

別冊 3 : 原子力発電設備の点検結果

平成 1 9 年 3 月 3 0 日

東京電力株式会社

目次

はじめに	1
1 調査検討体制	2
1.1 原子力検討会での実施事項	2
1.2 各チームでの実施事項	2
2 調査方法及び調査結果	3
2.1 計器・プロセス計算機等のデータ処理に関する調査	3
2.1.1 調査範囲	3
2.1.2 調査方法	4
2.2 法令・安全協定等に基づく記録に関する調査	7
2.2.1 調査範囲	7
2.2.2 調査方法	8
2.3 法令に基づく申請手続きの不備に関する調査	12
2.3.1 調査範囲	12
2.3.2 調査方法	12
2.4 検査等の適切性に関する調査	15
2.4.1 社員に対する聞き取り等による調査	15
2.4.2 社員に対する聞き取り等による追加調査	17
2.4.3 データ改ざん等に係る事実関係の調査	17
2.4.4 メーカー・協力企業に対する聞き取り調査等	18
2.4.5 社内技術検討資料の書類調査	20
2.4.6 スクラム類似事案調査	20
2.4.7 プラント停止中の臨界事象に関する調査	21
2.5 平成 14 年における総点検において確認できなかった原因の調査	21
2.5.1 調査範囲	21
2.5.2 調査方法	21
2.6 調査結果	21
2.6.1 計器・プロセス計算機等のデータ処理に関する調査結果	21
2.6.2 法令・安全協定等に基づく記録に関する調査結果	22
2.6.3 法令に基づく申請手続きの不備に関する調査結果	22
2.6.4 検査等の適切性に関する調査結果	23
2.6.5 平成 14 年における総点検において確認できなかった原因の調査結果	31
3 事案の概要	34
3.1 法定検査に係るデータ改ざん事案の概要と原因	34
3.2 法定検査以外のデータ改ざん事案の概要と原因	75
4 問題点の整理	138
4.1 地域・社会の信頼を損ねた問題	138
4.2 各事案から得られる問題	138
5 再発防止対策	141
5.1 地域・社会の視点に立って考え行動する対策	141
5.2 意識面・仕組み面での対策	142

5.2.1	「しない風土」を根幹とする再発防止対策	142
5.2.2	「させない仕組み」を根幹とする再発防止対策	144
5.2.3	『言い出す仕組み』を根幹とする再発防止対策	146
5.3	再発防止対策の評価と確認	147
6	まとめ	149
7	別添資料	150

はじめに

当社は、当初、経済産業省からの指示「発電設備の点検について（平成 18・11・30 原院第 1 号）」に基づき、点検・調査を進めてきた。

その過程で「検査データの改ざんに係る報告徴収について（平成 18・12・05 原第 1 号）」に基づき、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の改ざんについて、その事実関係、根本的な原因および再発防止対策をとりまとめ、平成 19 年 1 月 10 日に経済産業省へ報告した。

あわせて、この報告徴収に基づき実施した点検・調査の中で見出された原子力発電設備における法定検査に係るデータ改ざんについては、その調査結果（7 事案）を平成 19 年 1 月 31 日に経済産業省へ報告するとともに、「検査データの改ざんに係る追加の報告徴収について（平成 19・01・31 原第 21 号）」に基づき、詳細な事実関係の調査、原因の究明および再発防止対策の検討を行い、その過程で新たに判明した事案（1 事案）も含めて、その結果をとりまとめ、平成 19 年 3 月 1 日に経済産業省へ報告した。

本報告は、これまで実施してきた点検・調査の結果および再発防止対策を包括的に取りまとめたものである。

なお、再発防止対策に係る具体的なアクションプランの展開等については、あらためて 4 月のできるだけ早い時期に報告する予定である。

1 調査検討体制

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・計測記録等適正化対策検討会（原子力検討会）」を設置し、その下部組織として以下の5つの調査チームを編成し調査を行った。（図-1参照）

原子力検討会には、調査に透明性・客観性を確保するため、社内監査部門（品質・安全監査部、原子力品質監査部）、原子力部門以外の社内法務部門・企画部門および社外の弁護士が参画し、確認する体制とした。

1.1 原子力検討会での実施事項

原子力検討会は、各調査チームが立案した調査計画を審査するとともに、調査計画に基づき確実に調査が実施されるよう各チームから調査実施状況・調査結果について適宜報告を受け指導した。また、各調査チームから報告された結果に基づき、データ改ざんに関する調査結果を本報告書に取りまとめた。

1.2 各チームでの実施事項

（1）各調査チーム共通の実施事項

調査計画に基づき、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った。

（3）計器・記録調査チーム

電気事業法・原子炉等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）の記録、安全協定に基づく報告等を抽出し、これらが適切に処理・記録されたものかについて調査（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等）を行った。

（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関する聞き取り等による洗い出し調査や、法定検査におけるデータ改ざんについて他発電所におけるグループ会議・聞き取り調査、並びにメーカー・協力企業への聞き取り調査を行うとともに、抽出された各事案に関連する社内資料の調査を行った。また、社内技術検討における不適切な取り扱いについての書類調査を行った。

（5）事実調査・対策検討チーム

抽出された事案に関する事実関係の調査（聞き取り調査、資料調査）、原因の究明および再発防止対策の立案を行った。

（6）H14 総点検検証チーム

当社が平成 14 年度に実施した「原子力施設にかかる自主点検作業の適切性確保に関する総点検」(以下、「総点検」という)において、今回抽出された事案がなぜ確認できなかつたのか、総点検において確認されなかつた事案がなぜ今回明らかになつたかについて、総点検の実施内容調査と今回明らかになつた事案に係る関係者への聞き取りを行った。

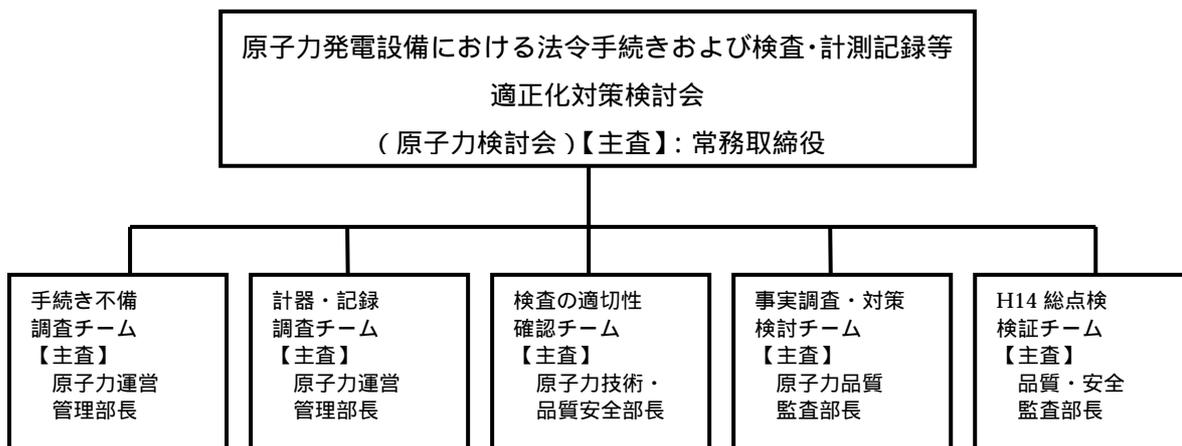


図 - 1 調査体制図

2 調査方法及び調査結果

経済産業省からの指示「発電設備の点検について(平成 18・11・30 原院第 1 号)」および「検査データの改ざんに係る報告徴収について(平成 18・12・05 原第 1 号)」に基づき、当社の原子力発電設備(全 17 基)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)を調査した。

なお、調査にあたっては、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の改ざん、ならびに同じ時期に判明した柏崎刈羽原子力発電所 1 / 4 号機における復水器出口海水温度データの改ざん、福島第一原子力発電所 4 号機における取放水口温度データの改ざんに関する事実関係、根本的な原因を踏まえ、データ処理の改ざん、必要な手続きの不備等の観点から不適切な事案について調査するとともに、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 計器・プロセス計算機等のデータ処理に関する調査

2.1.1 調査範囲

現在の設備において、計器・プロセス計算機等のデータ処理に関する改ざんの有無(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、それらの検査成績書、検査記録の元となる計器の値、プロセス計算機の実出力値および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、データ処理における改ざんの有無を計器・記録調査チームが確認した^{注1}。(計器の値：約6,500 ループ、プロセス計算機等の出力値：約3,800 点)

なお、上記調査では、期間、対象を限定したものとなることから、これを補完する目的で可能な限り過去に遡り、広範囲かつ網羅的に調査を行えるよう、検査の適切性に関する聞き取り等による改ざんの調査(2.4 参照)を活用した。

- 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。

2.1.2 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。

具体的な調査方法については、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。

また、品質保証部門(本店は品質保証G、各発電所は品質・安全部)が第三者的立場から、調査要領、調査実施状況および調査結果の適切性について確認を行った。

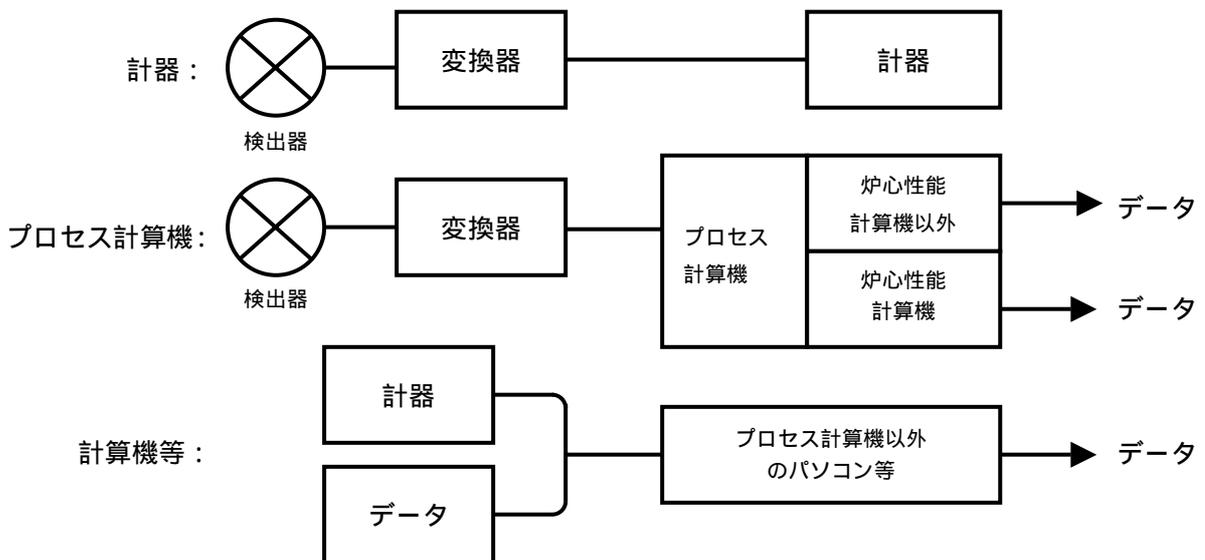


図 - 2 計器、プロセス計算機、計算機等の構成

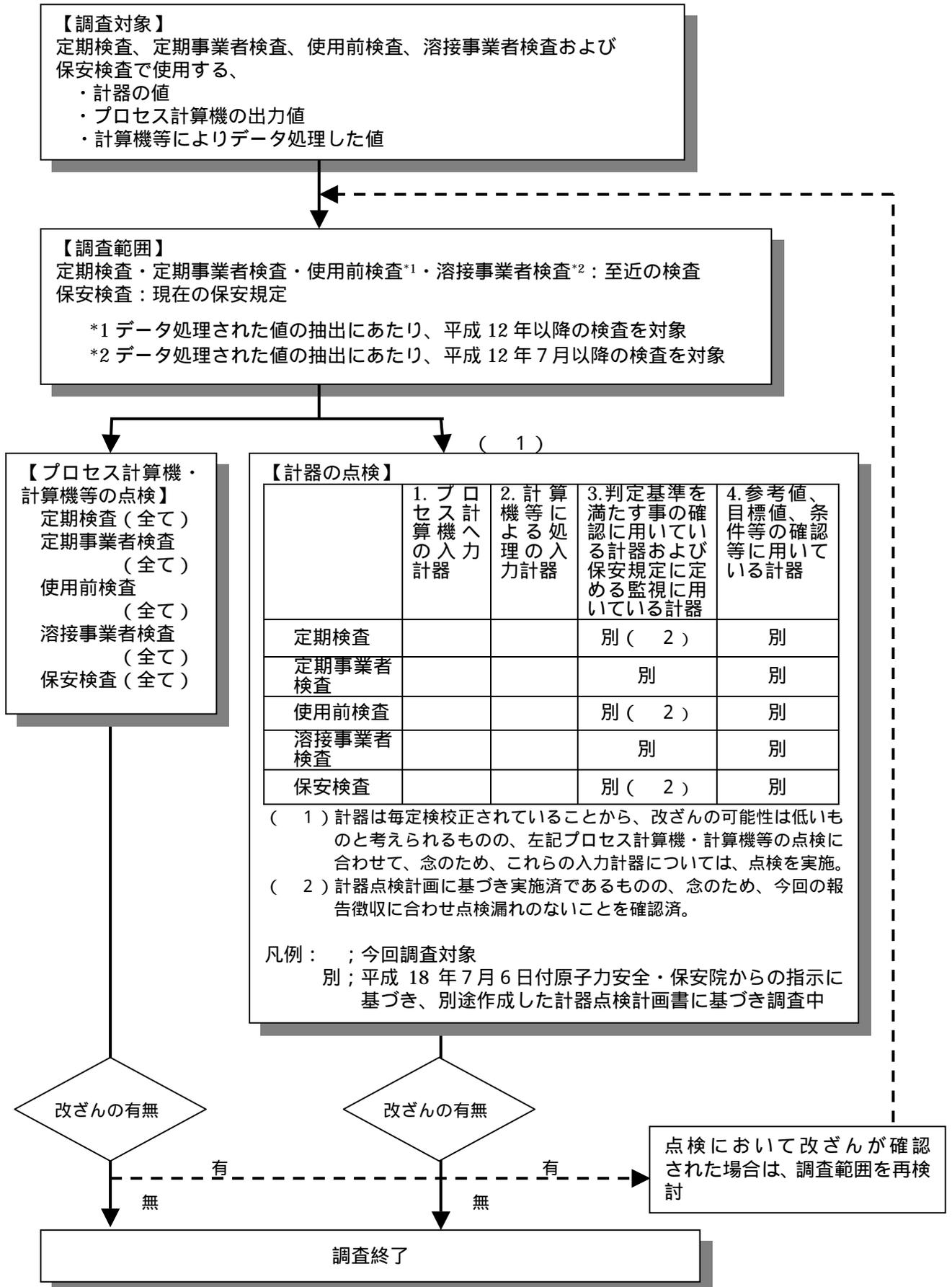


図 - 3 計器・プロセス計算機の実出力値に関する調査対象・範囲の考え方
 原子力-5

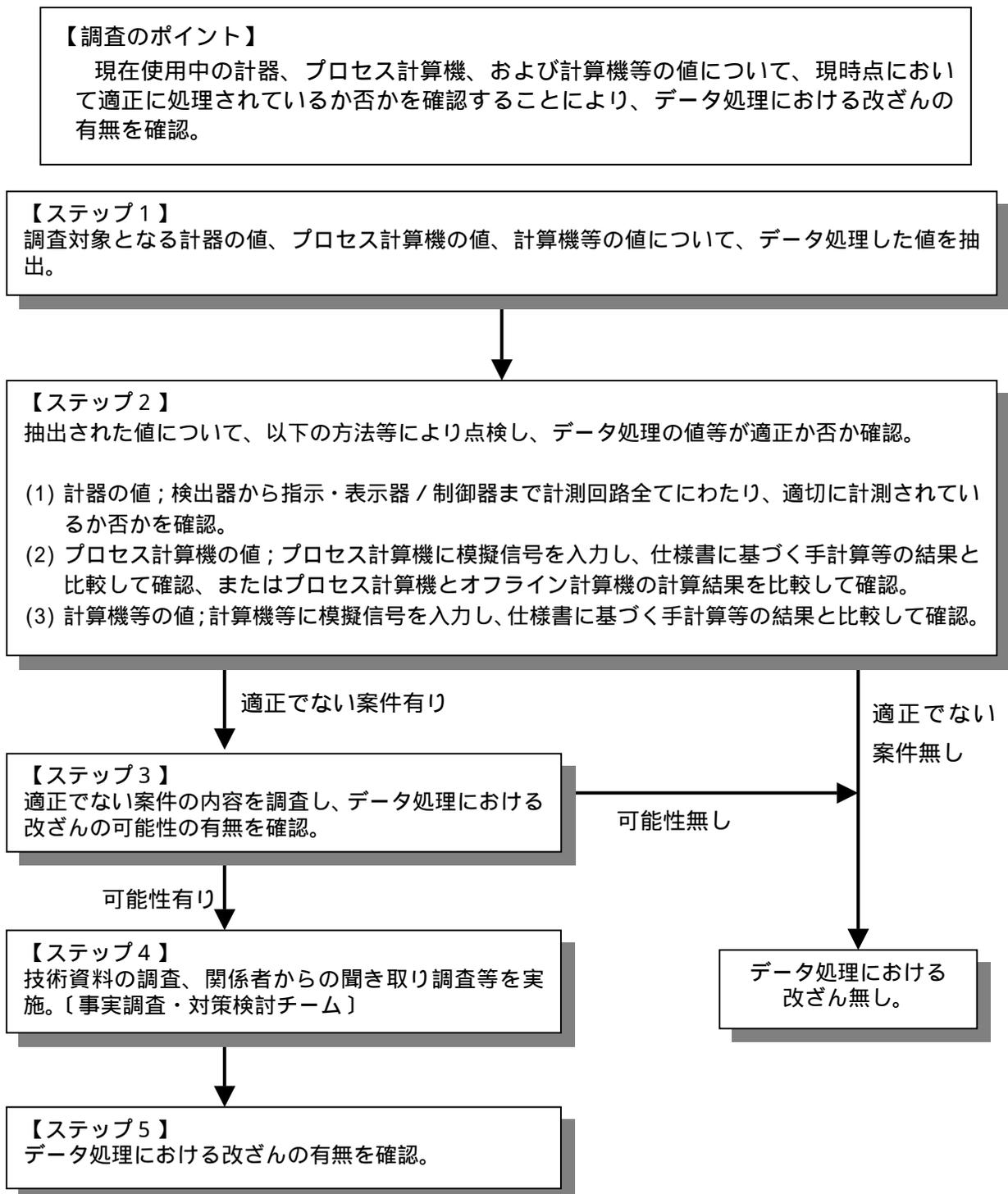


図 - 4 計器・プロセス計算機等のデータ処理調査フロー

2.2 法令・安全協定等に基づく記録に関する調査

2.2.1 調査範囲

原子炉等規制法に基づく実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（以下「実用炉則」という）に基づく記録、実用炉則に基づく定期報告書、安全協定に基づく定期報告書および電気事業法に基づく検査記録を対象とし、これらの内容に関する改ざんの有無を計器・記録調査チームが調査した^{注2}。

なお、上記調査では、期間、対象を限定したものとなることから、これを補完する目的で、可能な限り過去に遡り、広範囲かつ網羅的に調査を行えるよう、聞き取り等による改ざんの調査（2.4 参照）を活用した。

調査対象について図 - 5 に示す考え方に基づき選定した結果、“実用炉則に定める記録”に係る記録項目の数は延べ約 620 項目、“実用炉則に定める定期報告書”に係る報告項目の数は延べ約 30 項目、“安全協定に基づく定期報告書”に係る報告項目の数は延べ約 1,000 項目、“電気事業法に基づく検査記録”に係る検査数は延べ約 2,010 件であった。調査対象の選定結果を表 - 1 に示す。

注2；記録の調査にあたり、対象とした記録類は以下のとおり。

- ・実用炉則第7条に基づく記録として、運転記録、燃料体の記録、放射線管理記録を対象とした。
- ・実用炉則に基づく定期報告書として、放射線管理等報告書を対象とした。
- ・安全協定に基づく定期報告書として、以下を対象とした。
 - a) 福島県への定期報告書
 - ・保守運転状況
 - ・放射性廃棄物の放出及び保管状況並びに放射線従事者の被ばく状況
 - ・使用済燃料の保管状況
 - ・環境放射能測定結果
 - ・周辺環境放射能測定結果報告書
 - ・発電所の定期検査（燃料取替えを含む。）の実施結果
 - ・原子炉を起動し、及び停止したときの連絡事項
 - ・発電機を並列し、及び解列したときの連絡事項
 - b) 新潟県への定期報告書
 - ・運転保守状況
 - ・使用済燃料の保管状況
 - ・放射性廃棄物の管理状況
 - ・放射線業務従事者の線量管理状況
 - ・周辺環境放射線監視調査結果速報
 - ・周辺環境放射線監視調査結果報告書
 - ・定期検査（燃料取替を含む）及び定期事業者検査の実施結果
 - ・計画的な原子炉の起動、停止及び出力変化並びに計画的な発電機の並列及び解列
- ・電気事業法に基づく定期報告書として、定期検査、定期事業者検査、使用前検査、溶接事業者検査の検査記録を対象とした。

2.2.2 調査方法

調査範囲とした、実用炉則に定める記録、実用炉則に定める定期報告書、安全協定に関する定期報告書および電気事業法に基づく検査記録の記載事項を確認し、改ざん等の有無を調査した。

具体的には、至近に作成又は報告した記録、定期報告書および検査記録について、図 - 6 の調査フローに従って調査を行った。

また、品質保証部門（本店は品質保証 G、各発電所は品質・安全部）が第三者的立場から、調査要領、調査実施状況および調査結果の適切性について確認を行った。



図 - 5 記録・定期報告書・検査記録に関する調査対象・範囲の考え方

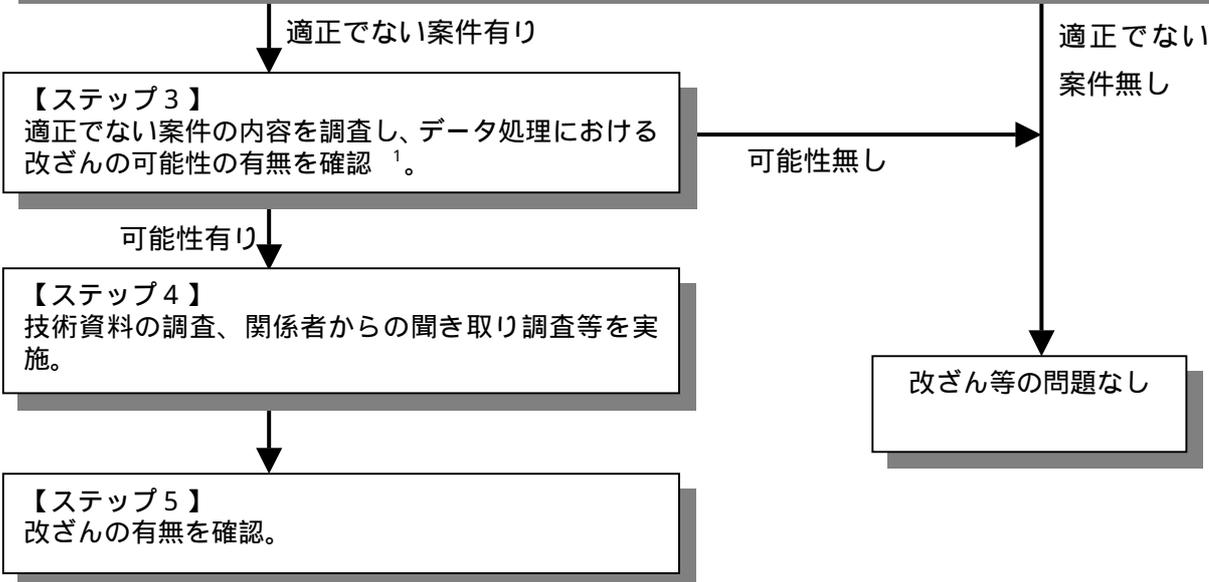
表 - 1 調査対象の選定結果

	選定数			合計
	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	
実用炉則第7条に定める記録(単位:項目)	222	152	245	619
運転記録	132	88	154	
燃料体の記録	62	36	63	
放射線管理記録	28	28	28	
実用炉則に定める定期報告書(単位:項目)	9	9	9	27
放射線管理等報告書	9	9	9	
安全協定に基づく定期報告書(単位:項目)	363	348	293	1004
(福島県)	保守運転状況	40	28	-
	放射性廃棄物の放出及び保管状況並び に放射線従事者の被ばく状況	39	38	-
	使用済燃料の保管状況	1	1	-
	環境放射能測定結果	45	45	-
	周辺環境放射能測定結果報告書	91	87	-
	発電所の定期検査(燃料取替えを含 む。)の実施結果	123	133	-
	原子炉を起動し、及び停止したときの 連絡事項	24	16	-
	発電機を並列し、及び解列したときの 連絡事項			
(新潟県)	運転保守状況	-	-	64
	使用済燃料の保管状況	-	-	1
	放射性廃棄物の管理状況	-	-	13
	放射線業務従事者の線量管理状況	-	-	11
	周辺環境放射線監視調査結果速報	-	-	36
	周辺環境放射線監視調査結果報告書	-	-	86
	定期検査(燃料取替を含む)及び定期 事業者検査の実施結果	-	-	54
	計画的な原子炉の起動、停止及び出力 変化並びに計画的な発電機の並列及び 解列	-	-	28
電気事業法に基づく検査記録(単位:件)	697	477	832	2006
定期検査	261	165	304	
定期事業者検査	331	253	439	
使用前検査	23	27	42	
溶接事業者検査	82	32	47	

