

別冊 3 : 原子力発電設備の調査結果

平成 1 9 年 1 月 3 1 日
東京電力株式会社

1 調査体制

発電対策部会の下に、「原子力発電設備における法令手続きおよび検査・計測記録適正化検討会（原子力検討会）」を設置し、その下部組織として以下の4つの調査チームを編成し調査を行った（図1参照）。

なお、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（原子力品質監査部）、他部門（企画部、総務部）および弁護士が参画し、また、各調査チームの点検実施状況を確認する体制とした。（添付資料1）

（1）各調査チーム共通の実施事項

点検計画に基づき、調査実施体制・調査体制の確立、調査実施、調査結果の記録作成を行い、その調査結果について原子力検討会へ適宜報告を行った。

（2）手続き不備調査チーム

当社所有の原子力発電所における設備について、法律に基づく必要な手続きが適正に行われているかについて調査を行う。

（3）計器・記録調査チーム

法定検査記録、安全協定に関する報告等を抽出し、これらが適切に処理・記録されたものかについて調査する。（法定検査に関する計器、プロセス計算機等のデータ処理の調査）

（4）検査の適切性確認チーム

検査における不適切な取り扱いについての聞き取り等による洗い出し調査を行い、抽出された事案に関連する社内資料の確認を行う。

（5）事実調査・対策検討チーム

不適切なケースにおける事実関係の調査と再発防止対策の立案を行う。

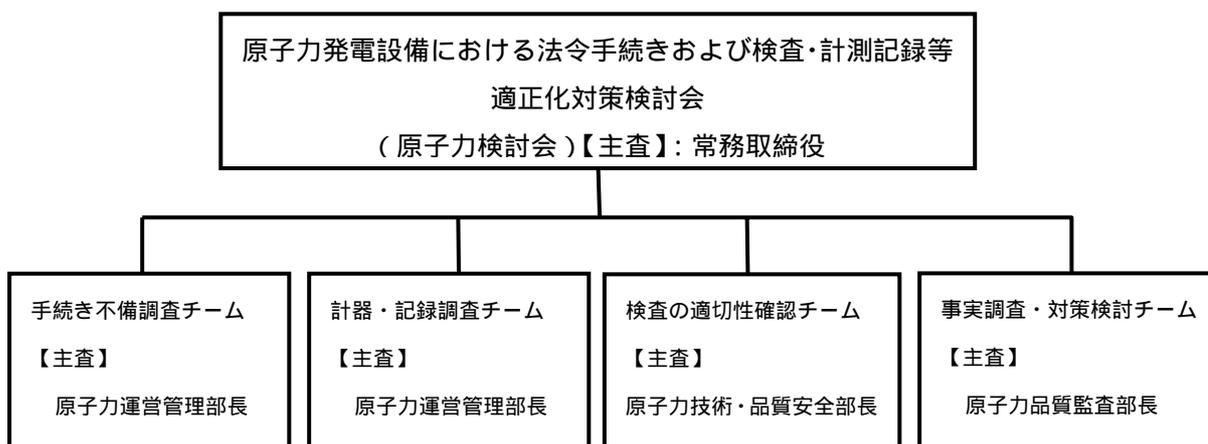


図1 調査体制図

2 調査範囲

経済産業大臣からの報告徴収命令に基づき、当社の全原子力発電設備に関し、電事法・炉規制法に基づく検査（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。以下「法定検査」という）に関するデータ処理における改ざんの有無（有の場合にあっては、その内容を含む）を調査するにあたり、大きく2つの分類に分け、現在実施されている改ざんの有無（継続を含む）、および過去に実施された改ざんの有無について調査を行った。

2.1 現在の設備における計器・プロセス計算機等のデータ処理に関する調査範囲

現在実施されている改ざんの有無（継続を含む）を調査するため、至近に実施された法定検査について、それらの検査で使用された計器の値、プロセス計算機の出力値、プロセス計算機以外のパソコン等（以下「計算機等」という）によりデータ処理された値を対象とし、現在の設備におけるデータ処理の改ざんの有無を調査した^{注1}。

さらに、下記2.2の聞き取り等による調査においても、これを補完することとした。

注1；データ処理された値の抽出にあたり、対象とした検査は以下のとおり。

- ・ 使用前検査については、国の認可を受ける又は届出をする電気工作物を設置する都度受ける検査であり、定期検査等とは異なり、毎回同じ項目の検査が行われる訳ではなく、至近の使用前検査だけを確認しても十分ではないと判断されることから、平成12年まで抽出範囲を広げて調査することとした。なお、仮に、計器・プロセス計算機等のデータ処理の調査において、改ざんが確認された場合は、抽出範囲を再検討することとした。
- ・ 溶接事業者検査についても、毎年同じ箇所で行われる訳ではなく、平成12年7月以前は、国が直接溶接施工会社に対し行う検査であったことから、平成12年7月の溶接事業者検査・溶接安全管理審査法令に係わる法令改正以降の検査を対象とした。
- ・ 保安検査については、保安検査で確認する現在の保安規定を対象とした。

2.2 聞き取り等による調査範囲

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、データ処理における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、全ての法定検査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

3.1 現在の設備における計器・プロセス計算機等のデータ処理に関する調査方法

調査対象・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、プロセス計算機および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。

具体的な調査対象については、至近の検査もしくは過去の検査で使用した計器、プロセス計算機、計算機等の値（計器、プロセス計算機、計算機等の構成を図2に示す）を、図3の考え方により抽出し、図4の調査フローに従って調査を行った。

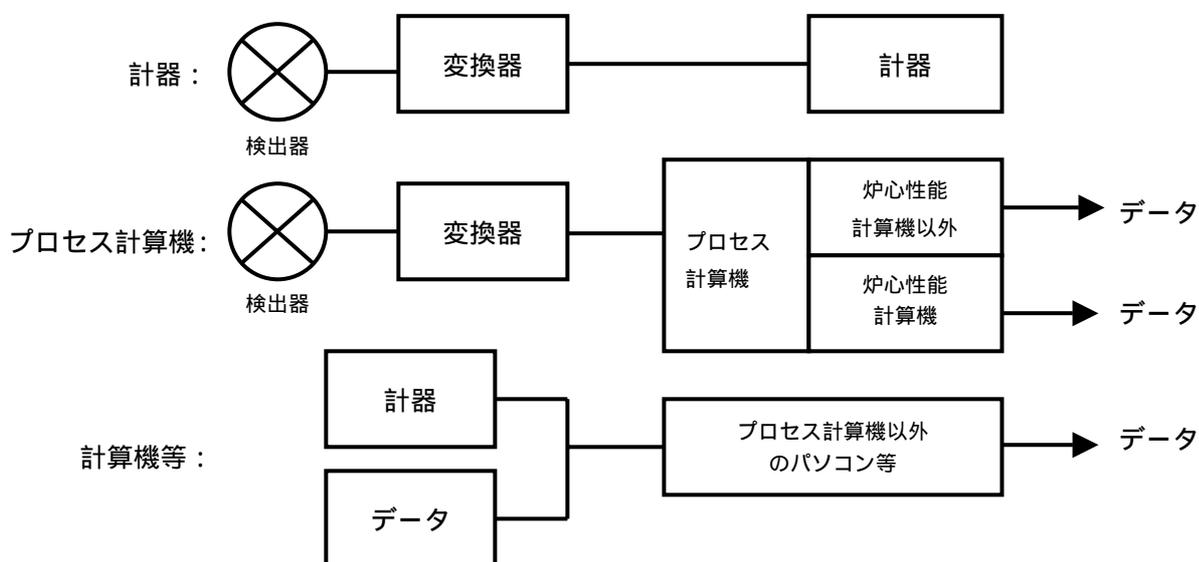


図2 計器、プロセス計算機、計算機等の構成

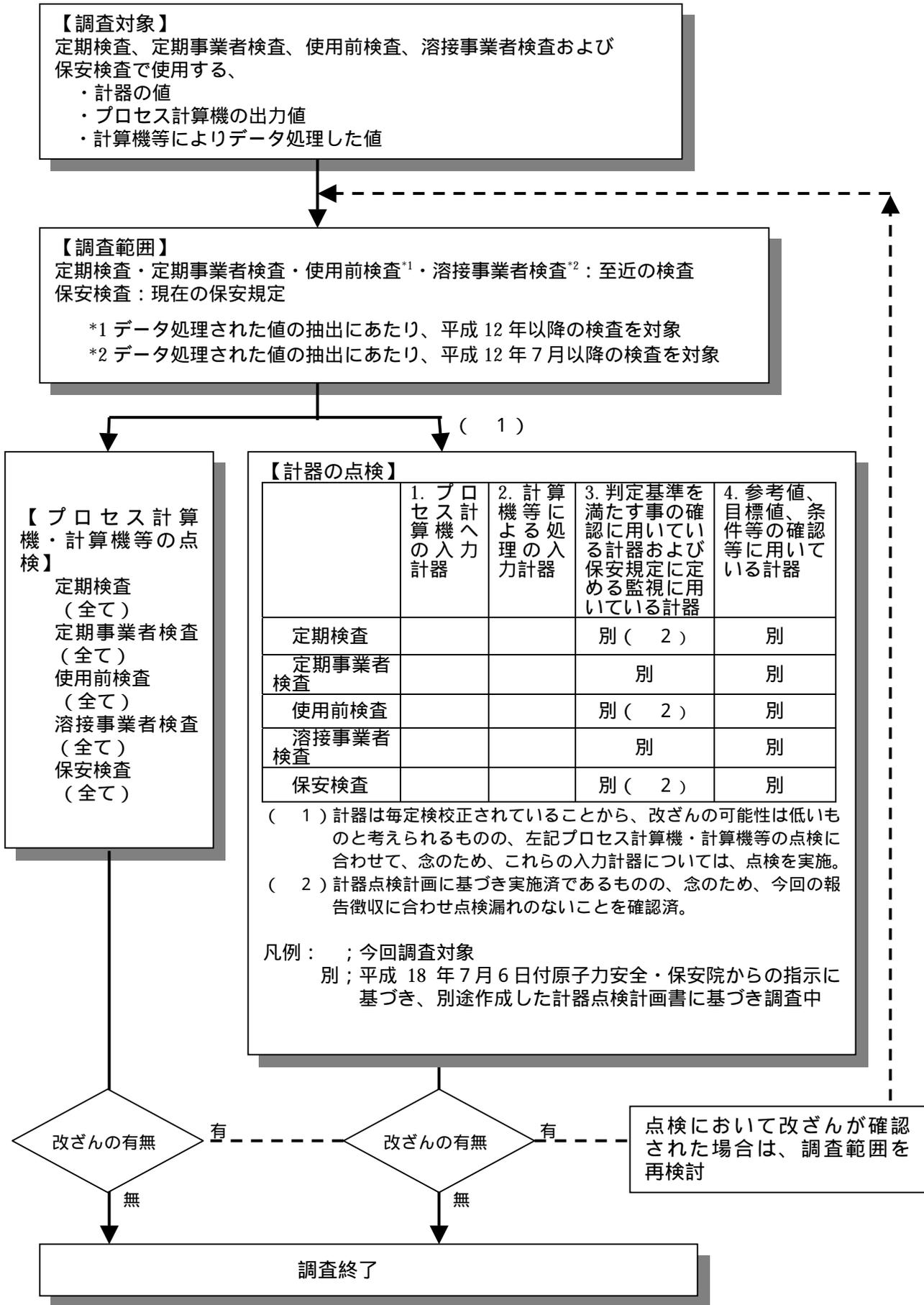


図 3 計器・プロセス計算機のデータ処理調査に関する調査対象・範囲の考え方

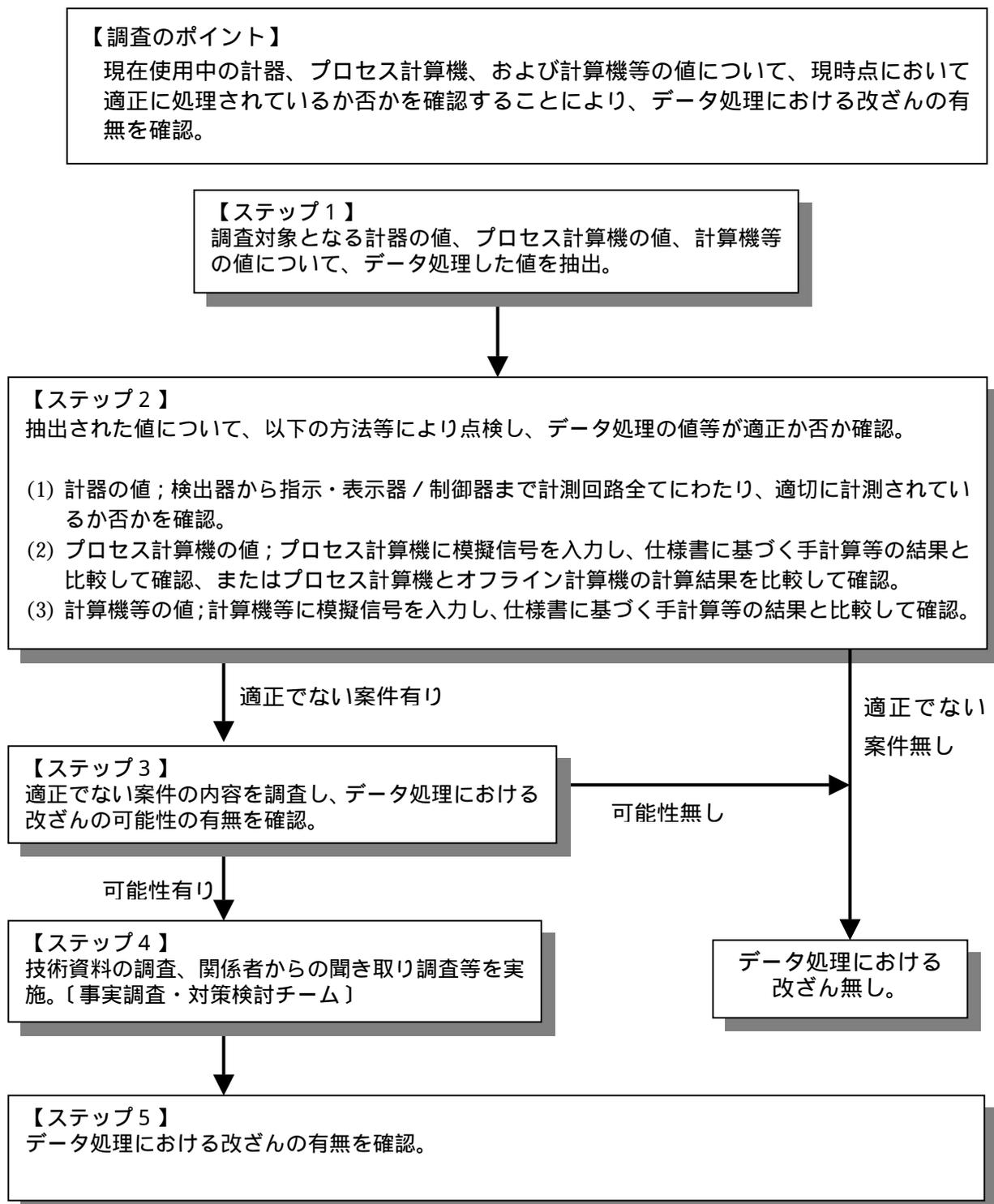


図4 計器・プロセス計算機等のデータ処理調査フロー

3.2 聞き取り等によるデータ処理における改ざんの調査

検査の適切性確認チームは、今回調査対象とした法定検査について、以下の方法により、検査経験者へのアンケート、グループ討論、聞き取り調査を行い、データ処理における改ざんの有無について調査した（フローを図5に示す）。

