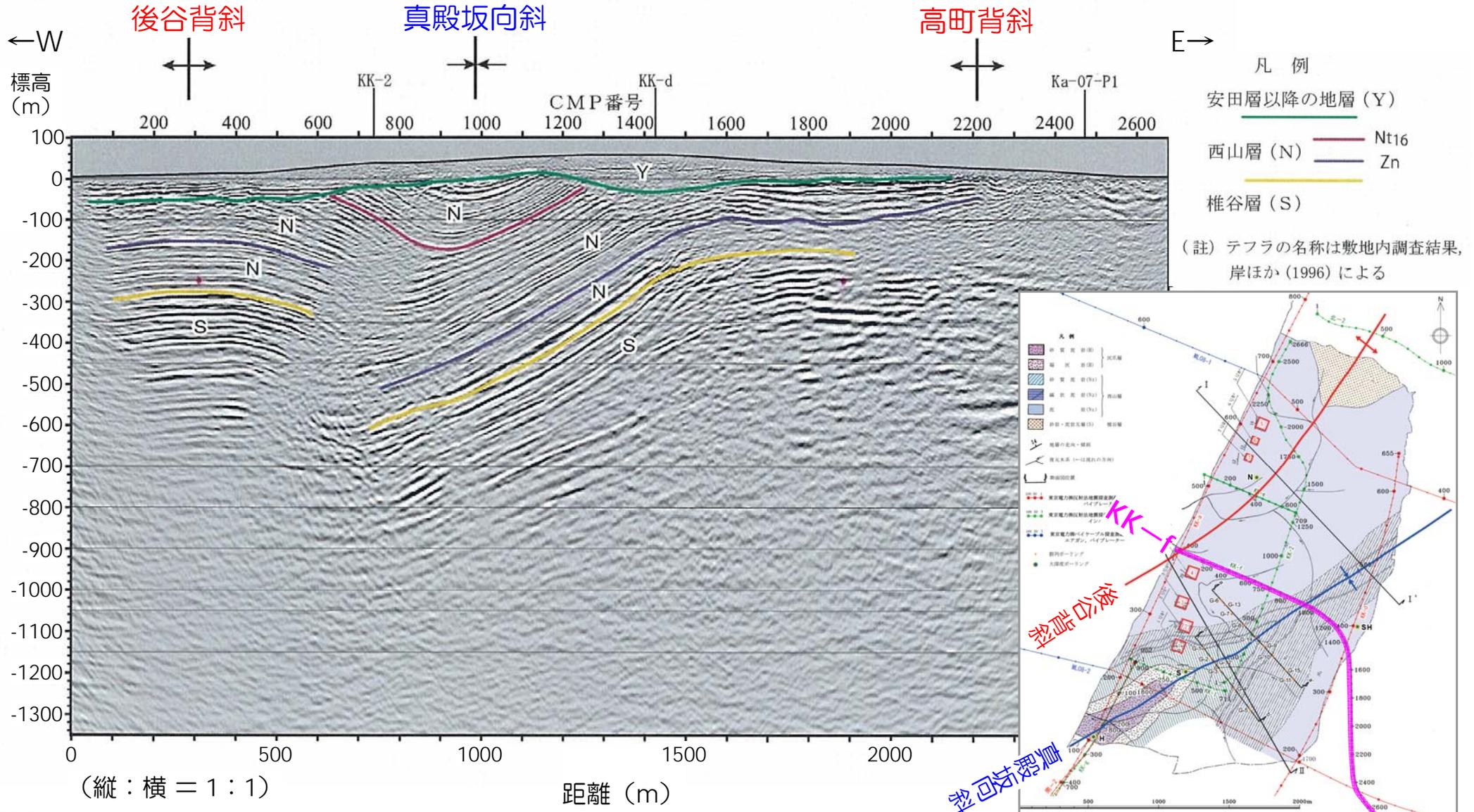
反射法地震探査結果（南-2～KK-a測線）

- 真殿坂向斜及び後谷背斜は、海側へ連続するものの、それぞれ敷地南側及び中央付近で緩やかになっている。



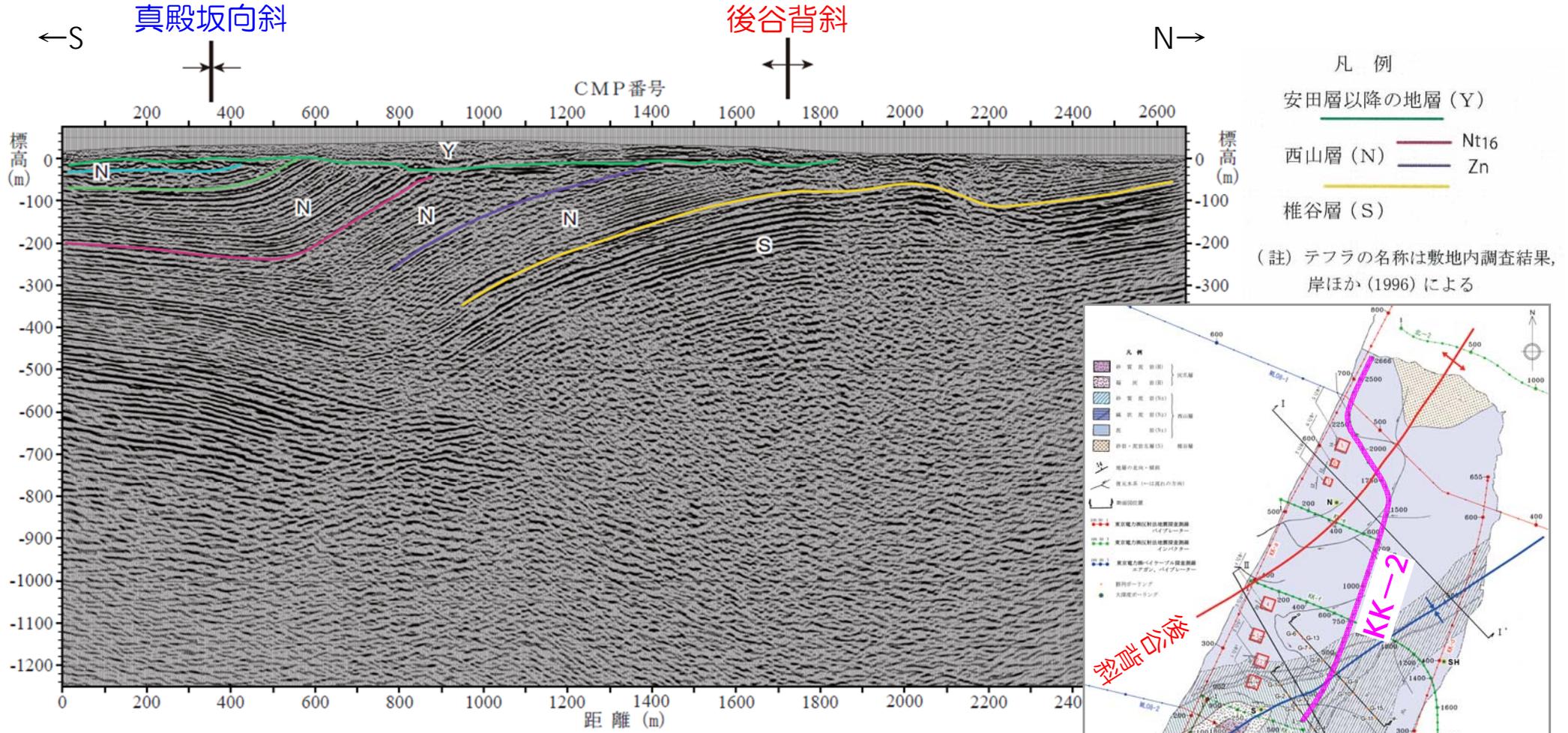
反射法地震探査結果 (KK-f測線)

- 西山層以下の地層に認められる褶曲構造は、安田層以上の地層に不整合に覆われている。



反射法地震探査結果 (KK-2測線)

- 西山層以下の地層に認められる褶曲構造は、安田層以上の地層に不整合に覆われている。



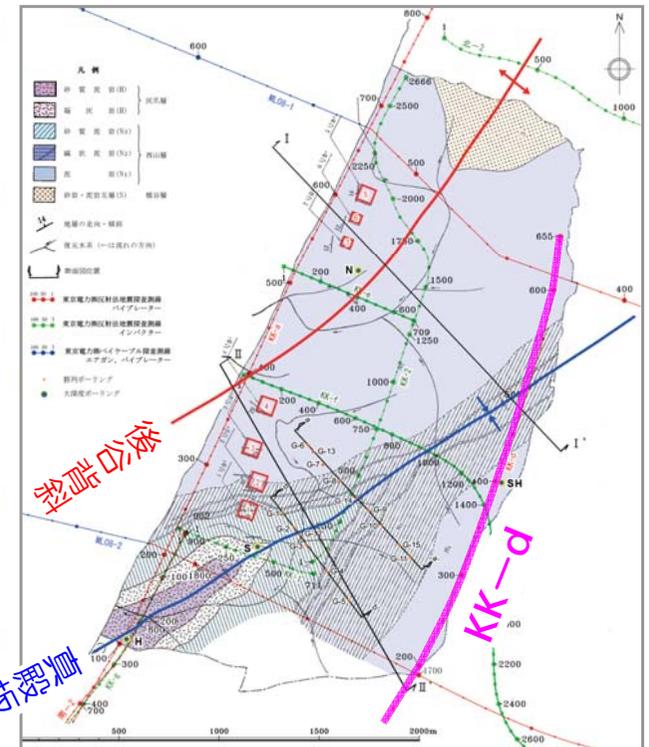
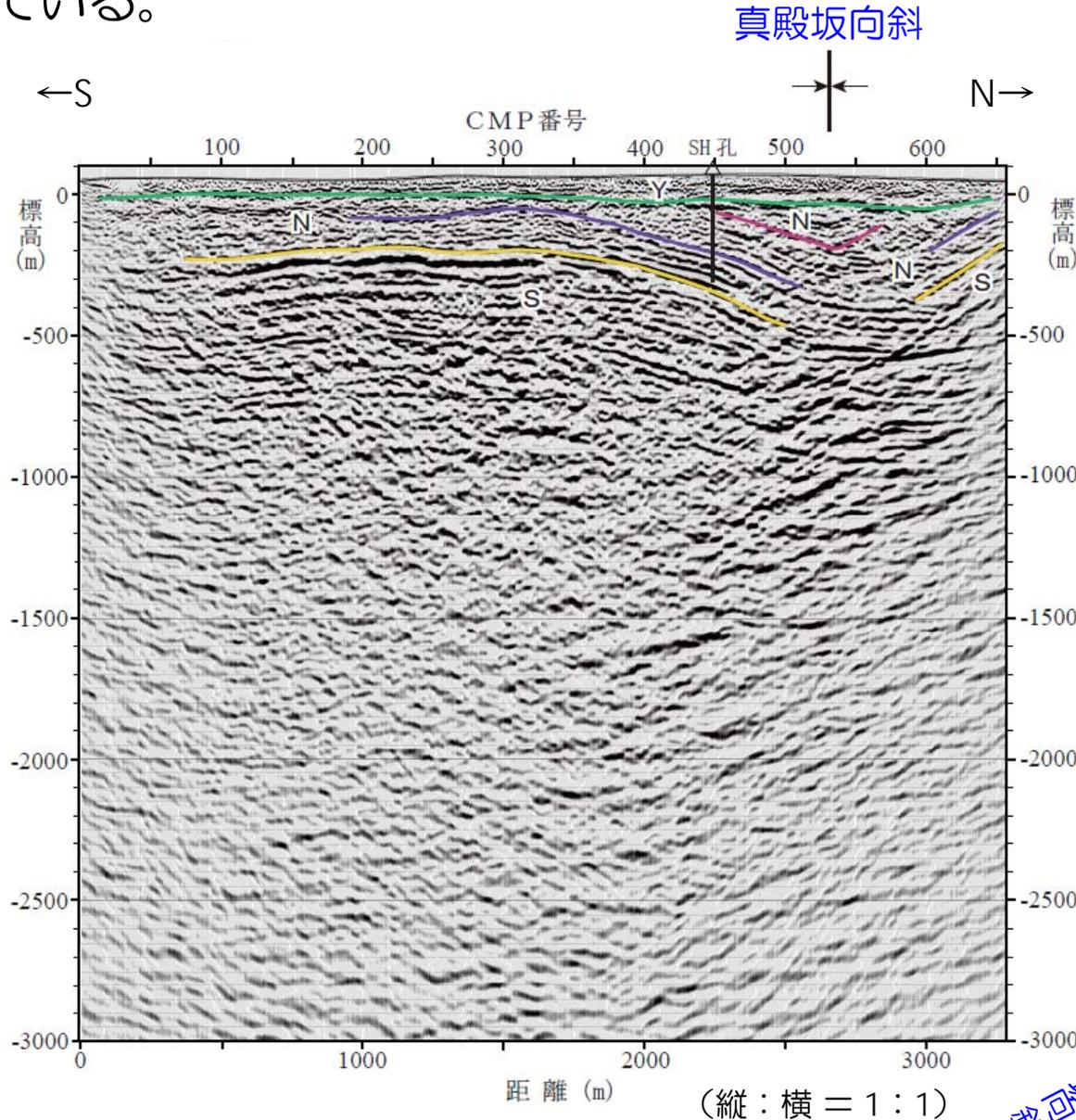
(縦：横 = 1 : 1)

登り階段

登り階段

反射法地震探査結果 (KK-d測線)

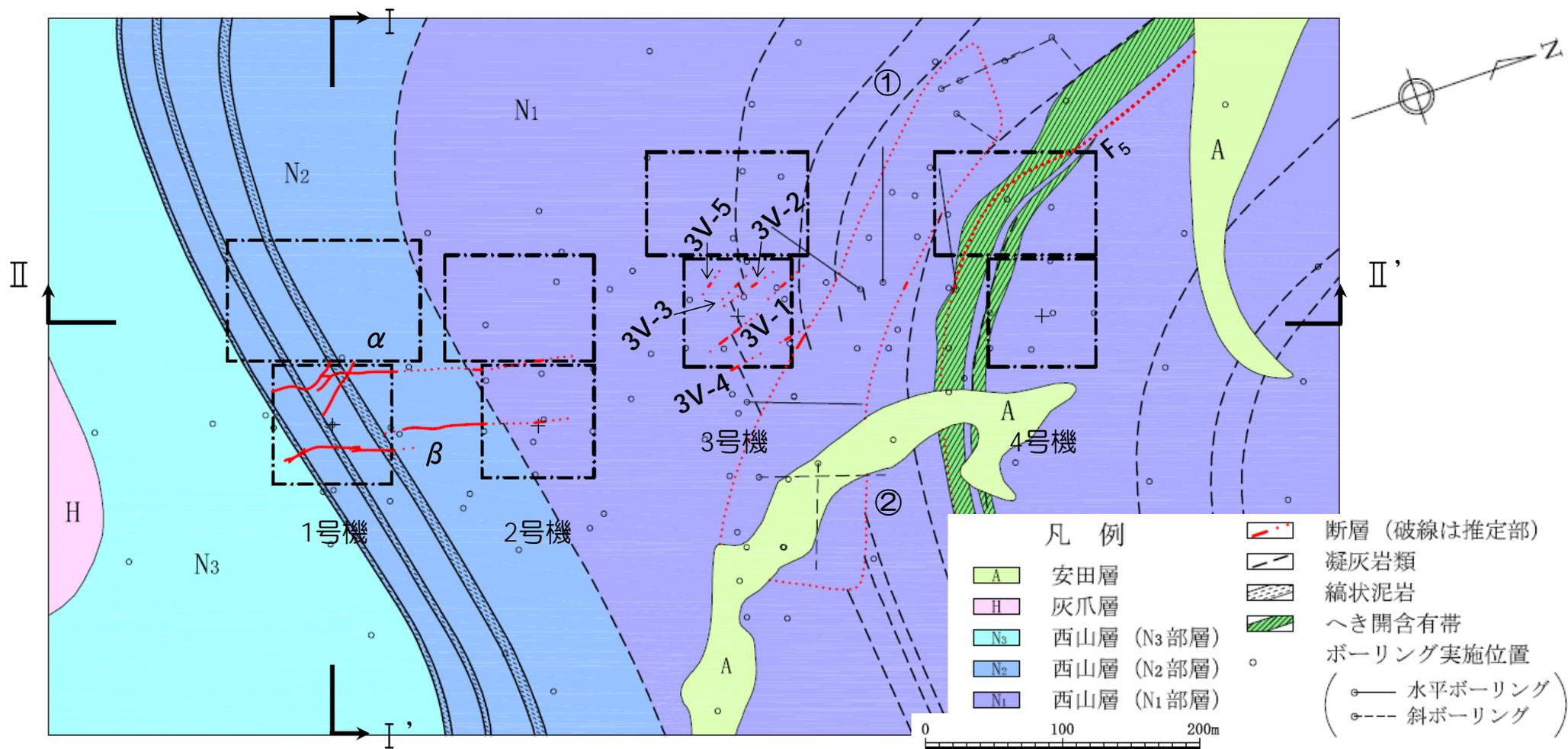
- 西山層以下の地層に認められる真殿坂向斜は、安田層以上の地層に不整合に覆われている。



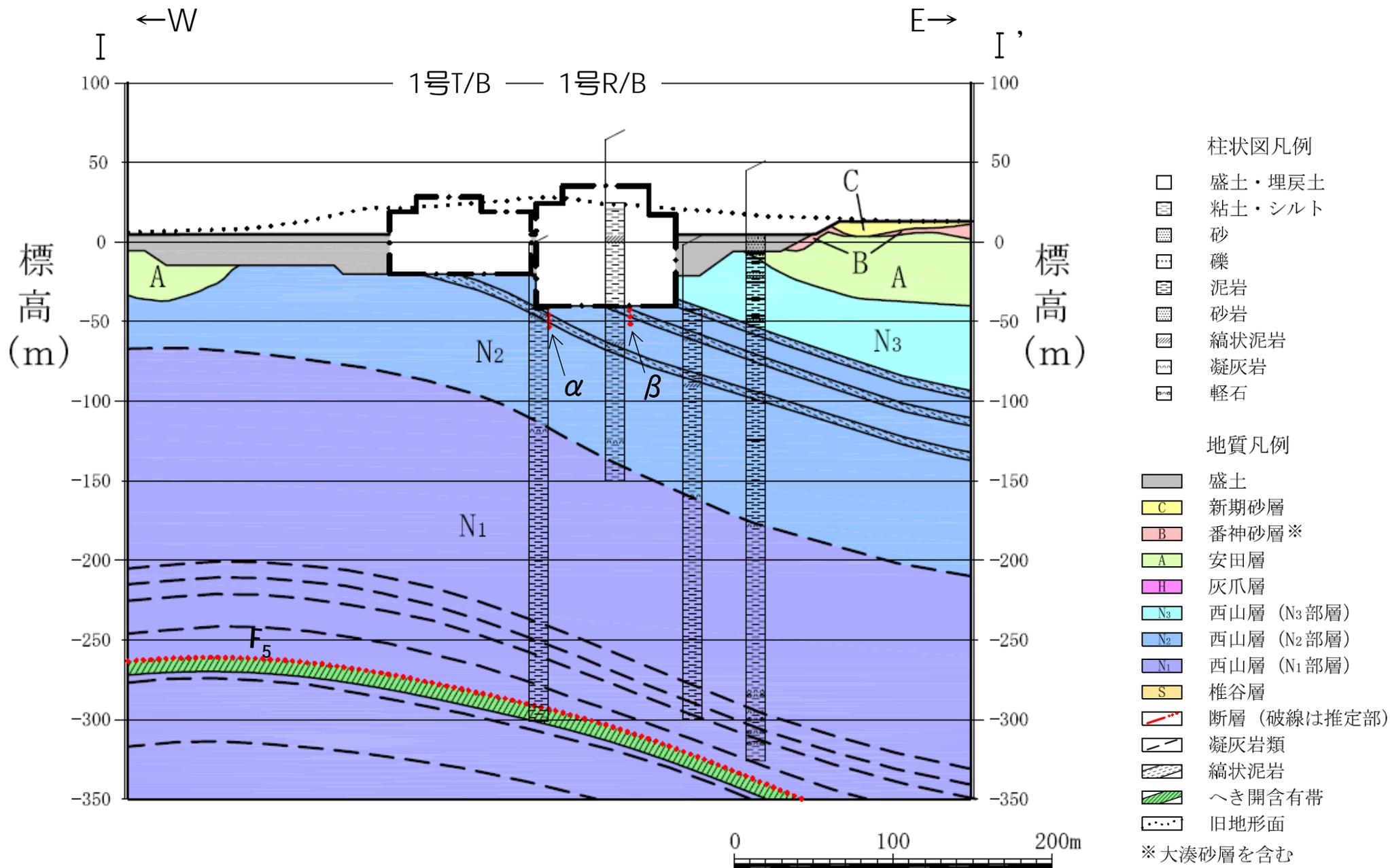
敷地内断層 (1~4号機側、地質水平断面図)