【調査のポイント】
 実用炉則に基づく記録、実用炉則に基づく定期報告書、安全協定に基づく定期報告書および電気事業法に基づく検査記録において、改ざん等の問題がないかを調査する。

【ステップ1】
 調査範囲の記録、定期報告書および検査記録に記載のデータにおいて、データに対する条件・制限の有無等を参考に、調査対象データを選定。

【ステップ2】
 選定した調査対象データについて、以下の方法等により調査し、記載事項が適正か否か確認。
 台帳等に記載されている元データとの照合、または、工事報告書等に記載されている他の記録のデータの確認を行い、調査対象データが適正であることを確認する¹。



1：選定した調査対象の調査方法は下表の通り

調査対象	調査方法
実用炉則第7条に定める記録	記載のデータについて、台帳等の元データとの照合を行い、調査対象データが適正であることを確認する。 不適正でないものについては、改ざんの可能性の有無を確認する。
実用炉則に定める定期報告書	記載のデータについて、台帳等の元データとの照合を行い、調査対象データが適正であることを確認する。 不適正でないものについては、改ざんの可能性の有無を確認する。
安全協定に基づく定期報告書	記載のデータについて、台帳等の元データとの照合を行い、調査対象データが適正であることを確認する。 不適正でないものについては、改ざんの可能性の有無を確認する。
電気事業法に基づく検査記録	検査記録に記載されているデータ（数値、状態）について、工事報告書等の他の記録データの確認を行い、調査対象データが適正であることを確認する。 不適正でないものについては、改ざんの可能性の有無を確認する。

図 - 6 記録・定期報告書・検査記録に関する調査フロー

2.3 法令に基づく申請手続きの不備に関する調査

2.3.1 調査範囲

当社の原子力発電設備は、平成 15 年 2 月 28 日付「原子力施設に係る自主点検作業の適切性確保に関する総点検最終報告書」のなかで、主要設備の点検作業や改良工事に関する調査を行い、主要設備に関して手続きの不備やデータ改ざんの有無を確認し、手続きの不備は発見されなかった。また、総点検以降については、平成 15 年の品質保証システムの導入により手続きの不備が発生する可能性は低いと考えられる。

しかしながら、水力発電設備にて工事計画（認可・届出）手続き不備事象が発生していること等を踏まえ、電気事業法・原子炉等規制法に基づき申請する手続きの内、電気工作物の工事に関する「工事計画（認可・届出）」、「設置（変更）許可」、「溶接安全管理審査」を対象とし、手続きの適切性を、手続き不備調査チームが確認した^{注3}。

なお、上記調査では、期間、対象を限定したものとなることから、これを補完する目的で可能な限り過去に遡り、広範囲かつ網羅的に調査を行えるよう、聞き取り等による改ざんの調査（2.4 参照）を活用した。

- 注3；手続き不備の調査にあたり、調査の対象とした手続きは以下のとおり。
- ・工事計画（認可・届出）については、電気工作物の修理・改造を実施した全ての工事を対象とした。
 - ・設置（変更）許可申請については、詳細設計である工事計画（認可・届出）が適切に実施されていれば、設置（変更）許可申請の見落としはないと考えられることから、工事計画（認可・届出）に不備が発見された場合について、調査対象とした。
 - ・溶接安全管理審査については、総点検にて問題が無いことを確認し、その後、品質保証システムを取り込み、保安検査においても確認を受けていることから手続きの不備は無いと考えられるものの、総点検以降で主配管の管種区分の取違い等の品質に係わる重大な不適合が発生していることを踏まえ、品質に係わる重大な不適合（品質管理上重要な不適合であって、溶接再施工を要することとなったもの）を発生させた溶接施工業者および溶接検査取扱部門（以降、溶接施工業者という）を調査対象とした。

2.3.2 調査方法

電気工作物の修理・改造等を実施した全発電所の全工事について、承認書管理台帳、予算管理台帳、工事報告書、承認書、燃料設計図書等を抽出し、確認することにより、法令に基づく手続きの不備の有無を調査した。

なお、溶接安全管理審査については、法定溶接事業者検査計画書の記載内容の不備についても調査した。

具体的には、工事計画（認可・届出）・設置（変更）許可申請については図 - 7 の調査フローに従い、溶接安全管理審査については図 - 8 の調査フローに従い調査を行った。

また、品質保証部門（本店は品質保証 G、各発電所は品質・安全部）が第三者的立場から、調査要領、調査実施状況および調査結果の適切性について確認を行った。

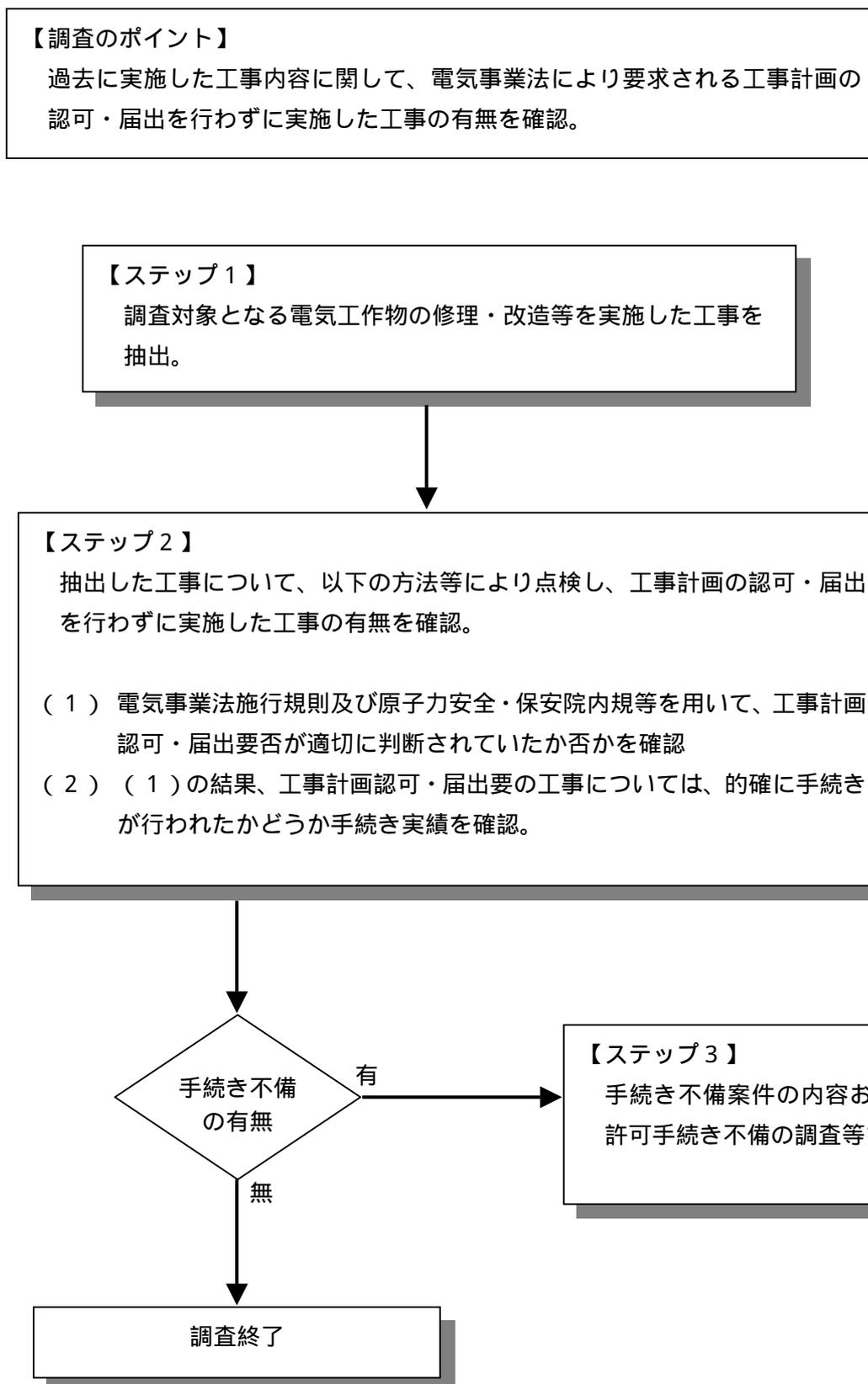


図 - 7 工事計画 認可・届出調査フロー

【調査のポイント】

過去に実施した工事内容に関して、溶接安全管理審査（以降、溶検という）を実施する必要があったにも拘わらず、検査を実施していなかった等の溶検に係る手続き不備案件の有無を確認。

【ステップ1】

調査対象となる溶接施工業者の工事を抽出。

（株）東芝 京浜事業所

（株）日立製作所 日立エンジニアリング・アンド・サービス

【ステップ2】

抽出した工事について、以下の方法等により点検し、溶検に係る手続き不備案件の有無を確認。

- （1）電気事業法施行規則等を用いて、溶検の要否が適切に判断されていたか否かを確認。
- （2）溶検計画書の内容について、重要項目（最高使用温度・圧力・機器区分・放射能濃度）に誤りがなかったか否かを確認。



【ステップ3】

手続き不備案件の内容調査等
を実施。

調査終了

図 - 8 溶接安全管理審査調査フロー

2.4 検査等の適切性に関する調査

2.4.1 社員に対する聞き取り等による調査

(1) 調査範囲

グループ討論・聞き取り調査等により、平成14年8月以降については、全ての法定検査を対象とし、また、平成14年8月以前については、可能な限り過去に遡り、データ処理における改ざん等の有無について調査した。

(2) 調査方法

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。調査フローを図-9に示す。

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およ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)

これらによって、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洗い出した。

さらに、上記の洗い出し項目を意識付け、思い出しの一助として活用し、積極的な記憶の掘り起こしを行いながら、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)を対象に、グループ討論を実施した。(平成14年8月以降のデータ改ざん、必要な手続きの不備等の調査を中心)

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ー資料)を調査した。

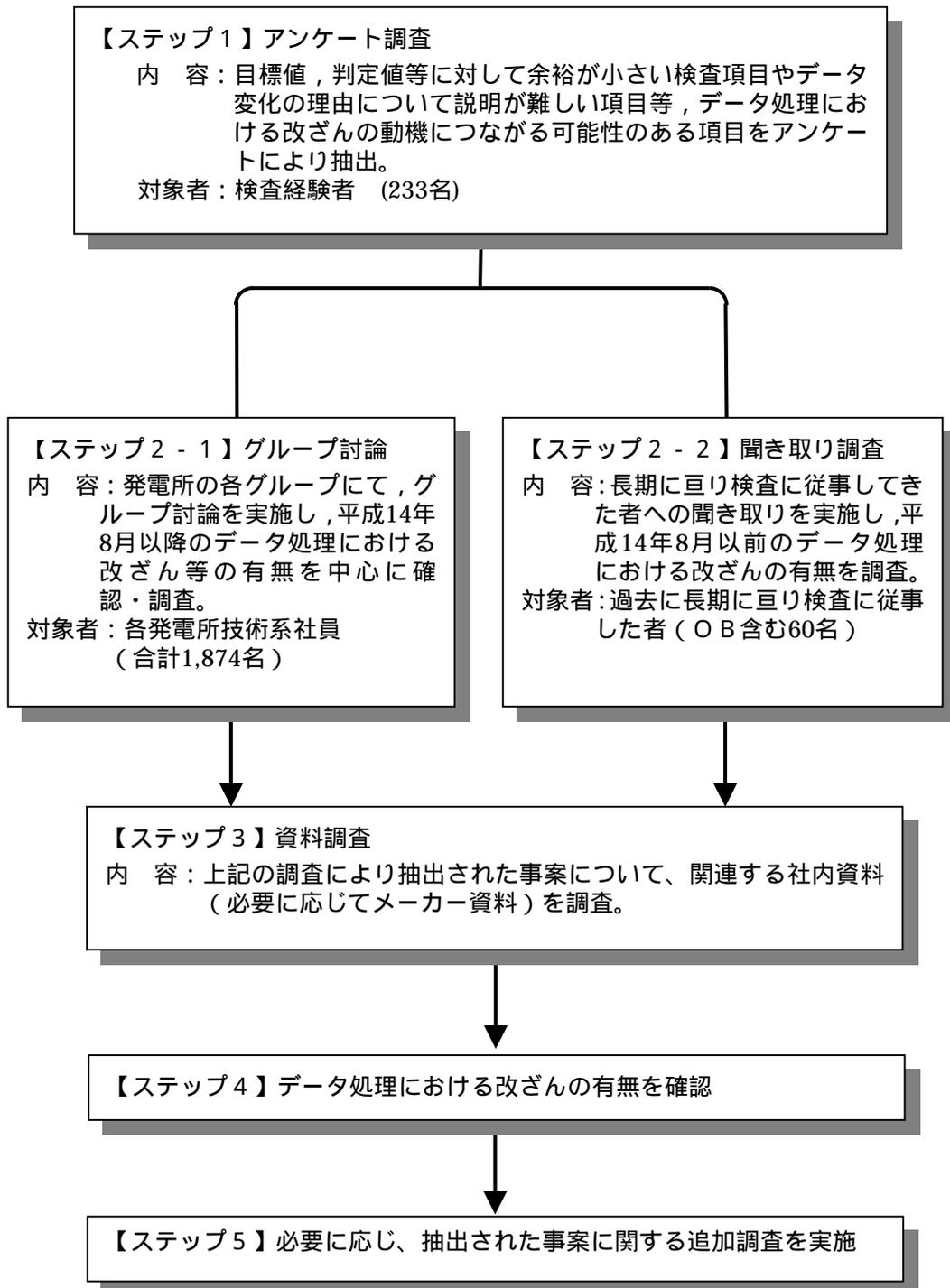


図 - 9 聞き取り等によるデータ処理における改ざんの洗い出し調査フロー

2.4.2 社員に対する聞き取り等による追加調査

(1) 調査範囲

平成19年1月31日付「当社発電設備に関し、電気事業法および核原料物質、核燃料物質および原子炉の規制に関する法律に基づく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報告」で報告した法定検査に係るデータ改ざん7事案(2.6で後述する表-2の原～の事案)と、法定検査以外のデータ改ざん4事案(2.6で後述する表-3の原～の事案)の11事案(以下、「11事案」という。)について、念のため他の発電所においても同様の改ざんが行われていないか確認するため、再度、グループ討議を開催し、メンバーへの再確認を実施するとともに、書類調査・点検記録等の確認を行った。

また、長期にわたり検査に従事し、検査制度について豊富な知識を有する者に対しても、念のため同様の改ざんが行われていないか、再度、聞き取り調査を実施した。

(2) 調査方法

方法	対象	人数
グループ討議での確認	検査に従事する3発電所技術系社員1,874人のうち、11事案に係る法定検査に係るグループ(運転、技術、保全各グループ)メンバー	769名
聞き取り調査	3発電所の長期にわたり検査に従事し、検査制度について豊富な知識を有する者	45名
書類調査	上記グループ討議の結果、改ざんの疑いがある事案	-

2.4.3 データ改ざん等に係る事実関係の調査

聞き取り調査等により抽出された事案について、これら事案の事実関係および原因を明らかにし、また、類似事象の有無について確認するため、関係者・社員およびメーカー・協力企業に対して、以下の方法により追加調査を実施した。

(1) 関係者に対する聞き取り調査

聞き取り調査は、本店および発電所にて面接する方法で行った。

聞き取り調査対象者の選定にあたっては、各事案の改ざんが行われた時期に、当該検査の受検担当部署(検査実施部署)・保全担当部署・設備運用部署(当直)に所属していた社員、OB、ならびに協力企業の社員を対象とした(聞き取り対象者は、社員・OBについては延べ502名、メーカー・協力企業については後述)。

各事案についての個別の聞き取り調査は、客観性を担保する観点から、事実調査・対策検討チームのうち原子力品質監査部の者が担当するとともに、原則として本店原子力技術・品質安全部および当該原子力発電所品質・安全部の者が技術サポートとして立ち会った。さらに、重大な事案の聞き取りあたっては、弁護士が立ち会った。

また、聞き取り対象者に対して個別の聞き取り調査時に、他の類似の改ざんの有無についても、再度確認を行った。

なお、「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けるデータ処理の改ざん（柏崎刈羽1号機）」、「原子炉停止操作における原子炉スクラムの隠ぺい（福島第二1号機，柏崎刈羽1号機）」および「定期検査停止中の制御棒引き抜けに伴う原子炉臨界事象（福島第一3号機）」については、重大な事案であるとの観点から、公正かつ中立な立場から客観的に調査・解明するため、社外の弁護士5名からなる社外弁護士調査団に調査を依頼し、当該弁護士調査団主導で調査を実施した。

（2）関連資料の調査

聞き取り調査の結果を裏付けないし補完するため、社内に保管している定期検査関係資料の中から関連資料を調査し、その内容を事実調査・対策検討チームが確認した。

なお、資料調査の結果によっては、必要に応じ、同一人物に複数回にわたり聞き取りを実施した。

2.4.4 メーカー・協力企業に対する聞き取り調査等

法定検査に係るデータ処理の改ざん等、類似事象の有無について確認するため、定期検査工事の主な請負工事先であるメーカーおよび協力企業に依頼し、以下の方法により追加調査を実施した。

（a）メーカー・協力企業に対する聞き取り調査

（1）調査範囲

定期検査工事の主な請負工事先であるメーカーおよび協力企業に依頼し、各社の中で聞き取り調査を実施した。

調査対象企業：(株)東芝、(株)日立製作所、東電工業(株)、(株)東京エネシス、(株)関電工、東電環境エンジニアリング(株)、岡野バルブ製造(株)

調査対象期間：可能な限り遡って調査を実施

調査対象者：現場代理人、主任技術者、工事責任者、検査責任者 等

(2) 調査方法

メーカー、協力企業各社で聞き取り調査体制を設置し、以下の調査を当社よりメーカー・協力企業各社に依頼して実施した。なお、協力企業各社については、第三者的な位置付けで当社社員が立会い、聞き取り内容を確認した。

聞き取り内容

法定検査に係るデータ改ざん7事案(2.6で後述する表-2の原～の事案)を事例として、機能・性能に係る法定検査において検査妨害に類似するものがあったか以下の質問事項により聞き取り調査を実施した。

< 聞き取りの際の質問事項 >

- ・ 柏崎刈羽原子力発電所1号機の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中間ループポンプ(A)の電動機が故障し運転できない状態であるにもかかわらず、検査が実施された。機能を確認する法定検査において、検査妨害に類似することを東京電力(株)から依頼された経験または記憶はあるか?
- ・ 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)検査検査対象：主蒸気流量性能等を確認する法定検査において、検査妨害に類似することを東京電力(株)から依頼された経験または記憶はあるか?
- ・ 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ていた。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。このような法定検査において、検査妨害に類似することを東京電力から依頼された経験または記憶はあるか?

聞き取り対象者および対象期間

可能な限り過去に遡る調査を行うため、メーカー・協力企業各社の現場代理人、主任技術者等の在籍者リストを作成し、広範な期間をカバーするように対象者を選定して、各社の体制の中で聞き取り調査を実施した。

実施者数は以下のとおり。

(株)東芝：12名、 (株)日立製作所：11名、 東電工業(株)：8名、
(株)東京エネシス：6名、 (株)関電工：11名
東電環境エンジニアリング(株)：12名、 岡野バルブ製造(株)：10名
7社合計：70名

(b) メーカーへのアンケート調査

過去に当社の原子力関係業務に携ったメーカー関係者として、設計・プロジェクト部門においては承認権限を有する主任技師以上、現地（製造，品質保証）は指導員クラス以上の者を対象とし、聞き取り調査の時と同じ質問事項で、電子メール等によりアンケート調査を実施した。

アンケート実施企業：(株)東芝、(株)日立製作所

アンケート対象期間：可能な限り遡って調査を実施

アンケート対象者：(株)東芝：633名、 (株)日立製作所：1,180名、

2.4.5 社内技術検討資料の書類調査

柏崎刈羽原子力発電所 1,4号機において復水器出口海水温度データ改ざんが行われ、同事象が、社内の技術検討をする会議において審議されていたにもかかわらず、是正できなかったことに鑑み、同様な事案が他にないかを確認するため、社内技術検討において改ざん等の不適切な取り扱いが行われていないかを書類調査した。

(1) 調査範囲

社内技術検討資料として、社外対応方針を決定する下記の委員会資料を初回以降、現有するもの全て(平成19年1月31日まで)を点検対象とした。

本店：保安委員会(会議回数:約140回 審議事項総数:約470件)

3原子力発電所合計:保安運営委員会(会議回数:約560回 審議事項総数:約1,900件)

信頼性向上委員会(会議回数:約600回 審議事項総数:約3,220件)

(2) 調査方法

委員会資料の中から、数値や判断を取り扱ったものを抽出し、改ざん等の記載の有無を確認した。特に数値や判断について技術的な妥当性を確認した。

2.4.6 スクラム類似事案調査

定期検査開始のためのプラント停止操作における原子炉スクラム(自動停止)事象

(福島第二原子力発電所1号機および柏崎刈羽原子力発電所1号機)の類似事案の有無について、可能な限り遡って、主に運転記録類を対象に調査を実施した。

2.4.7 プラント停止中の臨界事象に関する調査

北陸電力志賀原子力発電所1号機の臨界事象の水平展開として、プラント停止中の制御棒引き抜けに伴い予期せぬ臨界が発生していなかったかについて調査を実施した。

運転員を対象とする聞き取り調査：3サイト合計481人

発電所員を対象とするアンケート調査：1,208人(福島第一原子力発電所のみ実施)

メーカーを対象とするアンケート調査：

原子力プロジェクト経験者、制御棒駆動水圧系システム設計者、試運転経験者
2社 合計191人

2.5 平成14年における総点検において確認できなかった原因の調査

2.5.1 調査範囲

当社が平成14年度に実施した総点検において、今回の改ざん事案がなぜ当時確認できなかったのか、また総点検において確認されなかった改ざん事案がなぜ今回明らかになったのかについて調査した。

2.5.2 調査方法

(1) 平成14年度の総点検の実施内容に対する調査

当時の総点検の結果として、原子力安全・保安院からの指示に基づいて提出した以下の報告書類を中心に、当時確認した資料を改めて調査した。

「原子力施設にかかる自主点検作業の適切性確保に関する総点検中間報告書」
(平成14年11月15日)

「原子力施設にかかる自主点検作業の適切性確保に関する総点検最終報告書」
(平成15年2月28日)

(2) 今回確認された改ざん事案に係る関係者への聞き取り調査

平成14年度の総点検において確認されなかった改ざん事案が、今回明らかになった原因を究明するために、改ざん事案に係る関係者に対して、今回言い出すことができた理由等について聞き取り調査を行った。

