

# 法定検査に関するデータ処理における改ざんの有無についての調査結果（原子力発電設備）概要

平成 19 年 1 月 31 日  
東京電力株式会社

## 1. 調査体制

法定検査に関するデータ処理における改ざんの有無については、発電対策部会の下に設置された「原子力発電設備における法令手続きおよび検査・計測記録等適正化検討会（原子力検討会）」、その下部に組織された「計器・記録調査チーム」「検査の適切性確認チーム」「事実調査・対策検討チーム」において調査・確認を実施した。

また、調査に透明性・客観性を確保するため、原子力検討会には社内監査部門、企画部門、法務部門および社外の弁護士が参画し、各チームの点検・調査実施状況を確認する体制とした。

## 2. 調査範囲

### (1) 計器・プロセス計算機等のデータ処理に関する調査範囲

「計器・記録調査チーム」は、法定検査（定期検査、定期事業者検査、使用前検査、溶接事業者検査および保安検査）に使用される計器・プロセス計算機の出力値等を、検査成績書・検査記録から抽出し、現在の設備における改ざんの有無を中心に調査した。

分類	調査対象	福島第一	福島第二	柏崎刈羽
1	計器の値（計器点検計画書に従い実施済み計器を除く）	約 2540 ループ*	約 1070 ループ*	約 2920 ループ*
2	プロセス計算機（炉心性能計算以外）の出力値	約 440 点	約 440 点	約 1390 点
3	プロセス計算機（炉心性能計算）の出力値	約 90 点	約 50 点	約 90 点
4	定期検査・定期事業者検査・使用前検査および溶接事業者検査のうち計算機等によりデータ処理した値	約 90 点	約 70 点	約 130 点
5	保安検査で確認している保安規定の値のうち、計算機等によりデータ処理した値	約 190 点	約 200 点	約 580 点

\*ループ：流量・圧力等を計測するために必要な検出器・変換器・指示計等の複数の計器からなる構成単位をいう。  
ループ数・点数は、検査ごとに算出しており、重複している場合もある。

### (2) 聞き取り等による調査範囲

「検査の適切性確認チーム」は、以下の範囲を調査対象とし、グループ討論・聞き取り調査等により、改ざん等の有無について調査した。

平成 14 年 8 月以降の法定検査については、全てを対象に調査を実施

平成 14 年 8 月以前の法定検査については、可能な限り過去に遡り調査を実施

## 3. 調査方法

### (1) 計器・プロセス計算機等のデータ処理に関する調査方法

調査範囲とした法定検査の検査成績書・検査記録から抽出した計器・プロセス計算機等からの値について、現時点において適正に処理されているか否かを確認することにより、現在使用中の原子力発電設備のデータ処理における改ざんの有無を調査した。

### (2) 聞き取り等による調査方法

聞き取り等の調査にあたっては、できる限り広範かつ網羅的な調査が行えるよう、平成 14 年 8 月以降の法定検査等については、現在検査業務に携わる全技術系社員を対象とし、また平成 14 年 8 月以前の法定検査等については、本店・発電所の検査業務に精通した専門家チームを構成し、可能な限り過去に遡り、積極的な記憶の呼び起こし・洗い出しができるよう、以下の方法で調査を行った。

聞き取り調査・グループ討論にあたっては、建設段階から現在までに原則 5 年以上の検査経験を有する検査経験者リストを作成し、これに基づき聞き取り調査及び事前のアンケート調査の対象者を選定した。また、事前のアンケート調査により、データ改ざんの動機につながる可能性のある項目を洗い出し、これを聞き取り調査・グループ討論の題材とし活用することにより、積極的な掘り起こしを行った。

聞き取り調査については、これまでの検査制度について豊富な知識を有する検査経験者約 60 名（0B を含む）に対して実施した。（平成 14 年 8 月以前の検査を中心）

グループ討論については、現在、法定検査業務に携わる技術系社員（3 発電所計約 1,900 人）を対象として実施した。（平成 14 年 8 月以降の検査を中心）

上記の調査等により抽出された事案について、関連する社内資料（必要に応じてメーカ資料）を調査した。

なお、復水器出入口海水温度のデータ改ざんについては、上記調査に先行して同様の聞き取り調査・文書調査を実施した。

## 4. 調査結果

### (1) 計器・プロセス計算機等のデータ処理に関する調査結果

計器・プロセス計算機等のデータ処理に関する調査によって、現在の設備にデータ処理における改ざんがないことを確認した。

### (2) 聞き取り等による調査結果

聞き取り調査の結果、平成 14 年 8 月以前については、法定検査に関するデータ処理における改ざんと推定される事案が 3 発電所 13 ユニット 7 事案抽出された。