平成14年8月以降の法定検査等については、現在、法定検査等に係わる業務に携わる全技術系社員を対象にすることにより、できる限り広範囲かつ網羅的に調査を行えるよう、また、平成14年8月以前の法定検査等については、本店・発電所を通じ検査業務に精通し、経験豊富な専門家によるチームを構成し、可能な限り過去に遡り、積極的に記憶を呼び起こし、問題点を洗い出すことができるよう、以下の方法で調査を行った。

建設段階から現在まで原則5年以上検査経験を有する検査経験者リスト（64歳まで）を作成し、これを元に聞き取り及びアンケート対象者を選定した。

過去から現在までの検査制度の変遷について、豊富な知識を有する検査経験者60名（OBを含む）に対し、聞き取り調査を実施することにした。（平成14年8月以前の検査を中心）

現在、法定検査に係わる業務に携わる技術系社員（3発電所計1,874人）を対象としてグループ討論を実施した。（平成14年8月以降の検査を中心）

聞き取り調査・グループ討論による確認については、目標値・判定値等に対して余裕が小さい法定検査項目、データ変化理由の説明が難しい項目など、データ改ざんの動機につながる可能性のある項目を、アンケート調査により洗い出し、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。

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。

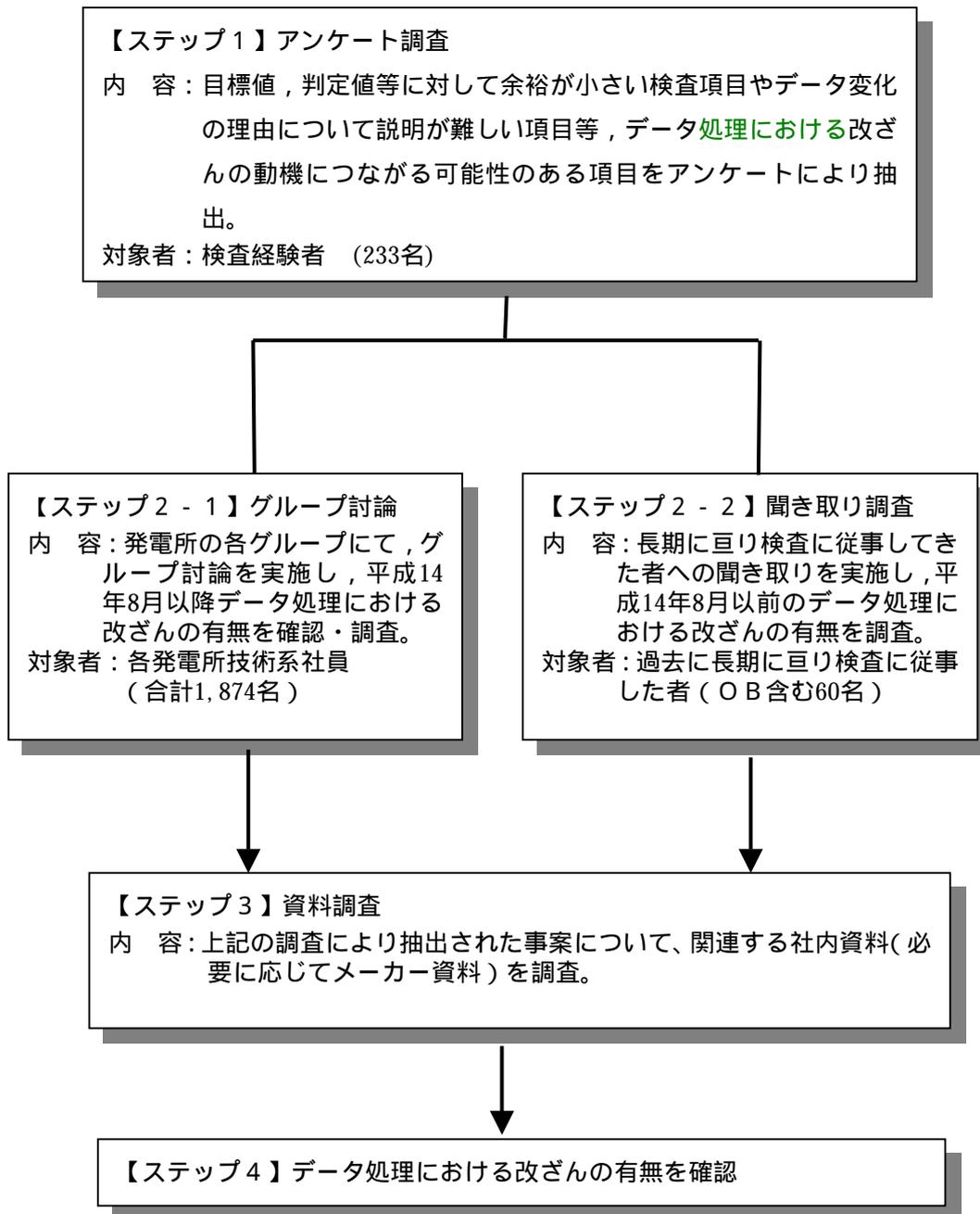


図 5 聞き取り等によるデータ処理における改ざんの洗い出し

4 調査結果

4.1 現在の設備における計器・プロセス計算機等のデータ処理に関する調査結果

今回の調査対象および範囲における計器、プロセス計算機、および計算機等の値について、調査した結果は以下のとおりであり、計器の値は延べ約 6,500 ループ^{注2}、プロセス計算機の値および計算機等は延べ約 3,800 点であった。なお、検査ごとにループ数または点数を算出しており、抽出結果は重複している場合もある。

4.1.1 調査対象となる計器の値、プロセス計算機の値、計算機等によりデータ処理した値の抽出結果【ステップ1】

抽出した結果は、表1のとおりである。

計器の値

計器の点検は、平成18年7月から約1年かけて、「原子力発電所に設置されている計器に関する点検計画書(H18.7.11)」(以下「計器点検計画書」という)に従い実施している。今回の調査においては、調査範囲の計器に対し、抽出を行った。この結果、計器点検計画書に従い既に実施済みのものを除き、福島第一原子力発電所は延べ約2,540ループ、福島第二原子力発電所は延べ約1,070ループ、柏崎刈羽原子力発電所は延べ約2,920ループの計器が抽出された。

プロセス計算機(炉心性能計算以外)の出力値

定期検査、定期事業者検査、使用前検査および保安検査に使用するプロセス計算機(廃棄物処理設備プロセス計算機を含む)の値を抽出した。この結果、福島第一原子力発電所は延べ約440点、福島第二原子力発電所は延べ約440点、柏崎刈羽原子力発電所は延べ約1390点の出力値が抽出された。

炉心性能計算によるプロセス計算機の出力値

炉心性能計算によるプロセス計算機の値で、検査等に使用している出力値(最小限界出力比および最大線出力密度等)について抽出した。この結果、福島第一原子力発電所は延べ約90点、福島第二原子力発電所は延べ約50点、柏崎刈羽原子力発電所は延べ約90点の出力値が抽出された。

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で計算機等によりデータ処理した値

計算機等によるデータ処理を抽出した。この結果、福島第一原子力発電所は延べ約90点、福島第二原子力発電所は延べ約70点、柏崎刈羽原子力発電所は延べ約130点の出力値が抽出された。

^{注2} ループとは、流量・圧力等、ある物理量を計測するために必要な複数の計器からなる構成単位をいう(例えば、流量計なら「流量検出器-流量変換器-流量指示計」という3つの計器からなる構成を1ループという)。

保安検査で確認している保安規定に記載された値のうち、計算機等によりデータ処理した値

保安検査において数値を確認することで保安規定の遵守を判断している条項を対象に、計算機等によるデータ処理を抽出した。この結果、福島第一原子力発電所は延べ約 190 点、福島第二原子力発電所は延べ約 200 点、柏崎刈羽原子力発電所は延べ約 580 点の出力値が抽出された。

表1 調査対象の抽出結果

	抽出数		
	福島第一 原子力発電所	福島第二 原子力発電所	柏崎刈羽 原子力発電所
計器の値 (単位：ループ)	2,538	1,070	2,916
定期検査	698	400	759
定期事業者検査	390	142	327
使用前検査	906	276	763
溶接事業者検査	0	0	0
保安検査	544	252	1,067
プロセス計算機(炉心性能計算以外) の出力値(単位：点)	440	435	1394
定期検査	67	114	607
定期事業者検査	51	84	342
使用前検査	110	8	230
溶接事業者検査	0	0	0
保安検査	212	229	215
炉心性能計算によるプロセス計算機 の出力値(単位：点)	92	48	85
定期検査	18	12	21
定期事業者検査	0	0	0
使用前検査	12	12	22
溶接事業者検査	0	0	0
保安検査	62	24	42
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で計算機 等によりデータ処理した値 (単位：点)	86	74	127
定期検査	48	47	72
定期事業者検査	31	27	51
使用前検査	7	0	4
溶接事業者検査	0	0	0
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(単位：点)	188	200	581

*検査ごとにループ数または点数を算出しており、抽出結果は重複している場合もある。

*福島第二4号機は、プロセス計算機の取替えに伴い、報告徴収命令以前に、これまで使用してきたプロセス計算機を撤去しており、点検が不可能であるため、取替え後の新しいプロセス計算機を対象とした。(原子炉が出力運転状態でなければ点検できない項目は除外した。)

4.1.2 抽出した値の点検結果【ステップ2】および改ざんの可能性有無の確認結果【ステップ3】

抽出された値について、以下の方法により点検を実施し、適正でない案件の有無を確認した。なお、適正でない案件については、データ処理における改ざんの可能性の有無を確認した。

計器の値

抽出した計器の値について、計器点検計画書に定める方法により点検を実施した。具体的には、検出器から指示・表示器/制御器まで計測回路すべてにわたり、適切に計測されているか否かを確認した結果、適正でない案件が2件確認された。

これらの内容を調査した結果、いずれもデータ処理における改ざんの可能性は無いと判断した。

プロセス計算機（炉心性能計算以外）の出力値

抽出したプロセス計算機（廃棄物処理設備プロセス計算機を含む）の値について、点検した。具体的には、仕様書を確認するとともに、プロセス計算機（またはメーカ工場にある同型式のもの）に模擬信号を入力し、仕様書に記載された計算式により手計算を行った結果と比較して、表示桁数において有意な相違がないこと等の調査方法により確認した結果、適正でない案件が4件確認された。

これらの内容を調査した結果、いずれもデータ処理における改ざんの可能性は無いと判断した。

炉心性能計算によるプロセス計算機の出力値

抽出した炉心性能計算によるプロセス計算機の値（最小限界出力比および最大線出力密度等）について点検した。具体的には、実機のプロセス計算機（炉心性能計算機）と、メーカが所有するオフラインシステムで、同等の炉心性能計算を実施し、計算結果について有意な差がないことを確認した。また、炉心性能計算への入力を行うための前処理プログラムについては、プロセス計算機（炉心性能計算機）に模擬信号を入力し、出力値を算出し、仕様書に記載された計算式により手計算を行った結果と比較して、表示桁数において有意な相違がないこと等の調査方法により確認した。その結果、適正でない案件が1件確認された。

この内容を調査した結果、データ処理における改ざんの可能性は無いと判断した。

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で計算機等によりデータ処理した値

抽出したデータ処理について、以下のいずれかの方法により点検した結果、適正でない案件は確認されなかった。

）検査において使用したデータまたは模擬データを入力し、出力値を手計算の結果と比較し、有意な相違がないことを確認した。

）検査において使用した計算機またはソフトウェアと同等の計算機またはソフト

ウェアに模擬データを入力し、出力値を比較することにより、有意な相違がないことを確認した。または計算機、ソフトウェアの内容について妥当性を確認した。

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抽出したデータ処理について、以下のいずれかの方法により点検した結果、適正でない案件は確認されなかった。

)至近の記録において使用したデータまたは模擬データを入力し、出力値を手計算の結果と比較し、有意な相違がないことを確認した。

)至近の記録において使用した計算機またはソフトウェアと同等の計算機またはソフトウェアに模擬データを入力し、出力値を比較すること等により、有意な相違がないことを確認した。または計算機、ソフトウェアの内容について妥当性を確認した。

4.1.3 改ざんの有無の確認結果【ステップ4, 5】

法定検査の検査成績書、検査記録のデータ処理の値について適正であるか否か点検を行った結果、データ処理の改ざんの可能性のあるものはなかった。したがって、法定検査に関する現在のデータ処理においては、改ざんは確認されなかった。

また、計器・プロセス計算機等のデータ処理の調査において、データ処理における改ざんは確認されなかったことから、今回の調査範囲を見直す必要はないと判断した。なお、計器については、計器点検計画書に基づき、別途点検を継続していく。

4.2 聞き取り等によるデータ処理の改ざんの調査結果

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の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（表 2 及び表 3 参照）。これらのデータ処理の改ざんについては、過去に行われたものであり、現在まで続いているもので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の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。

表 2 データ処理における改ざんの調査結果

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・ホ頂使用前検査を含む)	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
	安全保護系保護検出要素性能（校正）検査		S56. 11 ～ H10. 5
	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

表3 聞き取り等によるデータ処理の改ざんの調査結果(内容)(1/2)

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
	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及び低圧注水系機能検査	柏崎刈羽 1号機	H4.5 (1回)	【評価区分；A】 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。 (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。	【検査に対する問題】 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た点から、検査の成り立ち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。 【保安規定に対する問題】 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。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。 (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。 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。また、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。 【安全に対する問題】 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)が動かない状態で、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。 (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 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。	なし 平成4年5月18日にRHIWポンプは復旧しており、その後のプラント運転中は機能を維持していた。また、グループ討論の結果、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。
		福島第一 1~6号機	S54.6 ~H14.4 (50回)	【評価区分；C】 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。 【保安規定に対する問題】 保安規定において運転中に非常用炉心冷却系の定例試験を行うことが義務付けられており、その基準は上記定期検査と同様であるので、上記【検査に対する問題】と同様に考えられる。 【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 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。
		柏崎刈羽 3号機	H6.11 (1回)	【評価区分；D】 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き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/cm ²)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。当該定期検査の成績書には吐出圧力(kg/cm ²)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。 【保安規定に対する問題】 保安規定において運転中に非常用炉心冷却系の定例試験を行うことが義務付けられており、その基準は当該検査と同様であるが、今回確認した文書中に「検査終了後元に戻す」との記載があり、この場合は保安規定上の問題は生じないものと考えられる。 【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 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。
総合負荷性能検査 (蒸気タービン性能検査 ・ホ項使用前検査を含む)	福島第一 1~6号機	S52.10 ~H14.3 (102回)	【評価区分；C】 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号機について、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処理について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 ² 。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とも、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合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。 ・制限値を満足すること ・測定値が制限値を満足することし、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 【保安規定に対する問題】 総合負荷性能検査等の制限値を満足することにより、保安規定で定める運転上の制限値は満足されることから、保安規定に抵触するものではなかったものと考えられる。 【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、原子炉の安全性を担保する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 グループ討論、計器点検、プロセス計算機点検、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。	
	福島第二 1~3号機	H2.1 ~H14.8 (7回)				