2.6 調査結果

2.6.1 計器・プロセス計算機等のデータ処理に関する調査結果

法定検査の検査成績書、検査記録に記載されたデータ処理をした値について、当該

処理が適正であるか否か点検を行った結果、適正でない案件が7件あったが、データ処理の改ざんの可能性のあるものは確認されなかった。

また、計器・プロセス計算機等に対する同様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、計器の適切性については、計器点検計画書に基づき、別途点検を継続していく。

2.6.2 法令・安全協定等に基づく記録に関する調査結果

実用炉則に定める記録、実用炉則に定める定期報告書、安全協定に基づく定期報告書および電気事業法に基づく検査記録について、現時点における改ざん等の有無を調査した結果、法令・安全協定等に基づく記録について、改ざん等は確認されなかった。

2.6.3 法令に基づく申請手続きの不備に関する調査結果

工事計画（認可・届出）について手続き不備の有無を調査した結果、手続き不備となるものは確認されなかった。なお、工事計画（認可・届出）に手続き不備がなかったことから、設置（変更）許可申請の手続き不備はないと判断した。

	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	合計
調査対象工事件数	3,112	2,616	1,689	7,414
工事計画（認可・届出）対象工事件数	77	62	74	213
手続き不備件数	0	0	0	0

溶接安全管理審査について手続き不備の有無を調査した結果、誤記はあったものの手続き不備となるものは確認されなかった。

	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	合計
調査対象工事件数	637	322	290	1,249
溶接施工工事件数	147	70	87	304
溶検申請対象 工事件数	69	27	31	127
手続き不備件数	0	0	0	0
誤記* 1	17	7	4	28

* 1 : 溶接検査計画書に誤記はあったが、影響評価を行った結果、その成立性を否定するものはなかった。

なお、上記 2.6.1 から 2.6.3 の調査結果において、次に示すような誤記・転記ミス等が 112 件確認された。これらについては、不適合管理システムを活用し、今後、業務品質の改善を図っていくこととした。

- ・原子力発電所周辺環境放射能測定結果報告書参考資料の最大風速値の転記ミス
- ・溶接事業者検査計画書に関する、湿分分離器等の放射性物質の濃度などの誤記

等

2.6.4 検査等の適切性に関する調査結果

上記 2.6.1 から 2.6.3 までの調査では、データ改ざんは確認されなかったが、これを補足するために検査等の適切性に関する聞き取り調査を行った。その結果、メーカー・協力企業に対する聞き取り調査および社内技術検討資料調査では改ざん等は確認されなかったが、社員への聞き取り等による調査では法定検査に係る改ざんおよび法定検査以外の改ざんが確認された。

(1) 法定検査に係るデータ処理における改ざん事案について

調査の結果、法定検査に係るデータ処理における改ざんとして、表 - 2 の原 からの 8 事案が確認された。また、表 - 2 の原 の事案については、検査等の適切性に関する調査の着手前に確認されたものであり、平成 19 年 1 月 10 日に原子力安全・保安院に報告している。

これら 9 事案については、いずれも平成 14 年 8 月以前に行われたものであった。ただし、福島第一 1 号機における「蒸気タービン性能検査等におけるデータ処理の改ざん（復水器出入口海水温度データの改ざん）」については、プロセス計算機のプログラム上の改ざんに気付かず、修正措置が実施されなかったため、平成 14 年 8 月以降もデータ改ざんされた状態が継続していた。

表 - 2 法定検査に係るデータ処理における改ざんの調査結果

No	法定検査（事案名）	ユニット	時期	報告の実施	備考
原 -a	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けるデータ処理の改ざん	柏崎刈羽 1号機	平成4年5月	報告済み (H19.3.1)	弁護士調査団 による調査を 実施
原 -b	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けるデータ処理の改ざん	福島第一 1～6号機	昭和54年6月～ 平成14年4月	報告済み (H19.3.1)	
		柏崎刈羽 3号機	平成6年11月	報告済み (H19.3.1)	
原	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）におけるデータ処理の改ざん	福島第一 1～6号機	昭和52年10月～ 平成14年3月	報告済み (H19.3.1)	
		福島第二 1～3号機	平成2年1月～ 平成14年8月	報告済み (H19.3.1)	
原	安全保護系設定値確認検査におけるデータ処理の改ざん	福島第一 1号機	昭和54年2月～ 平成10年5月	報告済み (H19.3.1)	
原	安全保護系保護検出要素性能（校正）検査におけるデータ処理の改ざん		昭和56年11月～ 平成10年5月	報告済み (H19.3.1)	
原	主蒸気隔離弁漏えい率検査（停止後）におけるデータ処理の改ざん	柏崎刈羽 1～3号機	平成6年9月～ 平成10年10月	報告済み (H19.3.1)	
原	蒸気タービン性能検査（タービン過速度トリップ検査）におけるデータ処理の改ざん	柏崎刈羽 7号機	平成13年3月	報告済み (H19.3.1)	
原	原子炉停止余裕検査における検査要領書の手続き不備	福島第一 2号機	平成12年9月	報告済み (H19.3.1)	
原	蒸気タービン性能検査（組立状況検査）におけるデータ処理の改ざん	柏崎刈羽 7号機	平成13年3月	報告済み (H19.3.1)	追加調査（関係者に対する聞き取り）により 判明
原	蒸気タービン性能検査等におけるデータ処理の改ざん（復水器出入口海水温度データの改ざん）	福島第一 1号機	昭和60年11月～ 不明 昭和63年4月～ 平成18年12月	報告済み (H19.1.10)	平成18年12月13日 に是正済み

(2) 法定検査以外の改ざん事案について

調査の結果、法定検査以外の改ざんとして、表 - 3 の原 から の 8 事案が確認された。また、表 - 3 の原 、 の事案については、検査等の適切性に関する調査の着手前に確認されたものであり、平成 19 年 1 月 10 日に原子力安全・保安院に報告している。

これら 10 事案については、いずれも平成 14 年 8 月以前に行われたものであった。ただし、柏崎刈羽 1・4 号機における「復水器出口海水温度データの改ざん」については、温排水等漁業調査報告書作成箇所がプロセス計算機の海水温度データが改ざんされていることを認識していなかったため、平成 14 年 8 月以降もデータ改ざんされた状態が継続していた。

表 - 3 法定検査以外の改ざんの調査結果

No	確認された事案	ユニット	時期	報告の実施	備考
原	復水器出口海水温度データの改ざん	柏崎刈羽 1号機	平成6年11月 ～平成19年1月	報告済み (H19.1.10)	平成19年1月13日 に是正済み
		柏崎刈羽 4号機	平成14年2月 ～平成18年12月		平成18年12月1日 に是正済み
原	取放水口温度測定データの改ざん	福島第一 4号機	昭和59年～61年 平成1年～5年 平成6年～9年	報告済み (H19.1.10)	
原	排気筒放射性よう素濃度の不正な測定による社内検査記録のデータ改ざん	柏崎刈羽 (号機不明)	平成7年～ 平成9年頃	報告済み (H19.3.1)	
原	排気筒モニタコンピュータ処理の不正な上書きによる社内記録のデータ改ざん	柏崎刈羽 4号機	平成7年5月	報告済み (H19.3.1)	
原	運転日誌(社内記録)の熱出力の計算機打出し値の改ざん	柏崎刈羽 1号機	平成7年8月	報告済み (H19.3.1)	
原	ホイストクレーン定期自主検査記録の不適切な取り扱い	福島第一 6号機	平成10年	報告済み (H19.3.1)	
		福島第一 定検機材倉庫	平成13年	報告済み (H19.3.1)	
原 -a	定期検査開始のためのプラント停止操作における原子炉スクラム(自動停止)事象の隠ぺい	福島第二 1号機	昭和60年11月	報告済み (H19.3.1)	・1月31日の公表に触発されて上司に申告 ・弁護士調査団による調査を実施
		柏崎刈羽 1号機	平成4年2月	報告済み (H19.3.1)	・事実関係の調査(関係者に対する聞き取り)の過程で判明 ・弁護士調査団による調査を実施
原 -b	プラント起動時ドライウェル・インスペクション中の原子炉スクラム(自動停止)事象の隠ぺい	福島第一 2号機	昭和59年10月	今回報告	・弁護士の立会いによる関係者への聞き取り調査、事実認定についての確認を実施
原	HPCS-D/G 定例試験記録及び当直の引継ぎ日誌の改ざん	柏崎刈羽 3号機	平成7年7月	報告済み (H19.3.1)	・1月31日の公表に触発されて上司に申告
原	運転日誌(社内記録)等の熱出力の計算機打出し値の改ざん	福島第一 5号機	平成6年9月	報告済み (H19.3.1)	・追加調査(グループ会議)により判明
		福島第一 6号機	平成3年6月 ～平成10年6月	報告済み (H19.3.1)	
原	定期検査停止中の制御棒引き抜けに伴う原子炉臨界と運転日誌等の改ざん	福島第一 3号機	昭和53年11月	今回報告	・平成19年3月22日に公表済み ・弁護士調査団による調査を実施

事案 に関連して、原子炉起動停止中の自動停止、試運転や調整運転中の自動停止を含めて確認を行った結果、いくつかの事象が確認されたが、そのうち、福島第一2号機の起動時におけるドライウェルインスペクション中(臨界)における原子炉スクラム(昭和59年10月)について、改ざん等が認められた。当該事象以外については、改ざん等は確認されず、また、法令に基づく報告の観点からも問題のないことを確認した。

なお、事案 に関連して、定期検査中において、予期せず制御棒が引き抜かれた事象や挿入された事象が確認された(表 4)。これらは、いずれも改ざん等は確認されず、また、法令に基づく報告の観点からも問題のないものであったが、停止中の操作や安全処置の重要性等について、当時、他社を含めた十分な情報共有がなされていなかった反省にたち、調査結果を原子力施設情報公開ライブラリー(「ニューシア」)に登録していくこととした。

さらに、業務品質に関わる不適切なもの、あるいはこれに類するものとして、以下に示すような事例が確認された。これらについては、不適合管理システムを活用し、今後、業務品質の改善を図っていくこととした。

- ・発電電力量の記録作成時における的確さに欠ける数値記載
- ・固体廃棄物管理月報記載データを修正せず、過大に報告し続けた事例
- ・保安規定研修報告書の作成・承認に関する不適合
- ・所内蓄電池(バッテリー)の社内定例試験における温度測定の省略 等

表 - 4 制御棒引き抜け・挿入事象の調査結果

(1) 制御棒駆動系水圧制御ユニットの隔離操作に係る制御棒の引き抜け事象

プラント	発生日時	事象の概要	当時の対策	臨界の有無	改ざんの有無	公表状況
福島第一 5号機	昭和54年 2月12日	制御棒駆動系水圧制御ユニットの隔離作業を実施中、制御棒1本が28ポジションまで引抜けた。	1. 記録からは確認できなかったが、昭和56年4月における手順書には「数ヶのHCU隔離の場合は、系統流量を1ヶのHCUを隔離する毎に1L/minづつ絞ることまた可能ならばノンリターンよりリターンラインに変更することにより、系統の異常昇圧を防止できる」と記載されていることから、HCUを隔離する手順にCRDリターンラインを通水状態にした後、HCUを隔離するよう反映したと推定する。	無	無	H19.3.22 公表済み
福島第一 2号機	昭和55年 9月10日	制御棒駆動系水圧制御ユニットの隔離作業を実施中、制御棒1本が20ポジションまで引抜けた。	1. 記録からは確認できなかったが、昭和56年4月における手順書には「数ヶのHCU隔離の場合は、系統流量を1ヶのHCUを隔離する毎に1L/minづつ絞ることまた可能ならばノンリターンよりリターンラインに変更することにより、系統の異常昇圧を防止できる」と記載されていることから、HCUを隔離する手順にCRDリターンラインを通水状態にした後、HCUを隔離するよう反映したと推定する。	無	無	H19.3.22 公表済み
福島第二 3号機	平成5年 6月15日	制御棒駆動系がノンリターン運転のまま制御棒駆動系水圧制御ユニットの隔離作業を実施したため、制御棒2本が引抜けた(22ポジション、12ポジション)。	1. HCUを隔離する手順にCRDリターンラインを通水状態にした後、HCUを隔離するよう反映した。	無	無	H19.3.20 公表済み
柏崎刈羽 1号機	平成12年 4月7日	制御棒駆動系がノンリターン運転のまま制御棒駆動系水圧制御ユニットの隔離作業を実施したため、制御棒2本が引抜けた(24ポジション、10ポジション)。	1. CRDノンリターン運転において、どの程度のHCU隔離作業にてCR引き抜け事象が発生するかの調査をメーカーに依頼するとともに、当時の当直員に対し、CRDリターンラインの重要性について周知した。	無	無	H19.3.20 公表済み

(2) その他の不適合に係る制御棒の引き抜け事象

プラント	発生日時	事象の概要	当時の対策	臨界の有無	改ざんの有無	公表状況
柏崎刈羽 6号機	平成8年 6月10日	試運転中に安全処置を誤り、制御棒4本が128ステップ ¹ まで引抜けた。	1. 制御棒を動作させない処置を実施する場合は駆動電源ならびに制御電源の両方をOFF(安全処置の多重化)とすることとした。	無	無	新たに 確認
福島第一 4号機	平成10年 2月22日	原子炉压力容器耐圧試験中に逃がし安全弁が動作し、炉圧が低下するとともに制御棒34本が02ポジションまで引抜けた。	1. 安全処置復旧の際は、復旧後の影響についても十分に検討の上関係箇所協議してから実施するよう徹底した。 2. 逃し安全弁の制御電源の安全処置を実施する場合は、全ての逃し安全弁に共通の制御電源で実施せず、個々の逃し安全弁の制御電源で実施するよう手順書に反映した。 3. 原子炉圧力の急激な低下による制御棒引き抜け事象について、当直員を対象に事象の周知を行い、再発防止に努めた。	無	無	新たに 確認

(3) 制御棒駆動系水圧制御ユニットの隔離・復旧操作に係る制御棒の挿入事象

プラント	発生日時	事象の概要	当時の対策	臨界の有無	改ざんの有無	公表状況
福島第一 2号機	平成3年 11月18日	炉内から全燃料が取り出された状態で、制御棒駆動水圧制御ユニットを隔離状況から復旧する際に、制御棒駆動系がノンリターン運転のままであったため、全引き抜き中の制御棒5本が挿入(00ポジションが3本、18ポジション ² 、10ポジション)された。これに伴い制御棒駆動系に不具合が生じた。	<ol style="list-style-type: none"> 1. 当直員に対して当該事例を元にCRD系のノンリターンおよびリターン運転の概要説明やノンリターン運転状態でHCUの隔離または復旧操作を実施すると、制御棒が引き抜けまたは挿入される恐れがあることを教育した。 2. 事象発生当時、燃料が装荷されていない状態でCRD空気抜き作業を実施する場合は、保修方にてHCUの隔離および復旧操作を実施していたが、本事象以降当直員が実施することとした。 	無	無	新たに確認
柏崎刈羽 3号機	平成17年 4月16日	制御棒駆動系水圧制御ユニットを隔離状態から復旧する際に、制御棒駆動系がノンリターン運転のままであったため、制御棒17本が誤挿入され、制御棒状態表示が「??」となった。	<ol style="list-style-type: none"> 1. 当該号機を含め他号機へも全HCUを隔離する場合は「制御棒駆動水圧系(CRD)」をノンリターン運転からリターン運転(原子炉への戻りライン)に切替えることを周知した。 2. 現場で使用する「HCU全隔離許可書」と「隔離復旧操作チェックシート」に隔離時にはノンリターン運転からリターン運転(原子炉への戻りライン)に切替えることを注意事項として追加した。 3. 隔離操作手順書においてHCUの隔離前にリターン運転であることを確認するステップを追加した。 	無	無	H17.4 不適合事象として公表済み
福島第一 2号機	平成17年 5月24日	制御棒駆動系水圧制御ユニットを隔離状態から復旧する際に、制御棒駆動系がノンリターン運転のままであったため、制御棒8本が誤挿入され、制御棒状態表示が「??」となった。	<ol style="list-style-type: none"> 1. 手順書に、HCUを隔離・復旧する際の注意事項を明記した。 2. CRD系の運転状態(「ノンリターン運転」/「リターン運転」)を中操のパネルに表示することとした。 	無	無	H17.4 不適合事象として公表済み

1 ABWRでは、全引抜は200ステップ

2 BWRでは、全引抜は48ポジション

2.6.5 平成 14 年における総点検において確認できなかった原因の調査結果

(1) 平成 14 年度の総点検の実施内容に対する調査結果

平成 14 年度の総点検は、原子力発電所の不祥事を踏まえ、調査範囲を原子炉本体を中心に点検や工事を主体に設定し、期間についても重要度により区分を設けて実施した。また、調査の方法も、当社保有の検査成績書、工事報告書および施工会社保有の工事報告書、工事記録間の整合を確認するという方法を中心に行った。この間、第三者機関による点検過程、点検結果の確認も行い、大掛かり（約 5 ヶ月、約 796 万ページの報告書類、約 14,800 人日の労力）で厳格な点検を実施した。しかし、今回確認された事案については、書類上の不備や問題となる不整合がなかったり、または調査対象になっていなかったことが原因で、当時の総点検では改ざんを摘出するには至らなかった。（表 - 5, 6 参照）

(2) 今回確認された改ざん事案に係る関係者への聞き取り調査結果

総点検を実施した平成 14 年度当時は、改ざん事案を自ら言い出す雰囲気や社会に対して会社の不利な情報を積極的に出していくという雰囲気はなかったことが、今回の聞き取り調査から認められた。

その後、不祥事を踏まえ、再発防止対策として「4 つの約束」を示し、全社を挙げて取り組んできた。これにより、企業倫理遵守（ルールの遵守、誠実な行動、オープンなコミュニケーション）や品質保証についての意識の浸透や仕組みの定着など、社内風土や社員の意識の面でも変化が出てきたことも、事案を摘出することができたひとつの要因と考えられる。今回の聞き取り調査でもこれを裏付ける発言が多々みられた。

今回聞き取り調査を実施する中で、表 - 6 の原 - b の福島第一における事案について、平成 14 年度当時に話をしたとする者があった。当時調査は行ったものの、今回の調査で改ざんを確認するに至った資料を見い出せず、改ざんの実を確認することができなかったもので、平成 14 年度当時の調査は不十分であったと考えている。

(3) 今回の調査の特徴と総合的な評価

平成 14 年度当時とは社内風土が変化している中で、今回、検査経験者（233 名）にアンケートを行って改ざんの可能性のある項目を抽出し、検査に従事している所員（1,874 名；技術系所員の約 9 割）を対象としたグループ討論や長期にわたり検査に従事してきた者（OB も含む 60 名）への聞き取りという、踏み込んだ事実確認作業を実施した。これらがきっかけとなり、過去のデータ改ざんについて自発的な発言が引き出され、これに基づいて、平成 14 年度当時に調査対象でなかった社内資料を詳細に調査したことが、事案を摘出するに至った原因であると考えられる。

表 - 5 平成 14 年度の総点検と今回の調査の比較

	平成 14 年度の総点検	今回の調査	比較結果
対象設備	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉本体に係る設備（炉内構造物、原子炉再循環配管等）、その他設備（発電機、ホイストクレーン等を除く） 格納容器漏えい率検査 	<ul style="list-style-type: none"> 全ての設備（計器・プロセス計算機を含む） 	<ul style="list-style-type: none"> 平成 14 年度の総点検は設備の一部を除いた。 今回は設備を限定せず。
対象期間	<ul style="list-style-type: none"> 原子炉本体に係る設備については昭和 63 年～平成 14 年の 14 年間、その他設備については至近の本格点検までに限定。 漏えい率検査については直近の検査記録*に限定。 	<ul style="list-style-type: none"> 期間を限定せず可能な限り過去にさかのぼった。 	<ul style="list-style-type: none"> 平成 14 年度の総点検は、原子炉本体に係る設備（炉内構造物等）については過去 14 年その他は至近に限定。 今回は期間を限定せず可能な限り過去にさかのぼった。
調査方法	<ul style="list-style-type: none"> 当社保有の検査成績書、工事報告書、工事施工会社保有の工事報告書等の整合性等の確認。 不整合、疑義が摘出された場合に関連書類の詳細調査、関係者への聞き取りを実施し、改ざんの有無を確認。 	<ul style="list-style-type: none"> 社員へのアンケート（検査経験者 233 名）、グループ討論（検査従事者 1,874 名；技術系所員の約 9 割）聞き取り（長期検査従事者、OB を含む 60 名）という、踏み込んだ事実確認作業を実施。 これをきっかけに自発的な発言があり、これに基づく社内資料を詳細に調査することにより、改ざん事案を確認。 更には社内追加調査（グループ討論 769 名、聞き取り 45 名）やメーカー、協力企業への調査（アンケート 2 社 1,813 名、聞き取り 7 社 70 名）等を実施。 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、改ざんの有無を調査。 	<ul style="list-style-type: none"> 平成 14 年度の総点検は検査成績書、工事報告書等の記録類の整合性確認が中心。 今回は、体系的で広範囲なアンケート・グループ討論・聞き取りを行い、これに基づく社内資料を詳細に調査。

*：「原子炉格納容器漏えい率検査に関する報告徴収について」（平成 14・09・30 原第 3 号/平成 14・10・24 原第 7 号）で対応

表 - 6 法定検査に係る 9 事案に対する平成 14 年度の総点検の実施内容に関する調査結果

No	検査名	ユニット	時期	平成 14 年度の総点検の調査結果				今回の調査で改ざん事案を確認するに至った記録類の名称
				工事報告書	検査成績書	今回の調査で改ざん事案を確認するに至った記録類	調査対象記録類による改ざん事案摘出の可能性	
原 - a	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	×		×	×	電動機の修理関連書類
原 - b		福島第一 1～6 号機	S54.6～S63.9	×	×	×	×	定期検査の準備資料等
			S63.9～H12	×		×	×	
			至近*1 (H13,H14)			×	×	
	柏崎刈羽 3 号機	H6.11	×		×	×		
原	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～S63.9	×	×	×	×	定期検査の準備資料等
			S63.9～H12	×		×	×	
			至近*1 (H13,H14)			×	×	
		福島第二 1～3 号機	H2.1～H12	×		×	×	
			至近*1 (H13,H14)			×	×	
原	安全保護系設定値	福島第一 1 号機	S54.2～H10.5	×	×	×	×	当時の計器点検記録等
原	安全保護系保護検出要素性能 (校正) 検査		S56.11～H10.5	×	×	×	×	
原	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			×	×	事前検査データの社内メモ
原	蒸気タービン性能検査 (タービン過速度トリップ検査)	柏崎刈羽 7 号機	H13.3			×	×	設備設計図書
原	原子炉停止余裕検査	福島第一 2 号機	H12.9	×		×	×	保修担当グループ保管技術資料
原	蒸気タービン性能検査 (組立状況検査)	柏崎刈羽 7 号機	H13.3			×	×	保修担当グループ保管技術資料
原	蒸気タービン性能検査等 (復水器出入口海水温度データの改ざん)	福島第一 1 号機	S60.11～H11	×	×	×	×	メーカーへの依頼文書等
			至近(H13)					

凡例；工事報告書、検査成績書の欄：調査を実施し、問題となる不整合や不備なし ×：調査対象外

今回の調査で改ざん事案を確認するに至った記録類の欄 ×：調査対象外

調査対象記録類による改ざん事案摘出の可能性の欄 ×：可能性なし

*1) 至近の定期検査を指し、H13 年または H14 年にあたる。福島第一 6 号機については、定期検査が H13,14 年と連続したため至近は H14 年のみ

3 事案の概要

3.1 法定検査に係るデータ改ざん事案の概要と原因

- 原 -a 柏崎刈羽原子力発電所 1 号機
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けるデータ処理の改ざん
- 原 -b 福島第一原子力発電所 1～6 号機、及び柏崎刈羽原子力発電所 3 号機
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けるデータ処理の改ざん
- 原 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
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）におけるデータ処理の改ざん
- 原 ・ 福島第一原子力発電所 1 号機
安全保護系設定値確認検査におけるデータ処理の改ざん
安全保護系保護検出要素性能（校正）検査におけるデータ処理の改ざん
- 原 柏崎刈羽原子力発電所 1～3 号機
主蒸気隔離弁漏えい率検査（停止後）におけるデータ処理の改ざん
- 原 柏崎刈羽原子力発電所 7 号機
蒸気タービン性能検査（タービン過速度トリップ検査）におけるデータ処理の改ざん
- 原 福島第一原子力発電所 2 号機
原子炉停止余裕検査における検査要領書の手続き不備
- 原 柏崎刈羽原子力発電所 7 号機
蒸気タービン性能検査（組立状況検査）におけるデータ処理の改ざん
- 原 福島第一原子力発電所 1 号機
蒸気タービン性能検査等におけるデータ処理の改ざん
（復水器出入口海水温度データの改ざん）