- 1・2号機側には、褶曲軸と斜交する高角系断層の α ・ β 断層が分布している。
- 3・4号機側には、褶曲軸と直交する高角系断層のV系断層、層理面に平行な低角系断層のF系断層及び環状を呈す地すべり性断層の①・②断層が分布している。

1・2号機原子炉建屋設置レベル (標高約-40m) の地質水平断面図



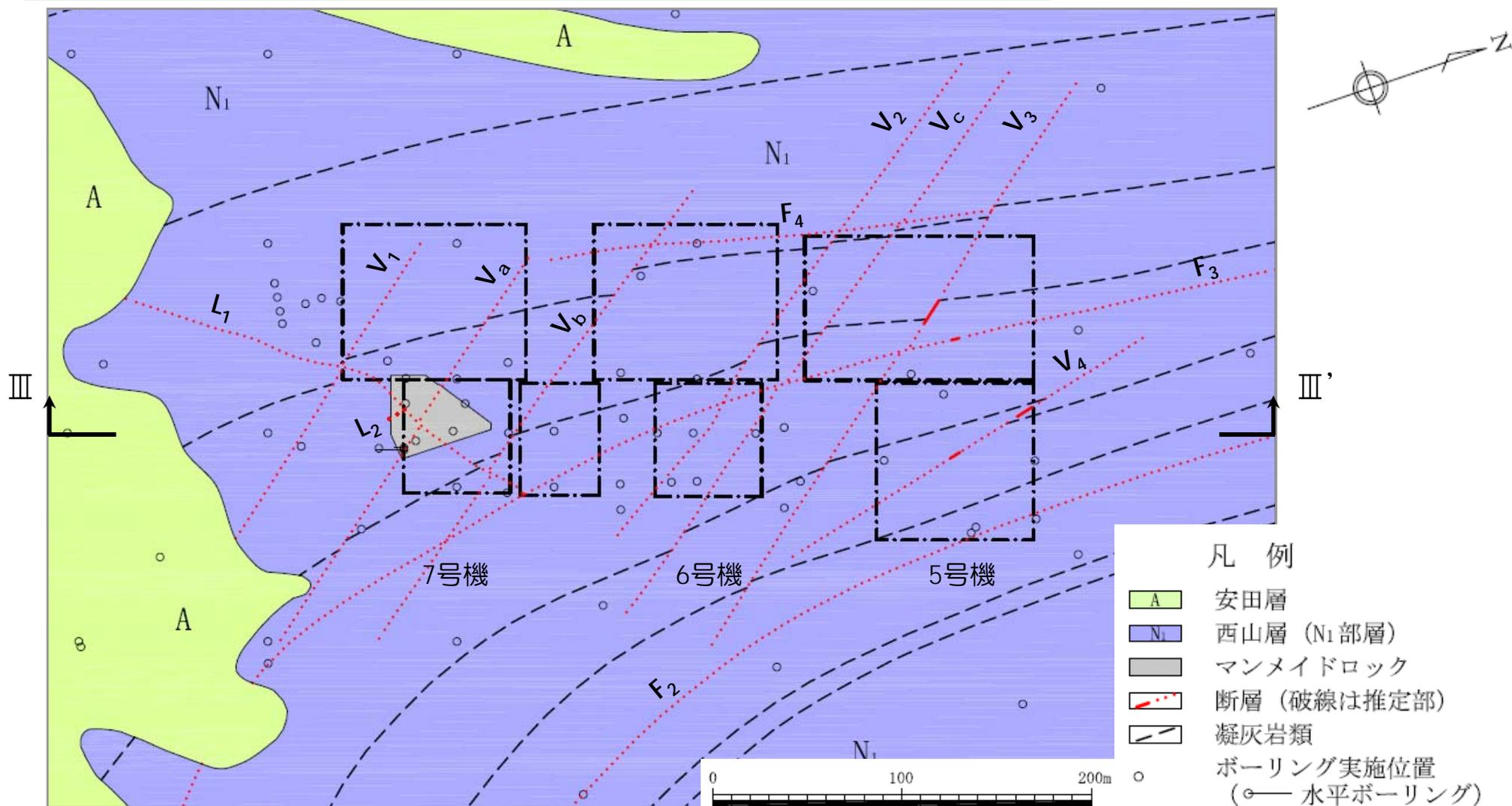
敷地内断層 (1号炉心を通る汀線直交方向の地質鉛直断面図)



敷地内断層 (5~7号機側)

- 5~7号機側には、褶曲軸と直交する高角系断層のV系断層、層理面に平行な低角系断層のF系断層、L系断層が分布している。

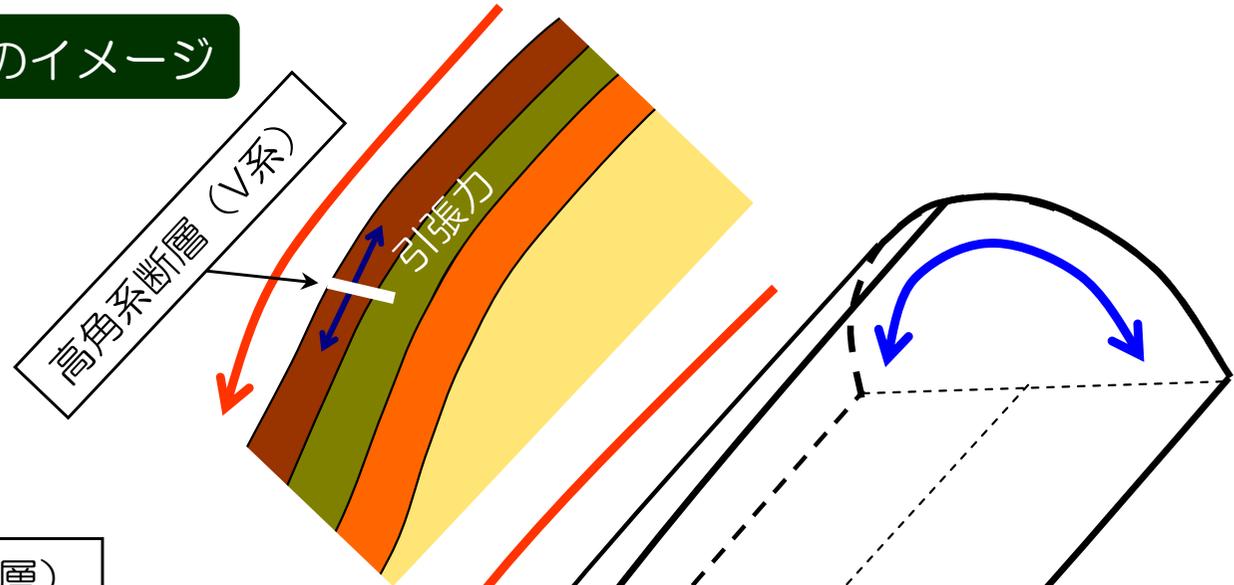
5号機原子炉建屋設置レベル（標高約-25m）の地質水平断面図



敷地内断層と褶曲構造との関係

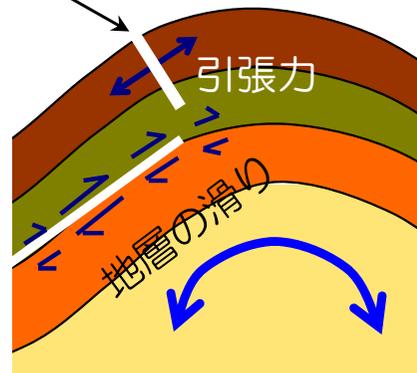
- 敷地内断層は、褶曲軸や層理面との関係から、褶曲軸に斜交する「高角系断層（ $\alpha \cdot \beta$ 断層）」、褶曲軸に直交する「高角系断層（V系断層）」、層理面に平行な「低角系断層（F系断層）」等に分類され、地層が褶曲する際に形成された断層であり、地震を起こすようなものではないと考えられる。

プランジに伴う断層のイメージ



褶曲に伴う断層のイメージ

高角系断層（ $\alpha \cdot \beta$ 断層）



低角系断層（F系断層）

敷地内断層の性状

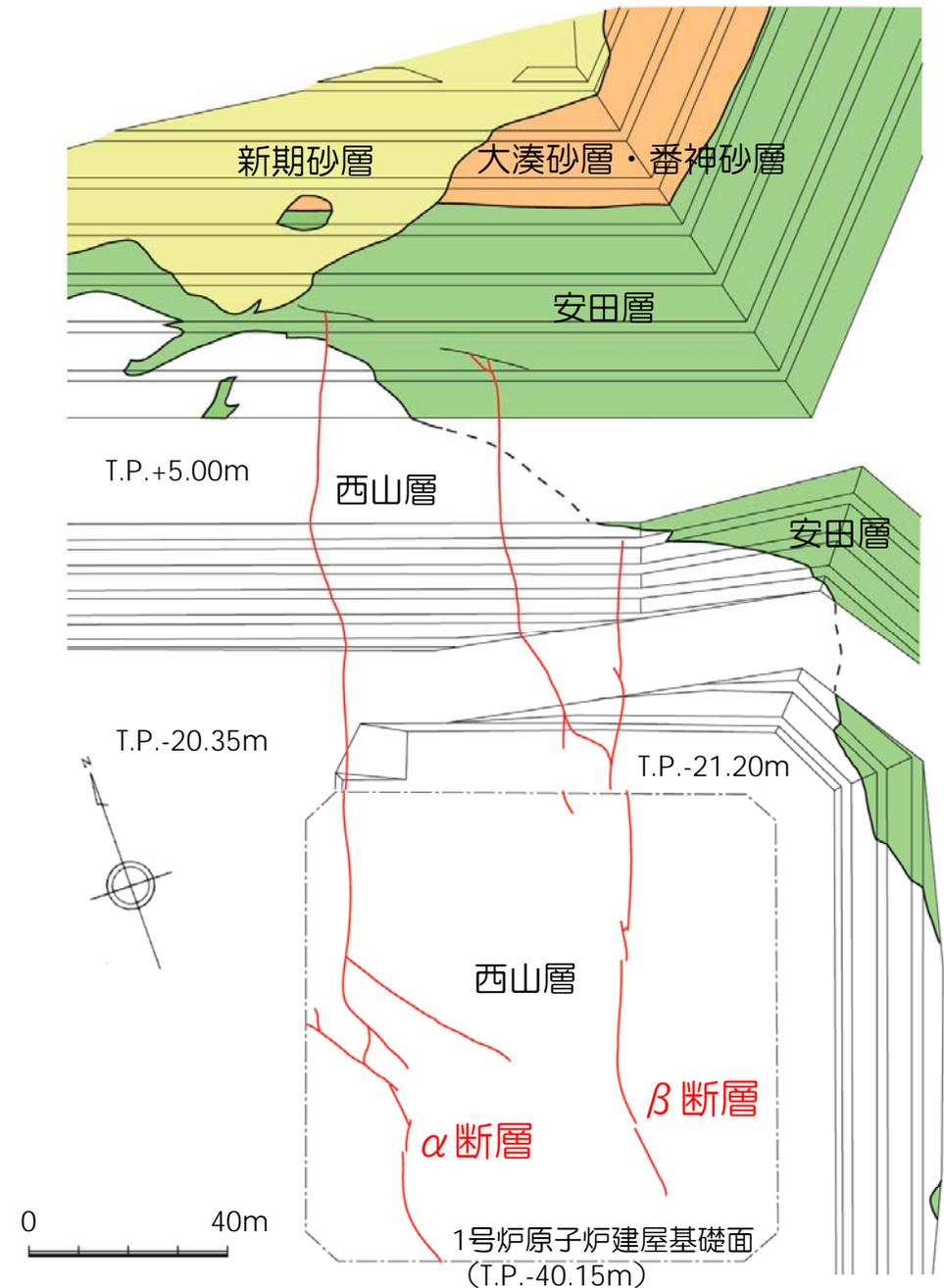
- 地質調査結果によると、最も浅部まで変位が及んでいるのは α ・ β 断層である。

断層名	変位センス	変位が及んでいない地層名※
α ・ β 断層	正断層	安田層A ₄ 部層
V系断層 (V ₁ ~V ₄ 、Va~Vc、3V-1~3V-5断層)	正断層	安田層A ₃ 部層
F系断層 (F ₁ ~F ₅ 断層)	逆断層	安田層A ₃ 部層
L系断層 (L ₁ 、L ₂ 断層)	正断層 (L ₁ 断層) 逆断層 (L ₂ 断層)	安田層A ₂ 部層
①・②断層	正断層 (地すべり性断層)	安田層A ₂ 部層

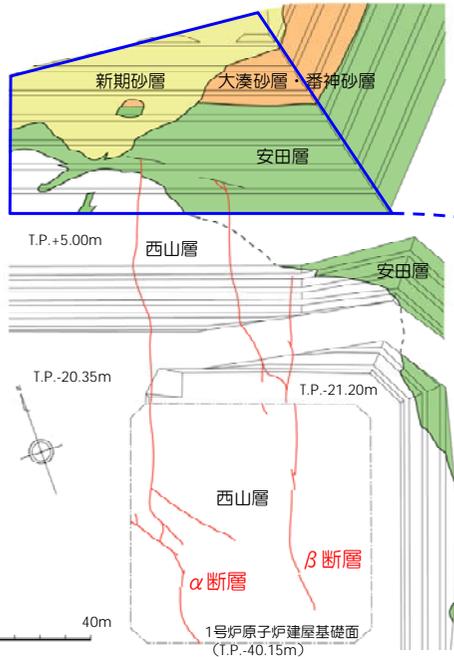
※：V系断層、F系断層、①・②断層は、代表的な断層を選定して調査した結果

造成法面調査結果 (α ・ β 断層)

- α ・ β 断層の分布状況及び上載地層（安田層）との関係については、1号機造成工事中の法面調査等において確認している。
- 確認された α ・ β 断層の長さは約210m～約220mである。



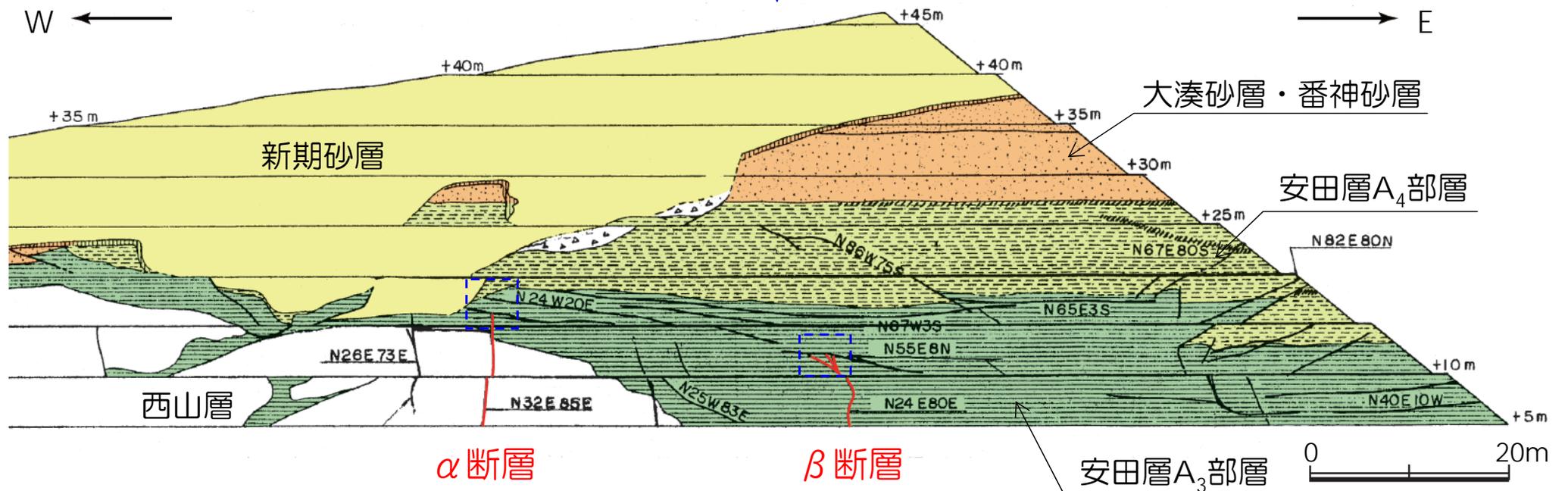
造成法面調査結果 (α ・ β 断層)



- 安田層A₃部層及びA₄部層中には、連続性に乏しい小規模な低角度断層がみられる。
- α ・ β 断層はA₃部層中の小規模な低角度断層で止まっており、それより上方への延長は認められない。

凡 例

	新期砂層		崖錐堆積物
	番神砂層・大湊砂層		風化・土壤化部
	安田層 (A ₄ 部層)		α ・ β 断層
	安田層 (A ₃ 部層)		小断層
	西山層		N24E80E 断層の走向傾斜

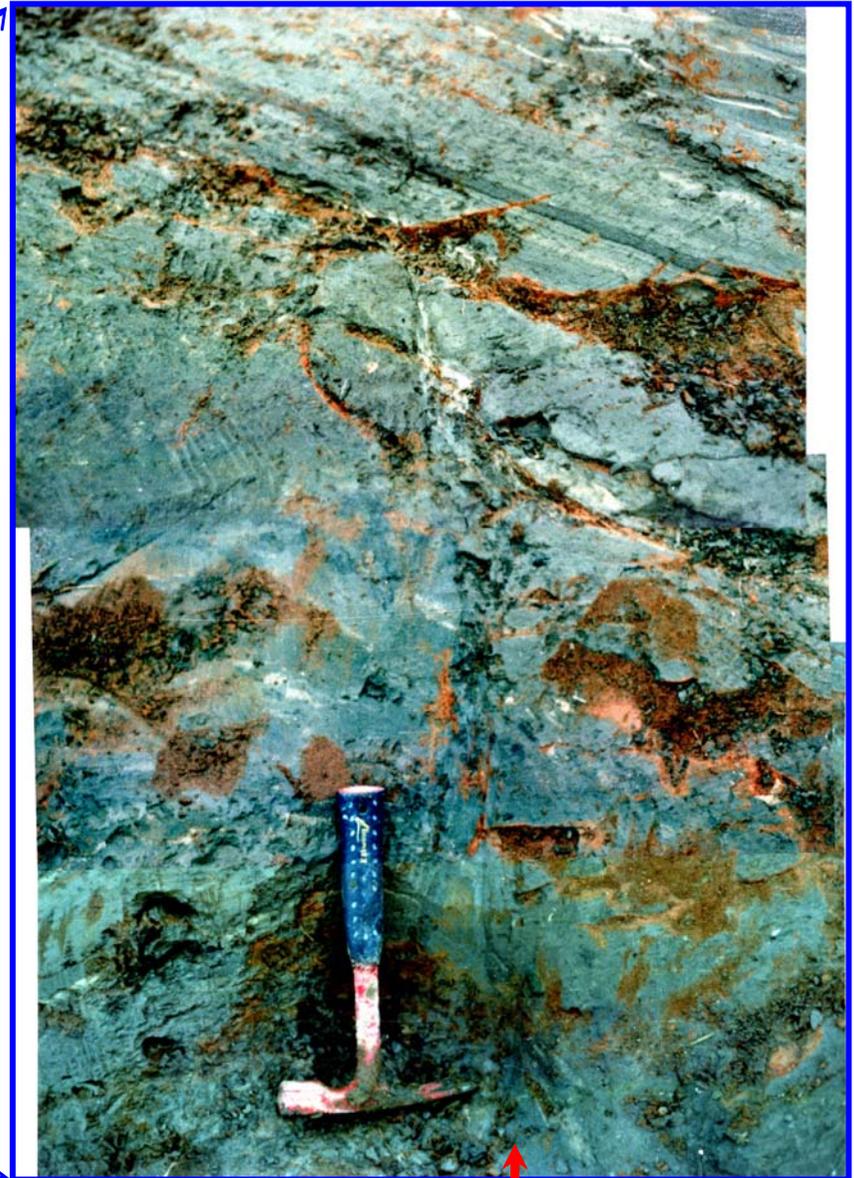


: 次頁以降に示す詳細範囲

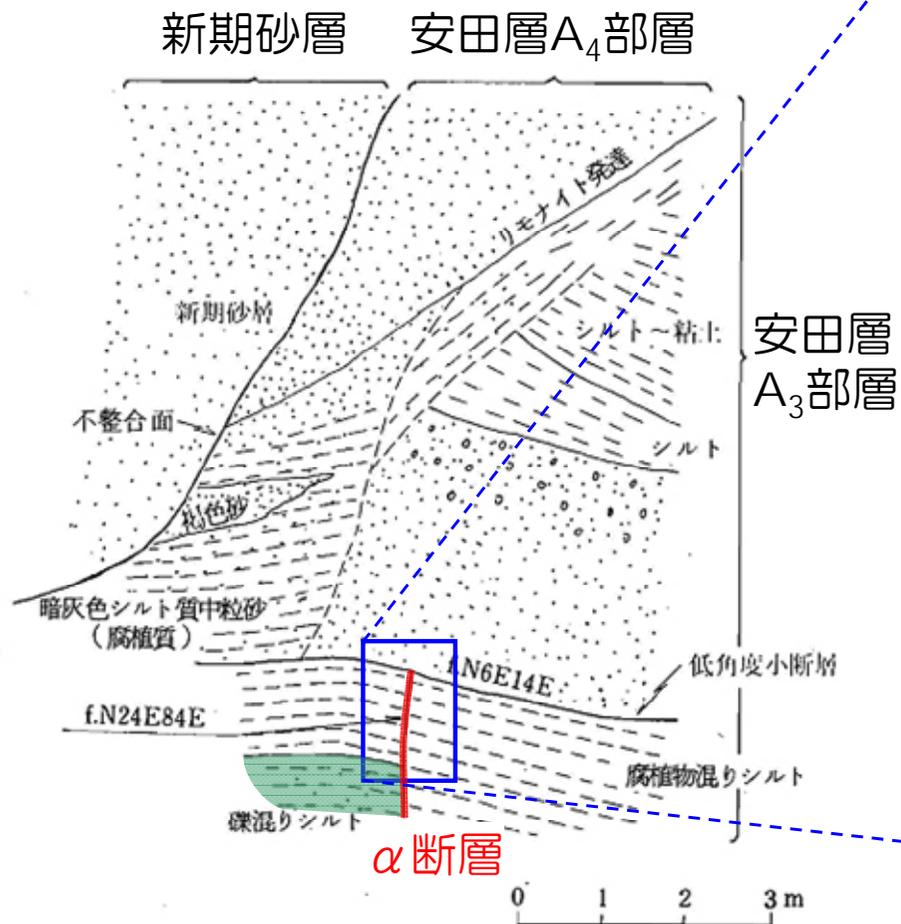
造成法面調査結果 (α 断層)