これらのデータ処理における改ざんについては、過去に行われたものであり、現在まで続いているものはないことを確認した。

平成 14 年 8 月以降については、法定検査に関するデータ処理における改ざんは確認されなかった。

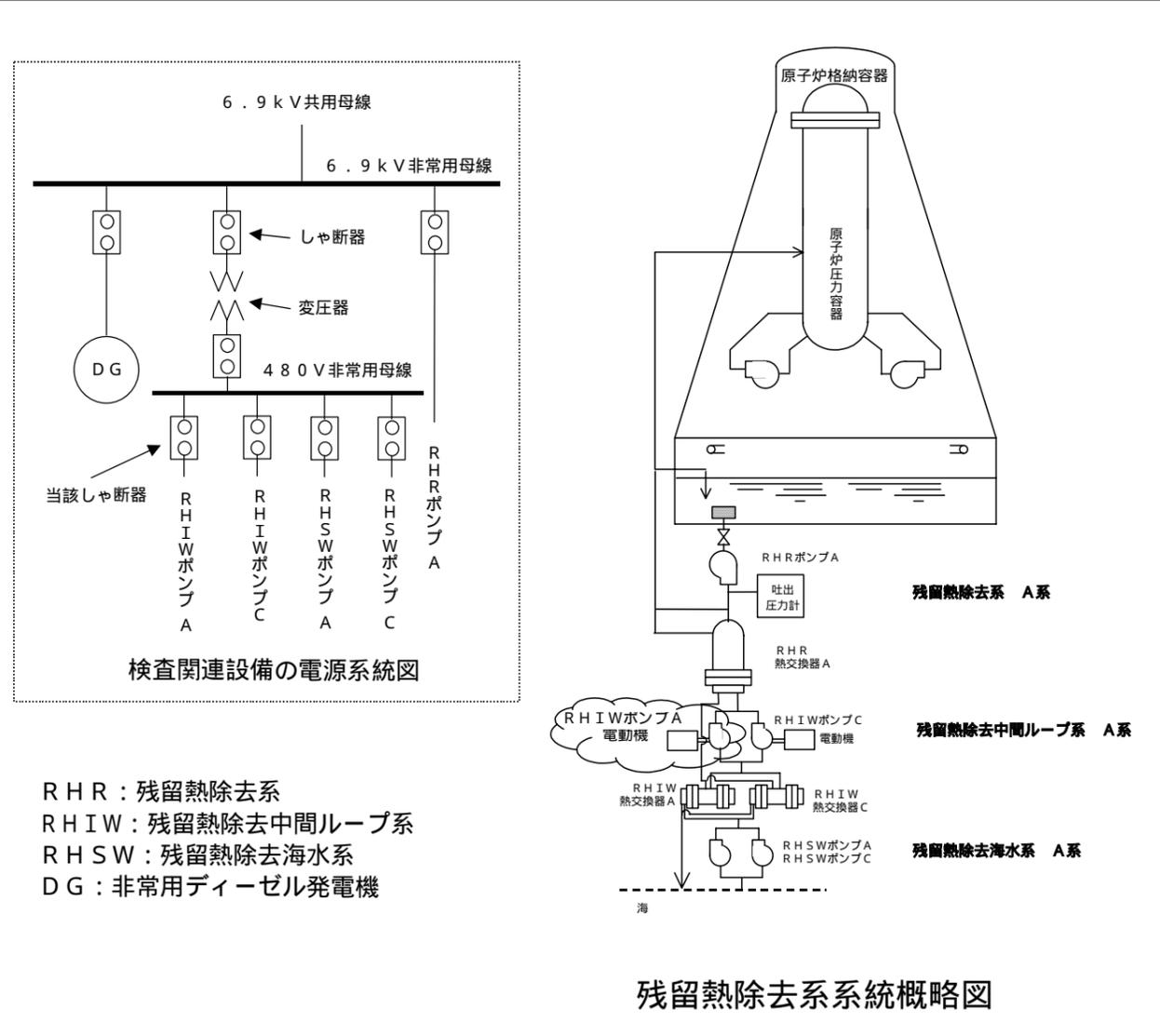
なお、これらの抽出された事案については、今後詳細に調査を進め、原因および再発防止対策を検討する。

No	法定検査	ユニット	時期
	非常用ディーゼル発電機、炉心スプレイ系及び低圧注水系機能検査	柏崎刈羽 1 号機	H4.5
		福島第一 1～6 号機	S54.6～H14.4
		柏崎刈羽 3 号機	H6.11
	総合負荷性能検査 （蒸気タービン性能検査・水項使用前検査を含む）	福島第一 1～6 号機	S52.10～H14.3
		福島第二 1～3 号機	H2.1～H14.8
	安全保護系設定値確認検査	福島第一 1 号機	S54.2～H10.5
			S56.11～H10.5
	安全保護系保護検出要素性能（校正）検査		
	主蒸気隔離弁漏えい率検査（停止後）	柏崎刈羽 1～3 号機	H6.9～H10.10
	蒸気タービン性能検査	柏崎刈羽 7 号機	H10.8～H13.3
	原子炉停止余裕検査	福島第一 2 号機	H12.9