原 - a 柏崎刈羽原子力発電所 1号機

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けるデータ処理の改ざん

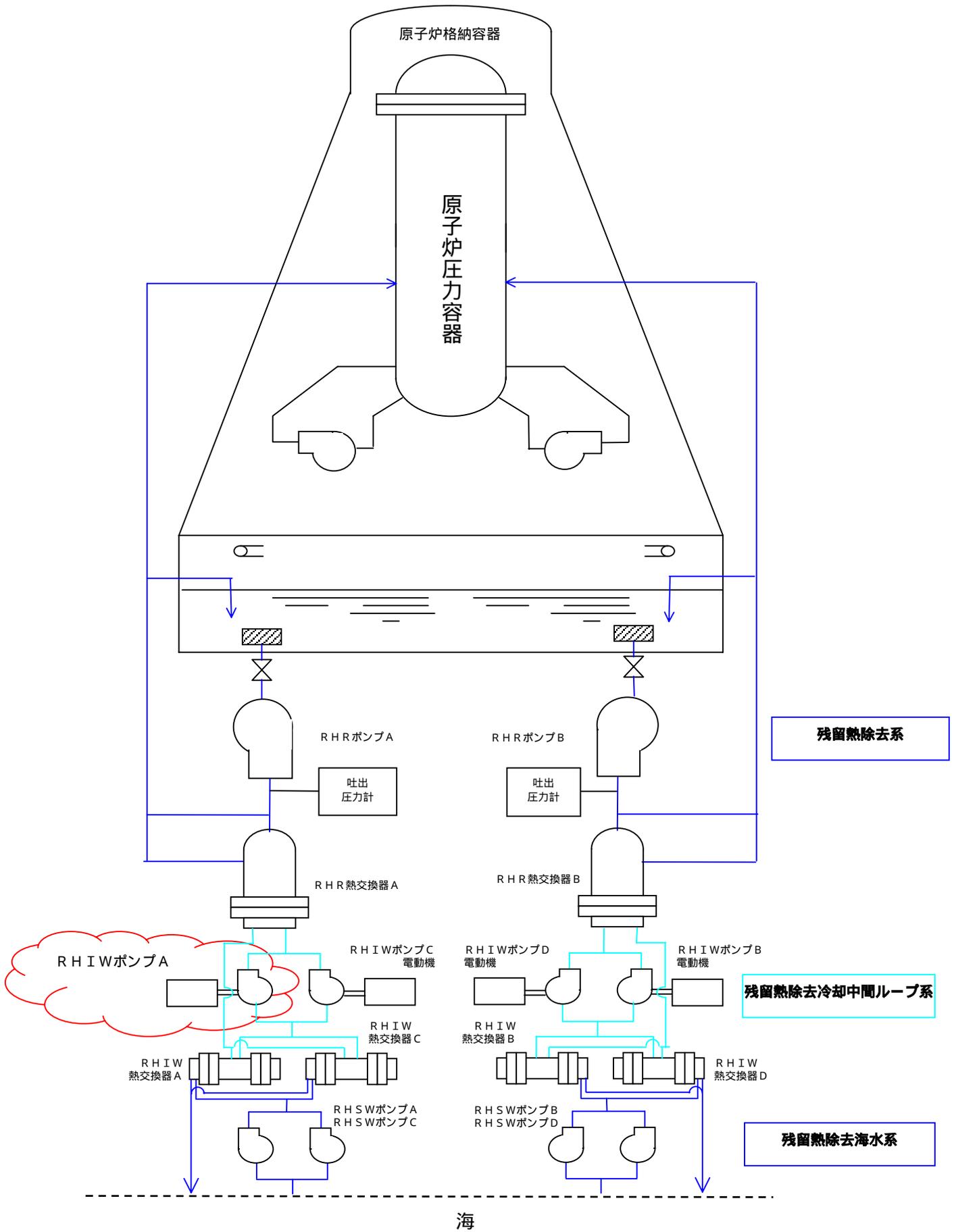
(1) 事案の概要

平成4年5月12日、柏崎刈羽原子力発電所1号機で実施された定期検査のうち「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の各機能検査」(以下「本検査」という。)について、検査予定日の前日に、検査対象の設備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、運転不能状態になったにもかかわらず、当該定期検査の検査スケジュールを遅延させずに、予定通り定期検査の受検を終えたいという動機から、同ポンプが正常に運転できる状態にあるかのように装って検査を受けようと企図し、翌日、同電動機の遮断器を「接続」位置から「試験」位置に切り替えることにより、同電動機が実際には起動していないにもかかわらず、中央制御室の表示灯にはこれが起動しているように表示されるよう操作して本検査を受検し、これにより、本検査に「良」の判定を得たものである。

(2) 検査の概要

本検査は、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、低圧注水系等)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およ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り、国の立会い検査である。

外部電源喪失信号および原子炉水位異常低信号等の発信時に、非常用ディーゼル発電機が必要な機器を所定の順序および時間内に負荷できること、また、非常用炉心冷却系のポンプ(残留熱除去系ポンプ等)が自動起動し、所定の圧力、流量のもとで運転できることを確認する。



原 - a 図 - 1 系統概略図

(3) 調査により認定された事実

本件については、当該定期検査の成立性に問題があり、事案が保安規定違反に係る重大な事案であることから、事実関係について公正、かつ中立的立場から客観的に調査、解明するため、調査および事実認定を外部の専門家である弁護士に委ねることとした。このため中込秀樹氏他四名の弁護士に依頼した。中込弁護士は他四名の弁護士と共に社外弁護士調査団を結成し、本件事案の事実関係の調査を実施した。調査結果の報告書を別紙に示す。

(4) 調査結果に対する当社の見解

上記(3)の調査結果に対する「当社の見解」は以下の通りである。

調査結果報告書(以下、「報告書」という)からは、本事案は二つの問題点に分けられる。一つは、当該定期検査においてRHIW(A)のポンプが機能していないにもかかわらず検査を偽装したこと、一つはRHIW(A)のポンプが機能していないにもかかわらず原子炉を起動させたことである。この二つの問題点に係る当社の見解を以下に示す。

a. 検査の偽装についての検討

報告書によれば、発電部長以下の関係者が協議の上、最終的には発電部長の判断により、代替機の調達を決断、これが起動できなかったことから、予定通り偽装行為を行って本件検査を受検し合格させたものである。

予定どおり原子炉を起動させるために、偽装が行われたとしているが、如何に工程を守ることが重要であっても、検査を偽装するという判断が行われた事は、誠に遺憾である。このように、最終的には発電部長が偽装を行うことを判断し、この判断を当時のスタッフが受け入れ、協働して偽装行為が行われた事に対して、当社は厳粛にこの事実を受け止め、反省する必要がある。

抽出された問題は以下の通りである。

- (a) 報告書では「定期検査の工程を厳守し、予定通り原子炉を起動・運転する事を重視する」という動機が記載されているが、如何にスケジュールを守ることが重要であっても、発電部長が、検査を偽装してまで守ろうとしたことが問題であった。平成14年の当社不祥事における問題点の整理において「法令等遵守の意識が十分に組織の隅々まで徹底されていなかった」ことが挙げられている。今回の事案はこれと共通であるが、指導的立場にある上位職が、法令を軽視した点が特に問題であった。(法令等の遵守)
- (b) 当時、国の検査は、現在のようにプロセスを確認する検査ではなく、定期検査としてその結果を確認する検査の合否を確認していたが、「定期検査の工

程」を守るため、偽装をしてまで検査を成立させたと考えられる。その背景には、検査を通して「社会に対して説明する」「その説明責任を果たす」という重要性が理解されず看過されてきた問題があるものと考えられる。(説明回避)

- (c) 発電部長が検査を偽装する判断を行った事に対して、所長を含め上位職に知らされていなかったことは管理上の問題があった。その背景には、部長、所長など高位職にある者の行動規範が明確に定められていなかった問題があったと考えられる。(上位職の行動規範)
- (d) 当時は発電部長が原子炉主任技術者を兼務し、原子炉主任技術者としての牽制機能を働かせることができなかつたことも問題であったと考えられる。(主任技術者の機能)

b. 原子炉の起動についての検討

RHIW(A)ポンプが機能しておらず、プラント設備が正常な状態ではないにもかかわらず起動が発電部長によって決断された背景には、「スケジュール通りに定期検査を終らせてプラントを起動する」ことが最大の関心事であったことが考えられる。また、保安規定を遵守せずにRHIW(A)ポンプ一台が機能しなくともスケジュール通り起動することが優先されたものである。本件は保安規定に抵触してまで工程を優先させたという点で、特に問題であり、反省する必要がある。

抽出された問題点は以下の通りである。

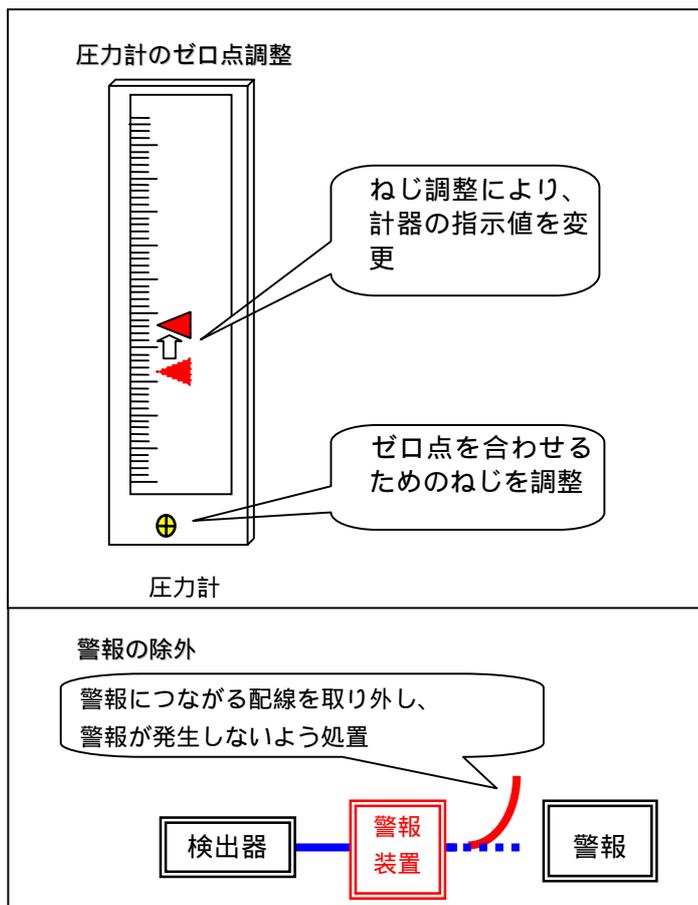
- (a) プラントを万全な状態で起動するという意識よりも、工程が優先されたことは、安全最優先の基本思想が理解されていなかったことを示すもので、安全文化が広く定着していなかったものと考えられる。平成14年の当社不祥事における問題点の整理においても、「安全に係る問題よりも電気の安定供給を優先した」「(自分達が考える)安全性さえ担保されていればいい」ということが挙げられ、安全文化の醸成・定着の問題として取り上げられていたが、これと共通するものである。しかしながら、今回の事案については、指導的立場にある発電部長が、検査を偽装するという判断を行ったことが特に問題であったと考えられる。(安全を最優先とする意識の不足)
- (b) 原子炉の安全を確保するため、保安規定は遵守されるべきである。今後は安全最優先を更に徹底するため、本事例を通して安全を守ることとはどういうことかを明確にし、周知すると共に、この遵守を徹底する事が重要である。(安全を最優先とする意識の不足)

**原 - b 福島第一原子力発電所 1～6号機、及び柏崎刈羽原子力発電所 3号機
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けるデータ処理の
改ざん**

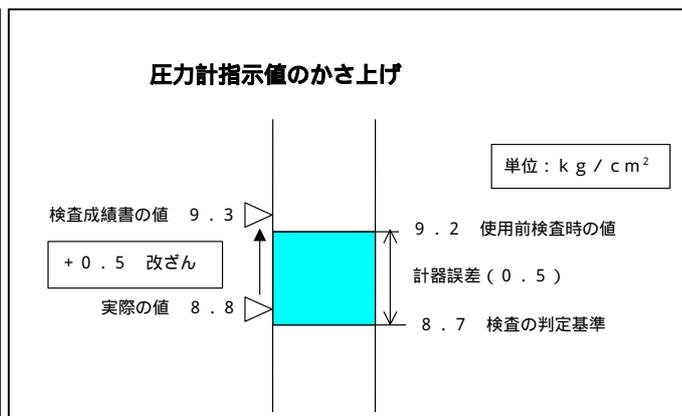
(1) 事案の概要

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（以下、「D/G・ECCS機能検査」という）のうち、非常用炉心冷却系ポンプの吐出・吸込圧力計について、十分な技術検討を行わずにゼロ点調整¹により指示値を上下させたり、検査の際に警報を除外したりする不適切な調整（図 - 1 (a)参照）による検査データの改ざんが行われた。（別添資料 - 1）

また、平成 6 年 11 月に、柏崎刈羽原子力発電所 3号機で実施した同検査において、残留熱除去系（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（図 - 1 (b)参照）による検査データの改ざんが行われた。（別添資料 - 1）



原 -b 図 - 1 (a) データ改ざん方法(福島第一原子力発電所)



原 -b 図 - 1 (b) データ改ざん方法(柏崎刈羽原子力発電所)

1: 原点（ゼロの位置）を調整するためのネジ等を利用して、指示針の位置を調整するもの。

(2) 検査の概要

本検査は、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、低圧注水系等）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およ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り、国の立ち合い検査である。

外部電源喪失信号および原子炉水位異常低信号等の発信時に、非常用ディーゼル発電機が必要な機器を所定の順序および時間内に負荷できること、また、非常用炉心冷却系のポンプ（RHRポンプ等）が自動起動し、所定の圧力、流量のもとで運転できることを確認する。

(3) 調査により認定された事実

(3) - 1 福島第一原子力発電所 1～6号機における改ざんについて

昭和54年6月から平成14年4月にかけてのD/G・ECCS機能検査において、受検担当部署である技術課（グループ）は、事前に関連データをチェックするとともに、中央制御室等の現場において、検査実施関係部署（計測制御課、当直等）の担当者（図-2参照）との間で、円滑に受検するための対応方法を協議した。その結果、技術課（グループ）の副長、主任の指揮のもと、必要な調整等を行うことが決定され、中央制御室ほか圧力計が据え付けられた現場において、関係部署の担当者が計器の調整等を行った。

改ざんの主なものは、D/G・ECCS機能検査の際に、ポンプの吐出・吸込圧力計（以下、「圧力計」という）を調整するというものであったが、一部で、検査の間、警報が鳴らないように配線を外し、警報装置を除外していた。

どの圧力計に対して、いつ、いかなる方法で、誰が改ざんを行ったかについては、対象となりうる圧力計の数や、検査の回数が多いことなどから、証言や残された関係資料においても、特定することはできなかった。

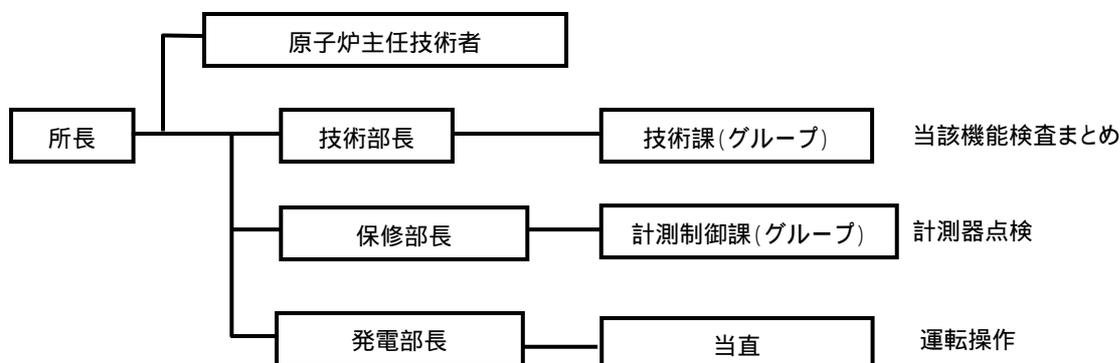
改ざんの方法については、手順書類には記載されていなかったが、毎回の定期検査に関する検査準備資料等にその記録が残されていたことから、技術課（グループ）の担当者は、これら前回までの定期検査資料を調べる中で把握したり、受検業務のベテランである上司（副長、主任）同僚、前任者から教えてもらうことにより受け継がれた。

改ざんの主たる動機は、過去に検査官から、前回計測値との違いなどについて細かく質問を受け、説明に苦慮した経験などから、検査官への説明を極力減らすことで検査を円滑に受検し、円滑に合格させたいというものであった。また、「誤差の範囲内」ならば、計器を調整することは問題ないと考えていたことや、計器指示値を調整することは通常の検査準備業務であり、調整することに対して心理的抵抗を感じなかったという事情もあった。

(3) - 2 柏崎刈羽原子力発電所 3号機における改ざんについて

平成6年11月に実施された柏崎刈羽原子力発電所3号機の第1回定期検査におけるD/G・ECCS機能検査において、技術課主導のもと、RHRポンプ（B）の現場吐

出圧力計、中央制御室吐出圧力計の指示をともに 0.5kg/cm^2 かさ上げすることによって改ざんし、検査終了後、元に戻したことが認められた。



原 -b 図 - 2 関係組織図

(4) 検査への影響

福島第一原子力発電所 1～6号機では、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日本工業規格 (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基準は「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、調整を行わなくても検査の判定基準は満足していた。

また、除外した警報装置は検査の判定に用いるものではなく、検査時の判断は現場の運転状態の確認によって行うことになっていた。

以上のことから、計器調整および警報除外は検査の結果に直接影響を与えるものではなかった。

柏崎刈羽原子力発電所 3号機についても同様に、当該ポンプの「吐出圧力 (kg/cm^2)」の判定基準は、「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」に対して、当該定期検査成績書の「測定値」は「 9.3 」と記載されていた。これにより、かさ上げをしなくても実際の吐出圧力は 8.8kg/cm^2 であり、判定基準の $8.7\text{kg/cm}^2 (=9.2 - 0.5)$ は満足しているため、圧力計のかさ上げは検査の結果に直接影響を与えるものではなかった。

(5) 保安規定上の問題

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いるが、その基準は上記定期検査と同様である。このため、上記「(4) 検査への影響」と同様に、これらの調整は定例試験結果に直接影響を与えるものではなく、保安規定に抵触するものではなかった。

(6) 安全に対する影響

非常用炉心冷却系の全てのポンプについては、調整の有無に係らず、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足している。このため、本件はプラントの安全性に影響を及ぼすものではなかった。

(7) 原因

調査結果より、データ改ざんが行われた原因として、以下が挙げられた。

a. 意識・企業風土の問題

- ・ 当時の受検担当部署に検査官への説明に苦慮した経験を踏まえ、「説明をできるだけ行いたくない」という思いがあった。(説明回避)
- ・ 通常の検査準備業務という意識で安易に圧力計の指示値を調整した。(法令等の遵守)
- ・ 当時の受検担当部署にとっては、検査を円滑に受検し、合格させたいと思っていた。(工程確保の優先)

b. 品質保証・組織運営上の問題

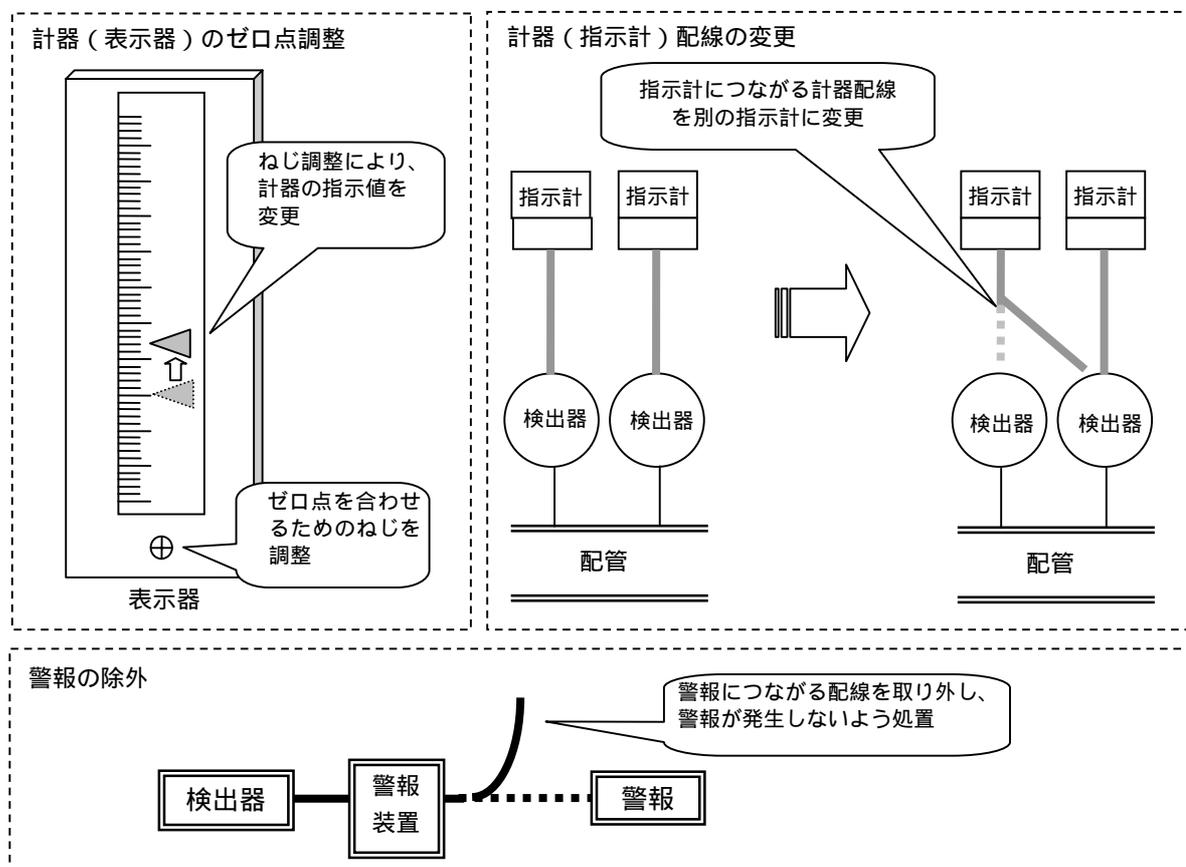
- ・ 圧力計の誤差範囲で指示値を調整することについて、通常の検査準備業務という意識があり、検査の準備プロセスが明確でなかった。(検査のプロセス)
- ・ 副長以下の判断で改ざんが行われた状況から、組織運営の管理者である課長(マネージャー)の関与が十分でなかった。(組織間・組織内の課題)

**原 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
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）におけるデータ処理の改ざん**

(1) 事案の概要

- ・ 昭和 52 年 10 月から平成 14 年 8 月にかけて、福島第一原子力発電所 1～6号機およ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、およ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。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。（検査の制限値に対するデータ改ざん内容を別添資料 - 2 に示す。また検査の目標値に対するデータ改ざんは多数の計器に対してなされていたため、その一例を別添資料 - 3 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号機の復水器出入口海水温度に関するデータ処理の改ざん（プロセス計算機のプログラム変更（補正項の入力等））が含まれている。

原点（ゼロの位置）を調整するためのネジ等を利用して、指示針の位置を調整するもの。



原 図 - 1 改ざんの概要（例）

(2) 検査の概要

総合負荷性能検査等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および各種パラメータが妥当な値であることを確認し、プラント全体およ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、国の立ち会い検査である。この検査の合格をもって、定期検査の終了や設備の供用開始となる。