- α 断層は安田層A₃部層中に分布する小規模な低角度断層で止まっており、これより上方への延長は認められない。

露头写真



露头スケッチ

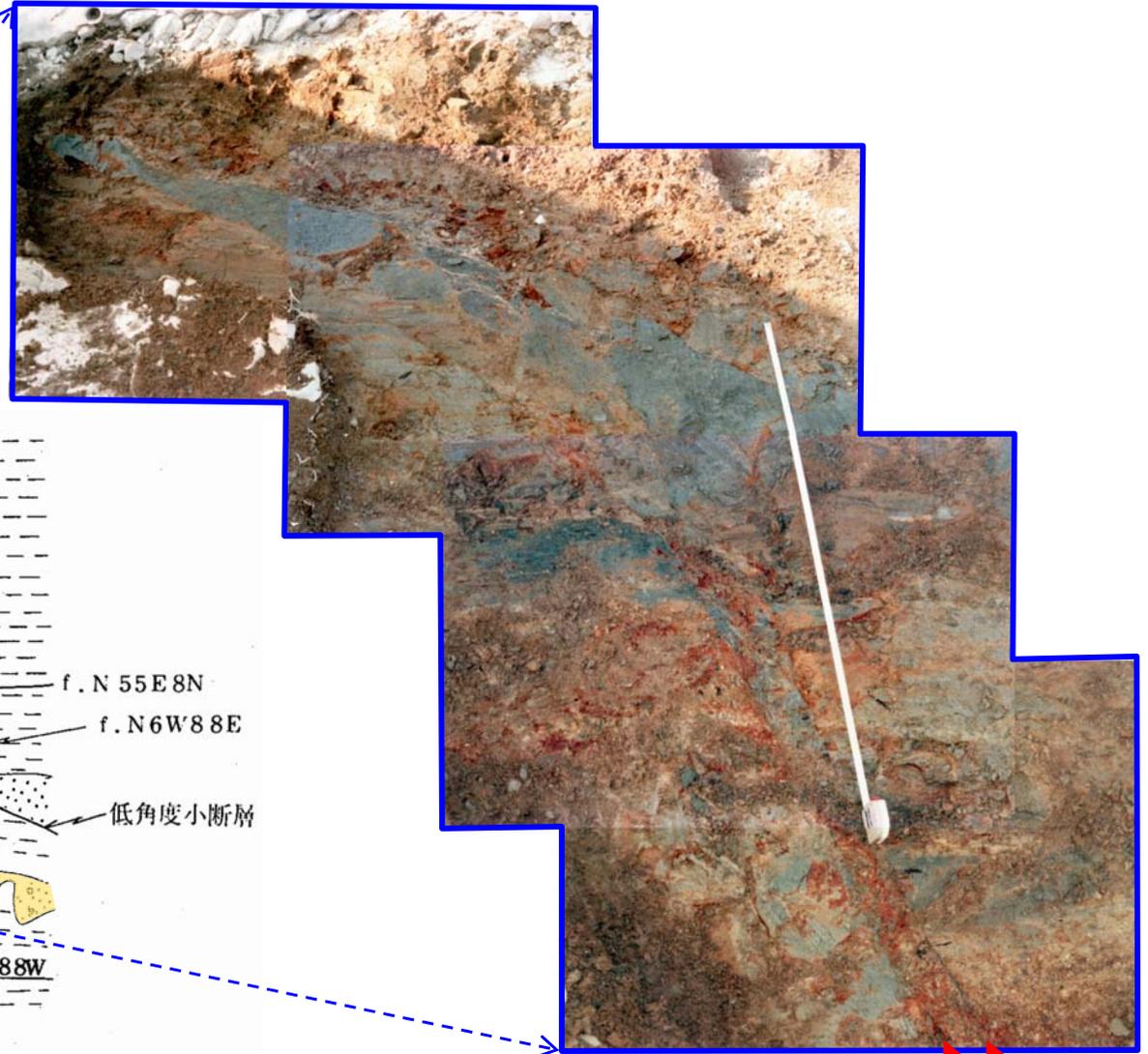


↑ α 断層

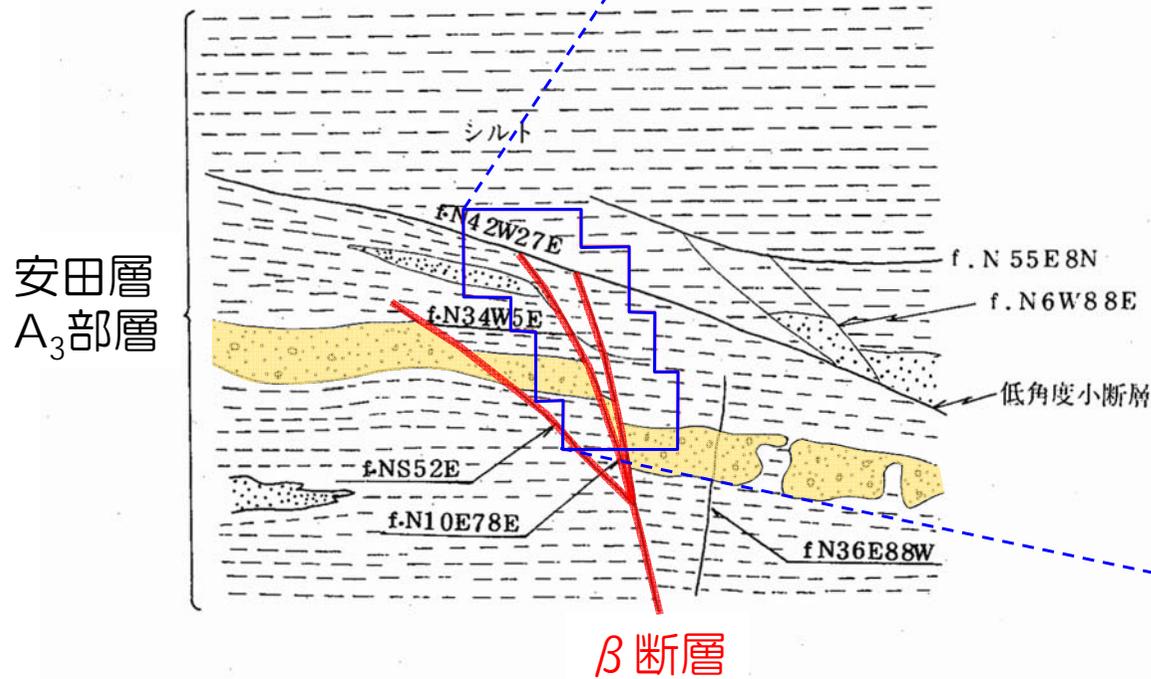
造成法面調査結果 (β断層)

- β断層は安田層A₃部層中に分布する小規模な低角度断層で止まっており、これより上方への延長は認められない。

露頭写真



露頭スケッチ

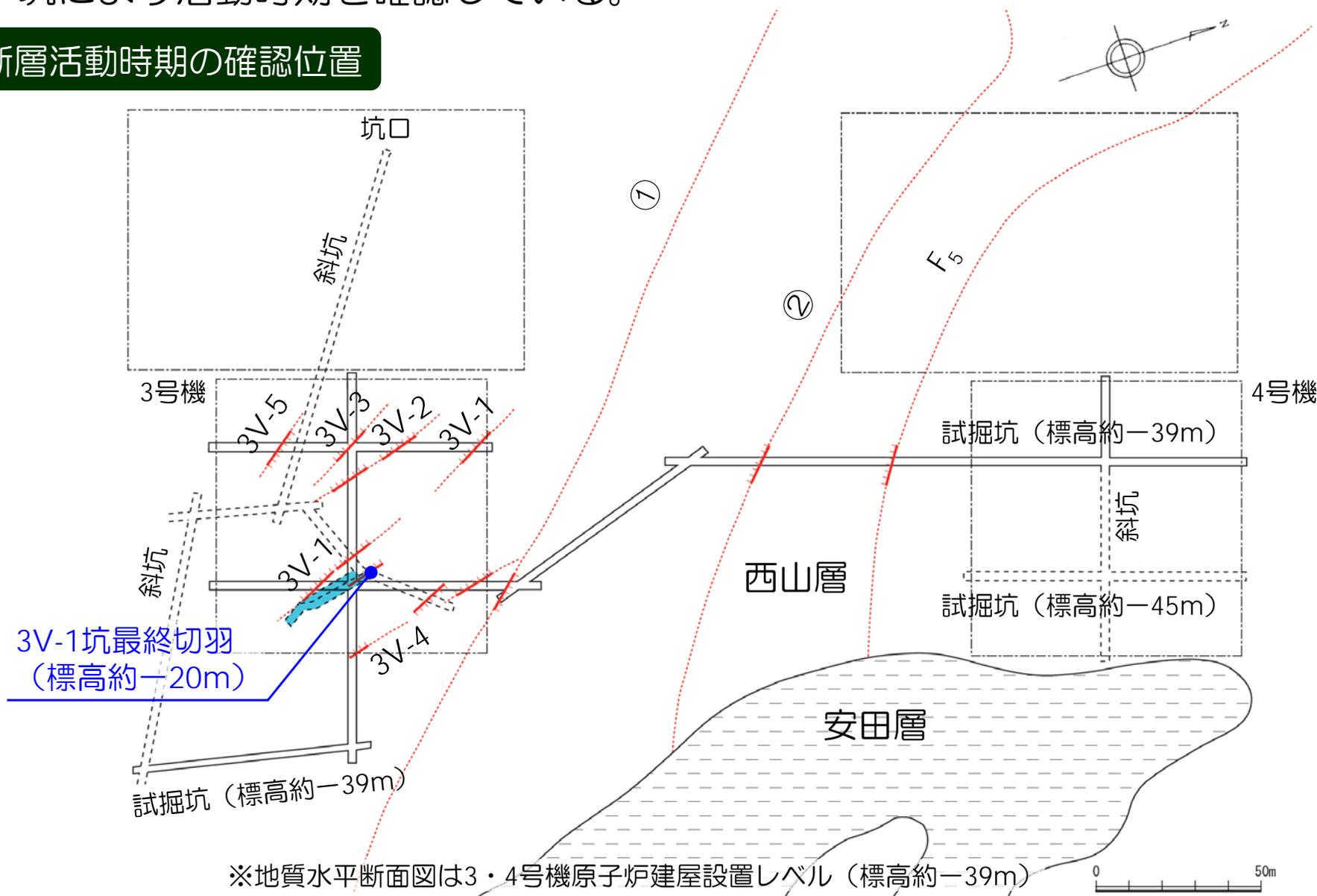


β断層

試掘坑調査結果 (3・4号機)

- 3・4号機側では、V系断層のうち比較的規模が大きい3V-1断層を選定し、追跡坑により活動時期を確認している。

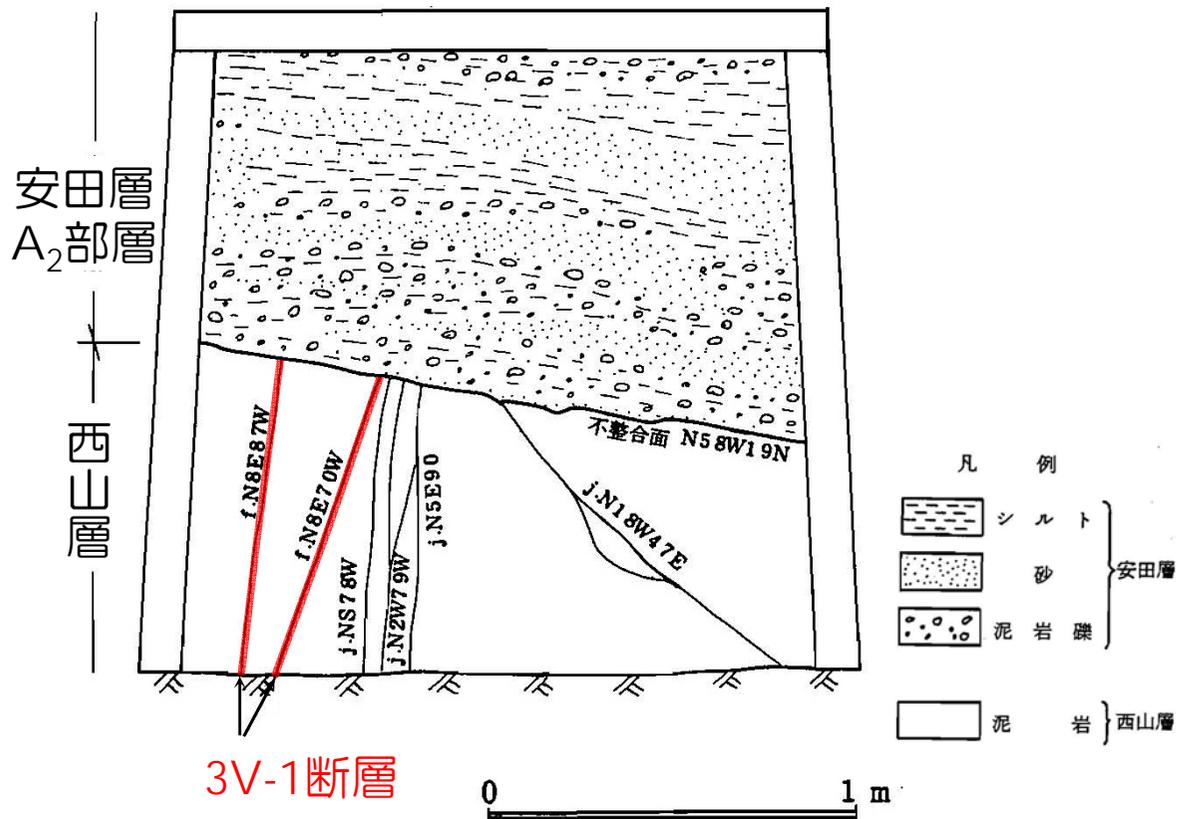
断層活動時期の確認位置



試掘坑調査結果 (3V-1断層)

- 3V-1断層については、追跡坑 (3V-1坑) 最終切羽において、西山層と安田層 (A₂部層) との境界面には変位を与えておらず、かつ、安田層中には延びていないことを確認している。

露頭スケッチ



露頭写真

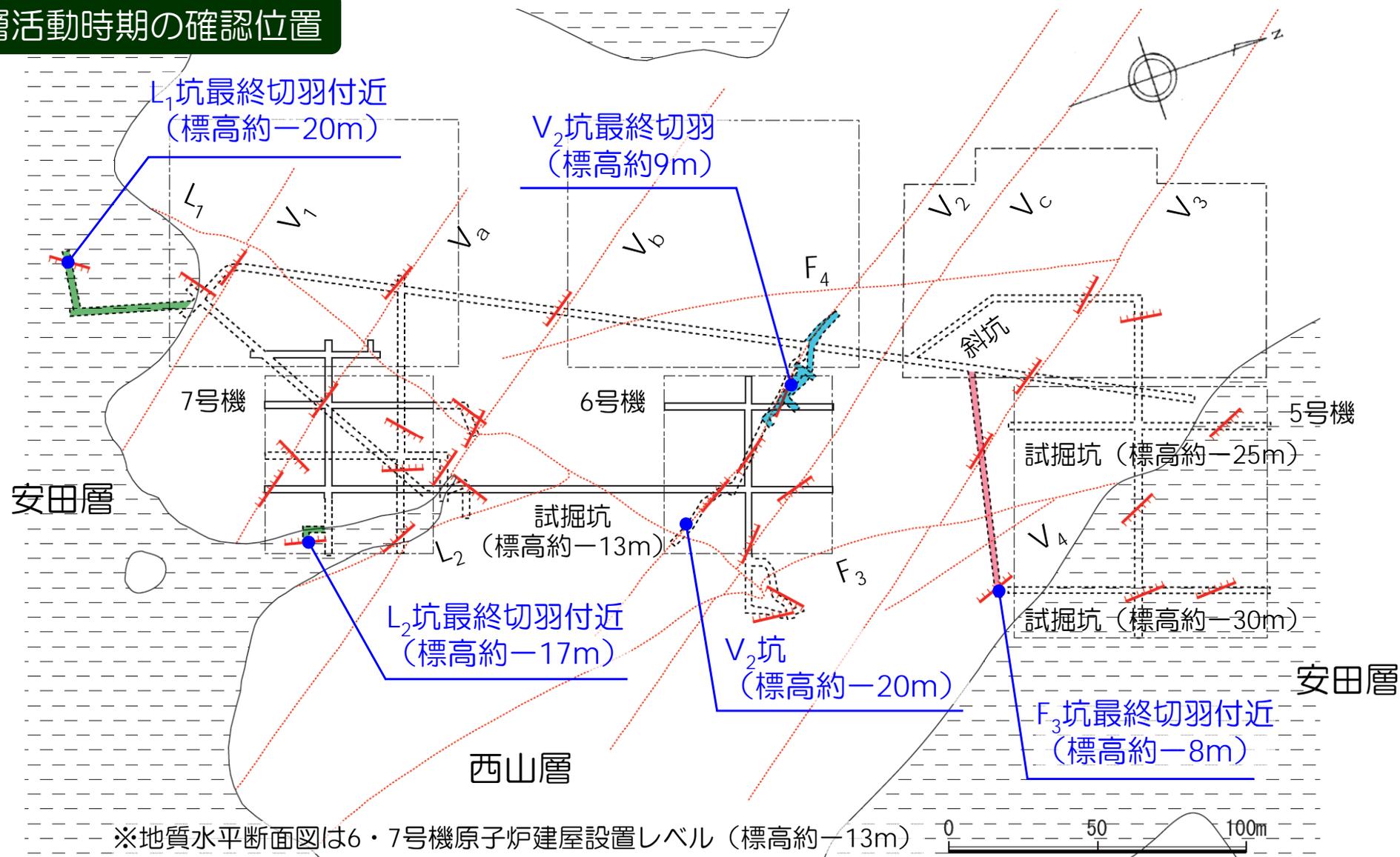


3V-1断層

試掘坑調査結果 (5~7号機)

- 5~7号機側では、 L_1 断層・ L_2 断層、F系及びV系断層については比較的規模が大きい F_3 断層と V_2 断層をそれぞれ選定し、追跡坑により活動時期を確認している。