表3 聞き取り等によるデータ処理の改ざんの調査結果(内容)(2/2)

No.	法定検査	発電所	時期	今回の調査結果から現在までに確認された事実	検査などに対する問題点	現時点における改ざんの有無
	安全保護系設定 値確認検査	福島第一 1号機	S54.2~ H10.5 (15回)	【評価区分:B】 昭和54年2月から平成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。 【保安規定に対する問題】 保安規定において定期的な検査として安全保護系設定値確認検査を行うことが義務付けられており、上記【検査に対する問題】と同様に考えられる。 【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 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。
	安全保護系保護 検出要素性能(校 正)検査	同上	S56.11~ H10.5 (13回)			
	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 (6回)	【評価区分:B】 平成6年9月から平成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。	【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ためのものである。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開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。 【保安規定に対する問題】 プラント停止期間中の漏えい率については、保安規定には規定されていない。 【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。	なし グループ討論、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。
	蒸気タービン性 能検査	柏崎刈羽 7号機	H10.8~ H13.3 (3回)	【評価区分:D】 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、改ざんにあたと推定される。	【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調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。 【保安規定に対する問題】 保安規定においてタービントリップに関する規定はない。 【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調速機について、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。	なし グループ討論、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。
	原子炉停止余裕 検査	福島第一 2号機	H12.9 (1回)	【評価区分:D】 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。	【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所定の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。 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所定の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値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。 【保安規定に対する問題】 保安規定で要求される原子炉の停止余裕は、本検査により確認されていることから、保安規定は適切に遵守されていた。 【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。	なし グループ討論、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。

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文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。

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の可能性がある事案 B: 法定検査の成立性に問題があるか、または保安規定の抵触するの可能性がある事案 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。
------	---

5. データ処理における改ざんについての調査結果のまとめ

経済産業大臣からの報告徴収命令に基づき、当社の全原子力発電設備に関し、法定検査に関するデータ処理における改ざんの有無（有の場合にあっては、その内容を含む）の調査を行った結果、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。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ではないことを確認した。

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。

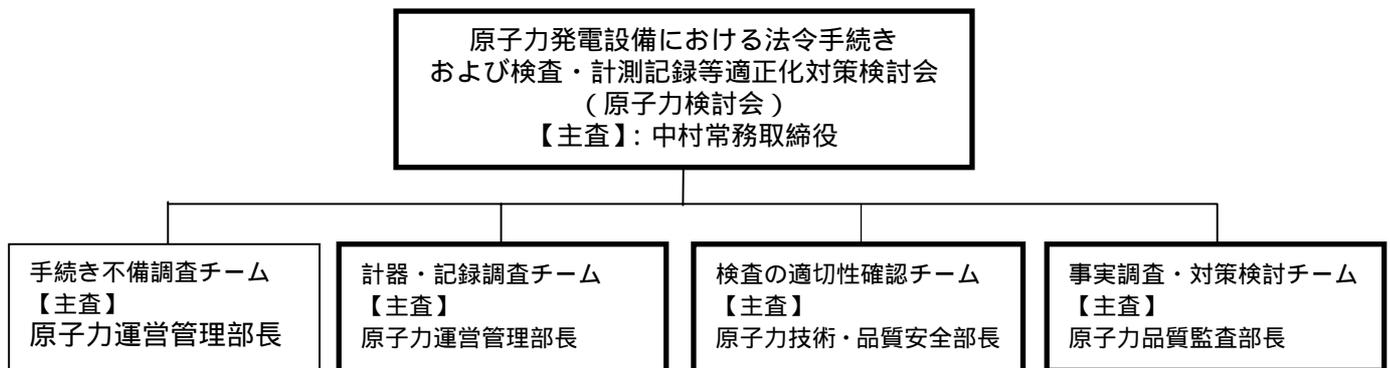
【添付資料】

1 検査体制表

2 事実関係に関する調査結果

- 2-1 柏崎刈羽原子力発電所1号機における「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」のデータ処理に関わる改ざん
- 2-2 福島第一原子力発電所1～6号機における「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」のデータ処理に関わる改ざん
- 2-3 柏崎刈羽原子力発電所3号機における「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」のデータ処理に関わる改ざん
- 2-4 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号機における「総合負荷性能検査等（蒸気タービン性能検査、ホ頂使用前検査を含む）」のデータ処理に関わる改ざん
- 2-5 福島第一原子力発電所1号機における「安全保護系設定値確認検査、安全保護系検出器要素性能（校正）検査」のデータ処理に関わる改ざん
- 2-6 柏崎刈羽原子力発電所1～3号機における「主蒸気隔離弁漏えい率検査（停止後）」のデータに関わる改ざん
- 2-7 柏崎刈羽原子力発電所7号機における「蒸気タービン性能検査」のデータ処理に関わる改ざん
- 2-8 福島第一原子力発電所2号機における「原子炉停止余裕検査」の検査要領書の手続き不備ならびに成績書の改ざん

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体制



原子力発電設備における法令手続きおよび検査・計測記録等適正化対策検討会

主査	: 常務取締役技術開発本部長	中村 秋夫
副主査	: 常務取締役原子力・立地本部長	武黒 一郎
メンバー	: 執行役員立地地域部長	半田 光一
	: 執行役員原子力・立地副本部長	武藤 栄
	: 執行役員品質・安全監査部長	市東 利一
	: 原子力技術・品質安全部長	鈴木 康郎
	: 原子力運営管理部長	小森 明生
	: 原子力品質監査部長	手島 康博
	: 執行役員福島第一原子力発電所長	大出 厚
	: 福島第二原子力発電所長	高橋 明男
	: 執行役員柏崎刈羽原子力発電所長	千野 宗雄
	: 弁護士	中込 秀樹 氏
	: 弁護士	熊谷 明彦 氏
	: 弁護士	棚村 友博 氏 他

(平成19年1月31日現在)

事案によって、上記メンバーの調査、審議への参加を適宜、配慮する。

計器・記録調査チーム

主査 : 原子力運営管理部長
本店まとめ : 原子力運営管理部 運転総括グループマネージャー
本店調査員 : 原子力運営管理部 電気・計装保全グループ
機械保全グループ
定期事業者検査プロジェクトグループ
保全診断技術グループ
燃料管理グループ
放射線管理グループ
原子力技術・品質安全部 自主保安グループ
品質保証グループ
技術評価グループ
発電所まとめ : 福島第一原子力発電所 第二保全部長
技術総括部長
福島第二原子力発電所 保全部長
柏崎刈羽原子力発電所 第二保全部長
技術総括部長
発電所調査員 : 各グループ

検査の適切性確認チーム

主査 : 原子力技術・品質安全部長
本店まとめ : 原子力技術・品質安全部 部長
規格基準グループマネージャー
本店調査員 : 原子力運営管理部 機械保全グループ
電気計装保全グループ
原子力技術・品質安全部 自主保安グループ
技術評価グループ
建設グループ
発電所まとめ : 各発電所 ユニット所長
発電所調査員 : 各グループ

事実調査・対策検討チーム

主査 : 原子力品質監査部長

本店まとめ : 原子力技術・品質安全部 部長代理

本店調査員 : 原子力品質監査部 調査グループ

原子力技術・品質安全部 品質保証グループ

技術評価グループ

原子力運営管理部 発電管理グループ

運転情報グループ

原子力立地・業務部 原子力企画・再生グループ

プロジェクト管理グループ

技術開発研究所 ヒューマンファクターグループ

発電所まとめ : 各発電所 品質・安全部長

発電所調査員 : 各グループ

柏崎刈羽原子力発電所 1号機における「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」のデータ処理に関わる改ざん

1. 事案の概要

今回の調査結果から判明しているデータ処理の改ざんは以下のとおりである。

- ・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、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」(以下、DG・ECCS機能検査という)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。

(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。

2. 検査の概要

本検査は、国が行う定期検査の内の1つで、非常用ディーゼル発電機(以下、DGという)や非常用炉心冷却系(以下、ECCSという)ポンプ等の機能・性能を確認することを目的として実施されるもので、外部電源喪失信号と原子炉冷却材喪失信号を同時に模擬して、「DGが自動起動すること」「ECCSポンプや補機冷却系ポンプ(RHIWポンプ等)がDGからの電源供給を受けて所定の時間内に自動起動すること」「ECCSポンプが所定の圧力・流量のもとで異常なく運転できること」を確認するものである。

検査の対象となる具体的な設備・機器は以下の通りである。

- ・非常用ディーゼル発電機(A/B系の2系統あり)
- ・高圧炉心スプレイ系非常用ディーゼル発電機
- ・高圧炉心スプレイ系(以下、HPCSという)
- ・低圧炉心スプレイ系(以下、LPCSという)
- ・低圧注水系(ECCSである残留熱除去系(RHR)の機能の1つで、A/B/C系の3系統ある)

- ・補機冷却系ポンプ（RHIW，残留熱除去海水（RHSW）ポンプ，非常用補機冷却中間ループ（EEIW）ポンプの総称）

DGやECCSポンプ、補機冷却系ポンプは多重化され、全体が3区分（～）（注²）に分けられているが、本検査は区分毎に実施されている。

RHIW系の主な目的は、RHR熱交換器およびLPCS/RHRポンプのメカニカルシール冷却器に冷却水を供給するもので、RHIWポンプは全部で4台設置されており、区分- にRHIWポンプ（A，C）が、区分- にRHIWポンプ（B，D）が割り当てられている。

（注2）区分- ：DG（A），RHR（A），LPCS，RHIW（A/C），

RHSW（A/C），EEIW（A）

区分- ：DG（B），RHR（B/C），RHIW（B/D），

RHSW（B/D），EEIW（B）

区分- ：HPCS DG，HPCS

3．今回の調査結果から確認された事実

（1）聞き取り調査等の結果

- ・グループ討議とその後の本人への聞き取り調査において、「平成4年頃、1号機の定期検査終盤から起動にかけての約1週間、RHIWポンプが故障していたが、その間、しゃ断器をテスト位置とし、制御電源も入れることにより中央制御室の表示灯のみ生かしていた」旨の証言がなされた。

（2）資料調査の結果

- ・RHIWポンプ（A）が関係する検査記録等を確認した結果、平成4年5月12日に通商産業省立会による「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」を実施していた。
- ・本検査では、自動起動信号によりRHIWポンプ（A）が所定の時間内に自動起動することを中央制御室の表示灯や電磁オシロにより確認している。同検査の成績書を確認した結果、検査結果は「良」となっており、添付されている電磁オシロの記録でもRHIWポンプ（A）は起動状態を示していた。
- ・しかしながら、社内文書を確認した結果、上記検査の前日（平成4年5月11日）にRHIWポンプ（A）用の電動機は故障しており、同検査の当日には健全な状態ではなかった可能性がある。
- ・上記より、RHIWポンプ（A）が健全でない状態で、しゃ断器を「試験」位置にして制御電源を入れ、当該ポンプに電力が供給されない状態、すなわち起動信号が伝達されても当該ポンプが実際には起動しない状態にて検査を受検するという、検査の成立性に係わる不正が行われていた可能性がある。

- ・なお、社内文書を確認した結果、R H I Wポンプ（A）が復旧したのは5月18日と推定されるが、同ポンプが復旧する前に原子炉が起動（5月16日）されていた。

4．検査に対する問題

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、R H I W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R H I W（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。

なお、検査においてはR H I Wポンプ（A）のしゃ断器が負荷自動ピックアップシーケンスに従って自動的に投入されることを電磁オシロおよび中央制御室の表示灯にて確認することとしており、以下に示す確認事項（判定基準）^{（注3）}のとおり確認されていた。

- ・中央制御室の表示灯が「緑 赤」に変わること。
- ・起動時間が 10 ± 2 秒以内であること。

（起動時間はD Gしゃ断器投入からR H I Wポンプ（A）用しゃ断器投入までの時間）

（注3）E C C S（H P C S，L P C S，R H R）ポンプについては、ポンプの流量・吐出圧力・振動・異音・異臭といったものも確認項目になっているが、補機冷却系ポンプ（R H I Wポンプ等）については、そのような確認は求められていない。

5．保安規定に対する問題

当時の保安規定（10次改正：平成3年11月5日施行）では、第13条の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、R H I W（A）ポンプが運転不能状態のまま、平成4年5月16日0時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、保安規定の要求を逸脱していた可能性がある。

また、同保安規定第34条では、非常用冷却系の維持基準として以下が要求されている。

- ・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、R H I Wポンプは全4台が作動可能であること
- ・R H I W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（R H R，R H I W，R H S W）およびそれらに対するD G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。

しかし、原子炉冷却材温度が100以上となった5月16日午前5時頃以降、R H I Wポンプ（A）が復旧したと考えられる5月18日18時頃まで、維持基準に基づく他

のポンプ類の作動確認が行われたことを示す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。

なお、平成4年5月12日のDG・ECCS機能検査において確認すべき対象の機器は全て作動可能であることが確認されており、RHIWポンプ(A)が復旧した5月18日は5月12日から30日以内であった。

6. 安全に対する問題

(1) DG(A)系機能への影響

- ・4. 検査への影響に記載した問題点の内、DG(A)が本来電力を供給すべきRHIWポンプ(A)を負荷していなかったという点については、DG(A)の定格出力は6.6MW(6600kW)であるのに対し、検査時のDG(A)の負荷は3.3MW(3300kW)と約50%であり、RHIWポンプ(A)の負荷容量が175kWであったことを考慮すると、DG(A)がRHIWポンプ(A)を負荷していなかった点は実質的には問題とならないと考えられる。

(2) プラント停止時の残留熱除去機能への影響

- ・RHR系の原子炉停止時冷却モードは2系列構成となっており、定期検査開始直後でも、1系列で残留熱を除去できる能力を有する。
- ・RHIWポンプ(A)は、RHIWポンプ(C)とともにRHR熱交換器(A)に冷却水を供給し、RHR熱交換器(B)にはRHIWポンプ(B/D)が冷却水を供給する。
- ・RHIWポンプ(A)が故障したのは定期検査末期の原子炉残留熱が少ない時期であることから、RHIWポンプ(C)により供給される流量のみで必要な冷却機能を維持できることから、RHIWポンプ(A)の故障がプラント停止時の残留熱除去機能に影響を及ぼすものではない。