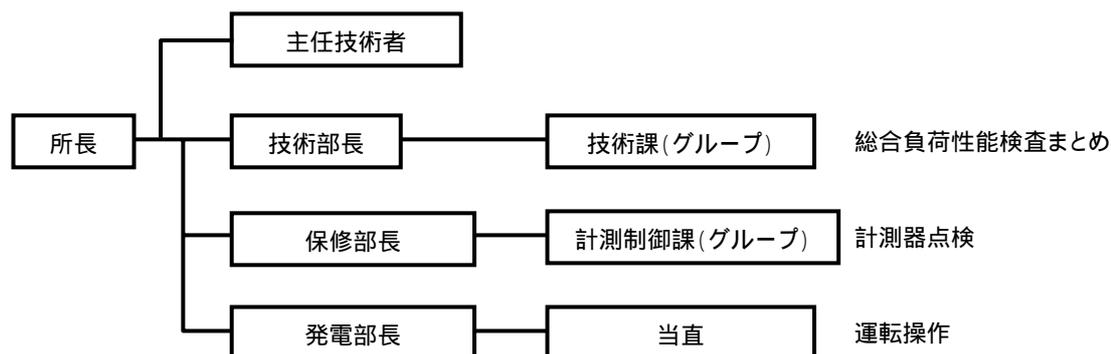
検査の判定基準（昭和 61 年 9 月頃～平成 11 年 8 月頃の要領書記載内容）は以下の通りである。

- ・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) 調査により認定された事実

原子力発電所の定期検査の最終段階で実施する総合負荷性能検査において、受検担当部署である技術課（グループ）は、図 - 2 の組織図に示す検査実施関係部署（計測制御課（グループ）、当直等）担当者を集め、円滑に受検するための対応方法の協議を行った。その協議の場や事前の現場確認において、ある場合には、技術課長（GM）からの文書による指示のもと、またある場合には、技術課（グループ）副長、主任の判断により、改ざんが各課の検査担当者に指示された。

改ざんの主な方法は、検査実施関係部署が、記録計や指示計が目標値、基準値と同等の値となるようゼロ点調整を行ったり、前回計測値に合わせておくというものであった。また、検査中に発生し検査官から説明を求められることを避けるため、一部には、中央制御室の警報のうち安全上支障のないものは検査の間に発生しないように配線をはずしたなどの事例がみられた。



原 図 - 2 関係組織図

これらの行為は、福島第一原子力発電所で総合負荷性能検査が開始されて間もない昭和 50 年代初めから始まり、順次運転を開始した福島第一原子力発電所 1～6 号機および福島第二原子力発電所 1～3 号機において平成 14 年まで行われた。（別添資料 - 4）一部には、疑問を感じて調整を行わずに検査に臨んだ担当者や、改ざんを知って中止

を指示した管理者もいたが、全体としては、広く改ざんが行われ、業務上関係する職員の間でその実施が認知されていた。

どの計器等に対して、いつ、いかなる方法で、誰が改ざんを行ったかについては、対象となりうる計器等の数や、定期検査の回数が多いことなどから、証言や残された関係資料においても、特定することはできなかった。

改ざんの方法については、手順書類への記載はなかったものの、毎回の定期検査の準備資料等にその記録が残されていたことから、技術課（グループ）の担当者が、前回までの定期検査資料を調べるなかで把握したり、受検業務のベテランである上司（副長、主任）同僚、前任者から教えてもらうことにより受け継がれた。福島第二原子力発電所においては、昭和58年の1号機第1回定期検査以降、総合負荷性能検査が始まり、先行する福島第一原子力発電所になって総合負荷性能検査を受検しようとするなかで、受検における改ざん方法も結果的に継承された。

改ざんの主たる動機は、過去に検査官から、前回計測値との違いなどについて細かく質問を受け、説明に苦慮した経験などから、検査官への説明を極力減らすことで検査を円滑に受検し、合格させたいというものであった。また、制限値や目標値といった基準が設けられた項目についても、保安規定や安全に直接関わらないものや誤差の範囲内ならば、計器を調整することは問題ないと考えていたことや、計器指示値を調整することは通常上の検査準備業務であり、調整することに対して心理的抵抗を感じなかったという事情もあった。

（４）検査への影響

本事案は、以下のように、検査の結果に直接影響を与えるものではなかった。

a．検査の制限値に関するもの

今回の計器調整を行わない状態であって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。

b．検査の目標値に関するもの

検査時にはプラントが安定的に運転されており、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。

総合負荷性能検査等の目標値に関する判定基準は「異常なく安定していること」であり、計器調整を行わない状態でも、判定基準を満足しなかったとは考えにくく、検査の合否に直接影響を与えるものではなかった。

c．その他の関連パラメータおよび関連警報

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」という判定基準を満足していないとは考えにくく、検査の合否に直接影響を与えるものではなかった。

(5) 保安規定上の問題

今回データ改ざんが確認された総合負荷性能検査等の制限値のうち、サプレッションプール温度および格納容器酸素濃度が保安規定の運転上の制限として規定されているが、今回の調査結果から保安規定を満足していることを確認しており、保安規定に抵触するものではなかった。

(6) 安全に対する影響

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。

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、運転制御に用いる計器の調整ではないことから、プラントの運転に影響はなかった。

(7) 原因

調査結果より、改ざんが行われた原因として、以下が挙げられた。

a . 意識・企業風土の問題

- ・ 当時の受検担当部署に検査官への説明に苦慮した経験を踏まえ、「説明をできるだけ行いたくない」という思いがあった。(説明回避)
- ・ 保安規定に関わらない事項や安全管理に直接関わらない事項に対して、多くの関係者が計器の調整等の行為を認識していた。(法令等の遵守)
- ・ 当時の受検担当部署にとっては、検査を円滑に受検し、合格させたいと思っていた。(工程確保の優先)
- ・ 課長(マネージャー)自らが本来改ざんを是正しなければならないところ、責任を果たしていなかった。(上位職の行動規範)

b . 品質保証・組織運営上の問題

- ・ 制限値や目標値について数値がばらついた場合の解釈が明確でなかったため、当時の受検担当部署は、計器調整等で無難に対処するという安易な方法をとった。(検査の判断基準)
- ・ 検査データの不適合が発生した場合などに、適切に対処する方法が確立していなかったため、当時の受検担当部署は、計器調整等で無難に対処するという安易な方法をとった。(検査のプロセス)

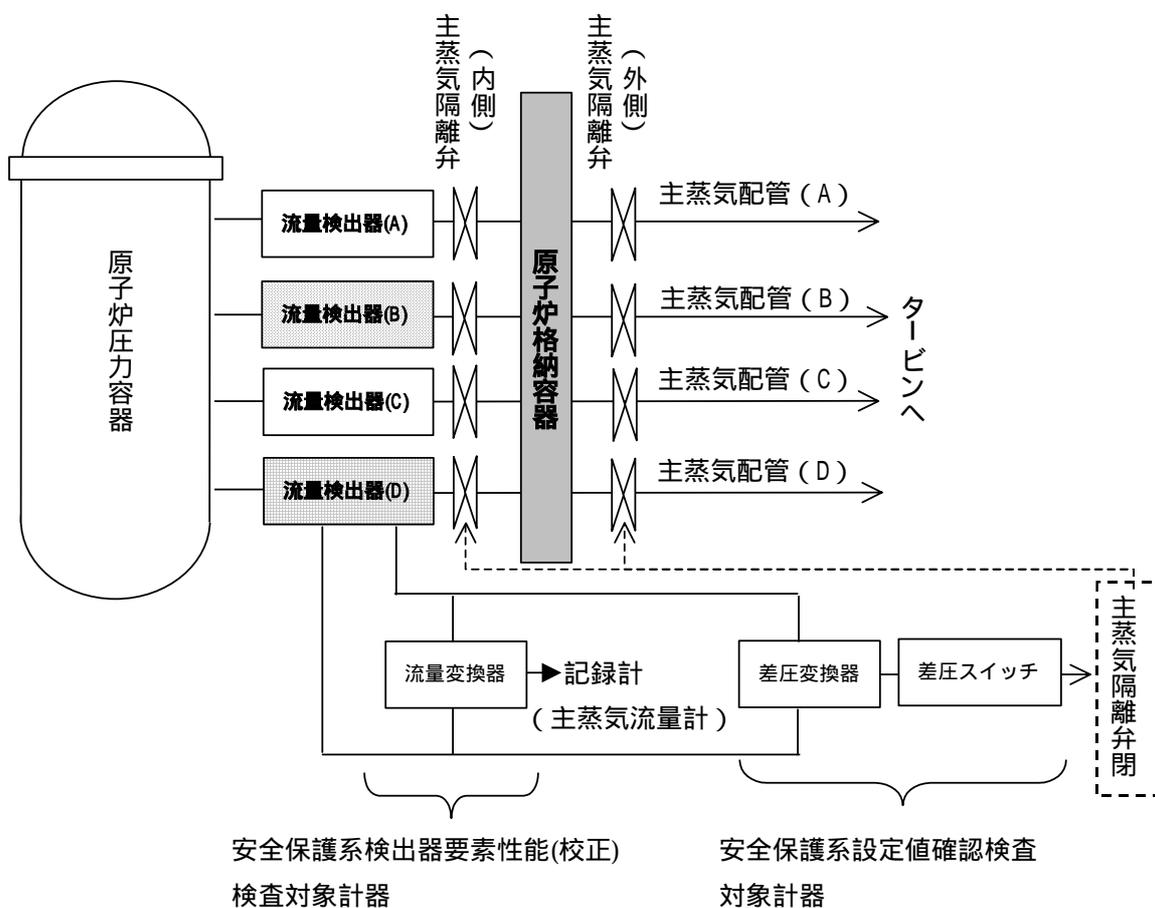
原 福島第一原子力発電所 1号機
安全保護系設定値確認検査におけるデータ処理の改ざん

原 福島第一原子力発電所 1号機
安全保護系保護検出要素性能（校正）検査におけるデータ処理の改ざん

(1) 事案の概要

福島第一原子力発電所 1号機の第 6 回（昭和 54 年）から第 20 回（平成 10 年）に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、検査記録を改ざんした。また、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。図 1 に主蒸気流量計測系概略図を示す。

- 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



原 図-1 主蒸気流量計測系および検査対象計器概略図（第 12 回定期検査の例）

(2) 検査の概要

a. 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51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59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。
設定値確認検査は、国の記録確認検査であったが、平成15年以降は原子力安全基盤機構立会の定期事業者検査として実施している。
検査一覧については、別添資料-5参照。

b. 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。性能校正検査は、国の記録確認検査であったが、平成15年以降は事業者が行う定期事業者検査として実施している。
検査一覧については、別添資料-5参照。

c. 検査要領書の記載内容

(a) 設定値確認検査

本検査は、差圧スイッチ等の動作値が、セット値*³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ものである。検査要領書においては、「主蒸気管流量大」の差圧スイッチのセット値として、主蒸気配管毎に異なる値を記載すべきところ、初めて定期検査として実施した第6回(昭和54年)定期検査以降、全16台の差圧スイッチのセット値を一律に記載していた(表-1に第12回(昭和61年)定期検査の例を示す。この時は、主蒸気配管B、Dについて、正規の値より大きな値を検査要領書に記載していた)。

- * 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))

原 表-1 差圧スイッチのセット値と検査要領書に記載されたセット値
(第12回定期検査の例)

	差圧スイッチのセット値 (正規の値) (kg/cm ²)	検査要領書に記載されたセット値 (kg/cm ²)
主蒸気配管A(4台)	5.90	5.9
主蒸気配管B(4台)	3.16 	5.9
主蒸気配管C(4台)	5.90	5.9
主蒸気配管D(4台)	2.25 	5.9

(注：セット値は変換器の精度に応じて設定を見直すことがあり、第13回定期検査以降は、変換器の取替えに伴い設定を変更していることがあるため、厳密に表中の値と同一ではない)

(b) 性能校正検査

本検査は、流量変換器からの出力信号が計測範囲にわたり許容範囲内にあることを確認するものである。検査要領書においては、「主蒸気流量」の計測範囲として、主蒸気配管毎に異なる値を記載すべきところ、初めて定期検査として実施した第8回(昭和56年)定期検査以降、全4台の流量計に対し、一律の計測範囲を記載していた(表-2に第12回(昭和61年)定期検査の例を記す。この時は、主蒸気配管B、Dについて、正規の計測範囲より広い値を検査要領書に記載していた)。

原 表-2 流量変換器の計測範囲と検査要領書に記載された計測範囲
(第12回定期検査の例)

	流量変換器の計測範囲 (正規の計測範囲) (kg/cm ²)	検査要領書に記載された計測範囲 (kg/cm ²)
主蒸気配管A(1台)	0~5.72	0~5.72
主蒸気配管B(1台)	0~2.32 	0~5.72
主蒸気配管C(1台)	0~5.72	0~5.72
主蒸気配管D(1台)	0~1.65 	0~5.72

(3) 調査により認定された事実

第6回(昭和54年)から第20回(平成10年)定期検査における設定値確認検査において、第一保修課計装班(計測制御課(グループ))は、検査日前に差圧スイッチのセット値設定を行っていた(表-2参照)。その際、本来セットすべき正規の値と検査要領書記載のセット値が合致していない差圧スイッチについては、技術的根拠がないにも拘わらず、セット値を検査要領書記載の値に合わせて設定の上、検査を受検し、その時の指示値を検査記録としたものであり、こうした行為は検査記録の改ざんである。そして、検査終了後、上記差圧スイッチのセット値を正規の値に再設定していた。

第8回(昭和56年)から第20回(平成10年)定期検査における性能校正検査において、第一保修課計装班(計測制御課(グループ))は、検査日前に主蒸気流量計の校正を行っていた。その際、正規の計測範囲と検査要領書記載の計測範囲が異なる流量計については、技術的根拠がないにも拘わらず、主蒸気配管4ライン全ての流量計に対して一律の計測範囲となるように計器校正を実施の上、検査を受検し、その時の指示値を検査記録としたものであり、こうした行為は検査記録の改ざんである。そして、検査終了後、上記流量計の計測範囲を正規の値に再校正していた。

これらの行為は、第一保修課計装班(計測制御課(グループ))の中で、代々の担当者から副長までの間で引き継がれ、副長の承認のもと、第20回定期検査(平成10年)まで実施されていた。

改ざんの主たる動機は、設定値確認検査が初めて行われた第6回(昭和54年)定期検査当時、検査要領書の作成にあたり、主蒸気流量のライン毎に流量検出器の流量-差圧特性の違いがあったが、検査官から特性の違いを問われた場合に、明確に説明できるデータがなかったことから、説明の煩雑さを省こうと思い、検査要領書の設定値を4ライン全て一律に記載したというものであった。

第21回定期検査(平成11年)において実施した、主蒸気配管B、D流量検出器の改造工事により、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、正規に見直されている。

(4) 検査への影響

第6回(昭和54年)～第7回(昭和55年)の定期検査では設定値確認検査において、第8回(昭和56年)～第20回(平成10年)の定期検査では設定値確認検査およ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およ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(昭和61年)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、本来動作すべき正規の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ことから検査の成立性に問題があった。

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、不適切な状態で受検していたことから検査の成立性に問題があった。

(5) 保安規定上の問題

当時の保安規定(第37次改定:昭和63年2月12日施行)においては、「**必修課長は、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)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条および別表22-1)。

定期検査を不適切な状態で受検していたものの、その後運転に際しては正規に再校正されていることなどから、直ちに保安規定に抵触するものではなかった。

(6) 安全に対する影響

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。

なお、第21回(平成11年)定期検査における改造工事により、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および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に見直されていることから、それ以降現在まで問題はない。

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。

(7) 原因

調査結果より、改ざんが行われた原因として、以下が挙げられた。

a . 意識・企業風土の問題

- ・ 検査官から特性の違いを問われた場合に、明確に説明できるデータがなかったことから、説明の煩雑さを省こうと思い、検査要領書の設定値を4ライン全て一律に記載していた。(説明回避)
- ・ 検査要領書等を改善するに際し、正直に物が言えず、一部門(第一保修課計装班(計測制御課(グループ)))で抱え込んでしまい、第21回(平成11年)定期検査の改造工事まで約20年に亘り改ざんが継続していた。(ものを言えない風土)
- ・ 設備の妥当性について、説明困難との観点から、検査に合格できれば良いとの思いと、検査合格後に設備の安全を確保すれば良いとの意識も働いた。(法令等の遵守)

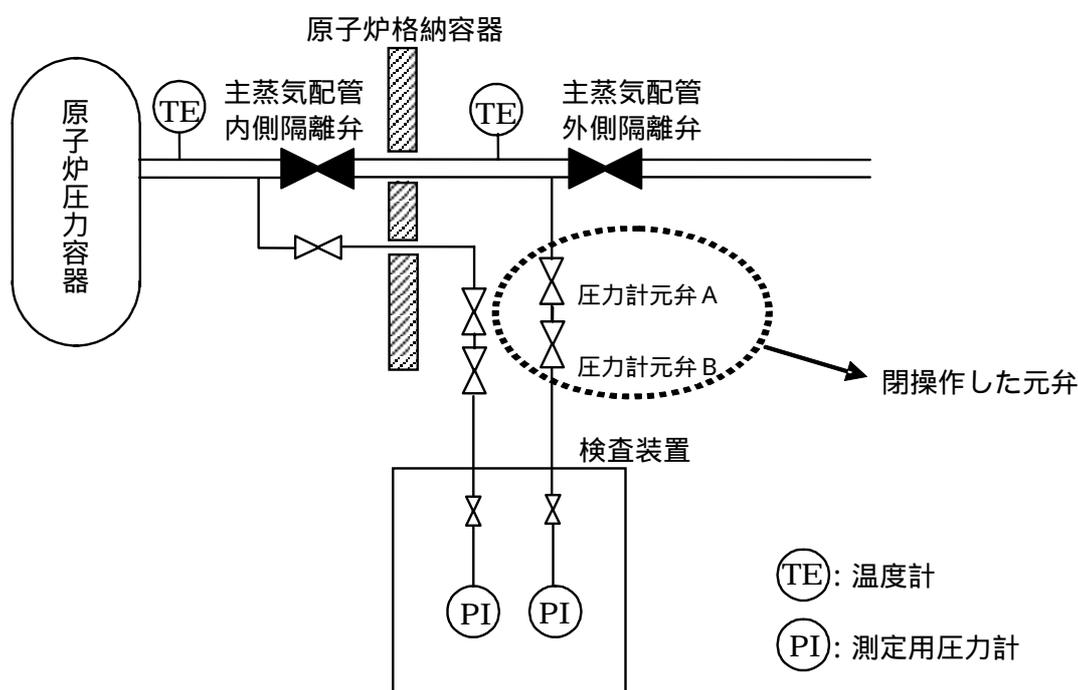
b . 品質保証・組織運営上の問題

- ・ 計器のセット値および測定範囲の根拠を明確に説明できるデータがなかった。(検査の判断基準)
- ・ 副長以下の判断で改ざんが行われた状況から、組織運営の管理者である課長(マネージャー)の管理の関与が十分ではなかった。(組織間・組織内の課題)

原 柏崎刈羽原子力発電所 1～3号機
主蒸気隔離弁漏えい率検査（停止後）におけるデータ処理の改ざん

(1) 事案の概要

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（圧力降下量）の測定を行う際に、圧力降下量を測定する計測用配管の圧力計元弁を閉操作し、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を行い、検査記録を改ざんした。



原 図 - 1 主蒸気隔離弁の漏えい率検査系統図

(2) 検査の概要

主蒸気隔離弁漏えい率検査^(*1)は、プラント停止後と起動前に実施している。このうち、停止後に行う検査は主蒸気隔離弁のプラント運転後におけるシール機能の劣化状況を把握する検査であり、「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内側隔離弁（以下、「内側隔離弁」という）と、原子炉格納容器外側に設置されている主蒸気外側隔離弁（以下、「外側隔離弁」という）のそれぞれについて漏えい率を確認している。

今回改ざんが行われた外側隔離弁の検査手順は以下のとおりである。

- ・ 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。

(* 1)

改ざんがあった当時は、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国が確認する検査であったが、平成 11 年以降は社内検査に変更となっている。なお、プラントの起動前に行う同様の検査については、当時は国の立会検査であったが、平成 15 年以降は、原子力安全基盤機構立会の定期事業者検査として実施している。

(3) 調査により認定された事実

発電部保修課主任(平成 7 年 3 月以降は保修部原子炉課主任)が、平成 6 年から平成 8 年にかけて、計測用配管の元弁を閉める不正な操作を行って原子炉停止後の主蒸気隔離弁漏えい率検査（以下、「停止後漏えい率検査」という）記録を改ざんすることを発案し、実行した。その際、同主任からの聞き取りによると、改ざんを実行するにあたっては、発電部保修課課長に相談を行っていた。平成 7 年 3 月に同課課長が転出するが、同時期に転入した保修部原子炉課長が、当該行為を承知していたかは確認できなかった。

また、平成 9 年から平成 10 年には、保修部原子炉課長(平成 9 年 10 月以降は保修部原子炉グループマネージャー)の了解のもと、同様の改ざんが行われた。

前記主任が改ざんを行ったきっかけは、柏崎刈羽原子力発電所 1 号機第 4 回定期検査(平成 2 年 9 月実施)での停止後漏えい率検査において、国から外側隔離弁の漏えい率が大きいことの見解を求められたことから、その見解を取りまとめて報告したことを記憶していたからである。

改ざんの動機は、停止後漏えい率検査においても、原子炉起動前の同検査の判定基準を超えないように見せかけることによって、検査官への説明等を回避しようと考えたことにある。

これらの改ざんの行われた時期、号機、回数等の特定にあたっては、受検担当部署が検査に先立って確認を行った主蒸気隔離弁漏えい率検査データの一部を記載した社内メモ、定期検査直前の社内検査データを記載している工事報告書および定期検査成績書の内容を確認した。

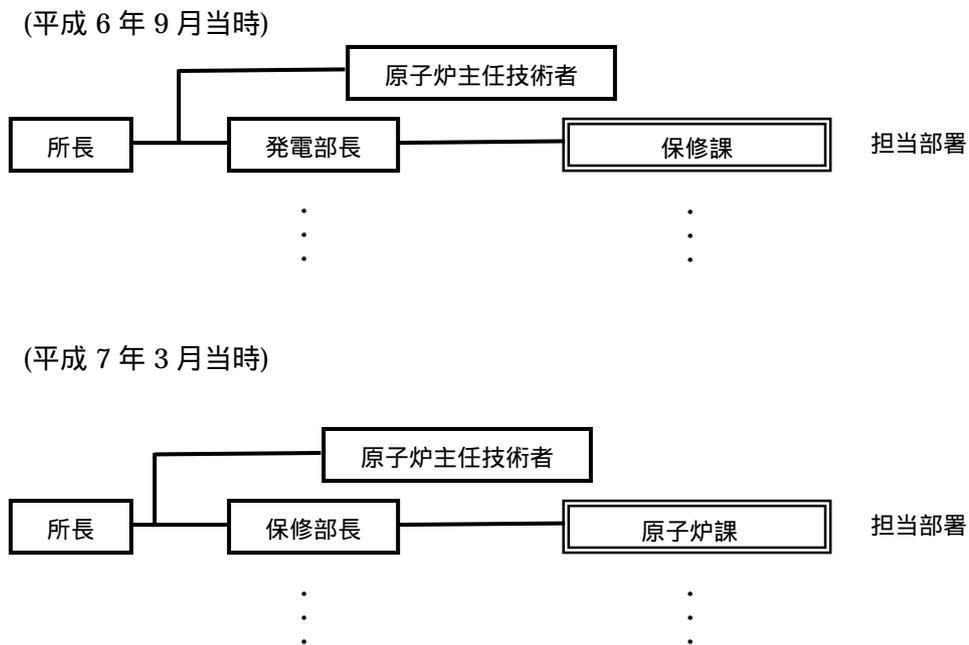
この結果、1 号機第 7 回、第 8 回、第 9 回、第 10 回定期検査、2 号機第 4 回定期検査、3 号機第 1 回定期検査で、停止後漏えい率検査に係るデータ処理に、合計 9 箇所の改ざんが行われたと認められる。(表-1 に 表示)