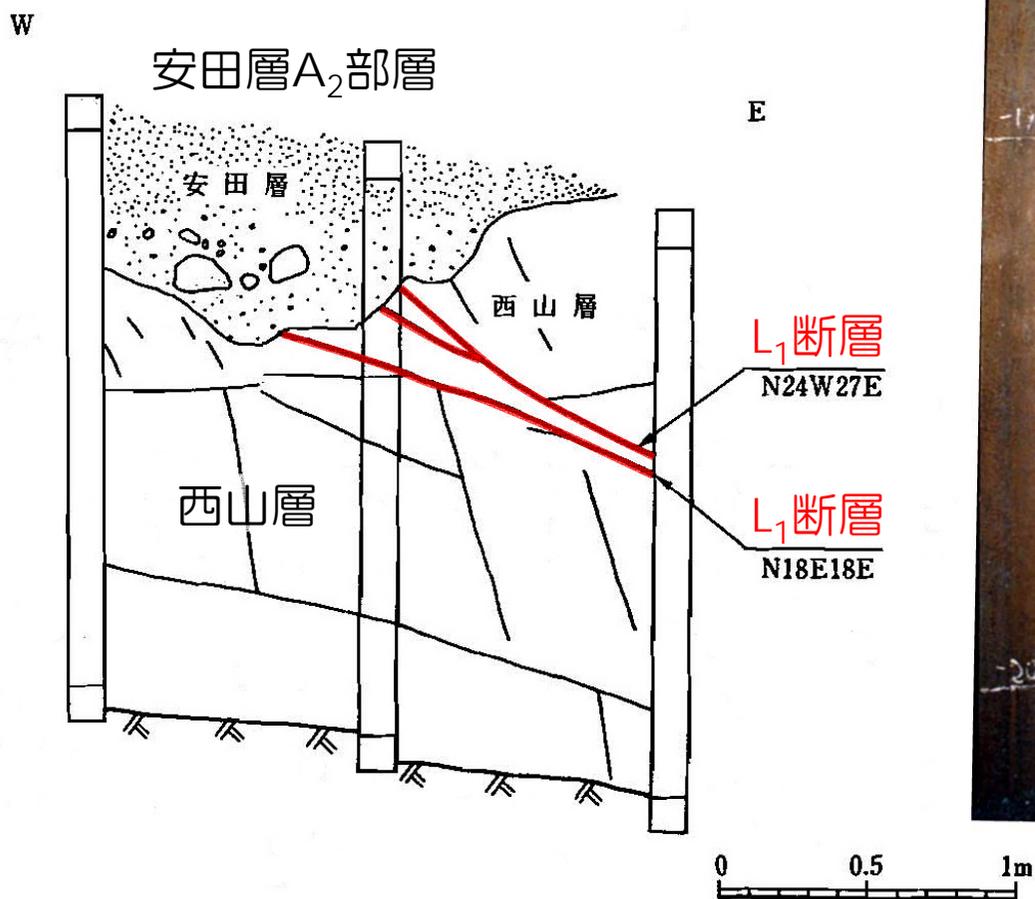
断層活動時期の確認位置



試掘坑調査結果 (L₁断層)

- L₁断層については、追跡坑 (L₁坑) 最終切羽付近の側壁において、安田層 (A₂部層) に延びていないことを確認している。

露头スケッチ

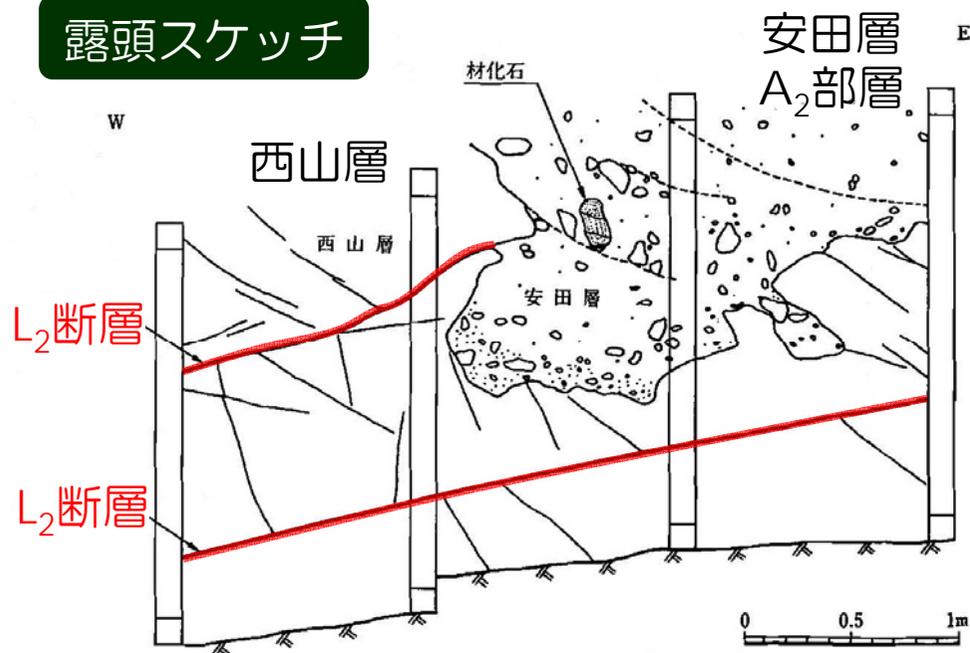


露头写真



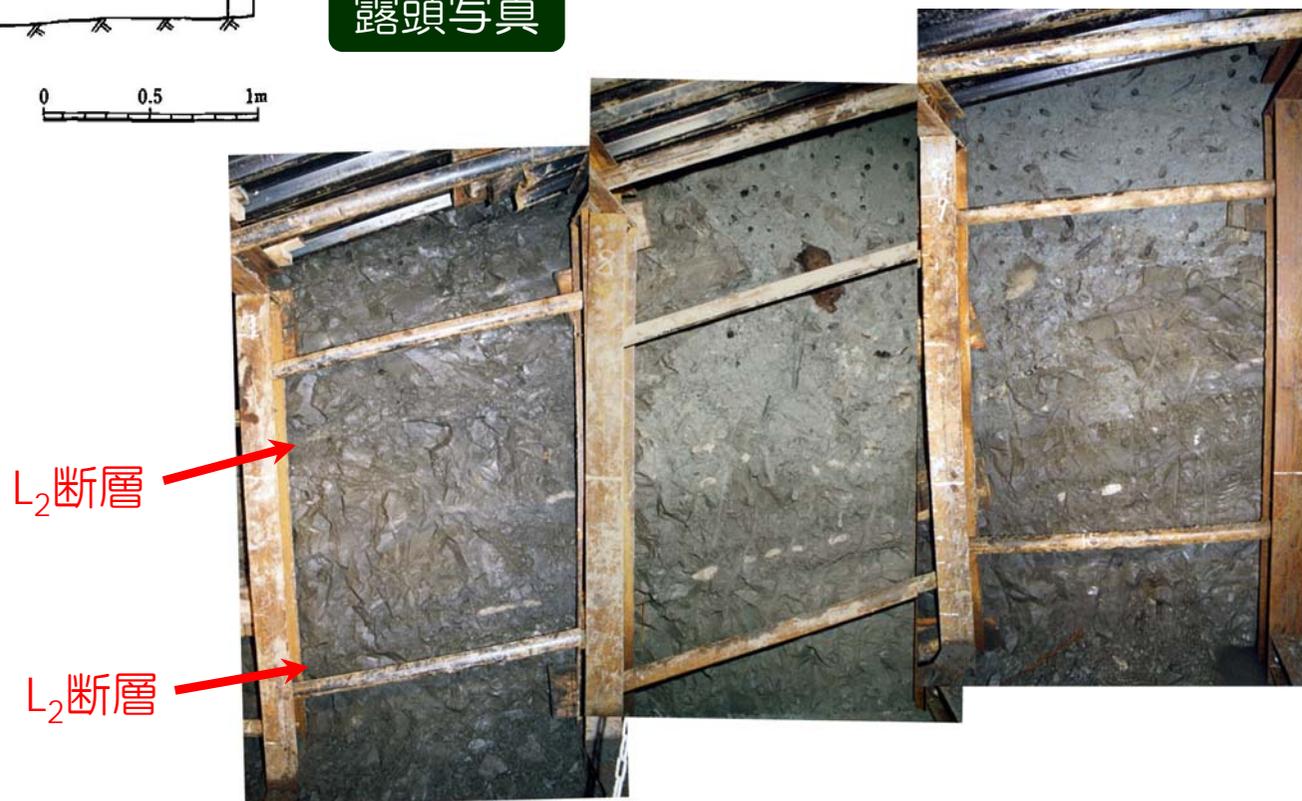
試掘坑調査結果 (L₂断層)

露頭スケッチ



- L₂断層については、追跡坑 (L₂坑) 最終切羽付近の側壁において、安田層 (A₂部層) に延びていないことを確認している。

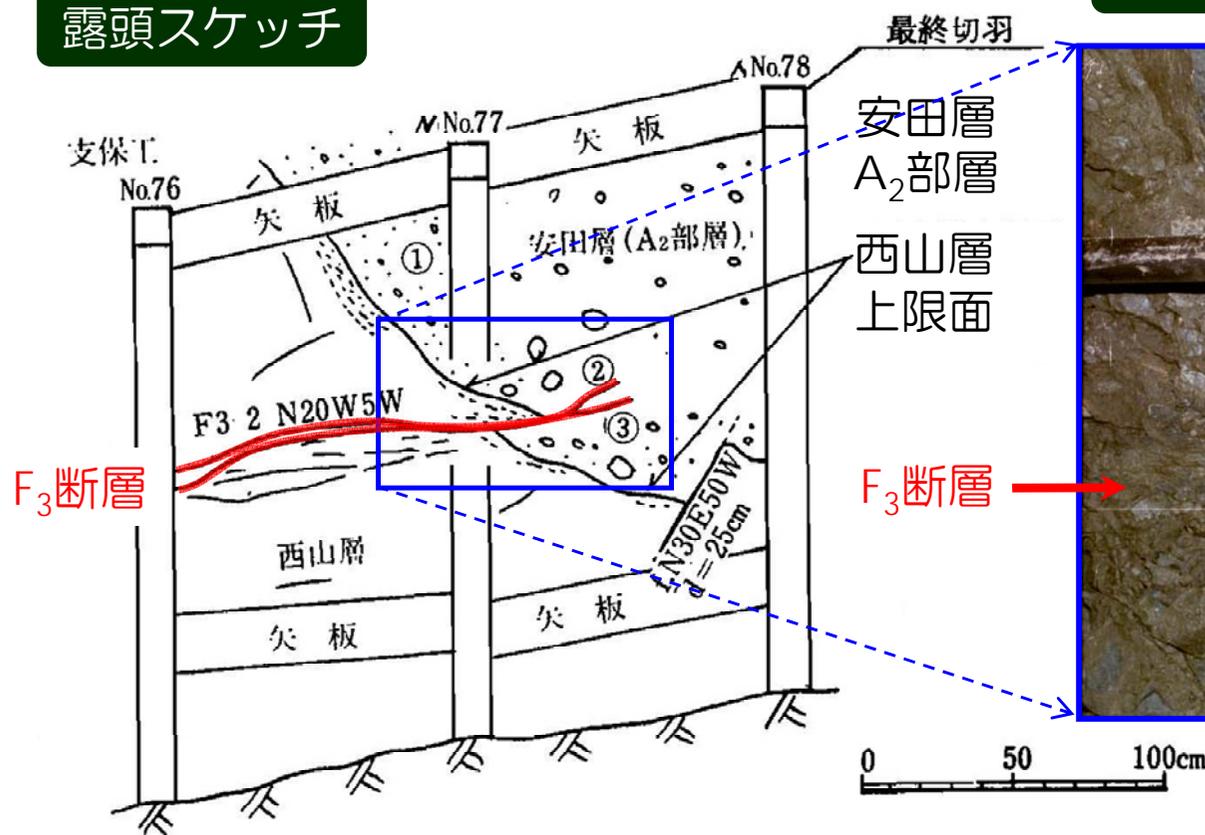
露頭写真



試掘坑調査結果 (F₃断層)

- F₃断層については、追跡坑 (F₃坑) 最終切羽付近の側壁において、西山層上限面に変位を与えているが、安田層 (A₂部層) に入るとすぐに消滅していることを確認している。

露頭スケッチ



露頭写真

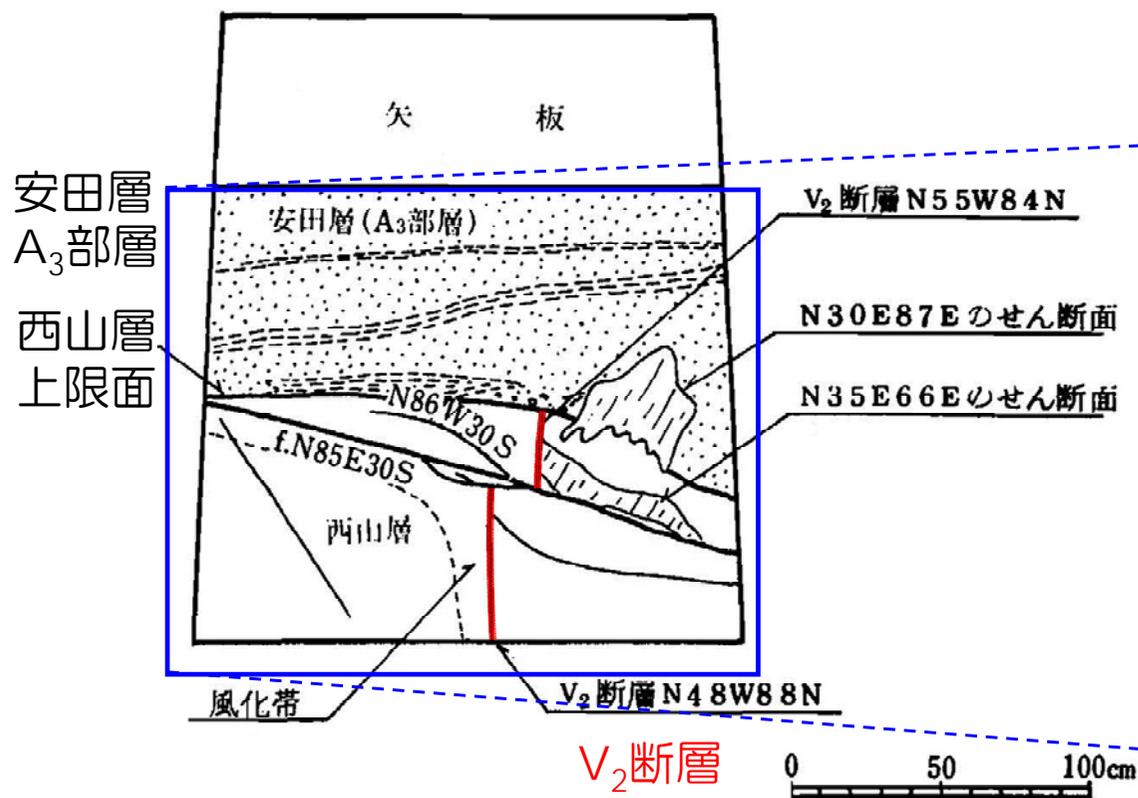


- ① マトリックスに砂を含む泥岩礫層 (安田層)
- ② N20W35W 粘土は伴わない、20cm連続して消滅。
- ③ N5W30W 粘土は伴わない、25cm連続して消滅。

試掘坑調査結果 (V₂断層)

- V₂断層については、追跡坑 (V₂坑) 最終切羽において、西山層と安田層 (A₃部層) の境界面には変位を与えておらず、かつ、安田層中には延びていないことを確認している。

露頭スケッチ



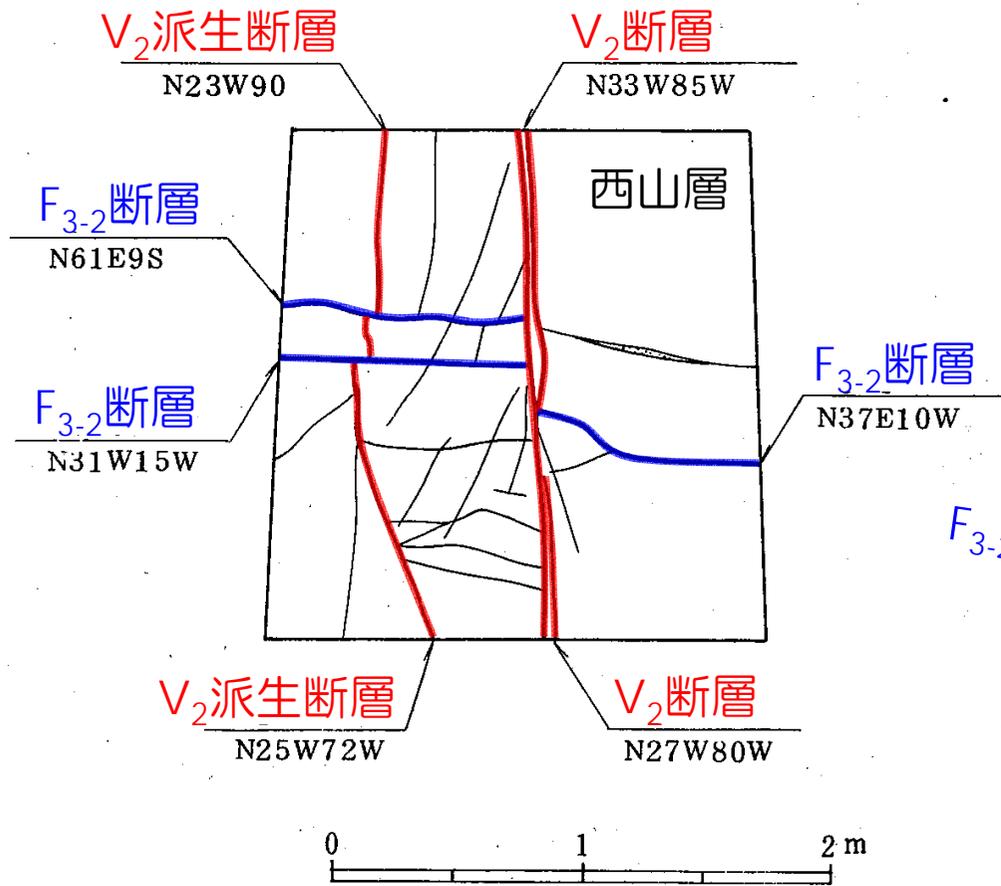
露頭写真



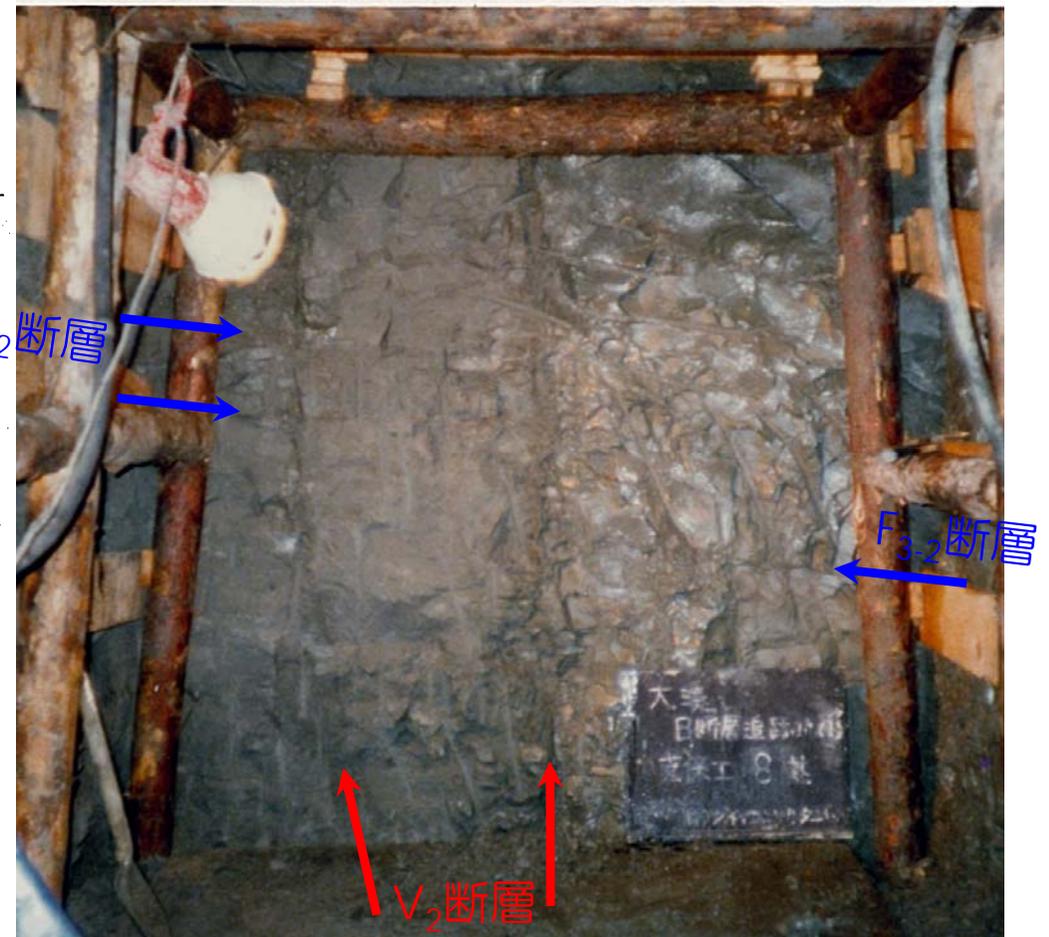
V₂断層

試掘坑調査結果 (V系断層とF系断層の切り合い関係)