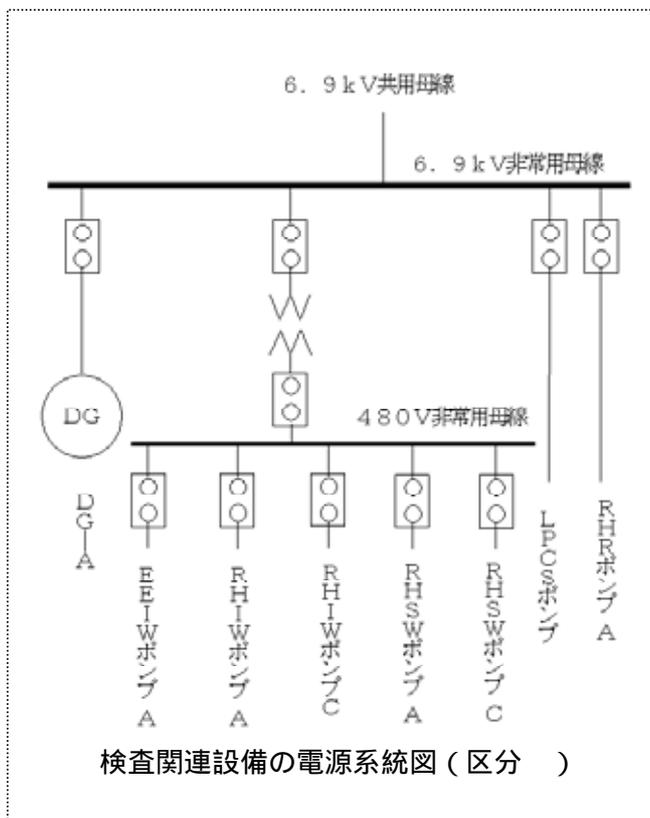
(3) 事故時の原子炉注水機能(低圧系ECCS機能)への影響

- ・低圧系ECCS機能は安全上重要な機能であるため2系列構成(区分 ,)としており、1系列のみでも原子炉の安全を確保できる設計となっている。
- ・RHIWポンプ(A)は区分 を構成する機器の一部であり、低圧系ECCSポンプ(LPCS, RHR)のメカニカルシール冷却器に冷却水を供給しているが、RHIWポンプ(A)が動作不能であってもRHIWポンプ(C)により供給される流量のみで必要量を満足する。
- ・以上の通り、安全評価において要求される単一故障(この場合は健全である区分 の機能喪失を想定)を考慮した場合でも、RHIWポンプ(A)が動作しない状態で低圧系ECCS機能を維持することができ、原子炉注水機能への影響はなかったと考える。

(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

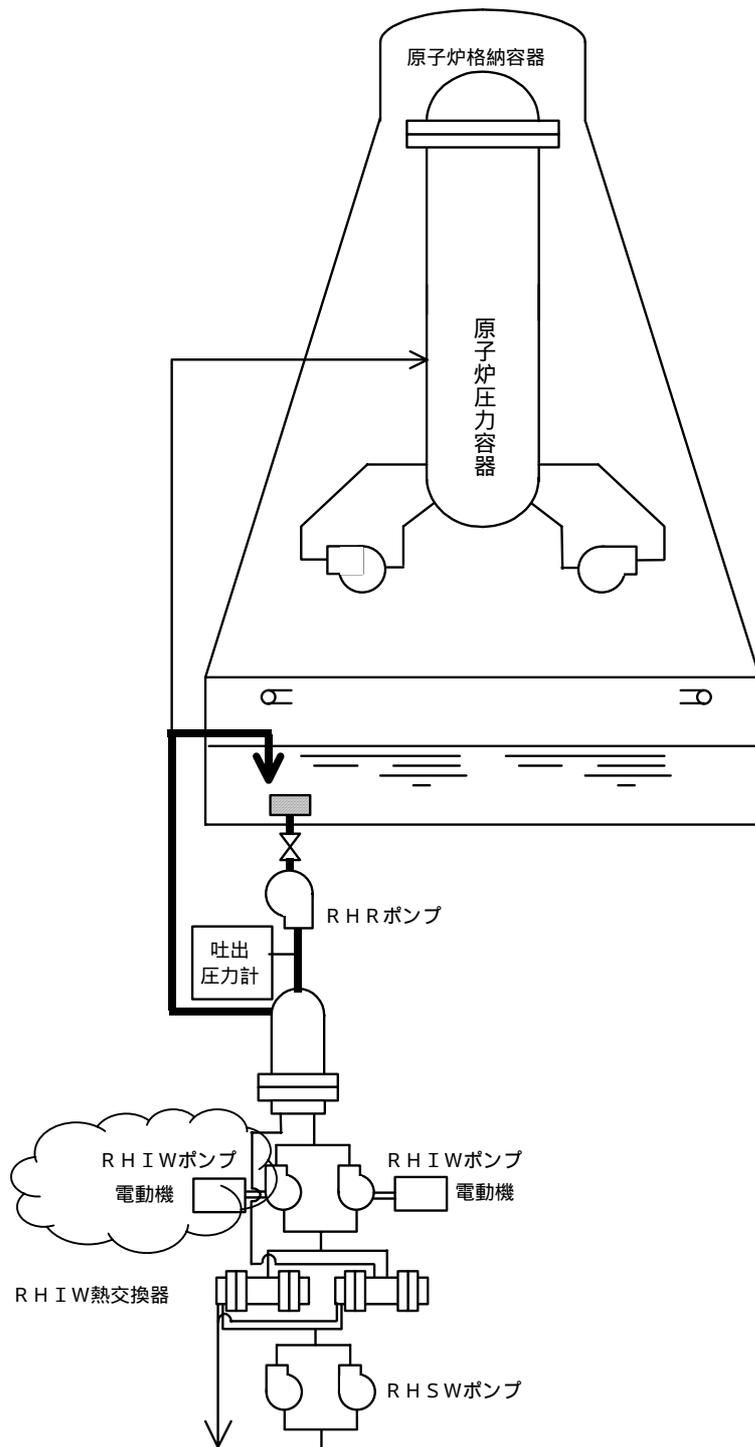
- ・原子炉格納容器（以下、PCVという）スプレイ冷却機能は、原子炉事故時にPCV内に放出された崩壊熱を除去する安全上重要な機能であるため2系列構成（区分 , ）としており、1系列のみでPCVの健全性を確保できる設計となっている。
- ・RHIWポンプ（A）は区分 を構成する機器の一部である。同ポンプが動作不能から正常な状態に復旧したと考えられる5月18日はプラント起動中で、原子炉を起動した5月16日から2日ほど経過した時期であり、その間の最大原子炉出力は30%程度であった。従って、PCVスプレイ冷却機能で必要となるRHR熱交換器（A）冷却水はRHIWポンプ（C）により供給される流量のみで必要量を満足できる。
- ・以上の通り、安全評価において要求される単一故障（この場合健全である区分 の機能喪失を想定）を考慮した場合でも、RHIWポンプ（A）が動作しない状態でPCVスプレイ冷却機能を維持することができることから、事故時の原子炉冷却機能に問題はなかったと考える。

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。



- R H R : 残留熱除去系
- R H I W : 残留熱除去中間ループ系
- R H S W : 残留熱除去海水系
- D G : 非常用ディーゼル発電機
- L P C S : 低圧炉心スプレイ系
- E E I W : 非常用補機中間ループ系

検査関連設備の電源系統図（区分）



残留熱除去系系統概略図

福島第一原子力発電所 1～6号機における「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」のデータ処理に関わる改ざん

1. 事案の概要

今回の調査結果から判明しているデータ処理の改ざんは以下のとおりである。

- ・ 昭和 54 年 6 月から平成 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」のうち、非常用炉心冷却系の機能検査のデータに関して、具体的な対象ポンプは必ずしも全ては特定できないが、ポンプの吐出・吸込圧力計について、正しい校正手続きを行わずに指示値を上下させるという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。

2. 検査の概要

本検査は、国の行う定期検査のひとつであり、冷却材喪失事故時に必要な非常用炉心冷却系（炉心スプレイ系、低圧注水系）の機能を確認するとともに、外部電源喪失時に原子炉施設を安全に冷温停止するために必要な機器及び非常用炉心冷却系に電源を供給する非常用ディーゼル発電機の機能を確認するものである。

外部電源喪失信号及び原子炉水位異常信号等の発信時、非常用ディーゼル発電機が必要な機器を所定の順序及び時間内に負荷できること、また、非常用炉心冷却系が自動起動し、所定の圧力、流量のもと運転できることを確認する。

3. 今回の調査結果から確認された事実

(1) 聞き取り調査等の結果

- ・ アンケート、グループ討論及び聞き取り調査から、福島第一原子力発電所において平成 14 年 8 月以前に実施された定期検査のうち、非常用炉心冷却系機能検査のデータに関して、具体的な対象ポンプは特定できないが、ポンプ吐出・吸込圧力計について、正規な校正手続きによらずに指示値を不適切に調整した疑いがあることが示された。

なお、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。

(2) 資料調査の結果

- ・ このため、発電所に現在保管されている当該検査に関連すると考えられる文書の調査を行った結果、同様に、不適切な調整を行ったことを示す文書が確認され、具体的な調整幅を示したものもあった（文書調査について表 2-2-1 に示す）。

上記の結果から、ポンプの吐出・吸込圧力計について、正しい校正手続きを行わずに指示値を上下させるという不適切な調整が行われ、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。

なお、一部の検査において、後述の総合負荷検査と同様に警報の装置の不適切な除外が行われていたことを示す文書が確認された。

4．検査に対する問題

上述の圧力計の調整幅は、概ねポンプの揚程測定に関する規格（JIS）において定められている補正量と定期検査の要領書に記載された計器の誤差等の範囲内であった。当時の定期検査の要領書における判定条件は「使用前検査合格時の値（ - ）から著しく低下していないこと」等になっており、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。

5．保安規定に対する問題

保安規定において運転中に非常用炉心冷却系の定例試験を行うことが義務付けられており、その基準は上記定期検査と同様であるので、上記「検査に対する問題」と同様に考えられる。

6．安全に対する問題

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すことが、技術基準を満足する条件となるが、至近の定期検査の結果によればポンプの性能はこれを満足していることが確認されている。したがって、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。

以上

表 2-2-1 文書調査一覧表 (DG・ECCS検査) (今回の調査結果から確認できた文書)

	S46	S47	S48	S49	S50	S51	S52	S53	S54	S55	S56	S57	S58	S59	S60	S61	S62	S63
福島第一 1 号	-	-	-															
福島第一 2 号																		
福島第一 3 号																		
福島第一 4 号																		
福島第一 5 号																		
福島第一 6 号																		
福島第二 1 号													-	-		-	-	-
福島第二 2 号															-	-	-	-
福島第二 3 号																-		-
福島第二 4 号																		-
柏崎刈羽 1 号																		-

	H1	H2	H3	H4	H5	H6	H7	H8	H9	H10	H11	H12	H13	H14	H15	H16	H17	H18
福島第一 1 号																		
福島第一 2 号																		
福島第一 3 号																		
福島第一 4 号																		
福島第一 5 号																		
福島第一 6 号																		
福島第二 1 号		-	-	-		-	-	-										
福島第二 2 号	-	-	-		-			-	-									
福島第二 3 号		-		-	-			-										
福島第二 4 号		-	-		-	-		-										
柏崎刈羽 1 号	-		-						-									
柏崎刈羽 2 号					-	-			-								-	
柏崎刈羽 3 号									-									
柏崎刈羽 4 号								-	-		-	-	-					-
柏崎刈羽 5 号																		
柏崎刈羽 6 号																		
柏崎刈羽 7 号																		

: 資料を確認した結果、不適切な扱いの疑いがある事例は確認されなかった は運開前 は平成 14 年 8 月不祥事以降
 : 資料を確認した結果、不適切な扱いの疑いがある事例が確認された
 - : 資料なし

空欄：DG・ECCS 検査を受検していない年

(補足) 文書の調査にあたっては、文書登録されているファイル等について、DG・ECCS 検査に関係すると思われるファイルをキーワード等より検索・抽出し、その内容について確認を行った。

柏崎刈羽原子力発電所3号機における「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」のデータ処理に関わる改ざん

1. 事案の概要

今回の調査結果から判明しているデータ処理の改ざんは以下のとおりである。

- 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」において、残留熱除去（以下、RHRという）ポンプ（B）の吐出圧力計について指示値をかさ上げさせるという不適切な調整が行われ、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。

2. 検査の概要

本検査は、国の行う定期検査のひとつであり、冷却材喪失事故時に必要な非常用炉心冷却系（炉心スプレイ系、低圧注水系）の機能を確認するとともに、外部電源喪失時に原子炉施設を安全に冷温停止するために必要な機器及び非常用炉心冷却系に電源を供給する非常用ディーゼル発電機の機能を確認するものである。

外部電源喪失信号及び原子炉水位異常信号等の発信時、非常用ディーゼル発電機が必要な機器を所定の順序及び時間内に負荷できること、また、非常用炉心冷却系が自動起動し、所定の圧力、流量のもと運転できることを確認する。

3. 今回の調査結果から確認された事実

(1) 資料調査の結果

- 柏崎刈羽原子力発電所に現在保管されている文書の調査より、3号機の第1回定期検査における非常用炉心冷却系機能検査に関連すると考えられる文書の中に、「検査においてRHR（B）ポンプの現場吐出圧力計、中操吐出圧力計の指示を共に0.5kかさ上げし、検査終了後元に戻す」旨の記載があることを確認した。

(2) 聞き取り調査の結果

- 文書を作成した本人に確認したところ、文書に記載された内容について実際に行ったかどうかは記憶がないとしている。

上記より、文書に記載された内容について実際に行ったかどうかは記憶がないとしているが、文書の内容が具体的であることから、検査データの改ざんがあったものと推定される。

なお、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。

4．検査に対する問題

当該定期検査の要領書によれば、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。これに対し、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」と記載されていた。

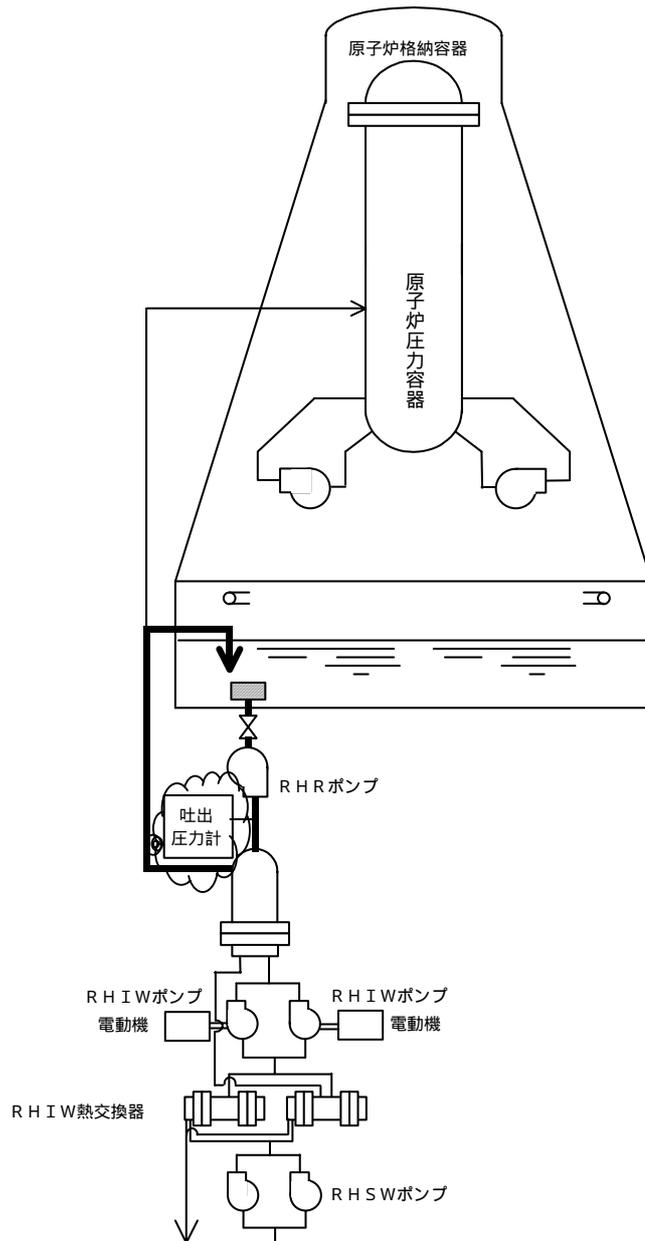
上述の文書における調整値は「0.5」であるので、この調整を行わなくとも基準値は満足しており、この調整は検査の結果に直接影響を与えるものではなかったと考えられる。