原 表 - 1 改ざんの状況

	H6 年度	H7 年度	H8 年度	H9 年度	H10 年度
1 号機	第 7 回定検 [平成 6 年 9 月] 外側 B 弁	第 8 回定検 [平成 8 年 2 月] 外側 D 弁		第 9 回定検 [平成 9 年 7 月] 外側 B 弁 外側 C 弁	第 10 回定検 [平成 10 年 10 月] 外側 A 弁 外側 D 弁
2 号機	第 3 回定検 [平成 6 年 5 月] 改ざんなし	第 4 回定検 [平成 7 年 9 月] 外側 C 弁 外側 D 弁	第 5 回定検 [平成 8 年 12 月] 改ざんなし		第 6 回定検 [平成 10 年 5 月] 改ざんなし
3 号機	第 1 回定検 [平成 6 年 9 月] 外側 B 弁	第 2 回定検 [平成 8 年 1 月] 改ざんなし		第 3 回定検 [平成 9 年 4 月] 改ざんなし	第 4 回定検 [平成 10 年 8 月] 改ざんなし
4 号機	第 1 回定検 [平成 7 年 2 月] 改ざんなし		第 2 回定検 [平成 8 年 5 月] 改ざんなし	第 3 回定検 [平成 9 年 9 月] 改ざんなし	
5 号機		第 4 回定検 [平成 7 年 5 月] 改ざんなし	第 5 回定検 [平成 8 年 9 月] 改ざんなし	第 6 回定検 [平成 9 年 12 月] 改ざんなし	
6 号機				第 1 回定検 [平成 9 年 11 月] 改ざんなし	
7 号機					第 1 回定検 [平成 10 年 6 月] 改ざんなし

これらの改ざんが行われた外側隔離弁については、いずれも社内検査で漏えい率が大きかったが、その後、全数、分解点検が実施されていた。また、内側隔離弁停止後漏えい率検査結果については、社内関係書類と検査成績書のつき合わせから、改ざんの疑いがないことをそれぞれ確認した。

さらに、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データと定期検査の記録についても、改ざんの疑いがないことを確認した。



平成 9 年 10 月以降、原子炉課は原子炉グループに改称

原 図 - 2 関係組織図

(4) 検査への影響

本検査は主蒸気隔離弁のシール機能の劣化状況を把握するために、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った。

(5) 保安規定上の問題

保安規定においてプラント停止後の漏えい率に関する規定はないため、保安規定上の問題はない。

(6) 安全に対する影響

改ざんが行われたと認められる弁については、当該弁の内側隔離弁の検査結果は良好かつ改ざんの疑いがないうえ、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国の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。

(7) 原因

調査結果より、改ざんが行われた原因として、以下が挙げられた。

a. 意識・企業風土の問題

- ・ 過去（平成3年頃）の検査で、漏えい率が高かったことに関して、国より見解書を要求されたことがあり、このような業務を増やしたくないという思いが担当者にあった。（説明回避）
- ・ 追加点検の可否を判断するための漏えい率のデータは社内検査で確認することができるうえ、漏えい率の大きい弁は分解点検し、プラント起動前には再度その漏えい率を確認するため、停止後の立会データを改ざんしたとしても安全性には影響しないと考えた。（法令等の遵守）
- ・ 課長（マネージャー）自らが本来改ざんを是正しなければならないところ、責任を果たしていなかった。（上位職の行動規範）

原 柏崎刈羽原子力発電所 7号機

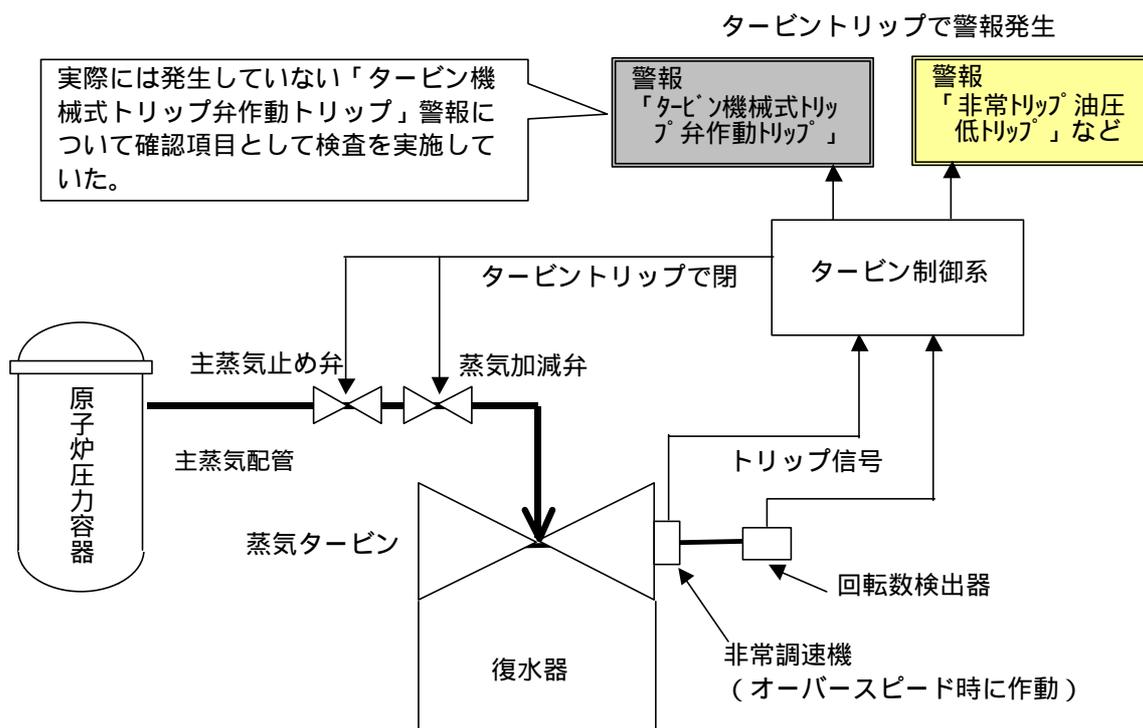
蒸気タービン性能検査（タービン過速度トリップ検査）におけるデータ処理の改ざん

（1）事案の概要

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」の一部であるタービン過速度トリップ検査において、実際には発生しない「タービン機械式トリップ弁作動トリップ」警報が、検査要領書の確認項目とされており、当該検査要領書に基づき、発生しない警報の判定を「良」とし、検査記録を改ざんした。

（2）検査の概要

蒸気タービン性能検査のうちタービン過速度トリップ検査は、定期検査に伴う停止後の起動段階において、タービンを定格回転数の 1500rpm 以上の回転数に上昇させて、定格回転数の 111%以下の回転数において非常调速機が作動し、トリップ（急速停止）することを確認する検査であり、国の実施する検査（記録確認検査）のひとつである。



原 図 - 1 タービン過速度トリップ検査の概要

(3) 調査により認定された事実

- ・7号機と同型式の先行号機である6号機は、「タービン機械式トリップ弁作動トリップ」警報が発生する設計となっていた。
- ・7号機は、第1回定期検査(平成10年)から第3回定期検査(平成13年)においては、「タービン機械式トリップ弁作動トリップ」警報が発生しない設計となっていたにも拘わらず、検査要領書には警報が発生するものとして記載し、さらに、その検査要領書に基づき受検し、警報の発生を「良」とする検査成績書が作成され、合格証の交付を受けていた。
- ・第1回定期検査では、検査関係者(6名)が、また、第2回定期検査では、1名の担当者以外の者は、警報が出ないことについて、気付いていなかったか、もしくは記憶がなかった。したがって、第1回および第2回の定期検査においては、検査記録の改ざんがあったとまでは認められず、不注意による不適切な記録作成が行われたものと考えられる。
- ・一方、第3回定期検査においては、検査関係者(6名)が、警報が出ないことを確認していたにも拘わらず、タービングループマネージャー(検査総括責任者)がボイラー・タービン主任技術者(検査立会責任者、以下、「BT主任技術者」という)等と相談のうえ検査成績書の修正は行わないことを決定し、警報の発生を「良」とする検査成績書が作成され合格証の交付を受け検査に合格したものであり、こうした行為は、検査記録の改ざんである。また、BT主任技術者は、検査記録確認時に国の検査官から指摘された場合は、検査の成立性について説明して乗り切ることができると判断していた。
- ・第4回定期検査中(平成14年)に、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設備改造が実施された。
- ・改ざんの動機としては、タービントリップ自体が他の警報で確認できているため、検査の成立性は確認できていること、過去の検査(第1回および第2回)を否定することになること、また、再起動させたプラントの停止を国から要求されるリスクを回避すること、国の検査官への説明が面倒と考えたことなどから、改ざんを行ったことが確認された。

関係組織図を図-2に示す。



原 図 - 2 関係組織図：平成10年～平成13年当時

(4) 検査への影響

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することを確認するものである。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、「非常トリップ油圧低トリップ」など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。

(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ため、保安規定上の問題はない。

(6) 安全に対する影響

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。

なお、第4回定期検査(平成14年)に、当該警報が発生するように設備改造が行われている。

(7) 原因

調査結果より、改ざんが行われた原因として、以下が挙げられた。

a. 意識・企業風土の問題

- ・ 第3回定期検査において、警報が発生しないにも拘わらず「良」と判定したことについては、タービンが定格回転数の111%以下の回転数でトリップしており、検査の成立性に直接影響しないこと、過去に合格した検査成績書の不備について、国の検査官へ説明する必要があること、また検査官からプラント運転継続に影響するようなコメントを受ける可能性があり、対応が面倒であるという意識が働いたことから、検査要領書および検査成績書を変更しなかった。(説明回避・法令等の遵守)
- ・ 検査官からプラント運転継続に影響するようなコメントを受ける可能性があるという意識が働いたことから、検査要領書および検査成績書を変更しなかった。(工程確保の優先)

b. 品質保証・組織運営上の問題

- ・ 6・7号機(改良型沸騰水型軽水炉(A B W R))の主タービンは新設計であり、基本設計が6・7号機共に同一メーカーであるため、7号機のタービン過速度トリップ検査においても、先行号機の6号機と同様に「タービン機械式トリップ弁作動トリップ」の警報が発生するとの思い込みがあった。このため、7号機の検査要領書作成段階において、先行号機である6号機と同様の内容で検査要領書を作成し、その際の際の要領書の確認が不十分であった。(検査要領書等の記載)

- ・ BT 主任技術者は、主任技術者としての判断を誤り、そのため検査における主任技術者としての役割を果たさなかった。(主任技術者の機能)

原 福島第一原子力発電所 2号機 原子炉停止余裕検査における検査要領書の手続き不備

(1) 事案の概要

平成 12 年 9 月に、福島第一原子力発電所 2号機で実施した原子炉停止余裕検査（定期検査および使用前検査^{*1}）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識していたにも拘わらず、当該検査要領書の変更手続きを行うことなく、当該検査を受検し、これにより、当該検査に「良」の判定を得たものである。

*1. 9 × 9 燃料（B 型）の採用に係る二項使用前検査

(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、検査要領書に定める制御棒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検査である。原子炉の臨界未満は、この状態で起動領域中性子検出器（以下「SRNM」という）の指示が安定していることにより確認する。

(3) 調査により認定された事実

平成 12 年 9 月 11 日、福島第一原子力発電所 2号機において、本来一定の値を指示しているべき SRNM 8 本のうち、1 本（c h . H）の記録計の値に変動が見られたため、当該設備メーカーに依頼し点検を実施した。

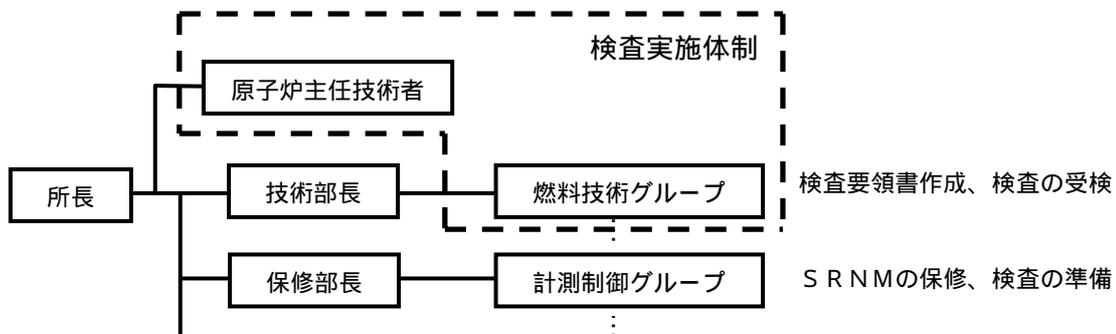
9 月 14 日、当該 SRNM の故障が判明し、当該設備の保守を担当する計測制御グループにて対応を検討した結果、予備品の SRNM を許認可上認められている予備の位置²に配置することとした。

その後、9 月 18 日、予備の位置へ SRNM の配置が完了し、当該作業が実施されたことについては、原子炉停止余裕検査の前日（19 日）もしくは前々日（18 日）に、当該検査を主管する燃料技術グループへ口頭で伝えられた。（図-1 参照）

9 月 19 日、燃料技術グループのマネージャーと副長および計測制御グループのマネージャーと副長の 4 名で打ち合わせが行われた。SRNM の配置位置変更に伴い、検査要領書の変更手続きが必要であったが、燃料技術グループでは変更手続きを実施した場合、定期検査の工程に影響がでることを懸念していた。このため、検査要領書と異なる予備の位置に SRNM が配置された状態（図-2 参照）を認識していながら、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することを決定し、当該検査の

検査立会責任者である原子炉主任技術者へその旨を報告の上、9月20日に検査を受検した。その結果、同日、当該検査の結果として「良」の判定を検査官から得た。

*2 .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。



原 図- 1 関係組織図

起動領域中性子検出器 (SRNM) . . . 8 個 (チャンネル A ~ H)

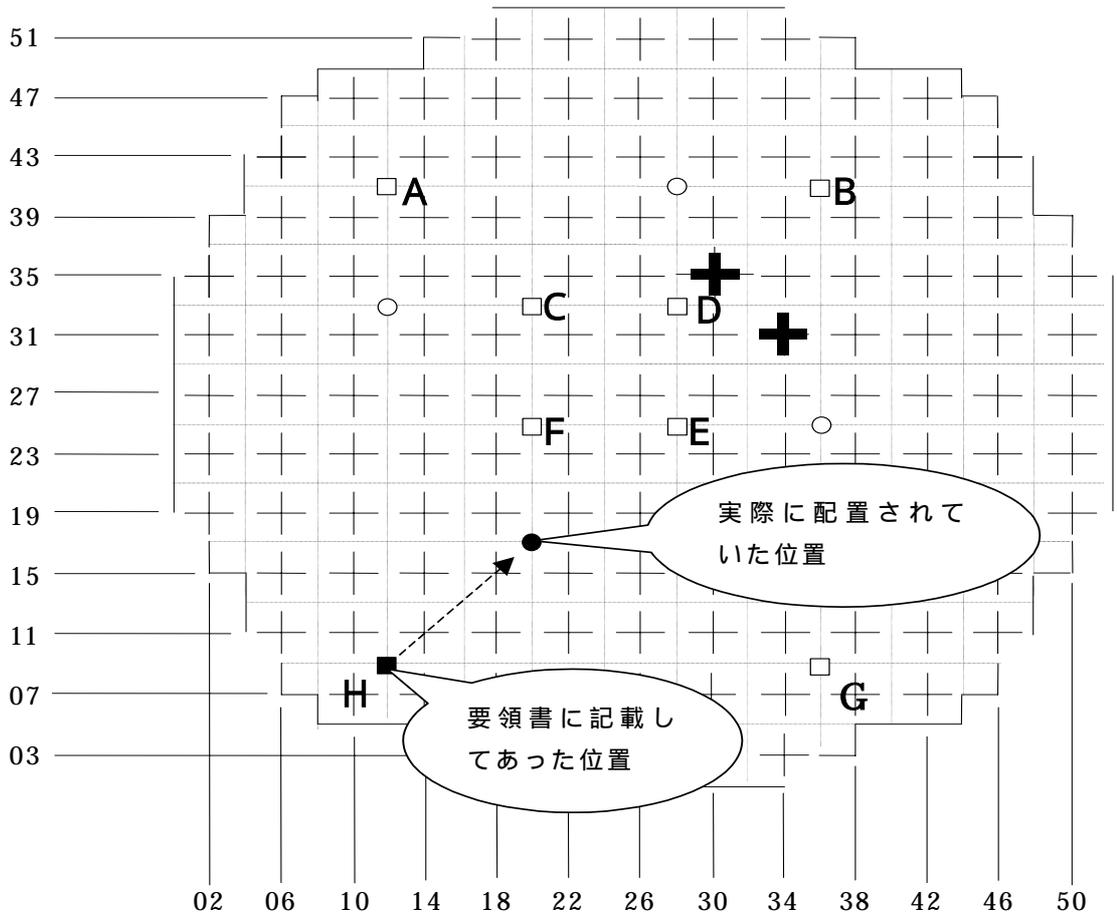
(◯ は故障した SRNM)

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)



原 図-2 SRNM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)

(4) 検査への影響

原子炉停止余裕検査においては、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、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き抜いた上で、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はなかった。

(5) 保安規定上の問題

当時の保安規定（第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。

本事案においては上記「(4) 検査への影響」の通り、原子炉停止余裕は適切に確認されており、保安規定に抵触するものではなかった。

(6) 安全に対する影響

本事案は検査の合否判定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。

(7) 原因

調査結果より、改ざんが行われた原因として、以下が挙げられた。

a. 意識・企業風土の問題

- ・ 燃料技術グループが、SRNMの装荷位置が変更されたことを知ったのが、当該検査の直前となり、定期検査の工程に影響が出ることを懸念したことおよび、SRNMの装荷位置が検査要領書と異なる位置であることは、原子炉停止余裕を確認する上で技術的には問題ないことから、検査要領書の変更のための国への説明を回避したかった。（説明回避）
- ・ 検査要領書の変更手続きをすることにより、燃料技術グループでは変更手続きを実施した場合、定期検査の工程に影響がでることを懸念していた。（工程確保の優先）

b. 品質保証・組織運営上の問題

- ・ 原子炉主任技術者は、燃料技術グループから状況について説明を受けたものの、主任技術者として判断を誤ったため、検査の責務を果たしていなかった。（主任技術者の機能）
- ・ 燃料技術グループのマネージャーと副長および計測制御グループのマネージャー

と副長の4名で打ち合わせにより、不適切な状態で検査を受検することが決定されており、組織間・組織内での課題の解決が不十分であった。(組織間・組織内の課題)

原 柏崎刈羽原子力発電所7号機

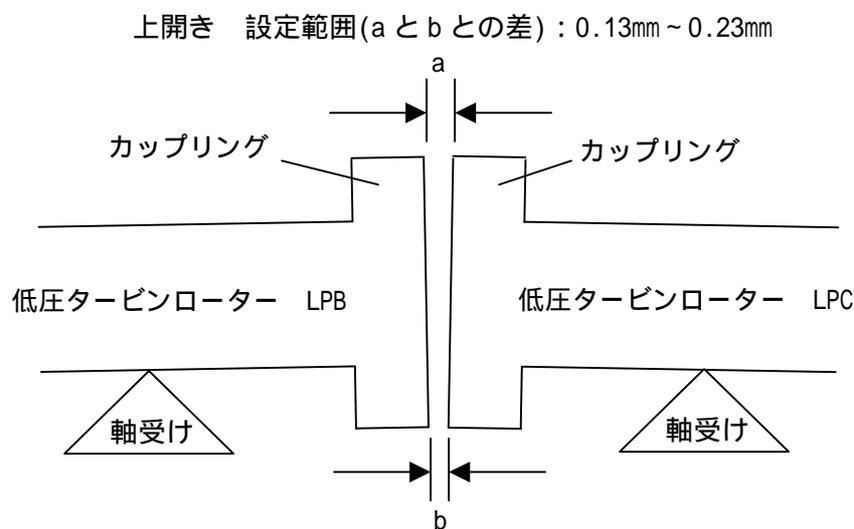
蒸気タービン性能検査（組立状況検査）におけるデータ処理の改ざん

（1）事案の概要

平成13年3月に実施した柏崎刈羽原子力発電所7号機の第3回「蒸気タービン性能検査」の一部である組立状況検査（ローターアライメント状況）において、低圧タービンローター-LPA-LPB間、LPB-LPC間のセンターリング記録のうち、カップリング（接続）面の上開き測定値はそれぞれ0.0875mm、0.11mmであり、検査要領書における設定範囲である0.13mm～0.23mm（図-1参照）から外れていたが、実測値として0.13mmと記載し、設定範囲内に収まっているように検査記録を改ざんした。

（2）検査の概要

蒸気タービン性能検査のうち、組立状況検査（ローターアライメント状況）は分解点検手入れ後のタービンローターを再組立する際、タービンローターが相互に直線的に接続されている状況の確認を目的として、タービンローターカップリング面における中心位置の芯ずれおよび接続面相互の隙間の状態をダイヤルゲージおよびシリンダゲージで百分の一ミリメートル単位で計測し、センターリング記録として確認する検査であり、国が実施する検査（記録確認項目）であった。

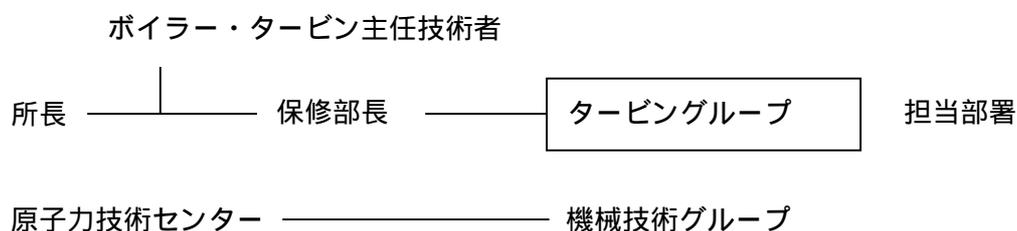


原 図 - 1 ローターアライメント状況（センターリング記録）の概要
（LPB-LPC間の例）

(3) 調査により認定された事実

- ・7号機の第3回定期検査において、低圧タービンローターLPA - LPB間およびLPB - LPC間のセンターリング記録の実測値はそれぞれ0.0875mm, 0.11mmであり、検査要領書における設定範囲(0.13mm~0.23mm)を外れていた。
- ・タービンを製造した米国メーカー(以下、「製造メーカー」という)に技術的見解を求めた結果、“ミスアライメント(芯ずれ)は許容範囲内にある。運転中に不具合が発生することも見込んでいない。”という内容の回答文書を得ており、同文書はタービングループマネージャーまで上覧されていた。
- ・製造メーカーからの回答に基づき社内の検討結果がとりまとめられており、LPA - LPB間およびLPB - LPC間の実測値は製造メーカーが管理する許容値には収まっており技術的に問題ないこと、当該定期検査で開放点検した低圧タービンローターB,Cの調整だけでは設定範囲に収めることができないことが判明したことから、本店原子力本部原子力技術センター機械技術グループの副長(以下、「技術専門職」という)は、同グループマネージャーの了解のもと、これ以上の修正は実施しないとの見解を示した。
- ・6・7号機の主タービンは、ローターのセンターリング管理値を0.13mm~0.23mmとするよう製造メーカーから求められているが、これは国産プラントである1~5号機に比べて管理幅が狭い(約1/5)。製造メーカーは、ユーザーに要求する設定範囲を外れても、製造メーカーとして社内管理している許容値に収まっていれば技術的に問題ないという見解であるが、設定範囲に収まらない場合には、その都度技術的な照会をするよう求めている。したがって、タービングループの副長、主任、技術専門職は、当該設定範囲で管理していくことはかなり厳しいとの認識を持っていた。
- ・タービングループの検査担当者は、当該実測値によって検査不合格となり、定期検査の工程に影響がでることを懸念し、上司であるマネージャー、副長、主任と相談の上、タービンを点検したメーカーに対し、設定範囲に収まった値に改ざんしたセンターリング記録の提出を求め、これを受領した。
- ・LPA - LPB間およびLPB - LPC間のセンターリング記録の実測値は設定範囲を外れていたが、製造メーカーの技術的見解をもとに許容範囲内であると解釈して、設定範囲に収まった値に改ざんしたセンターリング記録の値(LPA - LPB間およびLPB - LPC間ともに0.13mm)を成績書に記載し、ローターアライメント状況を「良」とした検査成績書を作成し、検査証の交付を受けた。
- ・なお、当該検査の検査立会責任者であるボイラータービン主任技術者には、検査担当部署のタービングループから本事案についての相談・報告等は行われていなかった。