露頭スケッチ



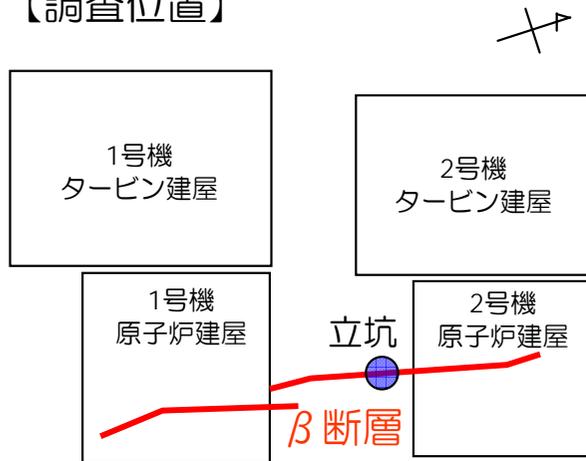
- V₂断層とF₃断層については、調査坑 (V₂坑) において、切り・切られの関係が確認されていることから、ほぼ同時期に形成されたものと考えられる。



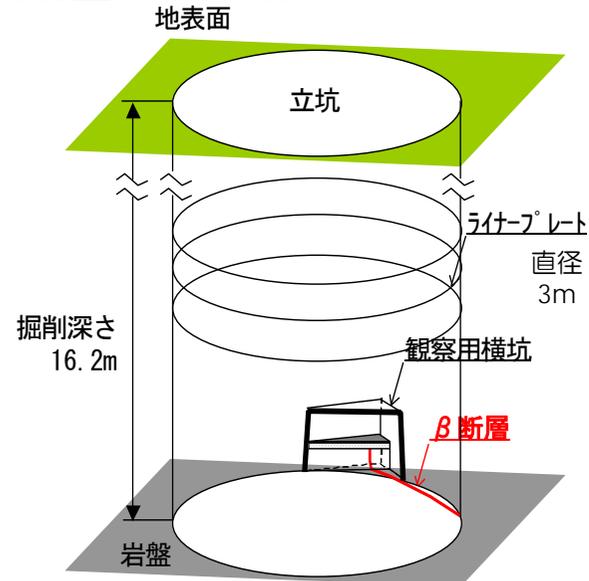
立坑調査結果 (β断層)

- 立坑調査により中越沖地震に伴う活動の有無を確認した結果、β断層は建設時の道路に及んでいないことを確認している。

【調査位置】



【調査の概念図】

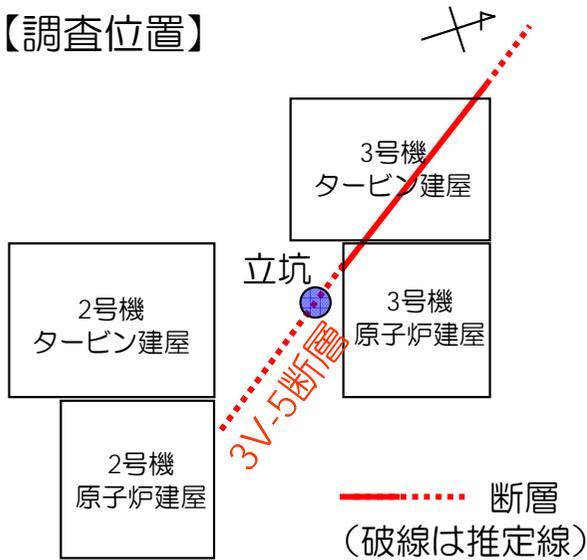


アスファルト舗装
砕石
建設時の道路

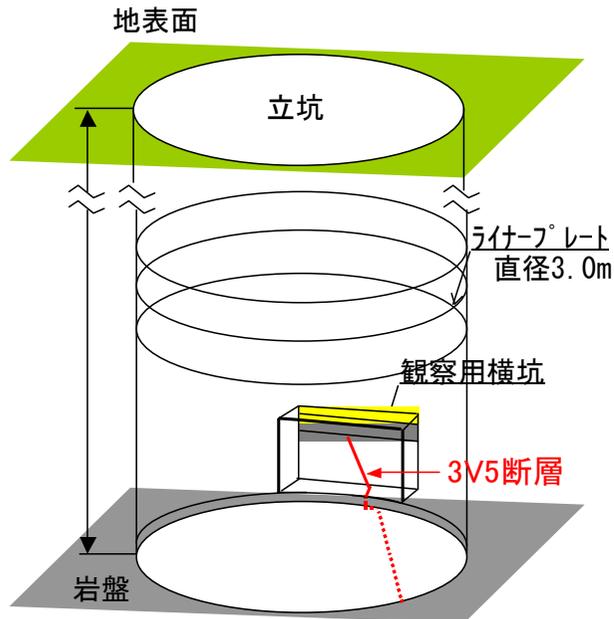
岩盤 (西山層)

立坑調査結果 (3V-5断層)

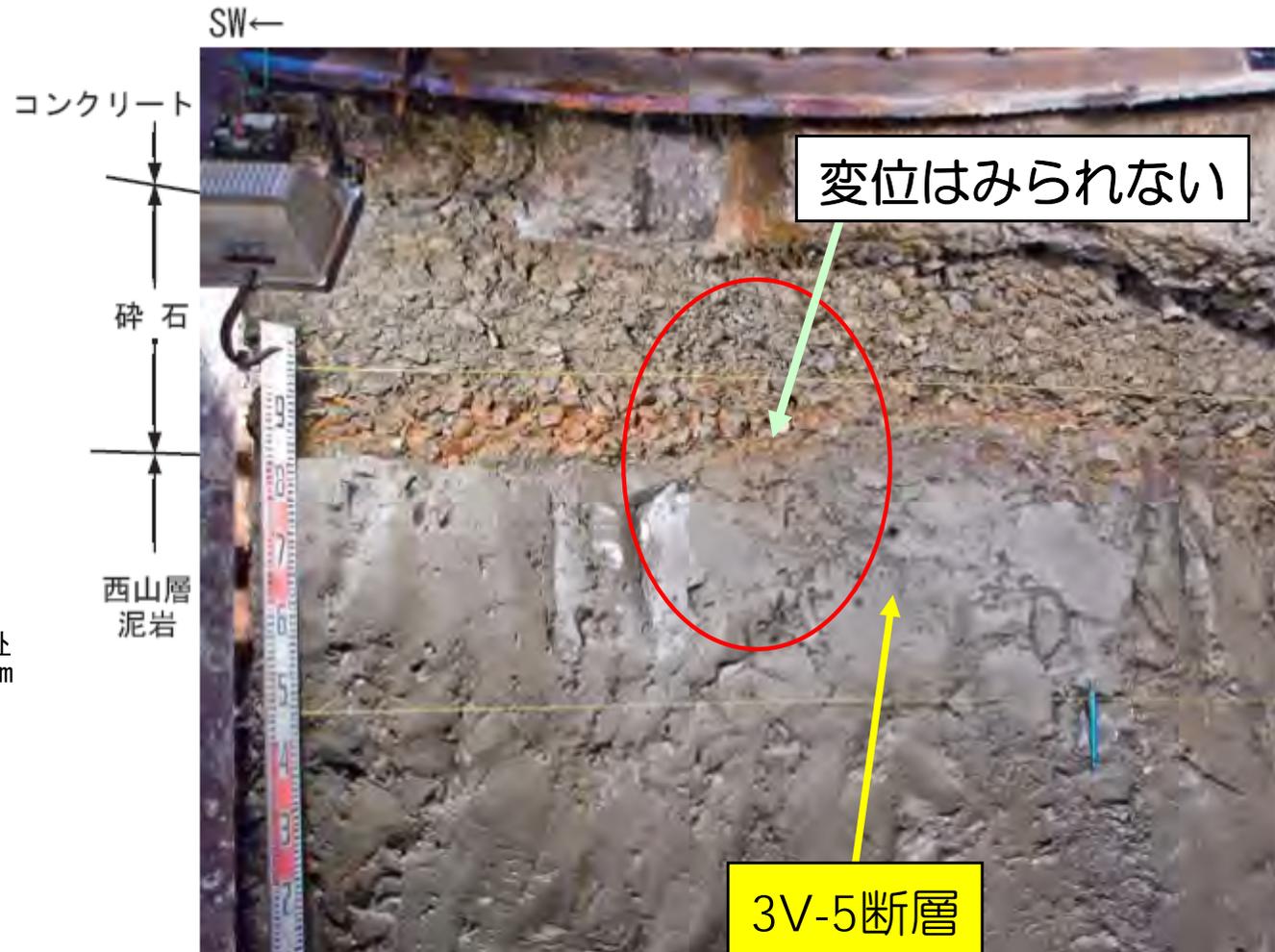
【調査位置】



【調査の概念図】

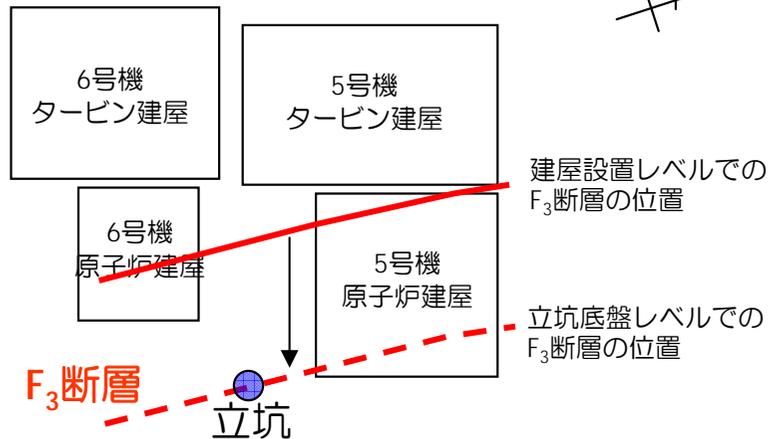


- 立坑調査により中越沖地震に伴う活動の有無を確認した結果、3V-5断層は上位の碎石に及んでいないことを確認している。



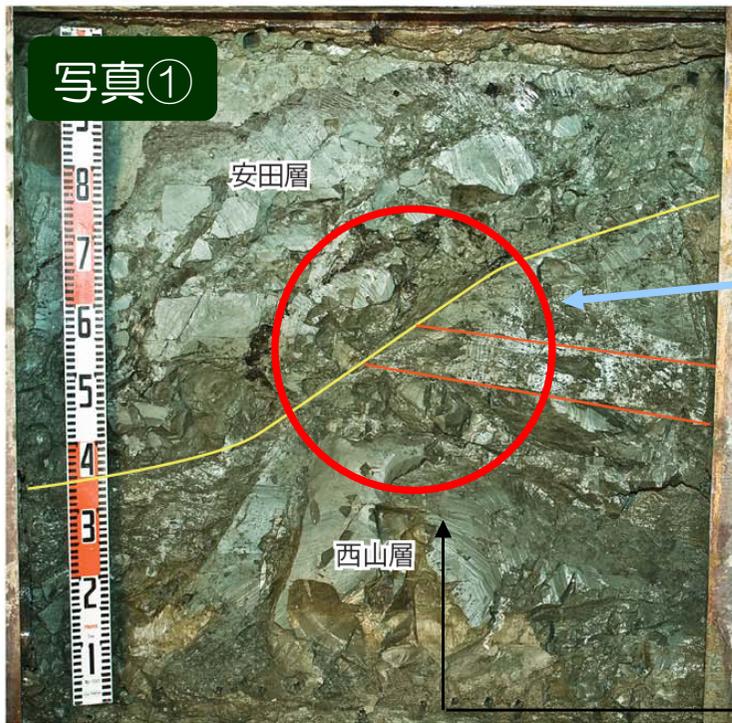
立坑調査結果 (F₃断層)

【調査位置】



- 立坑調査により中越沖地震に伴う活動の有無を確認した結果、F₃断層は安田層 (A₃部層) と西山層の地層境界に及んでいないことを確認している。

SE← →NW

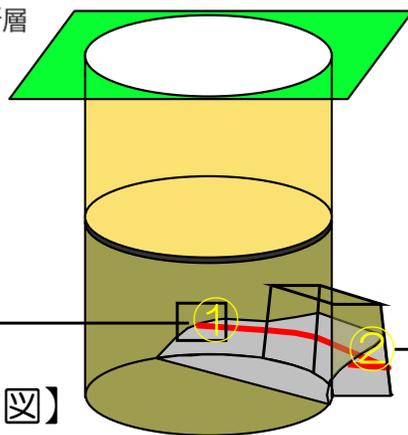


西山層泥岩
角礫含む
地層境界のすべり面

変位はみられない

F₃断層

【調査の概念図】



写真②



小 括

- 敷地内断層は、褶曲軸や層理面との関係から、地層が褶曲する際に形成された断層であり、地震を起こすような断層ではないと考えられる。
- 造成法面調査や試掘坑調査の結果によると、敷地内断層による変位はMIS5eの離水面を構成している大湊砂層の下位に分布する安田層中あるいは西山層中に認められ、これより上位には延長していないことから、少なくとも安田層堆積終了以降は活動していないと考えられる。
- また、中越沖地震後に実施した立坑調査の結果によると、敷地内断層は地震に伴って動いた形跡は認められない。
- 以上のことから、敷地内断層は耐震設計上考慮すべき活断層ではないと判断される。

-
1. 敷地及び敷地近傍における中部・上部更新統の地質層序
 2. 真殿坂断層の評価
 3. 敷地内断層の評価
 4. まとめ

まとめ

- 敷地及び敷地近傍にリニアメントは判読されず、活断層は分布していない。
- 真殿坂断層については、反射法地震探査の結果によると、真殿坂向斜の深部に想定される断層構造はSタフに収斂しており、またボーリング調査の結果によると、少なくとも阿多鳥浜テフラ降下以降の活動は認められない。
- 敷地内断層については、造成法面調査や試掘坑調査の結果によると、少なくとも安田層堆積終了以降の活動は認められない。また、立坑調査の結果によると、中越沖地震時に動いた形跡は認められない。
- 以上のことから、真殿坂断層及び敷地内断層は、耐震設計上考慮すべき活断層ではないと判断される。

参考文献

- 岸清・宮脇理一郎（1996）：新潟県柏崎平野周辺における鮮新世～更新世の褶曲形成史、地学雑誌、vol.105、No.1、pp.88-112.
- 早津賢二・新井房夫（1982）：信濃川下流地域（新潟県小千谷市付近）における河成段丘群の形成年代と段丘面の変位速度、地理学論評、55-2、pp.130-138.
- 町田洋・新井房夫（2003）：新編火山灰アトラス、東京大学出版会、336p.
- 岸清・宮脇理一郎・宮脇明子（1996）：新潟県柏崎平野における上部更新統の層序と古環境の復元、第四紀研究、vol.35、No.1、pp.1-16.
- 柏崎平野団体研究グループ（1965）：柏崎平野の第四系；新潟の第四系・そのIV、新潟大学教育学部高田分校研究紀要、No.10、pp.145-185.

柏崎刈羽原子力発電所 敷地内断層に関する地質調査の概要について

1. 調査目的

柏崎刈羽原子力発電所の敷地内断層については、これまで安全審査や耐震安全性評価において詳細な地質調査を実施し、耐震設計上考慮すべき活断層ではないと評価しております。

一方、本年 8 月 10 日に開催された経済産業省原子力安全・保安院の地震・津波に関する意見聴取会において、敷地内断層の評価にあたっては第四紀の地層の年代等のより詳細な検討が必要との指摘がありました。

これを踏まえて、当社は、当該地層の年代評価をより精緻に行うことを目的とした地質調査を実施いたします。

2. 調査概要

(1) 調査地点

下図に示す地点において調査を実施する予定。

(2) 調査実施時期（予定）

平成 24 年 9 月～平成 25 年 2 月末

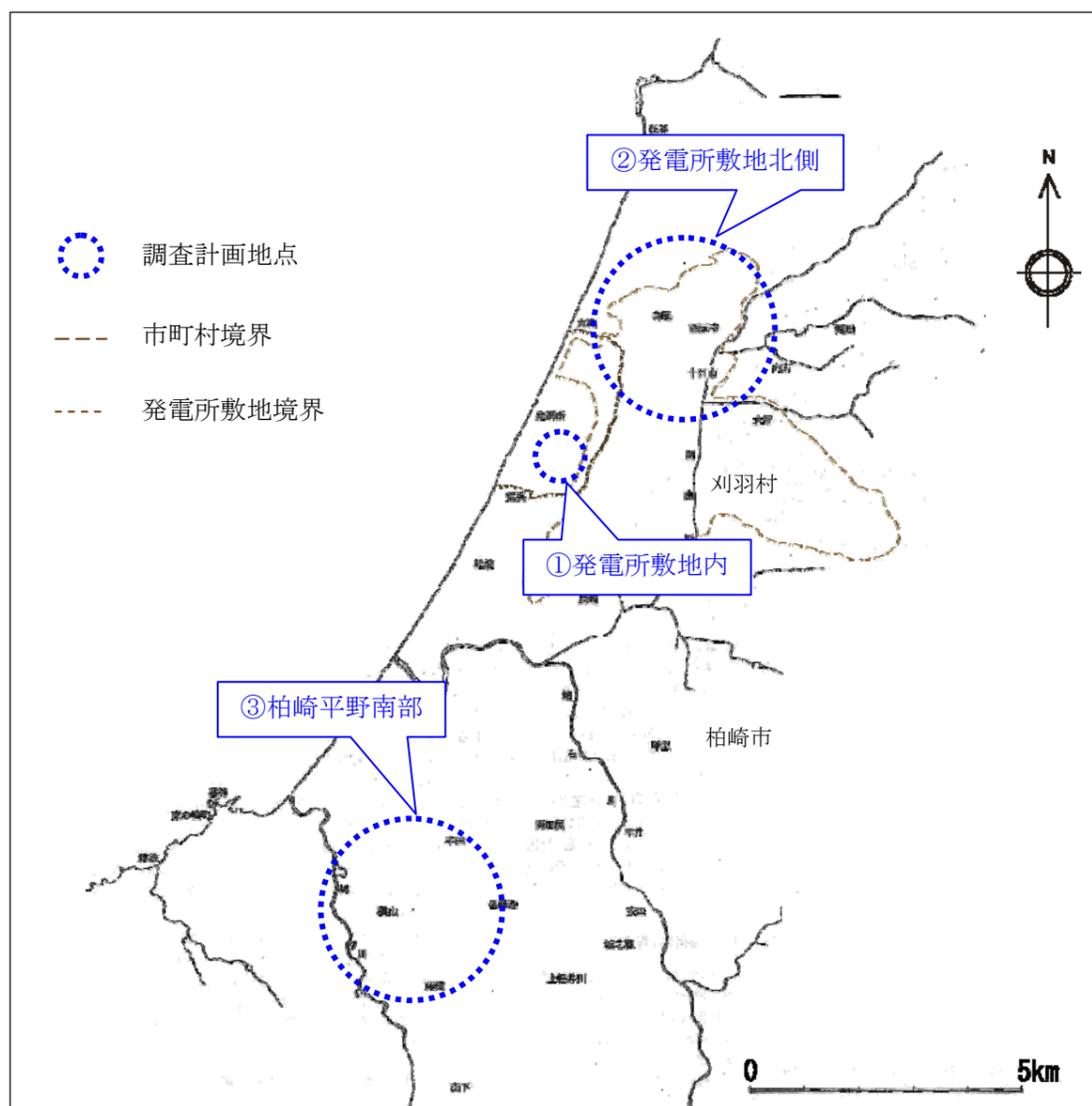


図 1 柏崎刈羽原子力発電所敷地内および敷地近傍の地質調査地点

(3) 調査方法

安田層など第四紀の地層の年代評価を行うため、図 1 に示す地点においてボーリング調査を実施し、採取した試料に対して各種分析を実施いたします。

<ボーリング調査>

地盤を構成する岩石などを棒状のコアとして連続的に採取し、これを観察して地質の状況を調査します。これを複数本実施することにより、地層の分布状況（連続分布など）を把握します。