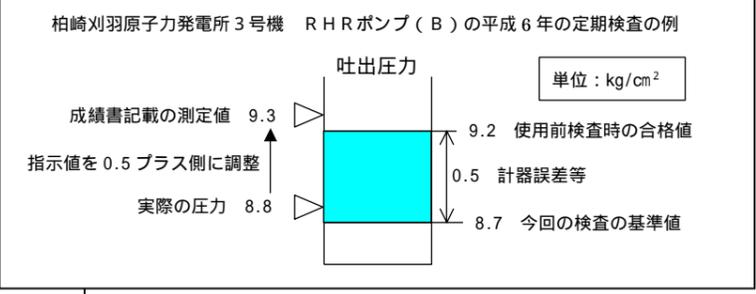
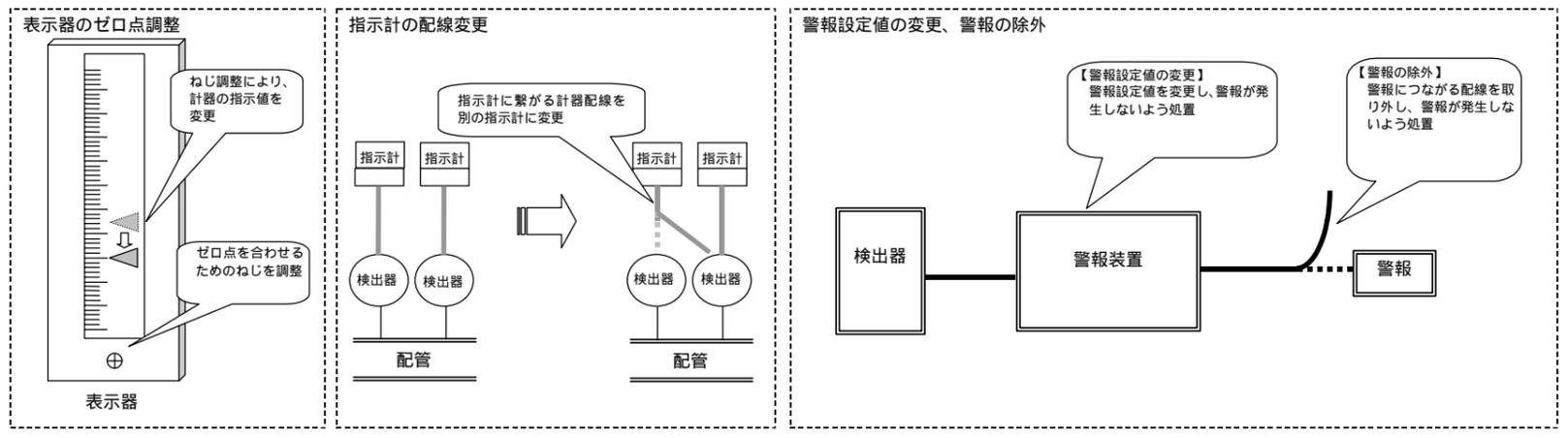
5. 調査結果の概要