5．保安規定に対する問題

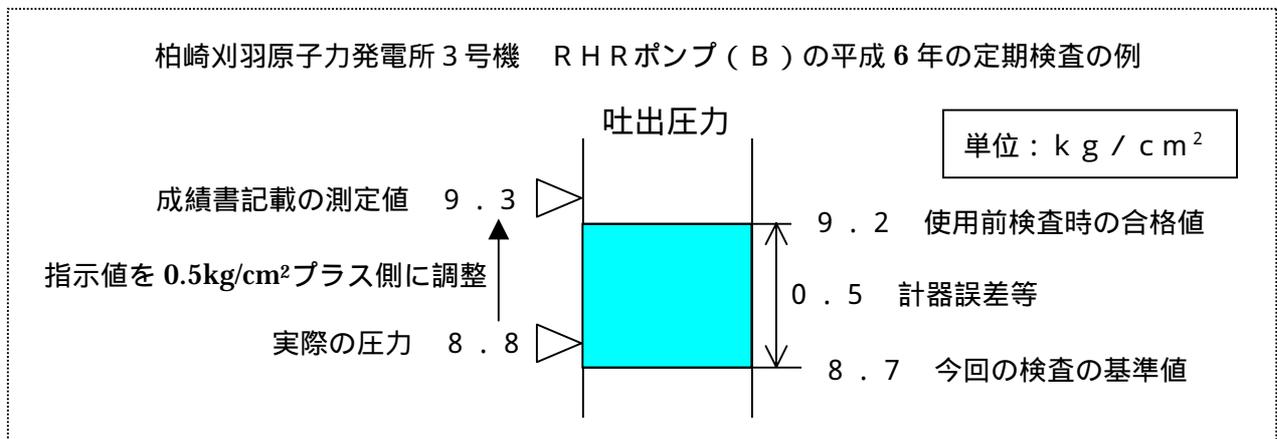
保安規定において運転中に非常用炉心冷却系の定例試験を行うことが義務付けられており、その基準は上記定期検査と同様である。しかしながら、前述のように今回確認した文書中に「検査終了後元に戻す」との記載があり、この場合は保安規定上の問題は生じないものと推定される。

6．安全に対する問題

前述のように、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。



残留熱除去系系統概略図



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号機における「総合負荷性能検査等（蒸気タービン性能検査、水項使用前検査を含む）」のデータ処理に関わる改ざん

1. 事案の概要

今回の調査結果から判明しているデータ処理の改ざんは以下のとおりである。

- ・ 昭和 52 年 10 月から平成 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号機について、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の調整、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。検査制限値に対するデータ改ざん内容を表 2-4-1 に示す。また検査目標値に対するデータ改ざんは多数の計器に対して為されていたため、その一例を表 2-4-2 に示す。
- ・ 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おり、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（別紙参照）。

2. 検査の概要

総合負荷性能検査は定格出力のもとでプラントの運転を行い、各設備の運転状態が正常であること及び各種パラメータが妥当な値であることを確認し、プラント全体及び各設備が安定して連続供用できることを確認するものであり、この検査の合格をもって、設備の供用開始やプラントの営業運転開始となる。

その検査の判定基準（昭和 61 年 9 月頃～平成 11 年 8 月頃までの総合負荷性能検査の判定基準）は以下の通りである。

- ・ 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

3. 今回の調査結果から確認された事実

(1) 聞き取り調査等の結果

- ・ 福島第一原子力発電所に対する聞き取り調査等において、平成 14 年 8 月以前に実施した総合負荷性能検査等に関し、受検の準備段階において、目標値、基準値と等しくなるよう記録計、指示計のゼロ点を調整したことがあるという、データ改ざんを行った疑いがある証言が複数なされた。

- ・ 福島第二原子力発電所での聞き取り調査等では、平成 14 年 8 月以前に実施した総合負荷性能検査等に関し、検査主管箇所から依頼され主蒸気流量のゼロ点調整を行ったというデータ改ざんを行った疑いがある証言がなされた。
- ・ 柏崎刈羽原子力発電所での聞き取り調査等では、総合負荷性能検査等に関する証言はあったものの、技術的根拠のある校正に関する事案及びデータ採取時の読み方の事案であり、データ改ざんを行った疑いのあるものはなかった。

(2) 資料調査の結果

- ・ これらは各関係者の記憶に頼るのものであったことから、それを補完するため、文書調査を行った。文書調査は、平成 14 年 8 月以前に実施した総合負荷性能検査に関して、当時の検査実施担当箇所が検査の準備段階において、関係箇所とのやりとりをした調整議事録や計器調整依頼文書およびそのリスト文書などが存在しているかどうか、またそれらの文書があった場合は正規の調整と言えないデータ改ざんがあったかどうかを、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全プラントに対して行った。
- ・ なお、これに先立ち既に実施していた福島第一原子力発電所 1 号機における復水器出入口海水温度データ改ざん関連調査において、抽出された福島第一原子力発電所の他プラントにおける改ざんの疑いのある事例についても、この文書調査において再度確認することとした。
- ・ その結果、各発電所とも関係文書が出てこない時期もあったが、多くの時期に対して関係文書が確認できた。具体的には、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 号機に対して、正規の計器調整と言えないデータ改ざんがあったことを示す文書がその中から確認された（表 2-4-3 参照）。

以上のことから、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 号機の総合負荷性能検査等において、平成 14 年 8 月以前の行為ではあるが、検査準備段階において、正規な計器調整と言えないデータ改ざんが、長期に亘り一般的に行われていたと判断される。

グループ討論、計器点検、プロセス計算機点検、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。

対象号機については、関連文書類が確認されたものを記載した。

4. 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。総合負荷性能検査等の合否判定基準は、運転状態が正常であり、制限値を満足し安定しており、目標値は異常なく安定していることであるが、データ改ざんが検査へ及ぼす影響については、以下のとおりである。

(1) 検査の制限値に関するもの

今回の調査結果から判明している制限値に対する計器調整は、福島第一原子力発電所 1 号機、2 号機、4 号機、5 号機の総合負荷性能検査及び福島第一原子力発電所 1 号機、3 号機、5 号機、6 号機の蒸気タービン性能検査において、以下の 7 項目について計 17 回実施された可能性が高いことが判明している(表 2-4-1 参照)。

a . 格納容器内酸素濃度

制限値を満足する数値であった。しかしながら前回値と異なっていたり、複数の測定数値にばらつきがあったことから計器調整を行った可能性が高い。

b . サプレッションプール水温度

制限値を満足する数値であった。しかしながら複数の測定数値にばらつきがあったことから計器調整を行った可能性が高い。

c . 復水器真空度

制限値を満足する数値であった。しかしながら測定計器指示と計算機指示との相違があったことから計器調整を行った可能性が高い。

d . 低圧タービン伸び差

制限値を満足する数値であった。しかしながら計器指示の基準を外れていたため計器調整を行った可能性が高い。

e . 電気油圧式制御油圧力

制限値を満足する数値であった。しかしながら目標値に合わせるよう計器調整を行った可能性が高い。

f . タービン軸受油圧力

制限値を満足する数値であった。しかしながら目標値に合わせるよう計器調整を行った可能性が高い。

g . タービン軸振動

制限値を満足する数値であった。しかしながら制限値に対する余裕が少なかったことから計器調整を行った可能性が高い。

但し、検査の合格判定基準は「制限値を満足し、安定していること」であり、これらの計器調整を行わなくとも制限値は満足していたことから、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られる。

(2) 検査の目標値に関するもの

今回の調査結果から判明している目標値に対する計器調整は、検査測定項目に対して多数実施されていたが、検査時においてはプラントが安定的に運転されていることから、各機器に対する検査測定項目のパラメータは異常なく安定していたものと考えられる。

従って、総合負荷性能検査等の目標値の合格判定基準が「異常なく安定していること」であることから、これらの計器調整を行わなくても、合格判定基準を逸脱しているとは考えにくく、これらの調整は検査の合否に直接影響を与えるものではなかったと考えられる（表 2-4-2 参照）。

（ 3 ） その他の関連パラメータ及び関連警報

その他の関連パラメータについても、不正な計器調整や警報装置の除外等がなされているが、（ 2 ） に記述のとおり、各設備の運転状態が異常なく安定している中で技術的に問題のない範囲内で実施されたものであると考えており、これらの調整は「各設備の運転状態が正常であること」という検査の合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。

5 . 保安規定に対する問題

総合負荷性能検査等の制限値を満足することにより、保安規定上の運転制限値は満足されることから、保安規定に抵触するものではなかったものと考えられる。

6 . 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判明していないことから、原子炉の安全性を担保する保安規定は満足できていたと考えており、プラントの安全性に影響を及ぼすものではなかったと考える。

また、今回のデータ改ざんは計器の表示機能を調整したものであり、運転制御に用いるものでないことから、かかる一連のデータ改ざんによるプラント運転の影響はなかったと判断している。

表 2-4-1 総合負荷性能検査等 制限値に関する項目の処置内容 (1 / 2)

No.	号機	実施時期	パラメータ	エビデンス記載内容	評価
1	福島第一・1号	第8回定検 (S57.1.8)	復水器真空度	PI-1-23A (加-) 32 mm Hga 39 mm Hga PIのZERO調 PI-1 (71ト) 35 mm Hga 39 mm Hga PIのZERO調 PT-1-25A 33 mm Hga 38.8 mm Hga PTのZERO調 PT-1-25A 33 mm Hga 38.7 mm Hga PTのZERO調 復旧せず、ただし可能な時期に計器校正 (ヒートバランス上現在の値が正と推定)	実際に調整を行っている。なお、調整前より制限値 (100mmHg) 以内にあり、処置の有無に関わらず判定基準を満たしている。
2	福島第一・1号	第8回定検 (S57.1.8)	タービン軸受油圧力	変更前値 3.6 kg/cm ² 変更後値 3.1 kg/cm ² 調整方法：PIのZERO調 復旧案：復旧	実際に調整を行っている。なお、調整前より制限値 (1.7 kg/cm ²) 以上であり、処置の有無に関わらず判定基準を満たしている。
3	福島第一・1号	第13回定検 (S63.4.27)	格納容器酸素濃度	前回値に比べ高い。 前回：2.6%、測定：3.7%、制限 4.0% 校正 (⊖ 2.5%O ₂)	実際に校正を行って値を前回並に調整した。なお、調整前より制限値以内にあり、処置の有無に関わらず判定基準を満たしている。
4	福島第一・1号	第14回定検 (H2.4.27)	サプレッションプール温度	Aでバラツキあり。Aの70°の打点が低い値を示している。 (チャート上で若干目立つ) MVIがあれば調整する。 前回：21、測定：17.0~18.0、制限 32	実施したエビデンスはなく、実施したか否か不明。なお、調整前より制限値以内にあり、処置の有無に関わらず判定基準を満たしている。
5	福島第一・2号	第4回定検 (S55.10.21)	復水器真空度	復水器真空度指示計と計算機指示相違 次のようにPTにて調整 A:45.7 39.3mmHg, B:45.8 39.3mmHg C:51.3 44.2mmHg, PI: 44 39mmHg	実際に調整を行っている。なお、調整前より制限値 (100mmHg) 以内にあり、処置の有無に関わらず判定基準を満たしている。
6	福島第一・3号	第7回定検 (S60.2.28)	低圧タービン伸び差	指示値基準外 詳細検討 伸び差アンプボードにてADJ	実施したエビデンスはなく、実施したか否か不明。なお、関係者の聞き取りから制限値は逸脱していなかったことが判明している。
7	福島第一・4号	第8回定検 (S63.4.20)	サプレッションプール温度	(記) A 状況 17.0 処置：実施せず 18.3~19.0 B 17.5 ZERO調 18.5~19.0 △ 16.9~17.1 実施せず A 17.6~18.5 B 17.6~18.3 目標値 17.0	実際に調整を行っている。なお、調整前より制限値 (32) 以内にあり、処置の有無に関わらず判定基準を満たしている。
8	福島第一・4号	第10回定検 (H3.1.31)	サプレッションプール温度	(記) B 状況 20.2 前回：27 A 20.8 27 △ 19.0~19.7 AをBに合わせる A,B 21.8	実際に調整を行っている。なお、調整前より制限値 (32) 以内にあり、処置の有無に関わらず判定基準を満たしている。

表 2-4-1 総合負荷性能検査等 制限値に関する項目の処置内容 (2 / 2)

No.	号機	実施時期	パラメータ	エビデンス記載内容	評価
9	福島第一・4号	第12回定検 (H6.2.10)	格納容器 酸素濃度	0.8～1.95で変動している。 前回：1.8%、測定：1.95%、制限 4.0% 2/7にS.P.112に固定する(2/10まで)	実施したエビデンスはなく、実施したか否か不明。なお、調整前より制限値以内にあり、処置の有無に関わらず判定基準を満たしている。
10	福島第一・5号	第7回定検 (S61.9.12)	電気油圧式 制御油圧力	現在指示 109 kg/cm ² 指示計ゼロ調にて 112 kg/cm ² とする。	実際に調整を行っている。なお、調整前より制限値(91 kg/cm ²)以上であり、処置の有無に関わらず判定基準を満たしている。
11	福島第一・5号	第10回定検 (H3.1.16)	電気油圧式 制御油圧力	目標値 112 kg/cm ² に対し、低い(109 kg/cm ²) 指示計のゼロ調にて、112 kg/cm ² にする。 調整結果 109 112	実際に調整を行っている。なお、調整前より制限値(91 kg/cm ²)以上であり、処置の有無に関わらず判定基準を満たしている。
12	福島第一・5号	第11回定検 (H4.5.12)	サブプレッション プール温度	目標【制限?】値 32 前回：20.1 測定値 A系:18.0、B系:17.0 A系とB系で1異なる 計算機：A系 16.2～18.4 B系 17.2～17.9 B系でP/C値を参考に調整する。	実施したエビデンスはなく、実施したか否か不明。なお、調整前より制限値以内にあり、処置の有無に関わらず判定基準を満たしている。
13	福島第一・5号	第13回定検 (H7.2.16)	電気油圧式 制御油圧力	目標値 112 kg/cm ² 前定検 112 kg/cm ² 測定値 115 kg/cm ² 115 kg/cm ² 112 kg/cm ² に調整実施	実際に調整を行っている。なお、調整前より制限値(91 kg/cm ²)以上であり、処置の有無に関わらず判定基準を満たしている。
14	福島第一・6号	第1回定検 (S56.2.5)	タービン軸振動	振動アンブにて調整 #8 9.5/100 mm (Max 10.3/100) #11 9.2/100 mm (Max 9.5/100) 中間停止まで現状のまま	実際に調整を行っている。なお、調整前より制限値(17.5/100 mm)以下であり、処置の有無に関わらず判定基準を満たしている。
15	福島第一・6号	第6回定検 (S62.3.24)	電気油圧式 制御油圧力	現在 114 kg/cm ² 前回 112 kg/cm ² 調整 114 112 kg/cm ² g 復旧：そのまま	実際に調整を行っている。なお、調整前より制限値(91 kg/cm ²)以上であり、処置の有無に関わらず判定基準を満たしている。
16	福島第一・6号	第7回定検 (S63.8.9)	電気油圧式 制御油圧力	目標値 112k 調整前 110k 調整後 112k 指示計零点調整	実際に調整を行っている。なお、調整前より制限値(91 kg/cm ²)以上であり、処置の有無に関わらず判定基準を満たしている。
17	福島第一・6号	第10回定検 (H4.9.10)	電気油圧式 制御油圧力	現在 110 kg/cm ² g 目標値 112 kg/cm ² g 前回 112 kg/cm ² g 前回同様に確認、調整願います	実施したエビデンスはなく、実施したか否か不明。なお、調整前より制限値(91 kg/cm ²)以上であり、処置の有無に関わらず判定基準を満たしている。