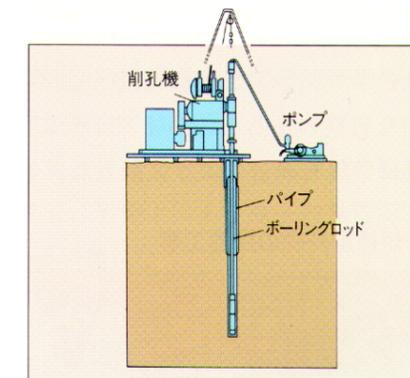


図 2 ボーリング調査（イメージ）

<採取試料の分析>

地層に含まれる花粉化石は、その種類によって堆積当時の気候（たとえば温暖なのか、あるいは寒冷なのか）を推定する材料になります。また、珪藻化石についても堆積当時の環境（たとえば海水環境なのか、あるいは淡水環境なのか）を推定する材料になります。

そこでボーリング調査で採取した試料について深度方向に花粉分析、珪藻分析等を行い、当時の気候や堆積環境からその地層が形成された年代を推定します。

3. 調査工程（予定）

調査項目	平成 24 年				平成 25 年		
	9 月	10 月	11 月	12 月	1 月	2 月	3 月
ボーリング調査	■						
採取試料の分析		■					
結果のとりまとめ			■	■	■	■	■

(注) 調査の状況によっては調査内容や工程を変更する場合があります。

以上

平成 24 年 8 月 10 日
東京電力株式会社

過去に柏崎刈羽原子力発電所で確認した
チャンネルボックス上部の一部剥離事象について

1. はじめに

平成 24 年 7 月 10 日に原子力安全・保安院から東北電力に対して「東北電力株式会社女川原子力発電所第 3 号機における燃料集合体チャンネルボックス上部（クリップ）の一部欠損について（指示）」が指示され、同日その旨公表された。女川原子力発電所 3 号機において確認された事象は、チャンネルボックス上端のクリップ接合部付近に欠損（長さ約 19 mm）が確認されたものであった。

当社においては、過去にチャンネルボックス上端のクリップ接合部付近が、溶接施工条件の問題から白色化（腐食）して一部剥離する事象（以下、「当該事象」という）を経験しており、女川原子力発電所 3 号機の事象との関連は不明であったものの、原子力安全・保安院に対して当該事象について「類似の事象」として情報提供することとした。それを受け、平成 24 年 8 月 1 日に原子力安全・保安院から当該事象の概要、当該事象を確認した当時の調査内容や対応等について報告するよう求められたことから、本文書を取り纏めた。

2. 当該事象の概要等

当該事象は柏崎刈羽原子力発電所 5 号機（以下、「K-5」という）において平成 9 年 5 月に実施したチャンネルボックスの外観点検において初めて確認し、同年 7 月までに評価を実施している。その後、柏崎刈羽原子力発電所 3 号機（以下、「K-3」という）において平成 9 年 11 月に実施したチャンネルボックスの外観点検においても同様な事象を確認し（平成 10 年 4 月までに評価を実施）、更に新潟県中越沖地震（平成 19 年 7 月 16 日発生）の影響を確認するために行ったチャンネルボックスの外観点検（平成 20 年 3 月実施）においても同様に K-3 において確認している。ここでは、これら 3 事象についてそれぞれの概要、当時の調査内容、当時の対応等を示す。

（添付資料-1、2）

2.1 平成 9 年 5 月実施の外観点検時に K-5 において確認した事象

2.1.1 概要

平成 9 年 5 月、K-5 の初装荷燃料（新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料）に取り付けていたチャンネルボックスを取り外し、新燃料に取り付けて継続使用する^{*1}ために外観点検を行った。その結果、点検対象のチャンネルボックス 52 本のうち、7 本^{*2}についてチャンネルボックス上端のクリップ接合部付近が白色化していることを確認した。

調査の結果、当該事象はチャンネルボックスの健全性に影響を及ぼすものではないと評価したが、白色化の程度が比較的大きい5本については、念のため、継続使用を行わないこととし、予備扱いとしていたチャンネルボックス5本を代替として使用することとした(当該のチャンネルボックス5本については平成9年6月に外観点検を行い、問題のないことを確認した上で使用)。なお、白色化の程度が比較的小さい残りのチャンネルボックス2本については、問題なく取り出しまで継続使用した(4運転サイクル使用)。

その後、平成9年7月までに、過去の燃料集合体炉内配置検査^{※3}時の録画記録を再確認した結果、同時期に製造した初装荷燃料向けのチャンネルボックス770本のうち、103本(上記7本を含む)に同様な白色化を確認した。

(添付資料-3)

- ※1：一般に沸騰水型原子力発電所では定期検査毎に全炉心の1/4程度の燃料を新燃料に取り替える。この燃料取替にあたり、初装荷燃料の一部は他の燃料よりも短い燃焼期間で取り出されることになる。こうした初装荷燃料に取り付けているチャンネルボックスは、中性子照射量が比較的少なく、継続使用可能であることから、新燃料に付け替えて再使用する運用を行っていた。なお、再使用するにあたっては、それに先立ち、対象の全数について外観点検や寸法測定等を行って、その性状に問題がないことを確認している。その際に行う外観点検では、側面部の性状に特に注目しつつ、チャンネルボックスの側方から、コーナー部を画面の中心に置いて、2つの側面を同時に観察する形で点検を行った(各側面に対して45度方向から観察する形)。
- ※2：当社が実施したチャンネルボックス外観点検中に1本の白色化を確認し、それを受けて日立製作所とともに行った調査において計7本(確認済みの1本を含む)に白色化を確認した。この確認の経緯の詳細については添付資料-5に示す。
- ※3：燃料取替後の原子炉内の燃料配置が、燃料取替実施計画によって予め定めた通りとなっていることを確認するために定期検査時に行う検査。燃料のハンドル部に刻字した番号を炉心の上方から水中カメラを用いて読み取ることで検査を行う。検査時の確認対象は燃料のハンドル部の刻印であるが、チャンネルボックス上端部を上方から眺める形になるため、その録画記録からクリップ接合部付近の白色化を確認することが可能と考えられ、当時の調査においてはそれを活用することとした。

2.1.2 当時の調査について

当該事象を確認したチャンネルボックスは日立製作所において製造され、納入されたものであり、事象の調査は日立製作所とともに行った。調査の結果を纏めると以下の通りである。

<事象の原因・対策等>

- ・外観点検結果から、白色化はクリップ接合部の端部付近の溶接部近傍に限定して発生していることを確認した。また、ファイバースコープを用いて、当該部分の内側の面の観察を行い、同様に溶接部近傍に白色化が発生していることを確認した。このような同一部分の内外面にわたる白色化はチャンネルボックスの素材であるジ

ルコニウム合金において部分的に腐食（酸化）の程度が大きくなった結果として発生したと考えられ、何らかの原因によって当該部分の耐食性が低下し、腐食が発生したものと判断した。

- ・初装荷燃料向けのチャンネルボックス 770 本のクリップ接合部の溶接施工記録を確認したところ、白色化を確認した 103 本の施工はほぼ同じ時期に集中して行われていた。そのため、当該事象は溶接施工に起因するものと考えられ、再現試験の結果等から、クリップ接合部の溶接施工時に溶接部近傍に供給するバックパーシガスの流量不足が生じたために、クリップ接合部の端部付近に局所的に空気の混入が発生し、部分的な耐食性の低下が起こったことが原因と推定した。原因調査のために実施した内容の詳細については添付資料-5 に示す。
- ・上記の発生メカニズムは、耐食性の低下は空気の混入が発生した局所的な部分に留まり、クリップ接合部の溶接部全体には白色化が進展しないことを示唆するものであるが、撮影時期の異なる過去の燃料集合体炉内配置検査時の録画記録を複数確認した結果においても、白色化は最初の 1~2 運転サイクルに発生し、その後はほとんど進展していないと評価しており、その裏付けとなった。なお、当該事象確認直後の定期検査時に取り出した燃料に装着していたチャンネルボックスのうち、過去の燃料集合体炉内配置検査時の録画記録によって白色化が確認されていた 2 本の外観点検を実施し（平成 10 年 1 月）、録画記録と状態に差異がないことを確認した。
- ・白色化を確認したチャンネルボックス 103 本のクリップ接合部の溶接施工時期は昭和 63 年 10 月～平成元年 3 月であり、当該事象を確認した平成 9 年時点までには既に溶接設備の改修等が行われていたが、日立製作所では当該事象を受けて、溶接設備の日常点検において「パーシガス供給ホースの漏れがないこと」を確認する等の再発防止策を取っている。

<事象が健全性等に及ぼす影響>

- ・クリップは、チャンネルボックスを燃料の上部タイプレートに固定する目的で設けており、通常、チャンネルボックスの自重のみが付加される。燃料の取り扱い時やチャンネルボックスの取り付け・取り外し時にはそれを上回る荷重が付加されるが、保守的に余裕を見込んでも 200 kg 以下である。当該事象においては、最大で長さ約 15 mm の白色化を確認したが（残存する健全な溶接部の長さ約 75 mm）、2 つあるクリップの片側のみに 200 kg の荷重が全て付加されるという保守的な条件においても、溶接部の長さが 20 mm 残存していれば必要な強度は確保されると評価しており、チャンネルボックスの健全性に影響を及ぼすことはない。
- ・白色化した溶接部表面には一部剥離している部分も認められるが、このようなジルコニウム合金の酸化物の剥離片は脆く、わずかな力で微細化することから、燃料や炉内構造物にフレットングや閉塞等の悪影響を及ぼすことは考えがたい。なお、K-5 においてはこれまで漏えい燃料が発生したことはない。
- ・チャンネルボックスは放射化しており、剥離片が定期検査作業時の被曝に与える影響も想定されるが、剥離片の発生量を保守的に見積もった上で、それらが全て再循環系配管に付着するという保守的な仮定を行っても実績の配管の放射能密度より 3

桁低いと評価されており、作業員の被曝の観点から問題となることはない。

2.1.3 当時の対応について

当時、当該事象は初めて経験するものであったことから、2.1.2 に示す通りの調査を行い、事象がチャンネルボックスの健全性に影響を及ぼさないことを確認した。

設備の健全性に影響を及ぼすものではないため、規制当局に報告すべきトラブル事象ではないと判断し、当時、規制当局への報告は行っておらず、また、対外的な公表も行っていない※4。

※4：当社において現在の不適合管理の運用を開始したのは平成 15 年であり、当時、トラブル事象未満の事象の取り扱いは所管箇所に任せられていた。また、原子力施設情報公開ライブラリ（NUCIA）や BWR 事業者協議会（JBOG）等、事業者間で情報を共有する仕組みも未整備であった。

2.2 平成 9 年 11 月実施の外観点検時に K-3 において確認した事象

2.2.1 概要

平成 9 年 11 月、K-3 の初装荷燃料（高燃焼度 8×8 燃料）に取り付けていたチャンネルボックスを取り外し、新燃料に取り付けて継続使用するために外観点検を行った。その結果、点検対象のチャンネルボックス 156 本のうち、4 本についてチャンネルボックス上端のクリップ接合部付近が白色化していることを確認した。

当該事象は、2.1 に示す事象に引き続いて確認した経験の範囲内の事象であり、同様にチャンネルボックスの健全性に影響を及ぼすものではないと評価した。そのため、2.1 に示す事象とは異なり、確認対象範囲を拡大することは行っていない。また、白色化を確認したチャンネルボックス 4 本はそのまま継続使用することとし、問題なく取り出しまで使用した（3～5 運転サイクル使用）。

（添付資料-4）

2.2.2 当時の調査について

当該事象を確認したチャンネルボックスは東芝が設計し、ABB-Atom 社（当時）において製造されたものを東芝が納入したものである。従って、事象の調査は東芝とともに行った。調査の結果を纏めると以下の通りである。なお、東芝は当該事象を製造上まれに発生するものと見なしており、チャンネルボックスの健全性に影響を及ぼすものではないことから対策の検討は特に行っていない。

<事象の原因等>

- ・外観点検結果から、白色化はクリップ接合部の端部付近の溶接部近傍に限定して発生していることを確認した。
- ・クリップ接合部の端部は、その形状の特徴（鋭角となっており面積が小さい）のために、溶接施工方法によっては相対的に局所的な入熱量が増加することとなり、他の部位に比べて耐食性が相対的に低下することが考えられる。当該事象はそのような部分的な耐食性の低下が白色化として顕在化したものと推定した。

- ・上記の発生メカニズムは、耐食性の低下は特徴的な形状を有する端部に留まり、クリップ接合部の溶接部全体には白色化が進展しないことを示唆するものである。

<事象が健全性等に及ぼす影響>

- ・クリップ接合部の溶接部の設計上の肉厚 2 mmのうち、仮に溶接部全体にわたり半分の肉厚が失われたとしても、燃料の取り扱い時にクリップに対して付加される荷重として保守的に燃料取替機の誤作動を考慮して 700 kgを想定し、それが 2 つあるクリップの片側のみに全て付加されるという保守的な条件において必要な強度は確保されると評価しており、チャンネルボックスの健全性に影響を及ぼすことはない。
- ・白色化した溶接部表面が一部剥離したとしても、酸化皮膜の体積は小さく、被曝等に及ぼす影響は無視しうる。なお、燃料への影響の観点からは、K-3においてこれまで漏えい燃料が発生したことはない。

2.2.3 当時の対応について

2.1 に示す事象と同様、当該事象は設備の健全性に影響を及ぼすものではないことから、規制当局に報告すべきトラブル事象ではないと判断し、当時、規制当局への報告は行っておらず、また、対外的な公表も行っていない

2.3 平成 20 年 3 月実施の外観点検時に K-3 において確認した事象

(新潟県中越沖地震後の点検時に確認した事象)

2.3.1 概要

平成 20 年 3 月、K-3 において新潟県中越沖地震（平成 19 年 7 月 16 日発生）の影響を確認するために行ったチャンネルボックスの外観点検^{※5}において、点検対象のチャンネルボックス 100 本のうち、1 本（9×9 燃料（A型）に装着）についてチャンネルボックス上端のクリップ接合部付近が白色化していることを確認した。

当該事象は、2.1 及び 2.2 に示す事象と同様の経験の範囲内の事象であり、チャンネルボックスの健全性に影響を及ぼすものではないと評価したため、白色化を確認したチャンネルボックス 1 本はそのまま継続使用することとし、現在、炉内に装荷している。

(添付資料-4)

※5：新潟県中越沖地震時に炉内に燃料が装荷してあった K-3（プラント運転中に被災）については、原子炉内での装荷位置の差異による地震動の影響を考慮する観点から、炉心の中心部から外層部まで偏りなく離散的に抜き取る形で点検対象を選定して、制御棒及びその周囲のチャンネルボックス（制御棒 1 本につきチャンネルボックスは 4 本となる）の外観点検を実施した。このチャンネルボックス外観点検では、地震動の外力による変形の有無を正確に確認する観点から、制御棒の挿入経路や冷却材の流路として重要な機能を果たす側面部を正面に向けて、チャンネルボックスの側方から 1 面ずつ観察する形で点検を行った。

2.3.2 当時の調査について

当該事象を確認したチャンネルボックスは東芝が設計し、神戸製鋼所において製造されたものを東芝が納入したものである。事象の様相から、東芝は2.2に示す事象と同様の事象と評価し、当社もそれを了承した。2.2に示す事象と同様、東芝による対策の検討は特に行われていない。

なお、燃料を原子炉に装荷した状態では、チャンネルボックスのクリップ接合部は上部格子板等の炉内構造物と接触する位置になく、地震動によって損傷が生じることは考えがたい。

2.3.3 当時の対応について

2.1及び2.2に示す事象を既に経験していたことから、当該事象を確認した社員にとってこのような事象は「想定内事象」であった。当時、当社における不適合管理の運用は開始されていたが、当該事象は設備の健全性に影響を及ぼすものではなく、手入等の対応も特段必要としないものであることから、不適合事象には当たらないと判断し、規制当局への報告、対外的な公表、事業者間の情報共有は行われなかった。

3. 当該事象に関わるその他の情報の有無について

当社においては、チャンネルボックス外観点検を以下の場合に行っている。これらはチャンネルボックス全体（特に機能面で重要な側面部）の性状に着目して行っているものであり、クリップ接合部に大きな注意を払って行っているものではない（当該事象を確認した平成9年以降も基本的には同様）。

当社において保管しているこれまでに実施したチャンネルボックス外観点検の記録（作業報告書）を確認した限りにおいて上記3事象以外に白色化を確認したとの情報はない。

(添付資料-6)

- ① 初装荷燃料に取り付けていたチャンネルボックスを新燃料に付け替えて再使用する場合
- ② 定期検査時に燃料集合体外観検査（調査）を行う場合（過去の運用^{※6}）
- ③ チャンネルボックスの設計変更を実施した等の理由から、特性の追跡調査を行う必要が生じた場合（一般に代表性を考慮した抜き取りで実施）
- ④ 地震による影響の調査等、非定例の点検を行う必要が生じた場合（一般に代表性を考慮した抜き取りで実施）

※6：過去に燃料集合体外観検査（調査）対象の燃料について、自主的に全数のチャンネルボックスの外観点検も行っていたものであるが、点検実績が蓄積されてきたことから、近年は実施していない。

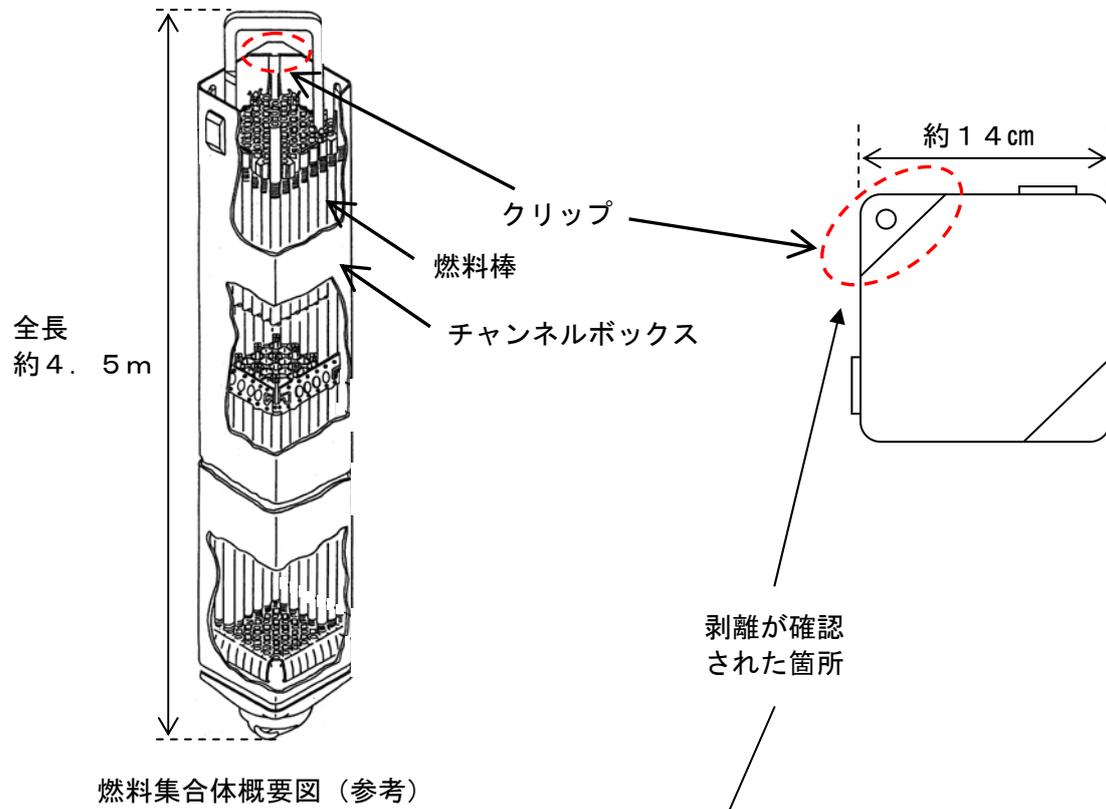
4. 添付資料

- (1) 平成9年5月実施の外観点検時にK-5において確認したチャンネルボックス上部の一部剥離状況（製造番号V89H567）

- (2) 平成 20 年 3 月実施の外観点検時に K-3 において確認したチャンネルボックス上部の一部剥離状況
- (3) 平成 9 年 5 月実施の外観点検時に K-5 において白色化を確認したチャンネルボックスの使用履歴等
- (4) 平成 9 年 11 月及び平成 20 年 3 月実施の外観点検時に K-3 において白色化を確認したチャンネルボックスの使用履歴等
- (5) 平成 9 年 5 月実施の外観点検時に K-5 において確認した事象に関して実施した調査について
- (6) 柏崎刈羽原子力発電所においてこれまでに実施したチャンネルボックス外観点検の実績