(1) 法定検査に関するデータ処理の改ざんの概要

No.	法定検査	発電所	時期	今回の調査結果から確認された事実	検査などに対する問題点	現時点における改ざんの有無	評価区分
	非常用ディーゼル発電機, 高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機, 高圧炉心スプレイ系, 低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系機能検査	柏崎刈羽 1号機	H4.5	<p>平成4年5月に、柏崎刈羽原子力発電所1号機で実施した非常用ディーゼル発電機等の機能検査(定期検査)において、検査前日に検査対象設備の1つである残留熱除去冷却中間ループ(以下、RHIWという)ポンプ(A)の電動機が故障し運転できない状態であることが判明した。このため、RHIWポンプ(A)が健全であるかのように見せかけようとし、当該電動機のしゃ断器を「接続」位置にすべきところを「試験」位置にした上で制御電源を入れ(注1)、RHIWポンプ(A)が停止した状態でも中央制御室にある表示灯等にてRHIWポンプ(A)の起動を示す信号が発生するようにして、検査を合格させたと推定される。</p> <p>(注1)しゃ断器の制御電源を入れておけば、しゃ断器が「接続」の位置でも「試験」位置でも入/切することができる。また、しゃ断器が「接続」位置であれば、しゃ断器を入れることによりポンプ駆動用電動機は運転状態となるが、「試験」位置の場合は電動機には電流が流れず電動機は動かない。</p>	<p>【検査に対する問題】</p> <p>非常時に運転するポンプを起動させるという検査の目的を逸脱しており、RHIWポンプ(A)を実際に運転できないにもかかわらず、運転しているかのように見せかけていた点から、検査の成立性に問題があると考えられる。また、非常用ディーゼル発電機(A)が供給すべきRHIW(A)ポンプの電力を供給していなかった点も問題であると考えられる。</p> <p>【保安規定に対する問題】</p> <p>当時の保安規定では「運転上の一般事項」として、原子炉施設の運転にあたっては、工学的安全施設(RHIWポンプを含む)の機能を常に確保するよう努めることを要求しているが、RHIW(A)ポンプが運転不能状態のまま、平成4年5月16日に原子炉が起動され、このポンプが運転不能な状態が5月18日午後6時頃まで継続しており、保安規定の要求(注2)を逸脱していた可能性がある。</p> <p>なお、原子炉起動後、原子炉冷却材温度が100以上となった時点で保安規定の要求(注2)に基づき、RHIW(A)ポンプの運転不能に伴う他のポンプ類の作動確認を行う必要があったと考えられるが、作動確認を行った記録等が今回の調査では確認されておらず、問題があった可能性がある。</p> <p>(注2)・原子炉施設の運転にあたっては、工学的安全施設の機能を常に確保するよう努める。</p> <ul style="list-style-type: none"> <li>・原子炉冷却材温度が100以上で炉心に照射された燃料が装荷されているときは、RHIWポンプは全4台が作動可能であること。</li> <li>・RHIWポンプ1台が作動不能のときは、30日に限り原子炉を継続して運転することができる。この場合、残りの全てのポンプおよびそれらに対する非常用ディーゼル発電機について直ちに試験を行い作動可能であることを確認すること。</li> </ul> <p>【安全に対する問題】</p> <p>以下の機能への影響(1)~(4)を評価した結果、仮に他の非常用炉心冷却系統(3系統)のうち1系統が故障したとしても、RHIWポンプ(A)が動作しない状態で、低圧系非常用炉心冷却系機能および原子炉格納容器スプレイ冷却機能を維持することができ、事故時の原子炉冷却機能に問題ないことから安全性に影響を及ぼすものではなかったと考える。</p> <p>(1)非常用ディーゼル発電機(A)系機能への影響                  (2)プラント停止時の残留熱除去機能への影響                  (3)事故時の原子炉注水機能(低圧系非常用炉心冷却系機能)への影響                  (4)事故時の冷却機能(原子炉格納容器スプレイ冷却機能)への影響</p> <p>なお、上述のように保安規定上、原子炉施設運転中にRHIWポンプ1台のみが作動しなくなった場合、一定の条件のもとに一定期間、原子炉施設の運転を行うことが技術的には認められている。</p>	なし	A