表 2-4-2 総合負荷性能検査等 目標値に関する項目の処置内容(例)

No.	号機	実施時期	計器等の名称	内容
1	福島第一・1号	第8回定検 (S57.1.8)	警報装置	修理依頼中の警報を消灯。
2	福島第一・1号	第11回定検 (S60.11.8)	原子炉圧力	指示を記録計に合わせるよう、計算機内部の定数を変更する。
3	福島第一・2号	第4回定検 (S55.10.21)	弁開閉表示ランプ	R(開)表示ランプとG(閉)表示ランプの信号ケーブルを入れ替え。
4	福島第一・2号	第5回定検 (H6.3.23)	ヒータードレン ポンプ 状態表示灯	3台停止しているので、運転状態を模擬。(赤ランプ点灯、出入口弁開表示)
5	福島第一・3号	第12回定検 (H4.2.14)	制御棒駆動水圧系 駆動水圧	前回値に比べて目標値上限に近いので、前回値並に指示を調整。
6	福島第一・4号	第3回定検 (S57.1.13)	復水器真空度復水 ポンプ入口温度	復水器真空度と復水温度(飽和温度)の関係がアンバランスであったため、計器校正を実施。
7	福島第一・4号	第12回定検 (H6.2.10)	原子炉再循環 ポンプシール 第一段圧力	前回値より指示値が低いため、指示を合わせる。
8	福島第一・5号	第11回定検 (H4.5.12)	炉心流量	計算機指示値より高めのため、プロコン指示値に合わせる。
9	福島第一・6号	第11回定検 (H6.3.23)	原子炉水位	A系～C系の指示値がばらついていたため、B系の計器調整を実施。
10	福島第一・6号	第12回定検 (H7.8.2)	警報装置	頻発している警報を消灯。
11	福島第二・1号	第15回定検 (H13.12.7)	給水流量 主蒸気流量	主蒸気流量の方が給水流量より低い値を指示していたため、指示値を調整。
12	福島第二・3号	第5回定検 (H5.8.4)	低電導度廃液 サンプル流量計	指示値不良のため、指示値を一定値に固定。

表 2-4-3 文書調査一覧表（総合負荷検査）（今回の調査結果から確認できた文書）

	S46	S47	S48	S49	S50	S51	S52	S53	S54	S55	S56	S57	S58	S59	S60	S61	S62	S63
福島第一・1号	-	-	-															
福島第一・2号																		
福島第一・3号																		
福島第一・4号																		
福島第一・5号																		
福島第一・6号																		
福島第二・1号													-	-		-	-	-
福島第二・2号															-	-	-	
福島第二・3号																-		
福島第二・4号																		-
柏崎刈羽・1号																		-

	H1	H2	H3	H4	H5	H6	H7	H8	H9	H10	H11	H12	H13	H14	H15	H16	H17	H18
福島第一・1号																		
福島第一・2号																		
福島第一・3号																		
福島第一・4号																		
福島第一・5号																		
福島第一・6号																		
福島第二・1号			-	-		-	-	-	-		-	-						-
福島第二・2号	-	-						-	-	-	-		-					
福島第二・3号		-						-	-	-								
福島第二・4号								-	-	-	-							-
柏崎刈羽・1号			-					-				-						
柏崎刈羽・2号						-	-		-		-		-					
柏崎刈羽・3号								-				-	-					
柏崎刈羽・4号								-				-	-					
柏崎刈羽・5号																		
柏崎刈羽・6号																		
柏崎刈羽・7号																		

：資料を確認した結果、不適切な扱いの疑いがある事例は確認されなかった

：資料を確認した結果、不適切な扱いの疑いがある事例が確認された

-：資料なし

■は運開前

▨は平成14年8月不祥事以降

空欄：総合負荷性能検査を受検していない年

（補足）文書の調査にあたっては、文書登録されているファイル等について、総合負荷性能検査に関係すると思われるファイルをキーワード等より検索・抽出し、その内容について確認を行った。

復水器出入口海水温度のデータ処理における改ざんに関する調査結果について

平成 14 年 8 月以前の一時期、福島第一原子力発電所において、復水器出入口海水温度測定に関して、プロセス計算機のプログラム変更（補正項の入力等）が行われていたことが判明した。（平成 19 年 1 月 10 日に公表済み）

これを受けて、復水器出入口海水温度測定におけるデータ改ざんに係わる事実関係について、福島第一原子力発電所、福島第二原子力発電所、柏崎刈羽原子力発電所内に保管されている各種技術資料（以下、当社資料という）やメーカーから提供を受けた技術資料（以下、メーカー資料という）に関する調査、および、関係者への聞き取り調査を実施した。

この結果、復水器出入口海水温度差（以下、 T という）を設計値内に収める等を目的に、データ改ざんが行われたと考えられるものは、次の通りである。（詳細は別添参照）

福島第一原子力発電所 2 号機の事案（S61）

4 号機の事案（S58/S63）

5 号機の事案（S63）

6 号機の事案（S62）

なお、以上のような復水器出入口海水温度に関するプロセス計算機のプログラム変更は、現時点ではいずれも行われていないことを確認している。

（参 考）

そのほか、復水器出入口海水温度測定に関してプロセス計算機のプログラム変更を行ったケースが次の通り認められた。これらの場合、補正值は、精密温度計等による実測値に基づき決められており、技術的根拠が認められるものであったことから、データの改ざんではないものと考えられる。

ただし、計器を含む計測回路の点検、計測位置の変更等の対応方法も考えられるなかで、プログラム変更は、手段としては適当でなかったと考えられる。

福島第一原子力発電所 2 号機の事案（S57）

3 号機の事案（S57 / S59）

4 号機の事案（S53 / S57）

5 号機の事案（S56 / S57 / S59）

6 号機の事案（S59）

なお、これらのプログラム変更は、現時点ではいずれも行われていないことを確認している。

(別添)

復水器出入口海水温度のデータ処理に係わる改ざん

1. 事実関係

(1) 福島第一原子力発電所 2号機

昭和 61 年 2 月 27 日に技術課が作成した 2 号機総合負荷検査にかかわる事前打合せの「報告書」によると、事前データ採取にて得られた T は 9.6 であり、設計値 (9.2) をオーバーしているため、「出口側を 1 下げよう調整」との記載がある。ただし、技術的根拠をうかがわせる記載はない。

同年 3 月 3 日の運転日誌によると、復水器出口海水温度が変化し、T が 9.4 から 8.4 に低下したことが記録されている。同年 3 月 5 日には第 8 回定期検査終了後の総合負荷検査を受検したが、T は 8.3~8.4 で推移していたと記録されている。

以上より、本事案は、T を設計値内に収めるためにデータ改ざんが行われたものと考えられる。

なお、平成 18 年 12 月に実施した福島第一原子力発電所 2 号機のプロセス計算機プログラム点検において、プログラムに補正項がないことを確認しており、現状、問題はない。

(2) 福島第一原子力発電所 4号機

昭和 58 年 4 月 3 日発行のメーカー資料「エンジニアリングシート」(題目:復水器循環水出入口温度補正確認試験要領書兼報告書)によると、プログラム補正の結果、「入口温度の平均と出口温度の平均の差が 8.4 以内にあること」を同年 4 月 4 日に確認した旨記載があるが、同時に計画されていた「仮設温度計の温度を測定し、計算機出力とほぼ等しいことを確保する」ことについては、実施したことを記すチェック欄に日付や確認者の記入がなく、実施の記録がない。

よって、本事案は、T を設計値内に収めるためにデータ改ざんが行われたものと考えられる。

昭和 63 年 3 月 17 日発行のメーカー資料「エンジニアリングシート」(題名:復水器循環水出入口温度差について)によると、温度計の移設及び型式変更の改善

までの暫定対策として、補正を実施する旨の記載がある。

補正幅は、過去の運転日誌の記録にもとづき決定されており、仮設温度計等の結果に基づくとの記載はない。

よって、本事案は、Tを設計値内に収めるためにデータ改ざんが行われたものと考えられる。

なお、平成18年12月に実施した福島第一原子力発電所4号機のプログラム点検において、補正項が0になっていることを確認しており、現状、問題はない。

(3) 福島第一原子力発電所5号機

保修課が作成した「5号機第8回総合負荷調整について」(昭和63年2月16日付)によると、Tが設計値を上回っていたことから、暫定処置としてプロセス計算機の出口温度に「代替値を挿入し対応」した旨が確認された。ただし、技術的根拠をうかがわせる記載はない。

よって、本事案は、Tを設計値内に収めるためにデータ改ざんが行われたものと考えられる。

なお、平成18年12月に実施した福島第一原子力発電所5号機のプログラム点検において、補正項が0になっていることを確認しており、現状、問題はない。

(4) 福島第一原子力発電所6号機

昭和62年9月7日に技術課担当者が作成した「海水温度に関する定数変更手順(メモ)」によると、「定数変更を行う 目標値 出入口温度とも、1.8 下げる」、「目標を満たすことを確認する」、「実施9/4」との記載がある。

同日の運転日誌で、プロセス計算機の復水器出入口海水温度が約1.5 低下したことを確認した。

以上の通り、当該メモに補正を行った旨の記載があること、記載された作業内容(入力信号電圧の変更)は通常行う操作ではないこと、同日の運転日誌で出口温度の変化が認められることから、本事案は、データ改ざんが行われたものと考えられる。

なお、平成18年12月に実施した福島第一原子力発電所6号機のプログラム点検において、補正項が0になっていることを確認しており、現状、問題はない。

2. 背景事情・要因

当時、昭和 57 年 1 月 13 日に行われた福島第一原子力発電所 4 号機第 3 回定期検査における総合負荷検査にあたって、 T が 8.9~9.0 であり、設計値(8.4)を超えていたことから、検査官よりこの違いについて質問を受け、復水器等の性能についての疑問を呈されたことがあった。

これに対して、福島第一原子力発電所は、復水器、循環水ポンプ等の性能評価を実施し、同年 1 月 25 日、通商産業省火力課に説明した。

こうしたことから、当時、総合負荷性能検査の事前におけるデータ評価の段階で、復水器出入口海水温度を取放水口での実測温度に合わせることにより、また、復水器出入口海水温度差をその設計水温上昇値に合わせるか、あるいは前回受検時の温度差に合わせることによって、総合負荷性能検査を円滑に合格させたいとの動機が働いていたものと推定される。

その背景には、性能を確認するための要求事項や判断基準を明確にしておらず、外見上の数値で検査に合格することが目的化していたことが考えられる。

また、当時の総合負荷性能検査では、復水器出入口海水温度が実測温度と異なったり、復水器出入口海水温度差が設計値を超えたり、前回受検時と異なった場合には、その理由を検査官から聞かれることがあったが、これらの事項について理論的な説明は難しく、そのような説明を避けたかったのではないかと考えられる。

さらに、聞き取り調査結果によれば、当時の担当者によっては、復水器 出入口海水温度よりも取放水口の実測温度の方がより真値に近いという認識から、実測温度である取放水口温度に復水器出入口温度を合わせることは適切な補正と考え、「改ざん」との認識は薄かったのではないかと考えられる。

以 上

福島第一原子力発電所 1号機における「安全保護系設定値確認検査」及び「安全保護系保護検出要素性能（校正）検査」のデータ処理に関する改ざん

1. 事案の概要

今回の調査結果から判明しているデータ処理の改ざんの概要は以下のとおりである。

昭和 54 年 2 月から平成 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

2. 検査の概要

（1）安全保護系設定値確認検査（以下、設定値確認検査^{*1}という）

安全保護系の動作要素が、定められた許容範囲内で作動することを確認するために、試験装置を用いて、各保護検出要素に模擬信号をこれらが作動する値まで入力し、そのときの動作値を確認する。

* 1：第 1 回(昭和 46 年)～第 5 回(昭和 53 年)定期検査では、定期検査の項目ではなかった。

第 6 回(昭和 54 年)、第 7 回(昭和 55 年)定期検査での検査名称は、「プロセス計装検査」であった。

第 8 回(昭和 56 年)～第 11 回(昭和 60 年)定期検査での検査名称は「安全保護系保護検出要素設定値確認検査」であった。

（2）安全保護系保護検出要素性能（校正）検査（以下、性能校正検査^{*2}という）

安全保護系の検出要素に関連する計器の健全性を確認するために、試験装置を用いて各保護検出要素および指示計器に模擬信号を入力し、そのときの指示値を確認する。

* 2：第 1 回(昭和 46 年)～第 7 回(昭和 55 年)定期検査では、定期検査の項目ではなかった。

3. 今回の調査結果から確認された事実

（1）聞き取り調査等の結果

グループ討論、聞き取り調査の結果、福島第一原子力発電所 1号機で昭和 46 年の第 1 回定期検査から平成 10 年の第 20 回定期検査までにおける設定値確認検査、性能校正検査において、主蒸気管流量大の差圧スイッチ及び主蒸気流量計が正規の校正がなされていない状態で受検し、検査終了後に正規に再校正を行ってからプラントを起動し、運転していた可能性があることが示された。

(2) 資料調査の結果

聞き取り調査等の結果の事実関係を確認するため、当時の検査要領書・成績書や計器点検記録を調査し、さらに聞き取り調査対象者への追加確認を実施した結果、以下のことがわかった。

1) 計測装置の仕様

- a. 主蒸気配管4ライン(A, B, C, D)の各々に主蒸気流量を測定するための流量検出器(フローノズル)が設置されている。測定した流量は差圧信号として検出され、電気信号に変換後に主蒸気流量の表示、主蒸気管流量大による安全保護系動作要素の信号(機器のトリップ信号)発信等の用途に用いられている。
- b. 主蒸気配管の流量検出器の流量-差圧特性について、1号機では、検出器の圧力配管部口径の違いにより、全ライン同一ではなかった。

よって、流量検出器で検出された差圧を電気信号に変換する流量変換器(各ラインに1台ずつ設置。主蒸気流量表示に使用)の計測範囲と、安全保護系動作要素である差圧スイッチ(各ラインに4台ずつ、計16台設置。配管破断時の流量大を検知)のセット値^{*3}は、全ライン同一ではなかった。表1に各ラインの流量変換器の計測範囲と差圧スイッチのセット値を示す。

表 2-5-1: 流量変換器の計測範囲及び差圧スイッチのセット値(第12回定期検査の例)