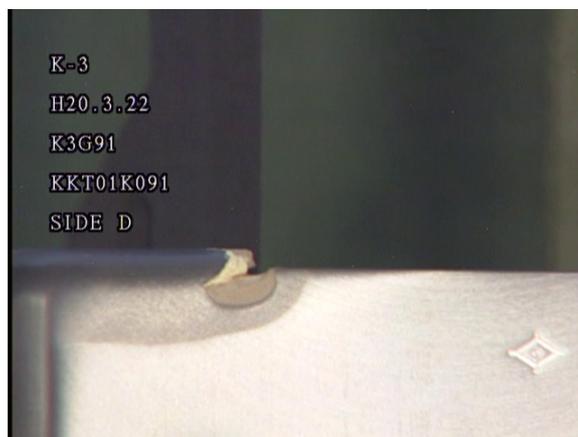
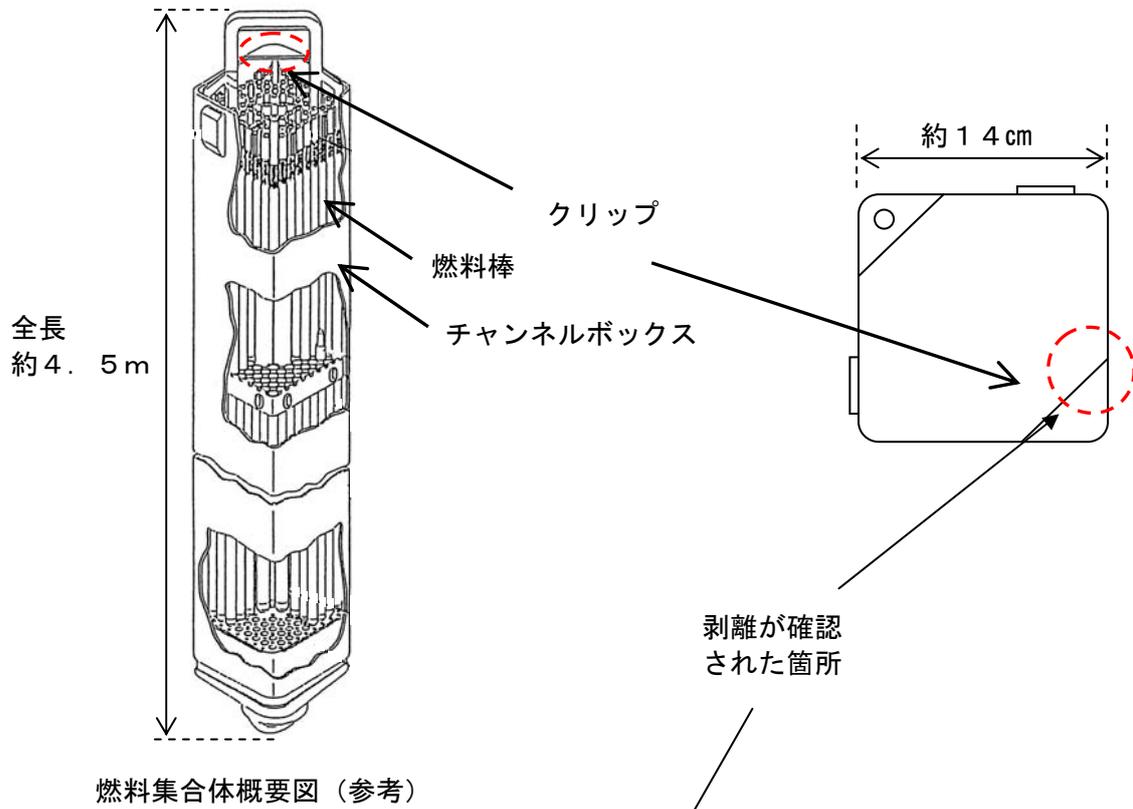
以 上

平成 9 年 5 月実施の外観点検時に K-5 において確認したチャンネルボックス上部の一部剥離状況（製造番号 V89H567）



K5 剥離状況（V89H567）

平成 20 年 3 月実施の外観点検時に K-3 において確認した
チャンネルボックス上部の一部剥離状況



K3 剥離状況 (KKT01K091)

平成9年5月実施の外観点検時にK-5において白色化を確認したチャンネルボックスの使用履歴等

CB番号	チャンネルボックスデータ								装着燃料データ								備考
	最初に使用された履歴 (1バンドルライフ目)				再使用された履歴 (2バンドルライフ目)				H19.7時点	製造データ			最初に装着した燃料		再使用時に装着した燃料		
	装荷 サイクル	装荷 年月	取出 サイクル	取出 年月	装荷 サイクル	装荷 年月	取出 サイクル	取出 年月		製造時期	製造者	納入者	燃料番号	製造者	燃料番号	製造者	
V89H411	1	1989/7	2	1992/9	-	-	-	-	K7POOL	1988/7	日立製作所	日立製作所	K5Y98	JNF	-	-	2001/9号機間移送
V89H441	1	1989/7	2	1992/9	11	2004/1	11	2005/7	POOL		日立製作所	日立製作所	K5Y68	JNF	K5G34	JNF	
V89H471	1	1989/6	2	1992/9	7	1998/2	10	2003/3	POOL	日立製作所	日立製作所	K5Y38	JNF	K5F44	JNF		
V89H528	1	1989/7	2	1992/9	7	1998/2	10	2003/3	POOL	日立製作所	日立製作所	K5X243	JNF	K5F32	JNF		
V89H559	1	1989/7	2	1992/9	9	2000/10	12	2006/12	POOL	日立製作所	日立製作所	K5X212	JNF	K5GN134	NFI		
V89H560	1	1989/7	2	1992/9	-	-	-	-	K7POOL	1989/3	日立製作所	日立製作所	K5X211	JNF	-	-	2001/9号機間移送
V89H562	1	1989/7	2	1992/9	8	1999/5	11	2005/7	POOL		日立製作所	日立製作所	K5X209	JNF	K5G13	JNF	
V89H563	1	1989/7	2	1992/9	-	-	-	-	K7POOL	日立製作所	日立製作所	K5X208	JNF	-	-	2001/9号機間移送	
V89H564	1	1989/7	2	1992/9	8	1999/5	12	2006/11	POOL	日立製作所	日立製作所	K5X207	JNF	K5G6	JNF		
V89H565	1	1989/7	2	1992/9	-	-	-	-	K7POOL	日立製作所	日立製作所	K5X206	JNF	-	-	2001/9号機間移送	
V89H566	1	1989/7	2	1992/9	6	1996/10	9	2002/2	POOL	日立製作所	日立製作所	K5X205	JNF	K5E13	JNF		
V89H567	1	1989/7	2	1992/9	-	-	-	-	K7POOL	日立製作所	日立製作所	K5X204	JNF	-	-	2001/9号機間移送	
V89H568	1	1989/7	2	1992/9	9	2000/10	12	2006/12	POOL	日立製作所	日立製作所	K5X203	JNF	K5GN122	NFI		
V89H569	1	1989/7	2	1992/9	9	2000/10	12	2006/12	POOL	日立製作所	日立製作所	K5X202	JNF	K5GN116	NFI		
V89H570	1	1989/7	2	1992/9	9	2000/10	12	2006/12	POOL	日立製作所	日立製作所	K5X201	JNF	K5GN125	NFI		
V89H572	1	1989/7	2	1992/9	6	1996/10	6	1997/12	POOL	日立製作所	日立製作所	K5X199	JNF	K5Y218	JNF		
V89H573	1	1989/7	2	1992/9	-	-	-	-	K7POOL	日立製作所	日立製作所	K5X198	JNF	-	-	2001/9号機間移送	
V89H575	1	1989/7	2	1992/9	9	2000/10	12	2006/12	POOL	日立製作所	日立製作所	K5X196	JNF	K5GN124	NFI		
V89H576	1	1989/7	1	1991/4	4	1994/2	7	1999/5	JNFL	日立製作所	日立製作所	K5X195	JNF	K5C31	JNF	2002/9JNFL	
V89H577	1	1989/7	2	1992/9	9	2000/10	12	2006/12	POOL	日立製作所	日立製作所	K5X194	JNF	K5GN128	NFI		
V89H578	1	1989/7	1	1991/4	4	1994/2	7	1999/5	JNFL	日立製作所	日立製作所	K5X193	JNF	K5C30	JNF	2002/9JNFL	
V89H579	1	1989/7	2	1992/9	9	2000/10	12	2006/12	POOL	日立製作所	日立製作所	K5X192	JNF	K5GN129	NFI		
V89H582	1	1989/7	1	1991/4	5	1995/6	8	2000/9	POOL	日立製作所	日立製作所	K5X189	JNF	K5D19	JNF		
V89H589	1	1989/7	2	1992/9	9	2000/10	12	2006/12	POOL	日立製作所	日立製作所	K5X182	JNF	K5GN118	NFI		
V89H590	1	1989/7	1	1991/4	5	1995/6	8	2000/8	POOL	日立製作所	日立製作所	K5X181	JNF	K5D20	JNF		
V89H591	1	1989/7	1	1991/4	5	1995/6	7	1999/5	POOL	日立製作所	日立製作所	K5X180	JNF	K5D3	JNF		
V89H592	1	1989/7	1	1991/4	6	1996/9	9	2002/2	POOL	日立製作所	日立製作所	K5X179	JNF	K5E4	JNF		
V89H593	1	1989/7	1	1991/4	4	1994/2	7	1999/5	POOL	日立製作所	日立製作所	K5X178	JNF	K5C11	JNF		
V89H594	1	1989/7	1	1991/4	5	1995/6	7	1999/5	POOL	日立製作所	日立製作所	K5X177	JNF	K5D2	JNF		
V89H595	1	1989/7	1	1991/4	6	1996/10	8	2000/8	POOL	日立製作所	日立製作所	K5X176	JNF	K5E24	JNF		
V89H596	1	1989/7	1	1991/4	4	1994/2	7	1999/5	JNFL	日立製作所	日立製作所	K5X175	JNF	K5C32	JNF	2002/9JNFL	
V89H597	1	1989/7	1	1991/4	6	1996/10	9	2002/2	POOL	日立製作所	日立製作所	K5X174	JNF	K5E51	JNF		
V89H636	1	1989/7	1	1991/4	5	1995/6	8	2000/8	POOL	日立製作所	日立製作所	K5X135	JNF	K5D28	JNF		
V89H639	1	1989/7	1	1991/4	6	1996/10	8	2000/9	POOL	日立製作所	日立製作所	K5X132	JNF	K5E34	JNF		
V89H640	1	1989/7	1	1991/4	5	1995/6	8	2000/9	POOL	日立製作所	日立製作所	K5X131	JNF	K5D108	JNF		
V89H642	1	1989/7	1	1991/4	6	1996/10	9	2002/2	POOL	日立製作所	日立製作所	K5X129	JNF	K5E39	JNF		
V89H643	1	1989/7	1	1991/4	4	1994/2	7	1999/5	JNFL	日立製作所	日立製作所	K5X128	JNF	K5C35	JNF	2002/9JNFL	
V89H644	1	1989/7	1	1991/4	5	1995/6	7	1999/5	POOL	日立製作所	日立製作所	K5X127	JNF	K5D107	JNF		
V89H654	1	1989/7	1	1991/4	4	1994/2	7	1999/5	POOL	日立製作所	日立製作所	K5X117	JNF	K5C134	JNF		
V89H663	1	1989/7	1	1991/4	5	1995/6	7	1999/5	JNFL	日立製作所	日立製作所	K5X108	JNF	K5D79	JNF	2002/9JNFL	
V89H667	1	1989/7	1	1991/4	4	1994/2	7	1999/5	POOL	日立製作所	日立製作所	K5X104	JNF	K5C133	JNF		
V89H668	1	1989/7	1	1991/4	6	1996/10	8	2000/9	POOL	日立製作所	日立製作所	K5X103	JNF	K5E22	JNF		
V89H670	1	1989/7	1	1991/4	5	1995/6	7	1999/5	JNFL	日立製作所	日立製作所	K5X101	JNF	K5D77	JNF	2002/9JNFL	
V89H671	1	1989/7	1	1991/4	5	1995/6	7	1999/5	JNFL	日立製作所	日立製作所	K5X100	JNF	K5D96	JNF	2002/9JNFL	
V89H672	1	1989/7	1	1991/4	4	1994/2	7	1999/5	JNFL	日立製作所	日立製作所	K5X99	JNF	K5C36	JNF	2002/9JNFL	

平成9年5月実施の外観点検時にK-5において白色化を確認したチャンネルボックスの使用履歴等

CB番号	チャンネルボックスデータ								H19.7時点	装着燃料データ						備考	
	最初に使用された履歴 (1バンドルライフ目)				再使用された履歴 (2バンドルライフ目)					製造データ			最初に装着した燃料		再使用時に装着した燃料		
	装荷 サイクル	装荷 年月	取出 サイクル	取出 年月	装荷 サイクル	装荷 年月	取出 サイクル	取出 年月		製造時期	製造者	納入者	燃料番号	製造者	燃料番号		製造者
V89H673	1	1989/7	1	1991/4	6	1996/10	9	2002/2	POOL	1988/7 ~ 1989/3	日立製作所	日立製作所	K5X98	JNF	K5E144	JNF	
V89H674	1	1989/7	1	1991/4	4	1994/2	7	1999/5	JNFL		日立製作所	日立製作所	K5X97	JNF	K5C163	JNF	2002/9JNFL
V89H675	1	1989/7	1	1991/4	4	1994/2	7	1999/5	JNFL		日立製作所	日立製作所	K5X96	JNF	K5C137	JNF	2002/9JNFL
V89H676	1	1989/7	1	1991/4	6	1996/10	8	2000/9	POOL		日立製作所	日立製作所	K5X95	JNF	K5E31	JNF	
V89H678	1	1989/7	1	1991/5	6	1996/10	8	2000/8	POOL		日立製作所	日立製作所	K5X93	JNF	K5E140	JNF	
V89H680	1	1989/7	1	1991/5	6	1996/9	9	2002/1	POOL		日立製作所	日立製作所	K5X91	JNF	K5E134	JNF	
V89H681	1	1989/7	1	1991/4	5	1995/6	8	2000/8	POOL		日立製作所	日立製作所	K5X90	JNF	K5D84	JNF	
V89H682	1	1989/7	1	1991/4	6	1996/9	8	2000/9	POOL		日立製作所	日立製作所	K5X89	JNF	K5E55	JNF	
V89H683	1	1989/7	1	1991/4	5	1995/6	7	1999/5	POOL		日立製作所	日立製作所	K5X88	JNF	K5D14	JNF	
V89H684	1	1989/7	1	1991/4	4	1994/2	7	1999/5	JNFL		日立製作所	日立製作所	K5X87	JNF	K5C26	JNF	2002/9JNFL
V89H686	1	1989/7	1	1991/4	5	1995/6	8	2000/9	POOL		日立製作所	日立製作所	K5X85	JNF	K5D31	JNF	
V89H690	1	1989/7	1	1991/4	4	1994/2	7	1999/5	JNFL		日立製作所	日立製作所	K5X81	JNF	K5C146	JNF	2002/9JNFL
V89H691	1	1989/7	1	1991/4	5	1995/6	7	1999/5	JNFL		日立製作所	日立製作所	K5X80	JNF	K5D93	JNF	2002/9JNFL
V89H692	1	1989/7	1	1991/4	5	1995/6	8	2000/9	POOL		日立製作所	日立製作所	K5X79	JNF	K5D29	JNF	
V89H693	1	1989/7	1	1991/4	5	1995/6	7	1999/5	POOL		日立製作所	日立製作所	K5X78	JNF	K5D88	JNF	
V89H695	1	1989/7	1	1991/4	6	1996/10	9	2002/2	POOL		日立製作所	日立製作所	K5X76	JNF	K5E33	JNF	
V89H696	1	1989/7	1	1991/4	6	1996/10	8	2000/9	POOL		日立製作所	日立製作所	K5X75	JNF	K5E138	JNF	
V89H697	1	1989/7	1	1991/4	4	1994/2	7	1999/5	JNFL		日立製作所	日立製作所	K5X74	JNF	K5C29	JNF	2002/9JNFL
V89H698	1	1989/7	1	1991/4	6	1996/10	9	2002/2	POOL		日立製作所	日立製作所	K5X73	JNF	K5E128	JNF	
V89H705	1	1989/7	1	1991/4	5	1995/6	8	2000/8	POOL		日立製作所	日立製作所	K5X66	JNF	K5D90	JNF	
V89H707	1	1989/7	1	1991/5	4	1994/2	7	1999/5	JNFL		日立製作所	日立製作所	K5X64	JNF	K5C33	JNF	2002/9JNFL
V89H708	1	1989/7	1	1991/4	5	1995/6	7	1999/5	POOL		日立製作所	日立製作所	K5X63	JNF	K5D99	JNF	
V89H709	1	1989/7	1	1991/4	6	1996/9	10	2003/3	POOL		日立製作所	日立製作所	K5X62	JNF	K5E57	JNF	
V89H713	1	1989/6	1	1991/4	5	1995/6	8	2000/9	POOL		日立製作所	日立製作所	K5X58	JNF	K5D18	JNF	
V89H714	1	1989/6	1	1991/4	5	1995/6	7	1999/6	POOL		日立製作所	日立製作所	K5X57	JNF	K5D15	JNF	
V89H715	1	1989/6	1	1991/4	4	1994/2	7	1999/5	JNFL		日立製作所	日立製作所	K5X56	JNF	K5C27	JNF	2002/9JNFL
V89H720	1	1989/6	1	1991/4	6	1996/10	9	2002/2	POOL		日立製作所	日立製作所	K5X51	JNF	K5E48	JNF	
V89H721	1	1989/6	1	1991/4	5	1995/6	8	2000/9	POOL		日立製作所	日立製作所	K5X50	JNF	K5D17	JNF	
V89H722	1	1989/6	1	1991/5	4	1994/2	7	1999/5	POOL	日立製作所	日立製作所	K5X49	JNF	K5C135	JNF		
V89H723	1	1989/6	1	1991/4	5	1995/6	8	2000/9	POOL	日立製作所	日立製作所	K5X48	JNF	K5D81	JNF		
V89H724	1	1989/6	1	1991/4	4	1994/2	7	1999/5	JNFL	日立製作所	日立製作所	K5X47	JNF	K5C148	JNF	2002/9JNFL	
V89H725	1	1989/6	1	1991/4	5	1995/6	7	1999/5	JNFL	日立製作所	日立製作所	K5X46	JNF	K5D94	JNF	2002/9JNFL	
V89H726	1	1989/6	1	1991/4	6	1996/10	8	2000/9	POOL	日立製作所	日立製作所	K5X45	JNF	K5E53	JNF		
V89H727	1	1989/6	1	1991/4	5	1995/6	8	2000/9	POOL	日立製作所	日立製作所	K5X44	JNF	K5D26	JNF		
V89H729	1	1989/6	1	1991/4	4	1994/2	7	1999/6	POOL	日立製作所	日立製作所	K5X42	JNF	K5C150	JNF		
V89H730	1	1989/6	1	1991/4	5	1995/6	8	2000/9	POOL	日立製作所	日立製作所	K5X41	JNF	K5D21	JNF		
V89H732	1	1989/6	1	1991/4	5	1995/6	8	2000/9	POOL	日立製作所	日立製作所	K5X39	JNF	K5D89	JNF		
V89H734	1	1989/6	1	1991/4	6	1996/10	8	2000/9	POOL	日立製作所	日立製作所	K5X37	JNF	K5E43	JNF		
V89H735	1	1989/6	1	1991/4	4	1994/2	7	1999/5	POOL	日立製作所	日立製作所	K5X36	JNF	K5C167	JNF		
V89H737	1	1989/6	1	1991/4	5	1995/6	8	2000/9	POOL	日立製作所	日立製作所	K5X34	JNF	K5D22	JNF		
V89H738	1	1989/6	1	1991/4	5	1995/6	7	1999/5	JNFL	日立製作所	日立製作所	K5X33	JNF	K5D80	JNF	2002/9JNFL	
V89H740	1	1989/6	1	1991/4	4	1994/2	7	1999/5	JNFL	日立製作所	日立製作所	K5X31	JNF	K5C138	JNF	2002/9JNFL	
V89H742	1	1989/6	1	1991/4	6	1996/10	9	2002/1	POOL	日立製作所	日立製作所	K5X29	JNF	K5E46	JNF		
V89H743	1	1989/6	1	1991/4	5	1995/6	8	2000/8	POOL	日立製作所	日立製作所	K5X28	JNF	K5D91	JNF		
V89H744	1	1989/6	1	1991/4	4	1994/2	7	1999/5	JNFL	日立製作所	日立製作所	K5X27	JNF	K5C164	JNF	2002/9JNFL	