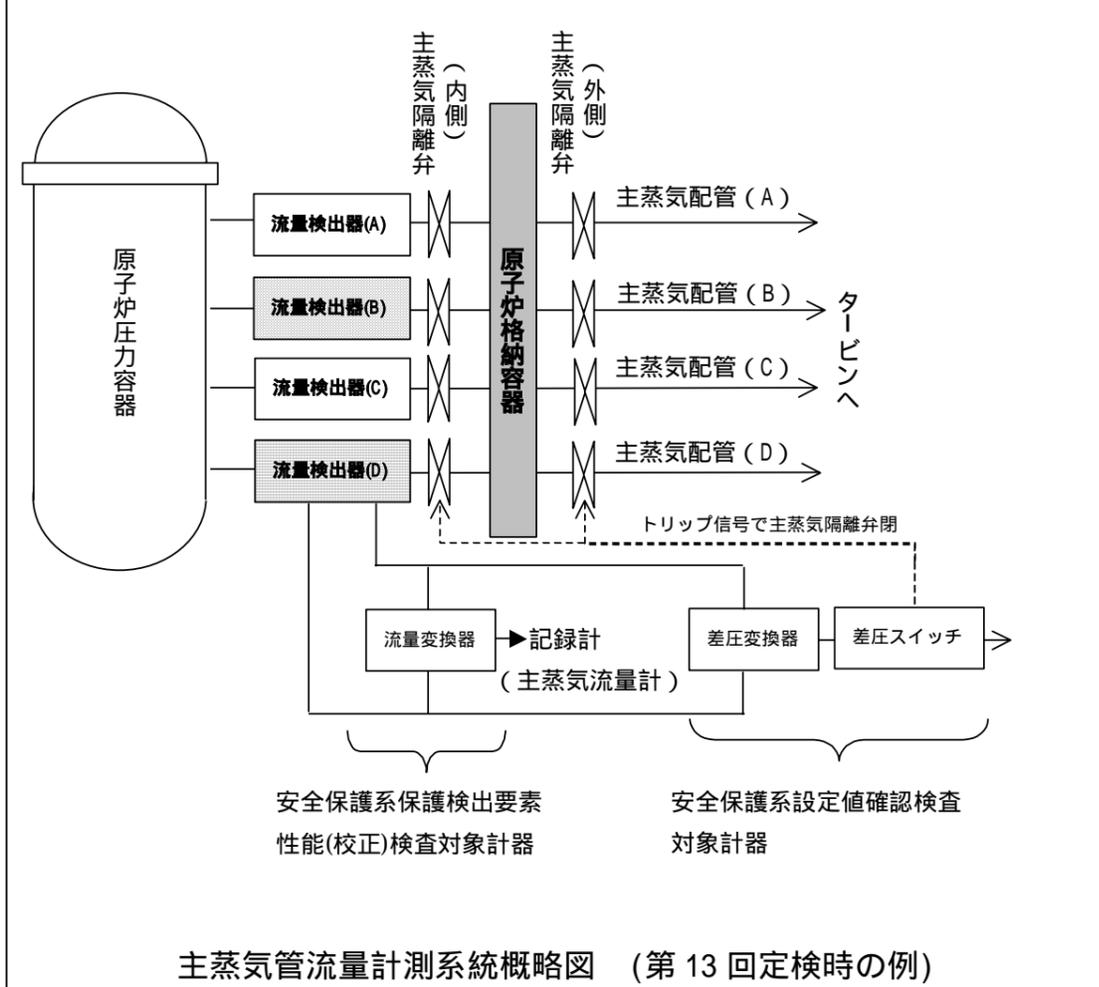


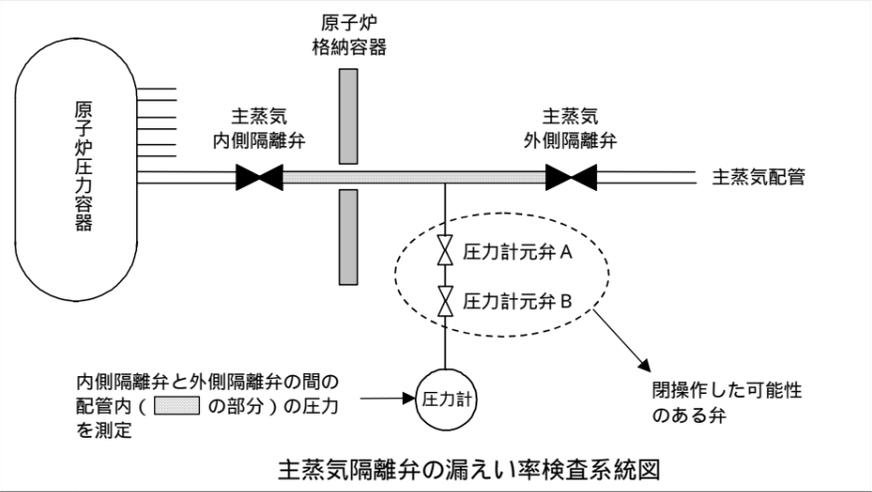
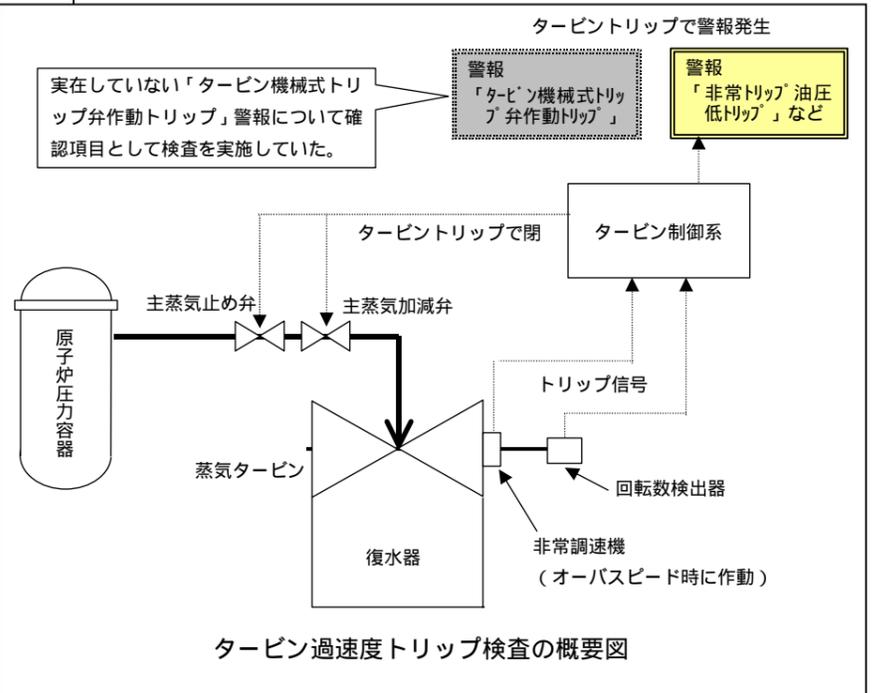
評価区分  
 A ; 法定検査の成立性に問題があり、かつ保安規定に抵触する可能性がある事案  
 B ; 法定検査の成立性に問題があるか、または保安規定に抵触する可能性がある事案  
 C ; 法定検査・保安規定への影響が軽微であるが、広範囲にわたって行われていた事案  
 D ; 法定検査・保安規定への影響が軽微な事案  
 安全性に影響を及ぼすものではなかったと考えることから、法定検査と保安規定への影響度に分類した。