	流量変換器の計測範囲 (kg/cm ²)	差圧スイッチのセット値 (kg/cm ²)
A	0~5.72	5.90
B	0~2.32	3.16
C	0~5.72	5.90
D	0~1.65	2.25

*3: セット値とは、設定値(制限値)に対して安全側に定めた、計器の動作目標値である。セット値は計器許容誤差を加味しても設定値(制限値)を逸脱しない数値である必要がある。
(設定値: 保安規定に定める数値(制限値))

第21回定期検査(平成11年)において、主蒸気配管B, Dの流量検出部の圧力配管部口径を、主蒸気配管A・Cと同一とするように改造工事を実施しており、これにより、各主蒸気配管の流量検出器の流量-差圧特性、流量変換器の計測範囲と、差圧スイッチのセット値が統一された。

2) 定期検査要領書の記載内容

a. 設定値確認検査

本検査においては、差圧スイッチの動作値が、セット値に計器許容誤差を加味した許容範囲内にあることを確認する。

要領書においては、「主蒸気管流量大」要素のセット値として、各ライン毎に異なる値が記載されるべきところ、何らかの理由で、初めて実施された第6回定期検査以降、全16台の差圧スイッチに対し一律のセット値が記載されていた。(第12回定期検査の場合、全ラインとも $5.9\text{kg}/\text{cm}^2$ と要領書に記載)

b. 性能校正検査

本検査においては、流量変換器からの出力信号が計測範囲に亘り許容範囲内にあることを確認する。

要領書においては、「主蒸気流量」の計測範囲として、各ライン毎に異なる値が記載されるべきところ、何らかの理由で、初めて実施された第8回定期検査以降、全4台の流量計に対し、一律の計測範囲が記載されていた。(第12回定期検査の場合、全ラインとも $0\sim 5.72\text{kg}/\text{cm}^2$ と要領書に記載)

3) データ改ざんの実施内容

本来、各ライン毎に差圧スイッチのセット値や流量変換器の計測範囲が異なるため、検査要領書にもそのように記載すべきところ、何らかの理由で、一律の数値が記載されていた。そして、確認された計器点検記録等より、以下のように検査を受検する運用が続いていた、と推定される。

a. 設定値確認検査

社内資料によると、昭和57年から平成10年において、差圧スイッチでのセット値設定を検査日前後に1回ずつ行っていた行為が複数回確認された。聞き取り調査結果も踏まえると、昭和54年～平成10年の安全保護系設定値確認検査では以下が実施された可能性が高い。

検査受検前

8台の差圧スイッチ(主蒸気配管B, D)のセット値を、検査要領書記載のセット値に合わせ高めに設定。

検査受検後

8台の差圧スイッチのセット値を、正規のセット値に再設定して、プラントを起動。

b. 性能校正検査

社内資料によると、昭和57年から平成10年において、主蒸気流量計の校正を、検査日前後に1回ずつ行っていた。聞き取り調査結果も踏まえると、昭和56年～平成10年の性能校正検査では以下が実施された可能性が高い。

検査受検前

検査要領書記載の一律の計測範囲に合わせて計測範囲が広がるよう、主蒸気流量計 2 台（主蒸気配管 B，D）を校正。

検査受検後

正規の計測範囲に合わせて主蒸気流量計 2 台を再校正して、プラントを起動。

なお、第 21 回定期検査（平成 11 年）において、B，D 流量検出部の圧力配管部の口径を A，C と同一とするように改造工事を実施しており、これにより、各ラインの流量検出器の流量 - 差圧特性、流量変換器の計測範囲と、差圧スイッチのセット値が統一され、設定値確認検査要領書に記載される差圧スイッチのセット値、性能校正検査要領書に記載される主蒸気流量計の計測範囲とも、正規の値に見直されていることから、それ以降現在は問題ない。

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。

4. 検査に対する問題

第 6 回～第 7 回定期検査では設定値確認検査において、第 8 回～第 20 回定期検査では設定値確認検査及び性能校正検査において、主蒸気管流量大の差圧スイッチ及び主蒸気流量計に対し正規の校正がなされていない状態で受検していた。各検査に対する評価（第 12 回定期検査の例）を以下に記す。

a. 設定値確認検査

主蒸気配管（B）（D）の主蒸気管流量大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あわせて受検していたため、主蒸気配管（B）（D）の差圧スイッチについては、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。

b. 性能校正検査

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となり、不適切な状態で受検していたと考えられる。

5. 保安規定に対する問題

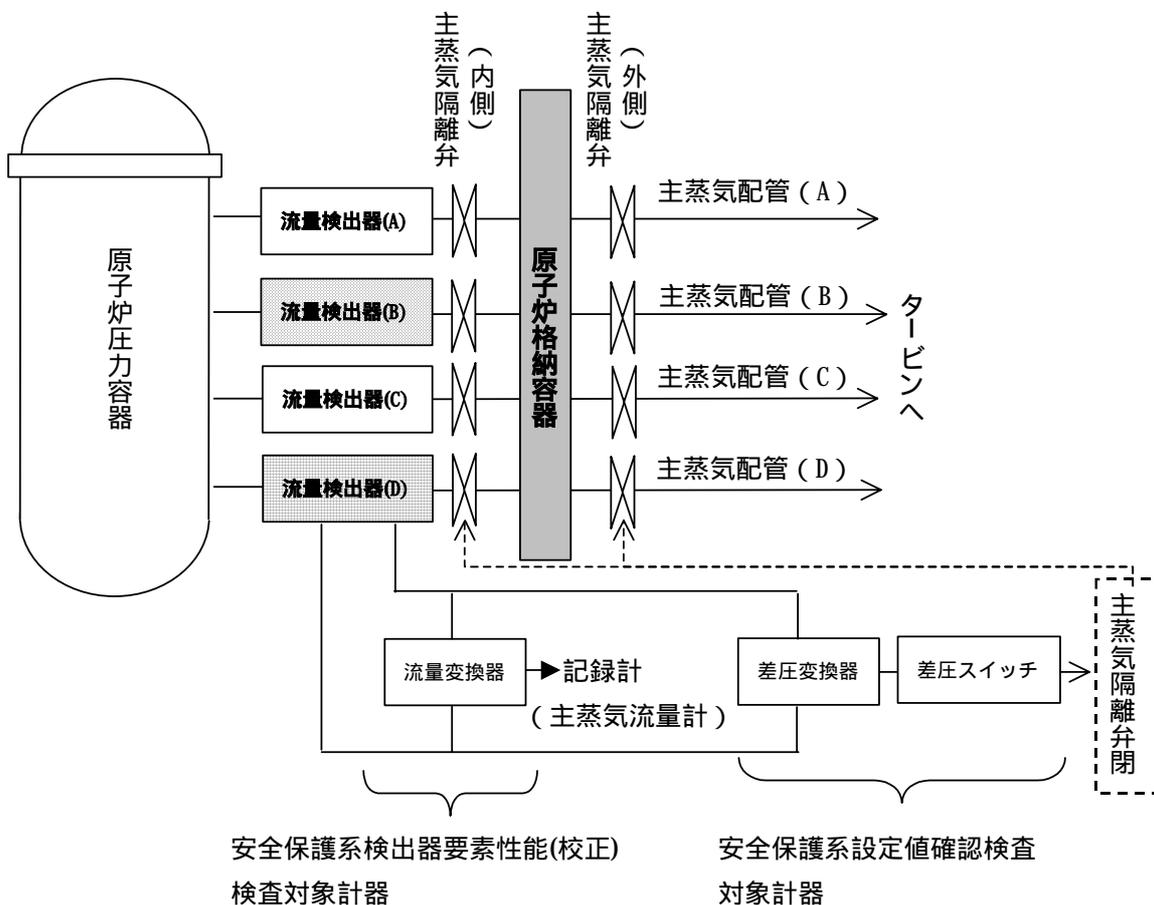
保安規定においては、「**保守課長は、定期的な検査により、安全保護系の設定値が別表 4 に定める値であることを確認し、その結果を当直長に通知する**」（第 27 条、昭和 63 年 2 月 12 日、第 37 次改正の場合）と規定されており、別表 4 においては項目「主蒸気流量大」に対する設定値は「**140% 以下**」と記されている。また上記条文に関連し

て「各課長が実施する定期的な検査」として、「安全保護系等の設定値確認検査」が記されている（第 74 条及び別表 22-1）

保安規定において定期的な検査として安全保護系設定値確認検査を行うことが義務付けられており、上記 4 . の「検査に対する問題」と同様に考えられる。

6 . 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安全性に影響を及ぼすものではなかったと考える。



主蒸気管流量計測系統概略図 (第 13 回定検時の例)

柏崎刈羽原子力発電所 1～3号機における「原子炉格納容器外側に設置されている主蒸気隔離弁漏えい率検査（停止後）」のデータ処理に関わる改ざん

1. 事案の概要

今回の調査結果から判明しているデータ処理の改ざんは以下のとおりと推定される。

- 平成 6 年 9 月から平成 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、検査記録を改ざんしたものと推定される。

2. 検査等の概要

主蒸気隔離弁漏えい率検査は、プラント停止直後と起動前に実施している。このうち、停止直後に行う検査は主蒸気隔離弁のプラント運転中におけるシール機能の劣化状況を確認する検査であり、「プラント起動前に実施する漏えい率検査」と異なり判定基準は設けられていない。

主蒸気隔離弁の漏えい率検査は、原子炉格納容器内側に設置されている主蒸気隔離弁（以下、「内側隔離弁」という）と、主蒸気外側隔離弁（以下、「外側隔離弁」という）を共に全閉にして、それぞれの漏えい率検査を以下の手順で行っている。

- 内側隔離弁の検査手順：内側隔離弁の上流側配管内（原子炉格納容器内）を空気で加圧し、内側隔離弁の漏えいにより弁間（内側隔離弁と外側隔離弁の間）に流れこむ空気による圧力上昇および温度を測定して内側隔離弁の漏えい率を算定する。
- 外側隔離弁の検査手順：内側隔離弁と外側隔離弁との弁間の配管内を空気で加圧し、外側隔離弁からの漏えいによる弁間の圧力降下および温度を測定して外側隔離弁の漏えい率を算定する。このとき、内側隔離弁からの漏えいがないように内側隔離弁の上流側配管内を水で加圧しておく。
- なお、この検査は平成 11 年の定期検査の運用要領改訂により通商産業省（以下、「通産省」という）（当時）の記録確認検査（発電設備技術検査協会（以下、「発電技検」という）による立会検査の記録を通産省（当時）が確認する検査）から社内検査に変更となり、電気事業法に基づく検査ではなくなっている。このため、停止後漏えい率検査の結果は定期検査終了後に通産省（当時）に報告する定期検査報告書においては、平成 11 年までは通産省の記録確認検査の結果として記載されていたが、平成 11 年以降については定期検査報告書に参考として記載することとなっていた。また、平成 15 年以降の定期事業者検査への移行後は、当該検査結果は定期検査報告書に記載されていない。

3. 今回の調査結果から確認された事実

(1) 聞き取り調査の結果

聞き取り調査から、平成14年8月以前において柏崎刈羽原子力発電所にて実施した外側隔離弁の停止後漏えい率検査に関し、以下の証言が関係者よりなされた。

- 平成14年8月の不祥事より以前（時期は明確ではない）であるが、柏崎刈羽1号機ほか複数プラントの当該検査において、圧力測定用配管に設置されている2つの測定用圧力計元弁（5. 関連図面中の弁AおよびB）を閉操作して漏えい率を測定した。このプラント停止直後に行う検査は主蒸気隔離弁の運転後の劣化状況を確認するとともに、主蒸気隔離弁の点検追加の要否を判断するために弁のシール機能を確認する検査であり、「プラント起動前に実施する漏えい率検査」と異なり判定基準は設けられていない。しかし、過去に漏えい率が大きくなり原因を問われた例を記憶していたことから、プラント停止後の検査であっても、プラント起動前に実施する漏えい率検査の判定基準を超えない方が望ましいとの思いから、行ったものである。
- 外側隔離弁については、その後プラント停止中に分解点検を実施し、プラント起動前の漏えい率検査を行い、漏えい率が判定基準内であることを確認していたと記憶している。

(2) 資料調査及び関係者への確認の結果

この証言を補完するために、以下の関連書類の調査、及び書類調査結果を踏まえ関係者への確認を行った。

- 柏崎刈羽原子力発電所1号機から7号機について、運転開始から定期事業者検査に移行して定期検査報告書での記載がなくなる平成15年までの期間における、主蒸気隔離弁漏えい率検査の検査成績書、工事報告書類、定期検査報告書および検査所管グループが漏えい率検査の結果をまとめていた社内メモを確認した。
- この結果、停止後漏えい率検査に関しては、社内メモに記載されている漏えい率に比べ、工事報告書に記載された社内検査時の漏えい率、あるいは検査成績書の漏えい率が大きく改善されているものが確認された。これらについては、測定用圧力計元弁を操作して見かけ上の漏えい率を低くした可能性、あるいは、外側隔離弁の急速閉操作により弁座シール状態を改善させて再度検査を実施した可能性（正規の処置）が考えられる。
- 上記の処置のうち、測定用圧力計元弁を操作した場合においては、内側隔離弁と外側隔離弁との弁間の容積に比べ、測定用圧力計（PI）から測定用圧力計元弁までの配管内容積が極端に小さい（内側隔離弁と外側隔離弁の間の数百分の一程度）ことから2つの圧力測定元弁（通常の玉型弁、口径20A）がほんの少しでも開くと数百倍程度の圧力差が生じるため、この2つの測定用圧力計元弁で漏えい率を細かくコントロールするのは困難と考えられる（関連図面参照）。このことから、不正

な操作は2つの測定用圧力計元弁を全閉にすることで、漏えい率をほぼ0%/日と小さくするようにデータ改ざんしたものと推定される。(なお、調査にあたっては、ほぼ0%/日を0.1%/日程度と大目に想定した。)

- ・ 関連書類の調査及び関係者への確認から、以下の定期検査の停止後漏えい率検査については、社内メモに記載された漏えい率が大きく、一方、工事報告書に記載された社内検査および検査成績書の漏えい率の両方ともが0.1%/日程度まで低下している外側隔離弁については測定用計器元弁の操作によりデータを改ざんした可能性が否定できないものと推定した。

1号機：第7回定期検査(平成6年9月)～第10回(平成10年10月)

2号機：第4回定期検査(平成7年9月)

3号機：第1回定期検査(平成6年9月)