平成9年5月実施の外観点検時にK-5において白色化を確認したチャンネルボックスの使用履歴等

CB番号	チャンネルボックスデータ								装着燃料データ								備考
	最初に使用された履歴 (1バンドルライフ目)				再使用された履歴 (2バンドルライフ目)				H19.7時点	製造データ			最初に装着した燃料		再使用時に装着した燃料		
	装荷 サイクル	装荷 年月	取出 サイクル	取出 年月	装荷 サイクル	装荷 年月	取出 サイクル	取出 年月		製造時期	製造者	納入者	燃料番号	製造者	燃料番号	製造者	
V89H745	1	1989/6	1	1991/4	6	1996/10	8	2000/9	POOL	1988/7 ~ 1989/3	日立製作所	日立製作所	K6X26	JNF	K5E30	JNF	
V89H748	1	1989/6	1	1991/4	6	1996/10	8	2000/9	POOL		日立製作所	日立製作所	K5X23	JNF	K5E44	JNF	
V89H750	1	1989/6	1	1991/4	6	1996/10	10	2003/3	POOL		日立製作所	日立製作所	K5X21	JNF	K5E59	JNF	
V89H751	1	1989/6	1	1991/4	5	1995/6	8	2000/9	POOL		日立製作所	日立製作所	K5X20	JNF	K5D92	JNF	
V89H753	1	1989/6	1	1991/4	4	1994/2	6	1997/12	POOL		日立製作所	日立製作所	K5X18	JNF	K5C37	JNF	
V89H756	1	1989/6	1	1991/4	5	1995/6	8	2000/9	POOL		日立製作所	日立製作所	K5X15	JNF	K5D103	JNF	
V89H757	1	1989/6	1	1991/4	5	1995/6	8	2000/9	POOL		日立製作所	日立製作所	K5X14	JNF	K5D34	JNF	
V89H758	1	1989/6	1	1991/4	4	1994/2	7	1999/5	JNFL		日立製作所	日立製作所	K5X13	JNF	K5C154	JNF	2002/9JNFL
V89H759	1	1989/6	1	1991/4	4	1994/2	6	1997/12	POOL		日立製作所	日立製作所	K5X12	JNF	K5C43	JNF	
V89H760	1	1989/6	1	1991/4	6	1996/10	9	2002/1	POOL		日立製作所	日立製作所	K5X11	JNF	K5E28	JNF	
V89H761	1	1989/6	1	1991/4	6	1996/10	8	2000/9	POOL		日立製作所	日立製作所	K5X10	JNF	K5E139	JNF	
V89H762	1	1989/6	1	1991/4	6	1996/9	9	2002/2	POOL		日立製作所	日立製作所	K5X9	JNF	K5E40	JNF	
V89H764	1	1989/6	1	1991/4	5	1995/6	8	2000/9	POOL		日立製作所	日立製作所	K5X7	JNF	K5D12	JNF	

C1装荷 103	C1取出 82	C4装荷 24	C4取出 0	炉内	0
	C2取出 21	C5装荷 33	C5取出 0	K5POOL	75
		C6装荷 27	C6取出 3	K7POOL	6
		C7装荷 2	C7取出 35	JNFL	22
		C8装荷 2	C8取出 32		
		C9装荷 8	C9取出 12		
		C10装荷 0	C10取出 4		
		C11装荷 1	C11取出 2		
		C12装荷 0	C12取出 9		

↑
装荷サイク
ルと装荷本
数の内訳

↑
取出サイク
ルと取出
本数の内
訳

↑
装荷サイク
ルと装荷
本数の内
訳

↑
取出サイク
ルと取出
本数の内
訳

平成9年11月実施の外観点検時にK-3において白色化を確認したチャンネルボックスの使用履歴等

CB番号	チャンネルボックスデータ									装着燃料データ								備考
	最初に使用された履歴 (1/バンドルライフ目)				再使用された履歴 (2/バンドルライフ目)				H19.7時点	製造データ			最初に装着した燃料		再使用時に装着した燃料			
	装着 サイクル	装着 年月	取出 サイクル	取出 年月	装着 サイクル	装着 年月	取出 サイクル	取出 年月		製造時期	製造者	納入者	燃料番号	製造者	燃料番号	製造者		
T92A030	1	1992/9	1	1994/9	5	1998/10	9	2006/5	K3POOL	1991/2	ABB-Atom	東芝	K3X30	JNF	K3D22	JNF		
T92A057	1	1992/10	1	1994/9	5	1998/10	9	2006/6	K3POOL	1991/2	ABB-Atom	東芝	K3X57	JNF	K3DN76	NFI		
T92A083	1	1992/10	1	1994/9	5	1998/10	8	2005/1	K3POOL	1991/2	ABB-Atom	東芝	K3X83	JNF	K3DN89	NFI		
T92A228	1	1992/10	2	1996/2	6	2000/1	8	2005/1	K3POOL	1991/2	ABB-Atom	東芝	K3X228	JNF	K3DN37	NFI		
	C1装着 4		C1取出 3 C2取出 1		C5装着 3 C6装着 1		C8取出 2 C9取出 2		K3POOL	4								
	↑ 装着サイ クルと装 荷本数の 内訳		↑ 取出サイ クルと取 出本数の 内訳		↑ 装着サイ クルと装 荷本数の 内訳		↑ 取出サイ クルと取 出本数の 内訳											

平成20年3月実施の外観点検時にK3において白色化を確認したチャンネルボックスの使用履歴等

CB番号	チャンネルボックスデータ				装着燃料データ				備考
	製造時期	製造者	納入者	装着 サイクル	装着 年月	H24.7 時点	燃料番号	製造者	
KKT01K091	2001/7	神戸製鋼所	東芝	8	2004/1	K3炉心 (33-28)	K3G91	JNF	燃料K3G91(第7回取替燃料)に装着され、中越地震後も炉心に装着されている。(4サイクル目)

平成 9 年 5 月実施の外観点検時に
K-5 において確認した事象に関して実施した調査について

当時（平成 9 年 5 月～7 月）、以下の通りの調査を実施しており、その結果、当該事象の原因は、クリップ接合部の溶接施工時に溶接部近傍に供給するバックパーシブガスの流量不足が生じたために、クリップ接合部の端部付近に局所的に空気の混入が発生し、部分的な耐食性の低下が起こったことが原因と結論付けている。

(1) 事象の影響範囲の特定

チャンネルボックスの外観点検は、側面部の性状に特に注目しつつ、チャンネルボックスの側方から、コーナー部を画面の中心に置いて、2 つの側面を同時に観察する形で行っている（各面に対して 45 度方向から観察する形）。この点検によって点検対象 52 本のうち 1 本（製造番号 V89H563）に白色化を確認した。

それを受けて、改めてチャンネルボックスの上方からクリップ接合部付近に注目した外観点検を行い、計 7 本のチャンネルボックス（上記 1 本を含む）に白色化を確認した。チャンネルボックスによって白色化の程度に差異があり、上記の外観点検で白色化を確認した 1 本は比較的白色化の程度が大きいものであった^{※1}。

複数のチャンネルボックスに同様な事象が確認されたことから、確認対象を拡大することとし、同時期に製造した初装荷燃料向けのチャンネルボックス 770 本全ての調査を行うこととした。調査は過去の燃料集合体炉内配置検査時の録画記録を用いて行うこととし、結果、103 本（上記 7 本を含む）に同様な白色化を確認した。

※1：新たに白色化を確認した 6 本のチャンネルボックスのうち、4 本（製造番号 V89H560、V89H565、V89H567、V89H573）の白色化の程度はこの 1 本と同様に比較的大きいものであった。そこで、これら 5 本のチャンネルボックスは念のために継続使用を行わないこととした。一方、比較的白色化の程度が小さいと評価した 2 本のチャンネルボックス（製造番号 V89H471、V89H528）については継続使用することとした。

(2) 白色化の様相の調査

チャンネルボックスの白色化が生じた部位について、外面から水中カメラを用いて観察するとともに（7 本全てに対して実施）、うち 4 本（製造番号 V89H471（白色化の程度：小）、V89H528（白色化の程度：小）、V89H560（白色化の程度：大）、V89H563（白色化の程度：大））についてはファイバースコープを用いて内面も観察した。その結果、以下のことが判明した。

なお、チャンネルボックスにクリップは 2 つ（チャンネルファスナを取り付ける側とその対角側）あるが、白色化はそのどちらにも認められている。

- ・白色化した部位はクリップ接合部の端部（溶接開始部付近^{※2}）のみであり、溶接部全体には及んでいなかった。

- ・白色化した部位の中では、溶接部が崩れている状態に見える一方、母材部（熱影響部も含む）は健全に見えた。
- ・白色化した部位は内面も白色化していた。

以上の観察結果は、溶接部において耐食性の低下が部分的に生じた結果、白色化が発生したことを示唆するものであった。

※2：クリップ接合部の溶接は、端部（クリップの鋭角側）からコーナー部（クリップの直角部）方向へ複数回に分けて行う。

(3) 溶接部に耐食性の低下が生じた原因の調査

(3)-1 溶接設備・溶接士について

初装荷燃料向けのチャンネルボックス 770 本のクリップ接合部の溶接施工は、昭和 63 年 7 月～平成元年 3 月に実施しており、そのうち、白色化を確認した 103 本の施工時期は昭和 63 年 10 月～平成元年 3 月の期間であった（溶接本数に対する白色化の発生率で見ると、この期間の中でも特に昭和 63 年 11 月～平成元年 2 月が高い）。

昭和 63 年 7 月～平成元年 3 月の期間で溶接設備の更新は行っておらず、また、白色化を確認した 103 本の溶接施工を行った溶接士に偏りが無いことから、耐食性の低下は設備や人の特異性によるものではない。

(3)-2 溶接施工条件について

クリップ接合部の溶接は自動 TIG 溶接装置を用いて行っており、溶接時の電流、電圧、溶接速度、プリフロー時間（溶接直前にトーチのシールドガスを流しておく時間）は装置への設定値である。また、溶接部近傍への空気の混入を防止するためのトーチのシールドガス、バックパージガス（溶接部裏側へ供給する不活性気体）はボンベから供給していた（流量計にて流量設定）。

これらの溶接施工条件のうち、プリフロー時間、トーチシールドガス流量、バックパージガス流量について、作業指示書に定めた規定値から変更した場合の耐食性への影響を確認することとし、再現試験^{※3}を実施した。その結果、バックパージガス流量を変更したケースにおいて実現象を再現することができたことから、耐食性の低下はバックパージガスの流量不足が生じたために発生したと推定した。

- ・プリフロー時間：時間を極端に短くしたケースでは若干腐食が発生したが、実現象を再現するものではないと判断。
- ・トーチシールドガス流量：流量を低下させたケースでは腐食が発生したが、溶接部全面にわたっており、実現象を再現するものではないと判断。
- ・バックパージガス流量：流量を低下させたケースでクリップ接合部の端部のみに腐食が発生し、実現象を再現。

※3：溶接施工条件を変更した上で試験片の溶接を行い、当該試験片の高温蒸気による腐食試験によって腐食発生の有無を確認した。

(3)-3 使用材料について

初装荷燃料向けのチャンネルボックス 770 本のうち、白色化を確認した 103 本に使用した各部材の素材ロットに特段の偏りはなく、耐食性の低下は材料の特異性によるものではない。

(3)-4 溶接時の部材間の寸法精度の影響について

溶接時には部材間のギャップが規定値となるよう調整しており、その寸法調整にばらつきが生じたことで耐食性に影響を及ぼしたことも考えられる。しかしながら、ギャップの値を変更して行った再現試験の結果、白色化は発生せず、耐食性の低下は部材間の寸法精度の問題によるものではないと判断した。

(3)-5 原子炉内での使用条件による影響について

白色化を確認したチャンネルボックス 103 本は、低濃縮初装荷燃料に 100 本、中濃縮初装荷燃料に 3 本を装着して原子炉内で使用した^{※4}。白色化を確認したチャンネルボックスの製造時期が比較的集中していることから、装着先が低濃縮初装荷燃料に集中したものと考えられる。これら 103 本のチャンネルボックスを装着した初装荷燃料の使用条件は、その他の初装荷燃料と差異はなく、耐食性の低下は原子炉内での使用条件の特異性によるものではない。

※4：取替燃料によって構成する炉心は、燃焼期間が異なる燃料（新燃料、1 サイクル燃焼燃料、2 サイクル燃焼燃料、…）が混在しており、それらを適切に配列することで出力分布が大きく偏らない炉心配置としている。一方、初装荷燃料にはそのような燃焼期間の差異がないことから、²³⁵U 濃縮度の異なる複数の設計の燃料（新型 8×8 ジルコニウムライナ燃料の場合、「低濃縮」、「中濃縮」、「高濃縮」の 3 種類）を用意することで同様な構成の炉心配置を実現している。なお、低濃縮初装荷燃料の場合、1～2 運転サイクルで全ての燃料を使用済燃料として取り出すことになるため、その燃料に装着していたチャンネルボックスを他の燃料へ付け替えて再使用することが多い。

以 上

柏崎刈羽原子力発電所においてこれまでに実施したチャンネルボックス外観点検の実績

以下に示す過去に実施したチャンネルボックス外観点検について、記録(作業報告書)の調査を行った。

報告書上の分類		作業件名	点検内容
①	初装荷燃料のチャンネルボックスを新燃料に付け替えて再使用する場合	再使用外観	チャンネルボックスの再使用(2バンドルライフ運用)に際して、対象チャンネルボックスを確認。
		CB差し替え	2バンドルライフ運用を継続するために予備のチャンネルボックスの曲がりや異常腐食のないことを確認し、チャンネルボックスの差し替えを実施。
②	定期検査時に燃料集合体外観検査(調査)を行う場合	定検外観	定期検査の燃料集合体外観検査時に、対象燃料(継続装荷燃料)に装着されているチャンネルボックスを確認。
		漏えい燃料	漏えい燃料の燃料集合体外観検査時に、当該燃料に装着されているチャンネルボックスを確認。
		中間停止外観	中間停止時の燃料集合体外観調査において、漏えい燃料・継続装荷燃料に装着されているチャンネルボックスを確認。
③	チャンネルボックスの設計変更を実施した等の理由から、特性の追跡調査を行う必要が生じた場合	CB外観	追跡調査等、知見拡充のためチャンネルボックスの外観を確認。
		クリップ白色化進行調査	追跡調査等、知見拡充のためチャンネルボックスの外観を確認。
		共研Zr-2外観	共同研究にて追跡調査等チャンネルボックスの外観を確認。
④	地震による影響の調査等、非定例の点検を行う必要が生じた場合	地震後点検	新潟県中越沖地震後に地震による影響の有無を確認。

<1号機>

点検時期	件名	分類	点検数	点検結果	備考
H1. 4~5	第3回定検外観	②	16	異常なし	
H2. 3~4	再使用外観	①	198	異常なし	
H4. 3	第5回定検外観	②	22	異常なし	
H4. 3	CB外観	③	10	異常なし	
H5. 5	第6回定検外観	②	21	異常なし	
H6. 10	第7回定検外観	②	4	異常なし	
H8. 2	CB差し替え	①	11	異常なし	
H8. 2	第8回定検外観	②	6	異常なし	
H8. 7	再使用外観	①	50	異常なし	
H9. 7	第9回定検外観	②	6	異常なし	
H10. 1~2	中間停止外観	②	9	異常なし	漏えい燃料1体含む
H10. 11	第10回定検外観	②	8	異常なし	
H12. 3	第11回定検外観	②	8	異常なし	
H13. 6	第12回定検外観	②	7	異常なし	
H20. 4	地震後点検	④	40	異常なし	
	合計		416		

<2号機>

点検時期	件名		点検数	点検結果	備考
H3. 10	第1回定検外観	②	8	異常なし	
H3. 10	再使用外観	①	13	異常なし	
H5. 2	第2回定検外観	②	16	異常なし	
H6. 5	第3回定検外観	②	10	異常なし	
H6. 5	CB外観	③	353	異常なし	
H6. 5	共研Zr-2外観	③	12	異常なし	
H7. 9	第4回定検外観	②	6	異常なし	
H7. 9	CB差し替え	①	22	異常なし	
H9. 1	第5回定検外観	②	7	異常なし	
H9. 1	CB差し替え	①	7	異常なし	
H10. 5	第6回定検外観	②	12	異常なし	
H10. 5	共研Zr-2外観	③	8	異常なし	
H11. 9	第7回定検外観	②	13	異常なし	
H19. 11~H20. 2	地震後点検	④	100	異常なし	
	合計		587		

<3号機>

点検時期	件名		点検数	点検結果	備考
H6. 9~10	第1回定検外観	②	8	異常なし	
H8. 1	第2回定検外観	②	12	異常なし	
H9. 5	第3回定検外観	②	10	異常なし	
H9. 11	再使用外観	①	156	異常なし	4本の白色化を確認
H10. 8~9	CB差し替え	①	20	異常なし	
H10. 8~9	第4回定検外観	②	10	異常なし	
H12. 1	第5回定検外観	②	14	異常なし	
H13. 5	CB差し替え	①	2	異常なし	
H15. 9	CB差し替え	①	14	異常なし	
H17. 3	CB差し替え	①	3	異常なし	
H20. 3	地震後点検	④	100	異常なし	1本の白色化を確認
	合計		349		

<4号機>

点検時期	件名		点検数	点検結果	備考
H7. 3	第1回定検外観	②	6	異常なし	
H8. 5	第2回定検外観	②	8	異常なし	
H9. 9	第3回定検外観	②	8	異常なし	
H9. 9	再使用外観	①	4	異常なし	
H10. 3	再使用外観	①	156	異常なし	
H11. 1	第4回定検外観	②	10	異常なし	
H12. 4	第5回定検外観	②	8	異常なし	
H15. 1	CB差し替え	①	4	異常なし	
H16. 9	CB差し替え	①	9	異常なし	
H20.3~4	地震後点検	④	100	異常なし	
	合計		313		

<5号機>

点検時期	件名		点検数	点検結果	備考
H3. 5	第1回定検外観	②	8	異常なし	
H4. 9	第2回定検外観	②	14	異常なし	
H4. 9	CB外観	③	152	異常なし	
H5. 4	再使用外観	①	72	異常なし	
H6. 1~2	第3回定検外観	②	10	異常なし	
H6. 2	共研Zr-2外観	③	6	異常なし	
H6. 2	CB外観	③	27	異常なし	
H6. 8~9	再使用外観	①	68	異常なし	
H7. 1	共研Zr-2外観	③	2	異常なし	
H7. 5	第4回定検外観	②	7	異常なし	
H7. 5	共研Zr-2外観	③	10	異常なし	
H7. 12	再使用外観	①	100	異常なし	
H8. 9	第5回定検外観	②	5	異常なし	
H8. 9	再使用外観	①	4	異常なし	
H8. 9	CB差し替え	①	6	異常なし	
H9. 5	再使用外観	①	52	異常なし	7本の白色化を確認
H9. 6	再使用外観追加	①	5	異常なし	
H10. 1	クリップ白色化進行調査	③	2	進行なし	クリップ溶接部のみ外観
H10. 1	第6回定検外観	②	8	異常なし	
H10. 9	再使用外観	①	100	異常なし	
H11. 5	第7回定検外観	②	9	異常なし	
H11. 5	CB差し替え	①	2	異常なし	
H12. 9	第8回定検外観	②	4	異常なし	
H12. 10	CB差し替え	①	2	異常なし	
H13. 11	CB差し替え	①	16	異常なし	
H15. 3	CB差し替え	①	18	異常なし	
H17. 8	CB差し替え	①	6	異常なし	
H20. 2~3	地震後点検	④	100	異常なし	
	合計		815		

<6号機>

点検時期	件名		点検数	点検結果	備考
H9. 12	第1回定検外観	②	10	異常なし	
H11. 3	第2回定検外観	②	8	異常なし	
H12. 6	漏えい燃料	②	1	異常なし	
H20. 2	地震後点検	④	116	異常なし	
	合計		135		

<7号機>

点検時期	件名		点検数	点検結果	備考
H10. 6	第1回定検外観	②	10	異常なし	
H11. 4	漏えい燃料	②	1	異常なし	
H11. 9	第2回定検外観	②	9	異常なし	
H19. 12~H20. 2	地震後点検	④	116	異常なし	
	合計		136		

柏崎刈羽原子力発電所 総計		2751
---------------	--	------