No.	法定検査	発電所	時期	今回の調査結果から確認された事実	検査などに対する問題点	現時点における改ざんの有無	評価区分
(続)	非常用ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系ディーゼル発電機、高圧炉心スプレイ系、低圧炉心スプレイ系及び低圧注水系機能検査	福島第一 1～6号機 <sup>1</sup>	S54.6 ～H14.4 <sup>1</sup>	昭和54年6月～平成14年4月に、福島第一原子力発電所1～6号機で実施した非常用炉心冷却系の機能検査(定期検査)のデータに関して、ポンプの吐出・吸込圧力計の指示値を上下させるといった不適切な調整が行われた。これにより検査データが改ざんされることになったと推定される。	【検査に対する問題】 検査においてポンプ吐出・吸込圧力計に不適切な調整が行われていたことは問題であったと考えられる。 なお、ポンプ吐出・吸込圧力計の調整幅は、概ね検査要領書に記載された計器の誤差等の範囲内であり、この調整を行わなくても使用前検査合格時の値から著しく低下していないと考えられるため、この調整は検査の結果に直接影響を与えるものではなかったと考えているが、検査の判定基準に直接関わるものであった。 【安全に対する問題】 至近の定期検査の結果から、ポンプ吐出圧力が設置許可の安全解析の前提条件となる値を満足していることが確認されているため、技術基準上の問題はなく、安全性に影響を及ぼすものではなかったと考える。	なし	C
		柏崎刈羽 3号機	H6.11	平成6年11月に、柏崎刈羽原子力発電所3号機で実施した非常用炉心冷却系の機能検査(定期検査)において、残留熱除去系ポンプ(B)の吐出圧力計の指示値をかさ上げさせるといった不適切な調整が行われた。これにより検査データが改ざんされることになったと推定される。 	【検査に対する問題】 検査においてポンプ吐出圧力計に不適切な調整が行われていたことは問題であったと考えられる。 なお、検査要領書によれば、当該ポンプの吐出圧力(kg/cm²)の基準値は、「使用前検査合格時の値9.2(-0.5)から著しく低下していないこと」(「-0.5」は計器の誤差等)であるが、当該定期検査の成績書には吐出圧力(kg/cm²)の測定値として「9.3」と記載されており、今回の調整値は「0.5」であるので、この調整を行わなくとも基準値は満足しており、検査の結果に直接影響を与えるものではなかったと考えられる。 【安全に対する問題】 この調整を行わなくとも定期検査の基準値は満足しており、この基準値は設置許可の安全解析の前提条件となっているポンプ吐出圧力の値を満たしているものであることから、技術基準上の問題はなく、安全性に影響を及ぼすものではなかったと考える。	なし	D
	総合負荷性能検査 (蒸気タービン性能検査 ・ホ頂使用前検査を含む)	福島第一 1～6号機 <sup>1</sup>	S52.10 ～H14.3 <sup>1</sup>	昭和52年10月～平成14年8月に、福島第一原子力発電所1～6号機及び福島第二原子力発電所1～3号機において、総合負荷性能検査等の測定対象計器や警報装置に対して、計器測定値のばらつき調整、前回検査データに合致させる調整、及び警報装置の不正表示などのデータ改ざんが行われていたと推定される。 その方法は、計器のゼロ点調整、計算機のソフト変更、計器配線の変更、警報装置設定値の変更、警報装置の除外などであった。 なお、検査の目標値に関する改ざんの中に福島第一原子力発電所2,4,5,6号機の事象が含まれている <sup>2</sup> 。これは、平成14年8月以前の一時期に、復水器出入口海水温度に関して出入口温度差を設計値内に収める等を目的に、プロセス計算機のプログラム変更(補正項の入力等)が行われたというものであった。	【検査に対する問題】 検査において計器調整等を行いデータ処理の改ざんが行われていたことは問題であったと考えられる。 なお、計器調整を行わなくても、以下のような検査の判定基準を満足していることから、計器調整等が検査の可否判定に直接影響を与えるものではなかったと考えられる。 ・各設備の運転状態が正常であること ・測定値が制限値を満足することとし、安定していること ・測定値が目標値に比べ異常なく安定していること 【安全に対する問題】 今回の一連のデータ改ざんにより、検査制限値を超えていたデータを不正な計器調整によって見かけ上制限値を満足させたという事実が今回の調査では判明していないことから、保安規定は満足できていたと考えており、安全性に影響を及ぼすものではなかったと考える。	なし	C
		福島第二 1～3号機 <sup>1</sup>	H2.1 ～H14.8 <sup>1</sup>				