なお、内側隔離弁の停止後漏えい率検査結果については、社内メモ、工事報告書に記載された社内検査および検査成績書の値については有意な差がないことを確認した。

また、プラント起動前に行った漏えい率検査の工事報告書に記録されている社内検査と通産省検査官立会検査の記録についても、有意な差がないことを確認した。

グループ討論、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。

4. 検査に対する問題

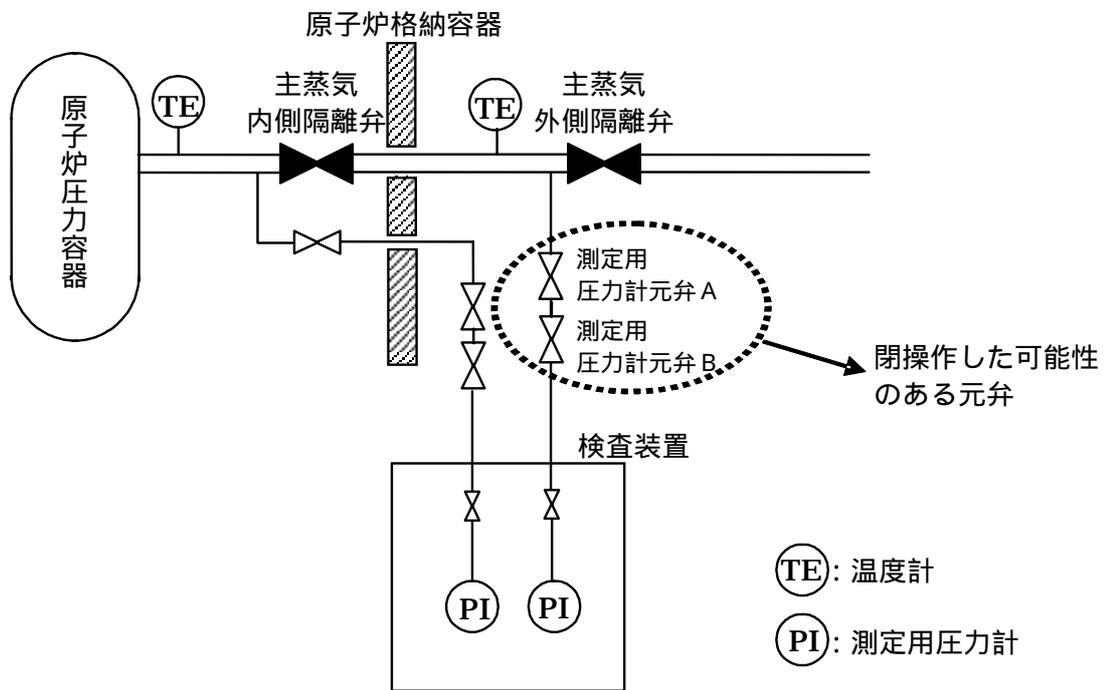
本検査は主蒸気隔離弁の劣化の状況を確認するために、弁のシール機能を確認するためのものである。漏えい率に係わる判定基準は設けられていないが、本来開状態とすべき圧力測定用配管の元弁を閉状態で検査を実施したことは、検査の成立性に問題があるものと考えられる。

5. 保安規定に対する問題

プラント停止期間中の漏えい率については、保安規定には規定されていない。

6. 安全に対する問題

不正な操作を行った可能性が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。



主蒸気隔離弁の漏えい率検査系統図

柏崎刈羽原子力発電所 7号機における「蒸気タービン性能検査」のデータ処理に関する改ざん

1. 事案の概要

今回の調査結果から判明しているデータ処理の改ざんは以下のとおりである。

- 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」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。要領書に基づき記録が作成されており、改ざんにあたると推定される。

2. 検査の概要

蒸気タービン性能検査の内のタービン過速度トリップ検査は、タービンを定格回転数の 1500rpm から回転数を上昇させて、非常调速機を作動させ、タービンが定格回転数の 111%以下の回転数でトリップすることを確認する検査であり、国の実施する検査(記録確認項目)のひとつである。

3. 今回の調査結果から確認された事実

柏崎刈羽原子力発電所 7号機において、平成 14 年 8 月以前に実施された蒸気タービン性能検査の内、タービン過速度トリップ検査の記録に本来 7号機においては発生しない警報が記録されたことが、聞き取り調査等において判明し、以下のことが確認された。

(1) 聞き取り調査結果

- 柏崎刈羽原子力発電所 6号機のタービン過速度トリップ検査において、タービンが定格回転数の 111%以下の回転数でトリップした時点で発生する「タービン機械式トリップ弁作動トリップ」の警報が、7号機では発生しない設計となっていた。
- 7号機の当該検査要領書の作成にあたって、同型式先行号機である 6号機で警報が発生する設計になっていたことから、7号機においても同様であると思い込み検査要領書を作成した。
- 実際の検査にあっても、初めの頃の定期検査においては、タービン過速度トリップからタービンリセット操作までの数分間の時間制約の中で、トリップ一括警報及びそれに連動する関連警報、関連表示灯、回転数等を確認する必要があることから、当該警報が表示器に発生したものと思い込みで記録が作られた可能性がある。
- その後、この警報は7号機では発生しないことに気づき、それ以降は6号機と同じように警報が発生するように設備を改造した。

(2) 資料調査の結果

- 7号機の第 1～3 回定期検査の「蒸気タービン性能検査」におけるタービン過速度

- トリップ検査記録に当該警報の発生が良として記録されていることを確認した。
- ・ 第4回定期検査において、タービン過速度トリップ時に「タービン機械式トリップ弁作動トリップ」の警報が発生するように設備改造が行われていたことを設備図書により確認した。

4. 検査等への影響

タービン過速度トリップ検査は、非常调速機の作動により油圧を低下させタービンをトリップさせるものであり、結果的に非常トリップ油圧が低下し、これにより発生する信号により機械式トリップ電磁弁が励磁、最終的に「タービン機械式トリップ弁作動トリップ」警報が発生する。当初7号機では非常トリップ油圧低下によって発生する信号は機械式トリップ電磁弁の連続動作を回避するためのリセット信号にもなっていたことから「タービン機械式トリップ弁作動トリップ」警報は発生しない設計となっていた。タービン過速度トリップ検査における「タービン機械式トリップ弁作動トリップ」の警報は上記のように非常调速機が作動した結果発生する二次的なものであることから、警報の発生有無が検査に与える影響はないものであり、6号機と7号機の当初設計に違いがあったことは特に問題なるものではない。

本検査は、蒸気タービンを定格回転数から昇速させ、所定の回転数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、所定の回転数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、他の警報や回転数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。

5. 保安規定上の問題

保安規定においてタービントリップに関する規定はない。

6. 安全上の影響

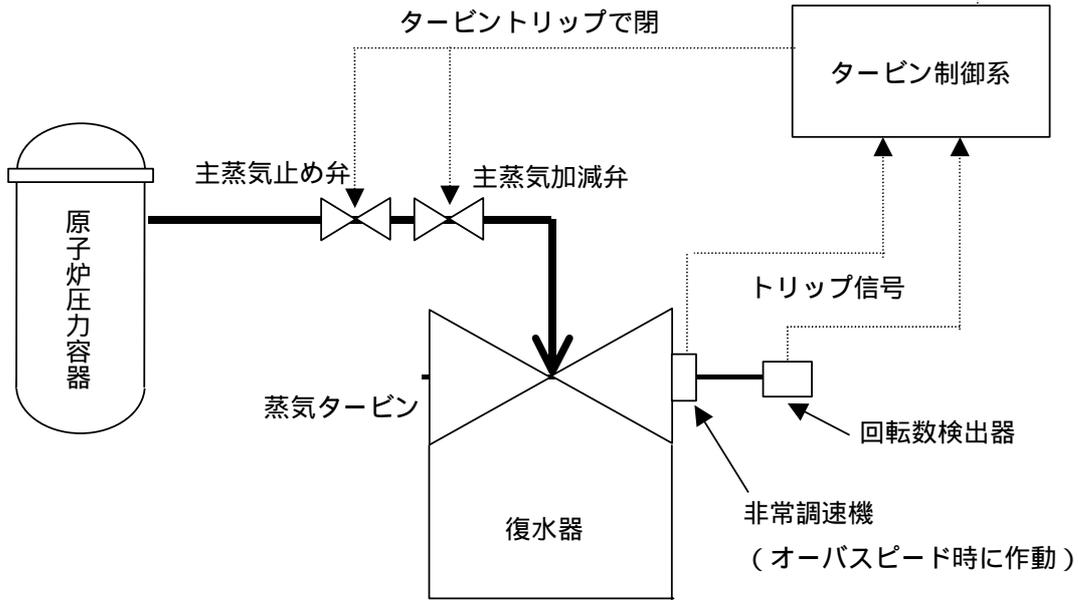
異常時に蒸気タービンを停止させるための非常调速機について、機能が維持されていることが確認されていることから、安全性に影響を及ぼすものではなかったと考える。

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。

タービントリップで警報発生

警報
「タービン機械式トリップ弁作動トリップ」

警報
「非常トリップ 油圧低トリップ」など



タービン過速度トリップ検査の概要図

福島第一原子力発電所 2号機における「原子炉停止余裕検査」の検査要領書の手続き不備ならびに成績書の改ざん

1. 事案の概要

今回の調査結果から判明しているデータ処理の改ざんは以下のとおりである。

- 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係らず、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。

2. 検査の概要

原子炉停止余裕検査は、原子炉運転中において、原子炉を停止しようとした際に、制御棒 1 本が、引抜かれた状態のまま挿入できなくなったとしても、原子炉が停止できることを確認する検査である。

このため、原子炉停止余裕検査においては、最大価値を有する制御棒を全引抜きとした上で、検査上加えるべき反応度調整のため、当該制御棒の近傍の制御棒 1 本を所定の位置まで引抜いた状態で、原子炉が臨界未満であることを確認する。原子炉の臨界未満は、この状態で中性子検出器 (起動領域モニタ、以後「SRNM」という) の指示が安定していることにより確認する。

3. 今回の調査結果から確認された事実

(1) 聞き取り調査等の結果

関係者への聞き取り調査の結果、以下の証言を得た。

- アンケート調査の結果、平成 12 年～平成 13 年頃、福島第一原子力発電所において実施した原子炉停止余裕検査において、中性子検出器 1 本が検査要領書と異なる予備位置 (検出器故障の際に代替となる中性子検出器を配置する位置) に配置された状態で検査を実施した旨の回答が関係者から出された。
- 平成 12 年～平成 13 年頃、福島第一原子力発電所 2号機において、8 本ある SRNM のうち 1 本の信号が原子炉停止余裕検査の前に不調となったことから、当該設備の保守担当グループが SRNM の予備の位置に SRNM を装荷し、その信号を使用した。当該事実を原子炉停止余裕検査の主管グループが知ったのは検査直前であったこと、また検査において引抜く予定の制御棒から離れた位置の SRNM であったことから、検査要領書と異なる検出器配置ではあったが、そのまま検査を実施した。

(2) 資料調査の結果

当該設備の保守担当グループにて保管されている技術資料を調査したところ、当該グループで作成された技術資料に以下の趣旨の記載のあることを確認した。

- ・平成12年9月11日に第18回定期検査(平成12年8月21日～平成12年11月2日)中の福島第一原子力発電所2号機のSRNM8本のうち、1本(ch・H)の記録計の指示値が変動した。
- ・当該SRNMを点検した結果、当該検出器の故障である可能性が高いことが判明したことから、予備品と取り替えることとしたが、作業負担および検査の工程遅延を避けるため、許認可上、SRNMの故障時に予備の検出器を配置することとしている位置に、予備のSRNM1本を配置し、SRNM ch・Hの記録計につながるケーブルと接続し、次回定期検査までの期間、使用することとした。

一方、検査主管グループに保管されていた当該検査に係る記録を確認したところ、平成12年9月20日に実施した原子炉停止余裕検査の検査要領書ならびに検査成績書には、SRNM ch・Hは元の装荷位置が記載されており、SRNMの保守担当グループに保管されている文書と相違があることを確認した。

4. 検査への影響

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、検査要領書に定めた所定の制御棒を引抜いた状態で、SRNM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。

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、SRNM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¹、臨界監視上の問題はない。また、検査においては、検査要領書に定められた所定の制御棒を引抜いた上で、炉心に配置された8本全てのSRNM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。

1. 原子炉設置許可申請書添付書類八には、原子炉に予備装荷位置を設け、「検出器が故障した場合、検出器の挿入もできる設計とする」ことが記載されている。

5. 保安規定上の問題

当時の原子炉施設保安規定(57次改定:平成12年6月16日施行)では、第33条に反応度停止余裕にかかる規定として、動作可能な制御棒のうち最大反応度価値の制御棒1本が挿入されない場合でも、原子炉を常に冷温で臨界未満にできること(停止余裕)を

燃料取替後に確認することが求められている。

本事案においてはSRNM 8本中 1本が、検査要領書と異なる予備位置に配置されていたが、4項のとおり、検査の可否結果に影響を与えるものではなく、検査の結果原子炉の停止余裕が確保されていることが確認されていることから、保安規定上の問題はなかったと考えられる。

6. 安全に対する問題

本事案は検査の可否結果に影響を与えるものではなく、検査によって保安規定上要求されている原子炉の停止余裕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。

起動領域中性子検出器 (SRNM) . . . 8個 (チャンネルA~H)

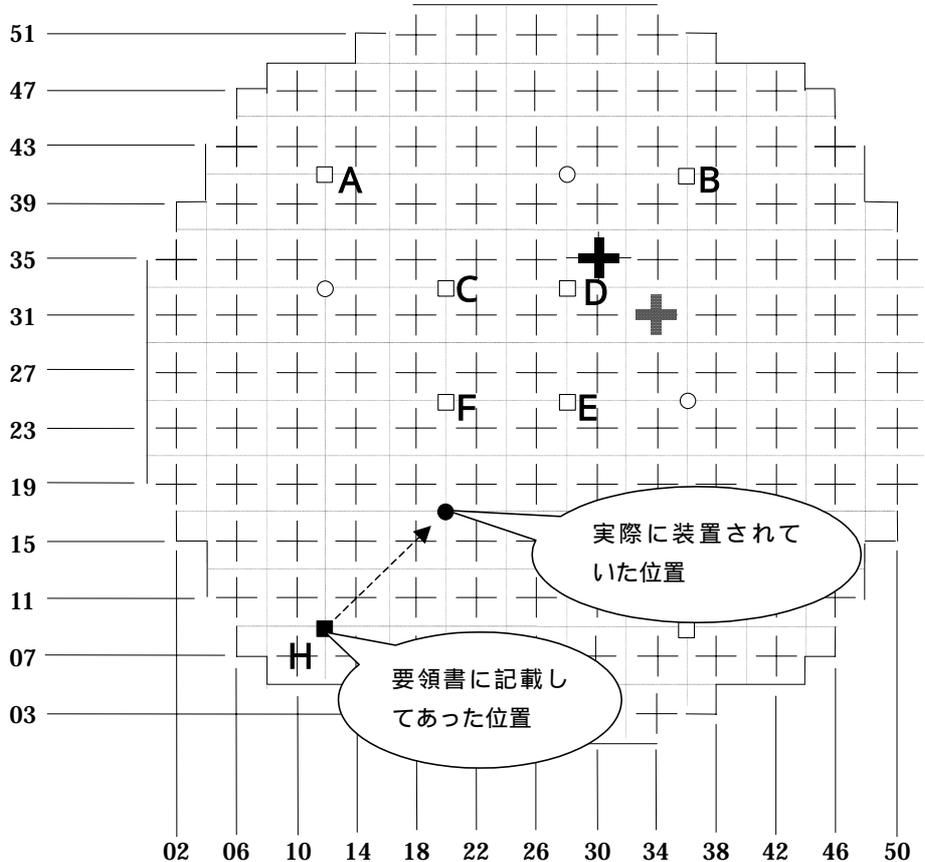
(◯ は故障したSRNM)

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 185本

(+ 最大価値の制御棒 (完全に引抜き状態)
 + 反応度調整用の制御棒 (途中の位置までの引抜き))



起動領域中性子検出器配置図

[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]

原子力-58