関係組織図を図 - 2 に示す。



原 図 - 2 関係組織図：平成10年～平成13年当時

(4) 検査への影響

タービンローターセンターリングの設定範囲は、個々のタービン設計をもとに組立時の据付作業における余裕を考慮して事業者が設定した値であり、それを検査要領書に判定基準として引用されていたものである。設定範囲を逸脱した場合、それが直ちにタービンの構造上の不具合を引き起こすものではないが、運転時の軸振動が増加することが懸念される。平成13年3月9日実施した7号機第3回定期検査の蒸気タービン性能検査のうち、負荷検査におけるタービンの軸振動の最大値は0.066mm(4時間平均値)であり、警報値である0.175mmに対し十分低く、検査の目的であるタービンが安定して連続運転していることの確認は可能であることから、検査結果に直接影響を与えるものではなかった。

本事案においてはタービンローターセンターリング測定値を改ざんして検査成績書が作成されていたことは問題があった。

(5) 保安規定上の問題

保安規定においてタービンローターセンターリング測定値に関する規定はないため、保安規定上の問題はない。

(6) 安全に対する影響

タービン組立時に米国製造メーカーによりミスアライメント(芯ずれ)が許容範囲内にあり、運転に支障がないとの見解が得られている。また、その後平成13年3月9日に実施した7号機第3回定期検査蒸気タービン性能検査のうち、負荷検査におけるタービンの軸振動の最大値は0.066mm(4時間平均値)であり、警報値である0.175mmに対し十分低く、タービンは安定して連続運転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。

(7) 原因

調査結果より、改ざんが行われた原因として、以下が挙げられた。

a. 品質保証・組織運営上の問題

- ・ 7号機の検査成績書作成段階において、製造メーカーからの技術的見解に基づき実測値は許容範囲内であると解釈し、実測値とは異なる値を記載して検査成績書を作成した。(検査の判断基準)
- ・ 6・7号機(A B W R)の主タービンは、米国メーカー製であり、ローターのセンターリング設定範囲が0.13mm～0.23mmと設定され、国産である1～5号機と比較して管理幅が狭い(約1/5)。この設定範囲が単に建設時の設計値であったことや、この範囲から外れた場合の対応として、製造メーカーが技術的な照会をするよう求めていたことから、当該設定範囲で管理していくことはかなり厳しいとの認識を持っていた。(検査の判断基準)
- ・ 当該検査の検査立会責任者であるボイラータービン主任技術者には、検査担当部署のタービングループから本事案についての相談・報告等が行われていなかった。(組織間・組織内の課題)

原 福島第一原子力発電所 1号機

蒸気タービン性能検査等におけるデータ処理の改ざん（復水器出入口海水温度データの改ざん）

（1）事案の概要

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（4つの水室の入口、出口に各々4点の温度検出器が設置されている）にかかるプロセス計算機での平均化処理時に、昭和60年8月14日以降、プラント性能計算仕様書に記載のない補正項が設けられており、ここに以下の不適切な入力値が加えられていた。

a．昭和60年11月2日以降、復水器入口海水温度に対し+1.2

（その後、この補正項の入力値は0に戻されているが、時期は不明）

b．昭和63年4月22日以降、復水器出口海水温度に対し-1.0

（平成18年12月13日 補正項の入力値を0に修正）

（2）調査により認定された事実

事実関係に係る調査を実施した結果、確認された事実は以下の通りである。

a．昭和57年2月19日、プロセス計算機の復水器海水出入口温度を、取放水口温度との整合をとるために補正できるよう技術課がプログラムを変更した。

b．昭和60年8月14日、復水器の出入口海水温度の補正項をプロセス計算機取り替えの際にプログラムに追加（この時点でのプロセス計算機の補正項の入力値は0）した。ただし、設備図書上には記載がなく、その経緯も不明である。

c．昭和60年11月2日、プロセス計算機のプログラム上における復水器入口海水温度の補正項に入力し、1.2 上げる改ざんを実施した。

d．その後、プロセス計算機のプログラム上における復水器入口海水温度の補正項に対する入力値を+1.2から0に戻したが、実施日は不明である。

e．昭和63年4月22日、プロセス計算機のプログラム上における復水器出口海水温度の補正項に入力し、1.0 下げる改ざんを実施した。

f．平成5年1月以降、改ざんの事実を認識しながら放置した経緯として、当時の技術課が作成した技術資料「1号機復水器入口海水温度について」により確認できた事実は以下のとおりである。

- ・平成5年1月、技術課は、運転管理専門官より、福島第一原子力発電所1号機の復水器入口海水温度が他号機に比べて高い傾向である原因につき質問がなされたため、この原因が、温度検出器の熱電対基準ブロックの接触不良であることを突き止め、その旨、運転管理専門官へ説明した。
- ・この質問を契機に、各号機の復水器出入口海水温度、原子炉設置（変更）許可書の内容等も調査を開始し、結果をとりまとめた。
- ・その過程でメーカーへプログラム内容や変更の経緯について照会した。その結果、

技術課は、以下を認識した。

設備図書上は補正項の記載がないが、実際にはプロセス計算機のプログラム上には補正項がある。

復水器出口海水温度に-1.0 の補正が行われている。

- ・しかしながら、復水器出口海水温度は運転管理専門官の指摘事項ではなかったため、この点の対応はなされず放置された。
- ・その結果、平成 18 年 12 月に至るまで、復水器出口温度の表示値が 1.0 低く改ざんされた状態が継続し、この間に行われた定期検査等においても、改ざんされたデータを採取し、検査を受検し続けた。
- ・上記補正項の入力値を変更する等の行為が行われたという事実は、昭和 63 年 4 月以降、平成 18 年 12 月に至るまで、当社資料、メーカー資料、聞き取り調査結果からは認められていない。

g .平成 5 年 3 月以降、職場では上記の事実が引き継がれていることは確認できなかった。また、復水器出口海水温度にプログラム上補正項の入力値として - 1.0 と入力されていることも、当社社員が認識していたとの事実は確認できなかった。

h . なお、平成 18 年 12 月 13 日、プロセス計算機のプログラム上における復水器出口海水温度の補正項の入力値を - 1.0 から 0 に修正し、復水器出口海水温度の改ざんは解消した。

(3) 検査への影響

福島第一原子力発電所 1 号機の運転開始後は、国の検査として実施される総合負荷性能検査（昭和 60 年以前）および蒸気タービン性能検査（昭和 63 年以後）並びに（ホ）項使用前検査において、復水器出入口海水温度のデータを採取し、検査を受検している。昭和 63 年以降、データ改ざんについて修正措置がとられず、これまでの定期検査等において誤ったデータを記載していたと考えられること、また、平成 17 年 11 月に蒸気タービン性能検査並びに（ホ）項使用前検査において厳格な検査を受検した際にも、復水器出入口海水温度についての改ざんに気づけなかったことなどの点において問題があったと考える。

(4) 保安規定上の問題

保安規定には復水器出入口海水温度にかかわる規定はないため、保安規定上の問題はない。

(5) 安全に対する影響

復水器出入口海水温度は、プラント運転状態を示す数値の 1 つとして確認しているものであり、それによって運転制御や警報機能に用いるものではないことから、かかるデータ改ざんによるプラント運転への影響はない。

また、原子炉設置（変更）許可申請、工事計画認可に関しては、当該温度に制限値は定められておらず、保安規定上もこれらの温度に関する規定はない。

以上より、安全性に影響を与えるものではなかった。

（６）原因

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の改ざんについては、

- a . 昭和 60 年に復水器入口海水温度ならびに昭和 63 年に復水器出口海水温度に改ざんがなされたこと。
- b . その後、このような改ざんが行われていることについて気づかず、また、気づいてもこれを解消せずに改ざんが長年にわたって放置されたこと。

との 2 点において問題があったものであるが、このうち、b . についてさらに具体的には、

- （ a ）補正項があるという事実について、当社の保管の設備図書に記録がなかったこと。
- （ b ）昭和 63 年以降、データ改ざんについて修正措置がとられず、これまでの定期検査等において誤ったデータを記載していたと考えられること。
- （ c ）平成 5 年 2 月に補正項の設定と補正項への入力を認識したにも関わらず、適切な修正措置が実施されなかったこと。
- （ d ）平成 14 年 8 月 29 日の原子力不祥事以降、過去の記録の総点検等を行っていたにもかかわらず、今回の改ざんについて確認できなかったこと。
- （ e ）平成 17 年 11 月に蒸気タービン性能検査並びに（ホ）項使用前検査において厳格な検査を受検した際にも、復水器出入口海水温度についての上記改ざんに気づけなかったこと。

という諸点において問題があったと考える。

a . 意識・企業風土の問題

- （ a ）安全管理に直接関わらない事項であることから、データを改ざんすることについて「補正として許される」と思い、これが何時の間にか忘れ去れたこと。また検査を合格させることが目的化して改ざんが行われたこと。技術者倫理教育の中でも、特に社会の信頼に応えるという部分に対して弱点があったと考えられること。また、社員、および協力企業社員が、正直に物を言えない風土が作られていた事に対して、組織風土改善として取り組んできたが、これが徹底していなかったこと。（法令等の遵守/ものを言えない風土）
- （ b ）業務の基本は、現場にあるということが徹底されていなかったこと。（法令等の遵守）

b . 品質保証・組織運営上の問題

- (a) プラントの基本設計に関わる事項について、本店・発電所においてこれを組織的に解決しなかったこと。(組織間・組織内の課題)
- (b) 保安規定に関わらないが、社内自主検査も含めて検査で取り扱うデータおよび対外報告に使うデータについて、追跡性と引用に関する管理のルールが曖昧だったこと。(検査のプロセス)
- (c) プログラムの補正項の設定や補正項への入力など、設備の課題が継承されなかったこと。(組織間・組織内の課題)
- (d) 組織運営上、未解決の課題を部門間で共有せず、一部門で解決を図るような組織体質があったこと。(組織間・組織内の課題)

3.2 法定検査以外のデータ改ざん事案の概要と原因

- 原 柏崎刈羽原子力発電所 1・4号機
復水器出口海水温度データの改ざん
- 原 福島第一原子力発電所 4号機
取放水口温度データの改ざん
- 原 柏崎刈羽原子力発電所
排気筒放射性よう素濃度の不正な測定による社内記録のデータ改ざん
- 原 柏崎刈羽原子力発電所 4号機
排気筒モニタコンピュータ処理の不正な上書きによる社内記録のデータ改ざん
- 原 柏崎刈羽原子力発電所 1号機
運転日誌（社内記録）等の熱出力の計算機打出し値の改ざん
- 原 福島第一原子力発電所 6号機
ホイストクレーン定期自主検査記録の不適切な取り扱い
- 原 -a 福島第二原子力発電所 1号機及び柏崎刈羽原子力発電所 1号機
定期検査開始のためのプラント停止操作における原子炉スクラム（自動停止）事象の隠ぺい
- 原 -b 福島第一原子力発電所 2号機
プラント起動時ドライウェル・インスペクション中の原子炉スクラム（自動停止）事象の隠ぺい
- 原 柏崎刈羽原子力発電所 3号機
HPCS-D/G 定例試験記録及び当直の引継日誌の改ざん
- 原 福島第一原子力発電所 5・6号機
運転日誌（社内記録）の熱出力の計算機打出し値の改ざん
- 原 福島第一原子力発電所 3号機
定期検査停止中の制御棒引き抜けに伴う原子炉臨界と運転日誌等の改ざん

原 柏崎刈羽原子力発電所1・4号機 復水器出口海水温度データの改ざん

(1) 事案の概要

柏崎刈羽原子力発電所1号機(以下、「K-1」という)および4号機(以下、「K-4」という)において、常時測定されている復水器出口海水温度(循環水系(3系統)には各々入口側2点(計6点) 出口側4点(計12点)の温度検出器が設置されている)にかかるとプロセス計算機における平均化処理後の値に関して下記のデータ改ざんがなされていた。

- ・K-1の場合、平成6年11月以降、復水器出口海水温度に対し -0.3
(平成19年1月13日に補正項への入力値を「0」に修正済み)
- ・K-4の場合、平成14年2月以降、復水器出口海水温度に対し -0.5
(平成18年12月1日 補正項への入力値を「0」に修正済み)

(2) 調査により認定された事実

データ改ざんに至った経緯について、技術資料および聞き取りに基づき調査したところ以下のとおりであった。

a. データ改ざんを実施する以前の状況(昭和60年～平成5年頃)

K-1 営業運転開始(昭和60年9月)以降、春夏秋冬の年四回、発電所前面海域の実温度を測定する際に、取水口と放水口での海水温度の測定値を柏崎刈羽原子力建設所技術調査課(以下、「建設所技術調査課」という;現在の土木グループの前身)が県に報告していた。

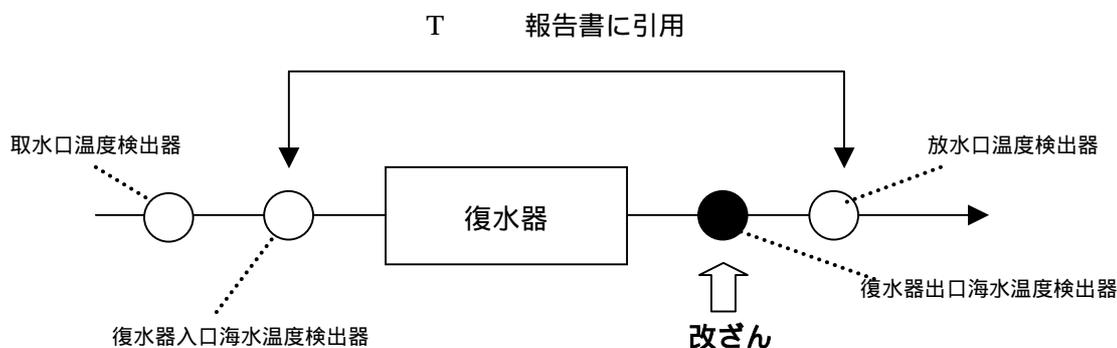
平成元年以降、K-1の復水器出入口海水温度差が7 を超える事案が確認されるようになった。平成5年には、取放水温度差も7 を超える事案が見受けられる状況となったが、この原因の一つとして、冷水塊等の影響により取水温度が下がることが挙げられたため、平成6年5月に柏崎刈羽原子力発電所技術課(以下、「技術課」という)にて検討し、温排水等漁業調査結果報告書の取水温度は、循環水ポンプにて海水が混合された状態の温度が測定可能な復水器入口海水温度の表示値を用いることが適切であると技術部長が承認した。

b. K-1のデータ改ざんおよびデータ引用元変更に関わる事実関係

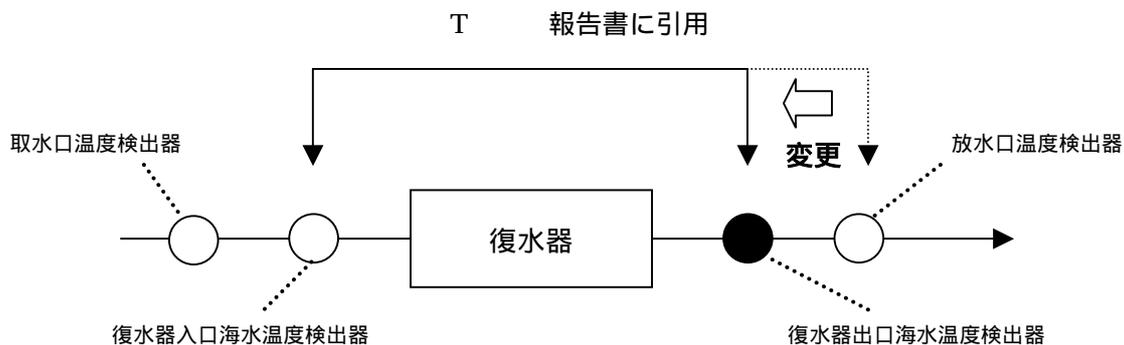
(平成6年～平成10年頃)

平成6年7月初旬には、K-1の復水器出入口海水温度差が24時間平均で7 を超えるようになってきた。復水器出入口海水温度差7 は、安全運転や許認可で直ちに問題になる数値ではないものの、恒久対策(設備改造)には長期を要すること、このままでは説明がしにくいとの認識から暫定的な対策として技術課長の承認に基づき、平

成 6 年 11 月、測定誤差範囲内の 0.3 を差し引くデータ改ざんが行われた。その後、平成 10 年 3 月の信頼性向上検討委員会において、当面は対策は採らず、現状どおりとすることが決定された。

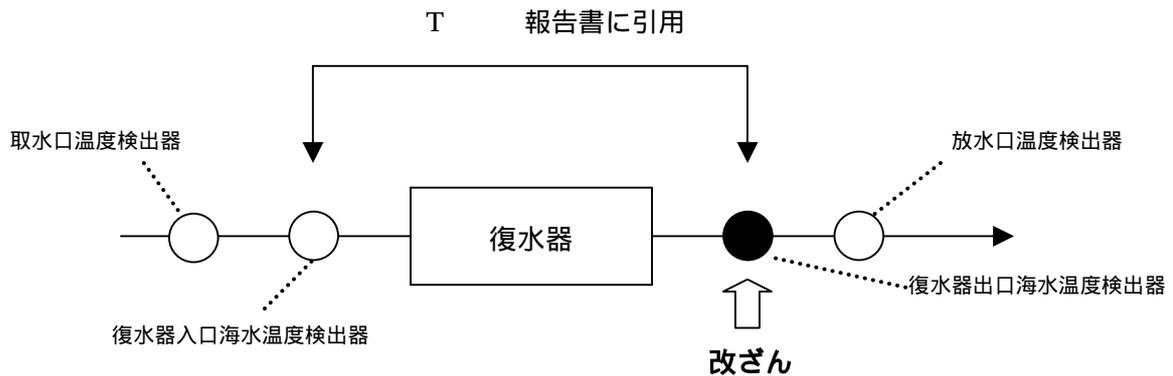


一方、建設所技術調査課は、上記データ改ざんを知らずに、平成 7 年度の温排水等漁業調査結果報告書より放水口温度として復水器出口海水温度(改ざんされたデータ)を引用していた。



c . K-4 のデータ改ざんに関わる事実関係 (平成 9 年 ~ 平成 14 年頃)

平成 9 年以降、K-4 の復水器出入口海水温度差が 7 を超える事案が確認されるようになった。本事案については、平成 13 年 7 月の信頼性向上検討委員会に紹介され、第 6 回定期検査時にプロセス計算機に復水器出入口海水温度の補正項を新たに設置する改造を実施した。その後、平成 14 年 2 月に補正項に「-0.5」()を入力した。



d . 原子力不祥事以降、現在までの状況（平成 14 年～）

平成 14 年 8 月の原子力不祥事以降、データ改ざんに気付くことがなかったが、中国電力株式会社下関発電所（火力）での事案をきっかけに、海水温度を補正した事実を思い出した職員がいたため、発電所にて調査を開始した。その結果、K-1/4 においてデータ改ざんが認められ、その事実関係を平成 18 年 11 月 30 日に公表した。

e . 初期対応における状況

平成 18 年 11 月 30 日の公表時点においては重大な問題と認識せず、調査した技術資料に「補正」という言葉が引用されていたこと、さらに直近における中国電力株式会社下関発電所（火力）や当社ダムの公表に「補正」という言葉が使われていたことから、安易に同じ言葉を用いた。

また、平成 18 年 11 月 30 日の公表時点において、当社他原子力発電所においては、類似事案は確認されなかったと公表したが、後日 1F-1 において改ざんが行われていることが確認された。

(3) 保安規定上の問題

保安規定には復水器出入口海水温度にかかわる規定はないため、保安規定上の問題はない。

(4) 安全に対する影響

復水器出入口海水温度は、プラント運転状態を示す数値の一つとして確認しているものであり、当該温度は運転制御に用いられておらず、また、警報機能を有していないことから、かかるデータ改ざんによる安全への影響はない。

(5) 原因

K-1/4 の復水器出口海水温度の改ざんについては、以下の 6 点において問題があったと考える。

問題点 1：復水器出口海水温度のデータを改ざんしたこと。

問題点 2：新潟県に提出する温排水等漁業調査結果報告書に、改ざんされたデータを引用したこと。

問題点 3：「信頼性向上検討委員会」にデータ改ざんしている事実が紹介されているが、これを是正できず、後続号機でも踏襲したこと。

問題点 4：平成 14 年 8 月 29 日の原子力不祥事以降、過去の記録の総点検等を行っていたにもかかわらず、今回のデータ改ざんについて確認できなかったこと。

問題点 5：公表にあたって、「補正」という言葉を用いたこと。

問題点 6：1F-1 の復水器出入口海水温度の改ざんを発見できず、問題なしと公表したこと。

以下に、このようなデータ改ざんが行われた根本的な原因を分析する。

a . 意識・企業風土の問題

(a) 安全管理に直接関わらない事項であることから、データを改ざんする事に対して「補正として許される」と思い、これがいつの間にか忘れ去られたこと。また、社外に対する説明責任を回避するため改ざんが行われたこと。技術者倫理教育の中でも、特に社会の信頼に応えるという部分に対して弱点があったと考えられること。また、社員、および協力企業社員が、正直に物を言えない風土が作られていた事に対して、組織風土改善として取り組んできたが、これが徹底していなかったこと。(法令等の遵守/ものを言えない風土)

(b) 業務の基本は現場にあるということが徹底されていなかったこと。(法令等の遵守)

b . 品質保証・組織運営上の問題

(a) プラントの基本設計に関わる事項について本店・発電所においてこれを組織的に解決しなかったこと。(組織間・組織内の課題)

(b) 保安規定に関わらないが、社内自主検査も含めて検査で取り扱うデータおよび対外報告に使うデータについて、追跡性と引用に関する管理のルールが曖昧だったこと。(検査のプロセス)

(c) プログラムの補正項の設定や入力など、設備の暫定処置などの課題が継承されなかったこと。(組織間・組織内の課題)

(d) 組織運営上、未解決の課題を本店も含め部門間で共有せず、一部門で解決を図るような組織体質があったこと。(組織間・組織内の課題)

原 福島第一原子力発電所4号機 取放水口温度データの改ざん

(1) 事案の概要

福島第一原子力発電所4号機(以下、「1F-4」という)について、昭和59年度から昭和61年度並びに平成元年度から平成5年度の県報告書記載の放水口温度を、取放水温度差が復水器設計水温上昇値(8.4)となるよう改ざんしていた。さらに平成6年度から平成9年度にかけては、県報告書記載の取放水口温度に加え、当社委託報告書記載の取放水口温度についても、取放水温度差が復水器設計水温上昇値(8.4)と一致するよう改ざんしていた。

なお、平成10年度以降については、改ざんは行われていない。

(2) 調査により認定された事実

取放水口温度データの改ざんにかかる事実関係について、当社福島第一原子力発電所、福島第二原子力発電所、原子力技術・品質安全部で保管されている県報告書、委託報告書、技術資料の調査、聞き取り調査の結果に基づけば、以下のとおりの事実が認められる。

a. 県報告書、委託報告書の調査結果

(a) 取放水温度差

取放水温度差については、一般に運転条件、海象条件等によって、測定結果はバラツキを有するが、1F-4においては、昭和59年度から昭和61年度並びに平成元年度から平成9年度の取放水温度差が復水器設計水温上昇値(8.4)で頭打ちとなっており、不自然な傾向が認められた。

(b) 県報告書と委託報告書の不一致

県報告書と委託報告書の不一致について検討を実施した結果は以下のとおり。

- ・明らかな誤記または複数箇所の取水口温度測定結果に基づく算出方法の違いでも説明できない不一致が福島第一原子力発電所において76件、福島第二原子力発電所において13件認められた。
- ・このうち取放水温度差が復水器設計水温上昇値と一致するよう修正された不一致が1F-4において昭和59年度から平成5年度の間17件確認されたが、これらは、取放水温度差が復水器設計水温上昇値(8.4)となるように放水口温度を低くするという内容であった。
- ・以上より、1F-4については、昭和59年度から昭和61年度並びに平成元年度から平成5年度において取放水口温度が改ざんされていることが確認された。また、平成