1. 対象号機及び時期については、今回の調査結果から関係書類が確認されたものを記載した。  
2. 平成19年1月10日「福島第一原子力発電所におけるデータ改ざんに関する事実関係、根本的な原因および再発防止対策の経済産業省原子力安全・保安院への報告について」にてお知らせ済み。

No.	法定検査	発電所	時期	今回の調査結果から確認された事実	検査などに対する問題点	現時点における改ざんの有無	評価区分
	安全保護系設定値確認検査	福島第一1号機	S54.2~H10.5	昭和54年2月~平成10年5月に、福島第一原子力発電所1号機で受検した以下の定期検査において、不適切な検査要領書の記載に合わせるよう、計器を不正に校正した状態で受検し、検査終了後に計器を正規に再校正してからプラントを起動していたと推定される。 ・安全保護系設定値確認検査(昭和54年~平成10年) 検査対象要素:主蒸気管流量大 ・安全保護系保護検出要素性能(校正)検査(昭和56年~平成10年) 検査対象:主蒸気流量	【検査に対する問題】 ・安全保護系設定値確認検査については、主蒸気配管(B)(D)の差圧スイッチのセット値を主蒸気配管(A)(C)の差圧スイッチのセット値に合わせて受検していたため、主蒸気配管(B)(D)については、本来動作すべき値になっても動作しない状態(非安全側の状態)になっており、不適切な状態で受検していたと考えられる。 ・安全保護系保護検出要素性能(校正)検査については、主蒸気配管(B)(D)の計測範囲を主蒸気配管(A)(C)の計測範囲に合わせて受検していたため、主蒸気配管(B)(D)については主蒸気流量の正しい値よりも低めに指示されることになり、不適切な状態で受検していたと考えられる。 【安全に対する問題】 検査終了後に計器を正規に再校正したため、プラント運転に際しては安全性に影響を及ぼすものではなかったと考える。	なし	B
	安全保護系保護検出要素性能(校正)検査	同上	S56.11~H10.5			平成11年に計器の特性を統一する改造工事を実施し、検査要領書記載の数値も正規の値に見直された。また、グループ討論、計器点検、文書類等の調査により、現在はこのような改ざんは行われていないことを確認している。	



No.	法定検査	発電所	時期	今回の調査結果から確認された事実	検査などに対する問題点	現時点における改ざんの有無	評価区分
	主蒸気隔離弁漏えい率検査 (停止後)	柏崎刈羽 1～3号機	H6.9～ H10.10	<p>平成6年9月～平成10年10月に、柏崎刈羽原子力発電所1～3号機の原子炉停止後に実施した主蒸気隔離弁漏えい率検査(定期検査)において、漏えい率の測定を行う際に、圧力降下量を測定する計測用配管の元弁を閉操作し、圧力の降下がない状態にして測定を行った。これにより、漏えい率を小さくする不正な操作が行われ、検査成績書を改ざんしたものと推定される。</p>  <p>主蒸気隔離弁の漏えい率検査系統図</p> <p>原子炉圧力容器、原子炉格納容器、主蒸気内側隔離弁、主蒸気外側隔離弁、主蒸気配管、圧力計元弁A、圧力計元弁B、圧力計、閉操作した可能性のある弁</p> <p>内側隔離弁と外側隔離弁の間の配管内(灰色の部分)の圧力を測定</p>	<p>【検査に対する問題】 本検査は主蒸気隔離弁の劣化の状況を確認するために、弁のシール機能を確認するものである。漏えい率に係わる判定基準は設けられていないが、本来開状態とすべき圧力測定用配管の元弁を閉状態で検査を実施したことは、検査の成立性に問題があるものと考えられる。</p> <p>【安全に対する問題】 不正な操作を行った可能性の否定できない弁については、プラント停止期間中に分解点検を実施していることを工事報告書により確認した。また、起動前に行った漏えい率検査の社内検査および官庁立会検査の記録からいずれも判定基準を満足していることが確認されており、安全性に影響を及ぼすものではなかったと考える。</p>	なし	B
	蒸気タービン性能検査	柏崎刈羽 7号機	H10.8～ H13.3	<p>平成10年8月～平成13年3月に実施した柏崎刈羽原子力発電所7号機の蒸気タービン性能検査(定期検査)において、実在していない「タービン機械式トリップ弁作動トリップ」警報について先行号機(柏崎刈羽原子力発電所6号機)と同様に存在するものとして、検査要領書の確認項目とし検査を実施していた。要領書に基づき検査成績書が作成されており、改ざんにあたると推定される。</p>  <p>タービン過速度トリップ検査の概要図</p> <p>タービントリップで警報発生</p> <p>実在していない「タービン機械式トリップ弁作動トリップ」警報について確認項目として検査を実施していた。</p> <p>警報「タービン機械式トリップ弁作動トリップ」</p> <p>警報「非常トリップ油圧低トリップ」など</p> <p>タービントリップで閉</p> <p>タービン制御系</p> <p>原子炉圧力容器</p> <p>主蒸気止め弁</p> <p>主蒸気加減弁</p> <p>蒸気タービン</p> <p>復水器</p> <p>トリップ信号</p> <p>回転数検出器</p> <p>非常调速機(オーバスピード時に作動)</p>	<p>【検査に対する問題】 本検査は、蒸気タービンを定格回転速度から昇速させ、所定の回転速度以下で蒸気タービンが自動停止(急速停止)することを確認するものである。本事案においては実在していない「タービン機械式トリップ弁作動トリップ」警報が存在するものとして検査を実施し、検査成績書が作成されていたことは問題であったと考えられる。なお、所定の回転速度以下で蒸気タービンの非常调速機が作動しタービンが自動停止することは、他の警報や回転速度等により確認されており、検査結果に直接影響を与えるものではなかったと考えられる。</p> <p>【安全に対する問題】 異常時に蒸気タービンを停止させるための非常调速機について、機能が維持されていることが確認されていることから、安全性に影響を及ぼすものではなかったと考える。</p>	なし	D

No.	法定検査	発電所	時期	今回の調査結果から確認された事実	検査などに対する問題点	現時点における改ざんの有無	評価区分
	原子炉停止余裕検査	福島第一 2号機	H12.9	<p>平成12年9月に実施した福島第一原子力発電所2号機の原子炉停止余裕検査（定期検査）において、検査主管グループは事前に検査要領書と異なる位置（検出器故障の際に代替となる中性子検出器を配置する予備位置）に中性子検出器1本が配置されていることを認知していたにもかかわらず、当該検査要領書の変更手続きを行うことなく、検査を受検した。その結果、検査成績書添付図において、当該検出器が実際とは異なる位置に図示され、改ざんにあたと推定される。</p> <p>起動領域中性子検出器（SRNM）・・・8個（チャンネルA～H）  （は故障したSRNM）  SRNMの予備装荷位置・・・4箇所  （は予備品のSRNMが配置された場所）  + 制御棒・・・137本  〔 + 検査で引抜操作を行った制御棒 〕</p> <p>起動領域中性子検出器配置図</p> <p>[ 福島第一原子力発電所2号機 第18回定期検査（平成12年）の例 ]</p>	<p>【検査に対する問題】  本検査は、原子炉が運転中において、制御棒1本が全引抜き状態のまま挿入できない状態となったとしても、原子炉を臨界未満とすることができることを確認する検査である。このため、本検査においては、検査要領書に定められた制御棒を引抜いた状態で、中性子検出器の指示値が安定していることをもって、原子炉が臨界未満であることを確認し、検査合格と判断している。</p> <p>本事案においては、検査で使用する中性子検出器8本中1本について配置位置が検査要領書に示された位置と異なっていたことが問題であったと考えられる。なお、検出器が配置されていた位置は予備の配置位置として許認可上認められた位置であり、臨界監視上の問題はなかった。また、検査においては、検査要領書に定められた制御棒を引抜いた上で、炉心に配置された8本全ての中性子検出器の指示が安定していることを確認していることから、原子炉はこの状態で臨界未満であったと判断できるため、本事案は検査の合否結果に影響を与えるものではない。</p> <p>【安全に対する問題】  原子炉の停止余裕は確認されており、安全性に影響を及ぼすものではなかったと考える。</p>	なし	D