6年度から平成9年度において取放水口温度が改ざんされている可能性があることが確認された。なお、1F-4以外にも県報告書と委託報告書の取放水口温度の不一致は認められるものの、これらは復水器設計水温上昇値を越えないようにする意図は認められないものであった。

b. 技術資料の調査結果

1F-4取放水温度差に関し、福島第一原子力発電所において以下に示す昭和56年から昭和57年にかけての国および福島県とのやりとりに関する技術資料が確認された。

- ・福島県温排水調査報告に関する検討会において、昭和55年度1F-4の取放水温度差が復水器設計水温上昇値(8.4)を越えている理由を本店原子力技術課に質問(昭和56年9月)
- ・福島県温排水調査管理委員会において昭和55年度1F-4の取放水温度差が復水器設計水温上昇値(8.4)を越えている件に関して本店から回答(昭和56年10月)
- ・1F-4の復水器海水出入口温度差が復水器設計水温上昇値(8.4)を超えていたことに対し、国より説明を求められ、回答(昭和57年1月)

また、技術資料によれば本店原子力技術課より福島第一原子力発電所技術課に対し、1F-4取放水温度差が復水器設計水温上昇値を超えている件に関する問い合わせ、調査・資料作成依頼が行われていることが確認された。(昭和56年、昭和58年)

c. 聞き取り調査結果

(a) 県報告書記載データを改ざんした経緯(昭和59年頃から平成5年頃)

- ・福島県温排水調査管理委員会への報告内容は、関係各部の副長クラスが出席する会議において内容の確認が行われていたが、実際は環境調査コンサルタントが主体で実施されていた。当時原子力発電部の担当副長は、1F-4の取放水温度差が復水器設計水温上昇値(8.4)を超えることを憂慮し、環境調査コンサルタントの担当者に対し「1F-4について取放水温度差が復水器設計水温上昇値を超える場合は設計値となるよう取放水口温度を書き換えた上で当社に提出する」よう口頭で指示を実施し、環境調査コンサルタントは当社指示に従った。この際、担当副長は取放水口温度が参考値であるとの認識であり、また上司には相談せずに指示を実施した。なお、昭和62年度から昭和63年度については、人事異動により当社および環境調査コンサルタントの担当者が変わったことにより、この間の改ざんはないと推定される。
- ・平成元年頃、当社より昭和59年頃に改ざんの指示を受けた環境調査コンサルタントの担当者が再度業務を担当することとなり、以前の当社からの指示どおり取放水口温度報告値を改ざんして提出した。
- ・取放水口温度以外の県報告書記載のデータについては改ざんされていない。

(b) 委託報告書における改ざん経緯 (平成 6 年頃から平成 9 年頃)

- ・平成 6 年度から平成 9 年度までの間、県への報告書記載データに加え、委託報告書記載データについても修正を加えていた。その経緯は、当社側からその旨指示をしたケースと環境調査コンサルタント側が当社側の意向をくみ自発的に実施したケース等が考えられるが、環境調査コンサルタント側にとってメリットがないことを考えると当社の指示によるものと推定される。
- ・1 F - 4 以外についても改ざんの可能性を否定しきれないことから報告書を調査したところ、取放水温度差が、復水器設計水温上昇値と連続して等しい値となっているという不自然な状況は認められないこと、関係者からも改ざんを裏付ける証言がなかったことから、現時点では 1 F - 4 以外の号機については改ざんの実実は認められなかった。

(c) 改ざんをやめるに至った経緯 (平成 10 年頃)

- ・原子力管理部保安グループ (当時の本業務分掌箇所) の担当副長によれば、環境調査コンサルタントの担当者から上記 b . の改ざんの実事を聞いたため、当該改ざんは以後やめるように指示を行ったとのことであった。また、その他の関係者からの聞き取り調査によれば、それ以降このような改ざんは行っていないとのことであった。
- ・関係者からの聞き取り調査によれば、上記やりとりの背景には、当社以外の電力会社子会社のデータ改ざんを機に当社で風土改革運動が開始されたことが影響したとのことであった。

(3) 保安規定上の問題

保安規定には取放水口海水温度にかかわる規定はないため、保安規定上の問題は無い。

(4) 安全に対する影響

改ざんがなされた取放水口前面で測定されている当該データについては、温排水拡散状況調査時の運転状況データの一部として測定されているものであり、それによって運転制御や警報機能に用いるものではないことから、かかるデータ改ざんによる安全への影響はない。

(5) 原因

a . 事実関係からの問題点の整理

事実関係から、今回の 1 F - 4 の改ざんに関する問題点は以下の 2 点である。

昭和 59 年度に 1 F - 4 について取放水温度差が復水器設計水温上昇値と等しくなるように改ざんが行われたこと。

その後、このような改ざんが平成9年度まで継続して実施されると共に、さらに平成6年度から平成9年度にかけては当社委託報告書の取放水口温度についても改ざんが行われていたこと。

b. 取放水口温度のデータ改ざんが行われた背景事情・原因

1 F - 4 の取放水温度差が復水器設計水温上昇値を超えていることについての質問が国および福島県からあり、取放水温度差に対する対外的な説明を避けたいとの動機が働いていたものと推定。更に取放水口温度については温排水の拡散範囲調査時点における運転状況を示す参考値との認識であった。

c. データ改ざんがその後継続された背景事情・原因

- ・前年度との比較等が議論されず、経年変化を確認する等の意識が働くことがなかったものと推定した。
- ・改ざんを指示した昭和59年度の担当副長以降の副長においては、自らが改ざん指示者ではなく責任の意識が薄かったこと。
- ・取放水口温度は総点検の対象外であったために確認できなかったこと。

以下に、このような改ざんが行われた根本的原因を分析する。

a. 意識・企業風土の問題

- ・安全管理に直接関わらない事項であるため、データを改ざんすることについて「参考値だから構わない」と思い、対外的な説明を容易にすることが目的化したこと。(法令等の遵守)
- ・技術者倫理教育の中でも、特に社会の信頼に応えるという部分に対して弱点があったと考えられること。(法令等の遵守)
- ・正直に物を言えない風土が作られていたことに対して、組織風土改善として取り組んできたが、これが徹底していなかったこと。(ものを言えない風土)
- ・業務の基本は、現場にあるということが徹底されていなかったこと。(法令等の遵守)

b. 品質保証・組織運営上の問題

- ・プラントの基本設計に関わる事項について、本店・発電所において組織的に解決しなかったこと。(組織間・組織内の課題)
- ・保安規定に関わらないが、対外報告に使うデータについて、追跡性と引用に関する管理のルールが曖昧だったこと。(検査のプロセス)
- ・未解決の課題に対し、部門間で共有せず、一部門で解決を図るような組織体質があったこと。(組織間・組織内の課題)

原 柏崎刈羽原子力発電所

排気筒放射性よう素濃度の不正な測定による社内記録のデータ改ざん

(1) 事案の概要

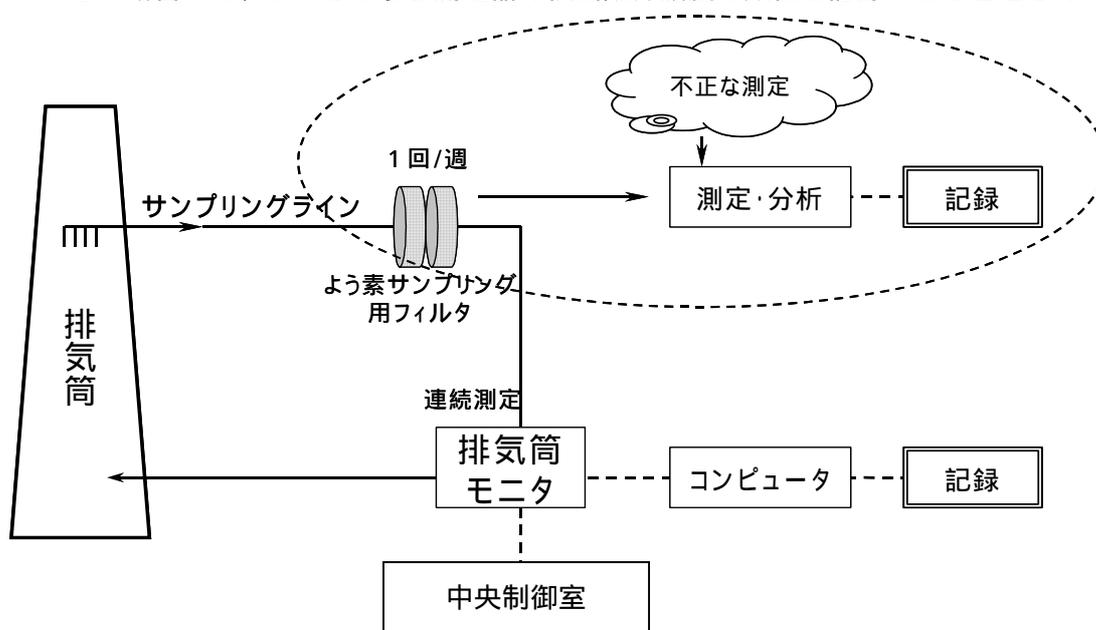
- 平成7年～平成9年頃、柏崎刈羽原子力発電所において、プラント停止時に、排気筒から放出される放射性よう素濃度測定した時に、指針に定める測定下限濃度 (7×10^{-9} Bq/cm³、指針上、この数値を目標に検出することとしている値) 以下の極微量であるが、測定器の検出限界濃度 ($2 \sim 4 \times 10^{-9}$ Bq/cm³、測定器の性能上検出可能な最小の値) を上回る放射能が検出された。
- 当時、柏崎刈羽原子力発電所における放射性よう素濃度のレベルは、指針に定める測定下限濃度を下回っており、さらに通常は、測定器の検出限界濃度も超えないものであったため、この傾向にあわせようとして、測定器の検出限界濃度を上回る値が検出された際、検出結果をそのまま記録せずに、より低い測定結果となるように測定をやり直して、測定器の検出限界濃度を超えない結果を得て、これを記録として残していた。
- なお、不正な方法により改ざんを行ったことが否定できないのは数件程度と推測されるが、号機を特定するには至らなかった。
- 放射性よう素濃度は、四半期ごとなどに、国ならびに県に報告すべきものであったが、指針に定める測定下限濃度以下であれば、「N.D. (指針に定める測定下限濃度 (7×10^{-9} Bq/cm³) 以下)」と報告していたため、対外的な報告の面では問題なかった。しかし、法令および保安規定により作成・保管が定められている社内記録には不正な方法により測定された結果を記録していたので、その面ではデータの改ざんがあった。
- しかしながら、本事案における実際の放射性よう素の放出量は極めて低いレベルであったことから、本件は安全性に影響を及ぼすものではなかった。また、現在は指針の測定下限濃度以下であっても、測定器の検出限界値を上回る測定結果が得られた場合に、それを「検出」とすることを明確にし、これをマニュアルとして定めることにより再発防止対策がとられている。

: 発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針 (原子力安全委員会決定)

(2) 業務の位置付け

放射性よう素濃度の測定は、「周辺監視区域境界における濃度限度を超えないこと」という法令の要求、および「放出管理目標値を超えないように努めること」という保安規定の要求を満足していることを確認するために1週間ごとに実施し、その結果を記録しているものである。

測定に際しての下限值には、指針に定める測定下限濃度と測定器の検出限界濃度の2種類がある。指針が求める計器の測定感度に対し、実際にはより高感度の計器を用いている（より低い濃度まで測れる）ため、測定器の検出限界濃度は指針に定める測定下限濃度のおよそ1/4～1/2の低い値となっていた。測定の結果、検出が認められない場合には、これらのうち測定器の検出限界濃度の数値を記録することとしている。



原 図 - 1 放射性よう素濃度の測定および記録（イメージ）

（3）調査により認定された事実

平成7年～平成9年頃、柏崎刈羽原子力発電所において、号機は特定されないが、技術部環境化学課主任が、排気筒から放出される放射性よう素濃度を測定した際、指針に定める測定下限濃度以下の極微量であるものの、測定器の検出限界濃度を上回ったことがあった。

その原因は、プラントの停止後のタービンの開放までの期間が、従来は一週間程度あり十分に放射性よう素が減衰したのに対し、定期検査工程の短縮にともない開放までの期間が2日程度に短縮されたこと、および、燃料破損の影響により、機器内の放射性よう素濃度が増加したことによるものであった。

上記主任は、通常、サンプリングライン（排気筒から気体の一部を採取する設備）に2枚のフィルタを重ねて排気中の放射性よう素を捕集し、1段目のフィルタの表（おもて）面（気体の流れから吸着されやすい面）を測定器で計測するところ、一段目のフィルタの裏面を測定したり、2段目のフィルタ（1段目のフィルタを通過した後の気体が出る）を測定して数値を小さくしたが、これらの改ざん行為については課長まで承知していた。

改ざんの動機は、ゼロリリース（放出放射性物質をゼロにする）に対するプレッシャーが大きく、放出がなかったように見せたかったことによる。

加えて、当時、柏崎刈羽原子力発電所における放射性よう素濃度のレベルは、指針に定める測定下限濃度を下回っており、さらに通常は、測定器の検出限界濃度を超えないものであったことから、測定下限濃度を記録することは、それまでの記録のトレンドと比べて不自然な差が出ることになり、対外的な、特に国の運転管理専門官（当時）向けの説明が困難であったことも、数値を小さく見せかけた動機となっていた。

（４）検査等への影響

測定器の検出限界濃度を超えても指針に定める測定下限濃度以下であれば、当時の判断として「検出なし」と解釈するという考え方自体は、技術的には間違いではない。

しかしながら、そのような解釈をしたのであれば、記録には「指針に定める測定下限濃度の数値」を記載すべきところ、本事案はより低い測定値を得るために不正な取扱いによってデータを測定し、その結果「測定器の検出限界濃度の数値」を記録した改ざんである。

法令および安全協定に基づき、対外的に提出している報告には、「N.D.（指針に定める測定下限濃度（ $7 \times 10^{-9} \text{Bq/cm}^3$ ）以下）」と記載していたので問題ないと考えられるが、法令および保安規定により作成・保管が定められている社内記録には、不正な方法により測定された結果を記録していたので、その面ではデータの改ざんがあった。

聞き取り調査結果によると、改ざんが行われた時期は平成7年～平成9年のプラント停止の際とのことであった。放射性よう素が放出される可能性があるのは、漏えいなどのトラブル以外では、一次系に隔離されていた気体が開放作業により減衰を経ずに換気系を経由して放出されるような停止時であると考えられるので、当該期間中に停止したプラントの燃料破損事案やタービン開放などの作業状況を確認したところ、改ざんが否定できないものは数件程度と推測されたが、号機を特定するには至らなかった。このことは聞き取り調査における数件程度行ったという証言とも一致する。

（５）保安規定上の問題

法令の濃度限度や保安規定の放出管理目標値を逸脱するものではないが、その「放射性気体廃棄物の管理」の記録が改ざんされていた。

（６）安全に対する影響

測定された放射性よう素濃度は、指針に定める測定下限濃度以下であったので「検出なし」と判断されるレベルであった。

このため、放射性よう素濃度の測定は1週間連続捕集したフィルタを測定すること、放出の可能性は年1回の定期検査における停止時であることから、仮に平成7年度にお

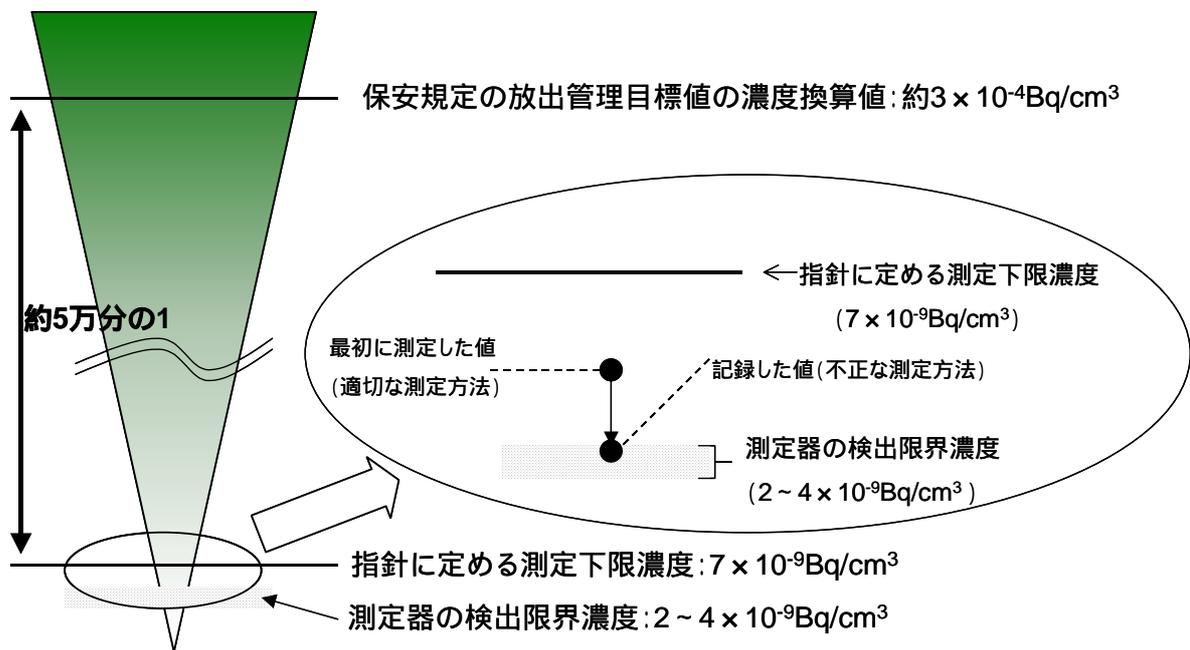
いて柏崎刈羽原子力発電所のすべての排気筒から、1週間、指針に定める測定下限濃度の放射性よう素が放出されたと仮定しても、年間放出量は約 4.5×10^6 Bq と評価され、当時の保安規定に定めた放出管理目標値と比較して約 5 万分の 1 である。また、この仮定に基づく周辺監視区域境界の放射性よう素濃度は、約 5.7×10^{-13} Bq/cm³ と評価され、法令の濃度限度と比較して約 1,000 万分の 1 である。

さらに、上記の仮定放出量を基に一般公衆の被ばく線量を求めると、 1.5×10^{-6} mSv / 年と評価され、これは法令に定める周辺監視区域境界における線量限度 (1 mSv / 年) の約 70 万分の 1 である。

以上のように、本事案における実際の放射性よう素の放出量は極めて低いレベルであったことから、本件は安全性に影響をおよぼすものではなかった。

また、現在は指針の測定下限濃度以下であっても、測定器の検出限界値を上回る測定結果が得られた場合に、それを「検出」とすることを明確にし、これをマニュアルとして定めることにより、再発防止対策がとられている。

なお、これまでの柏崎刈羽原子力発電所周辺での環境モニタリングの測定結果では発電所の影響による放射性よう素が検出されたことはない。



指針に定める測定下限濃度 : $7 \times 10^{-9} \text{Bq/cm}^3$ 、指針上、この数値を目標に検出することとしている値
 測定器の検出限界濃度 : $2 \sim 4 \times 10^{-9} \text{Bq/cm}^3$ 、測定器の性能上検出可能な最小の値
 放出管理目標値の濃度換算値 : $\text{約} 3 \times 10^{-4} \text{Bq/cm}^3$ 、平成7年度において柏崎刈羽原子力発電所の排気筒から、合計で当時の保安規定に定めた放出管理目標値 ($2.1 \times 10^{11} \text{Bq/年}$) 相当を1回放出したと仮定して平均濃度に換算した値

図 - 2 放射性よう素の放出管理目標値と指針に定める測定下限濃度

(7) 原因

調査結果より、改ざんが行われた原因として、以下が挙げられた。

a. 意識・企業風土の問題

- ・ 原子力発電所の運転状況として、放射性廃棄物の管理状況を国の運転管理専門官（当時）に、定期的に社内記録を用いて説明を行っており、測定時間を短くすることに技術的に問題がなくてもそれまでの記録のトレンドと比べ不自然な差が出ることとなり、対外的な説明が困難と考えた。（説明回避）
- ・ 柏崎刈羽原子力発電所では、それより以前にタービン開放が原因となる放射性よう素の排気筒での検出がなかったことから、「ゼロリリース」の実績を継続的なものとするために、常に強いプレッシャーを背負っていた。（説明回避、業務の判断基準）

- ・ 課長が本来改ざんを是正しなければならないところ、責任を果たしていなかった。
(上位職の行動規範)

b . 品質保証・組織運営上の問題

- ・ 指針に定める測定下限濃度を下回る値で検出された場合の取扱いについて明確に定めていなかった。(業務の判断基準)
- ・ 定検短縮に伴う原子炉停止後のタービン開放が従前より早期に行われたり、燃料損傷事案が発生しており、放射性よう素が十分に減衰されないまま換気系を経て排気筒で検出されやすい状況であったが、放射性よう素放出抑制対策が十分に確立されていなかった。(業務のプロセス)

原 柏崎刈羽原子力発電所 4号機

排気筒モニタコンピュータ処理の不正な上書きによる社内記録のデータ改ざん

(1) 事案の概要

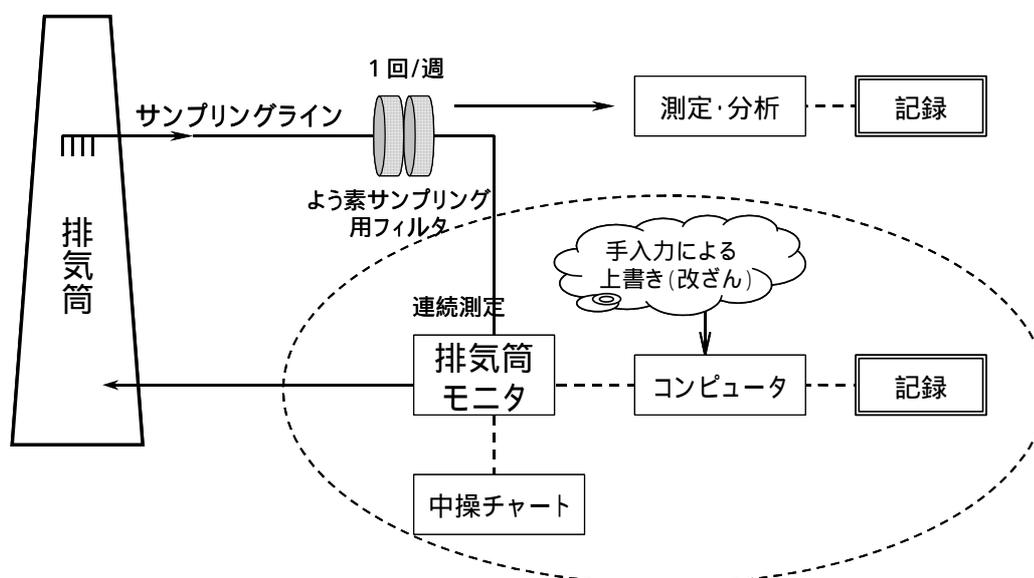
- 平成7年5月5日から7日にかけて、柏崎刈羽原子力発電所4号機のプラント起動時において、排気筒モニタによる放射性希ガス濃度測定時に、指針に定める測定下限濃度 ($2 \times 10^{-2} \text{Bq/cm}^3$ 、指針上、この数値を目標に検出することとしている値) 以下の極微量であるが、測定器の検出限界濃度 (約 $1 \times 10^{-3} \text{Bq/cm}^3$ 、測定器の性能上検出可能な最小の値) を上回る放射能が検出された。
- 当時、柏崎刈羽原子力発電所における通常時の放射性希ガス濃度のレベルは、指針に定める測定下限濃度を下回っており、さらに通常は、測定器の検出限界濃度も超えないものであったため、この傾向にあわせようとして、測定器の検出限界濃度を上回る値が検出された際、検出結果をそのまま記録せずに、データ処理用コンピュータの中に通常時と同じ程度のデータを上書きした。
- 排気筒モニタのデータは、コンピュータと中央制御室(以下、「中操」という)チャートの2箇所に記録されている。そのため、同時期における排気筒モニタの中央制御室チャート等を調査したところ、4号機において濃度指示値の有意な上昇(5.5cpsから最大7cps程度まで上昇)が確認された。
- 原因は、タービン建屋地下2階の排ガスモニタ除湿冷却器出口サンプリングラインブロー弁の閉め忘れにより、室内にわずかに漏えいした放射性希ガスが建屋換気系を通じて排気筒から放出されたもので、発電部当直長が当該バルブを閉めるまで漏えいは続いた。
- 放射性希ガス濃度は、四半期ごとなどに、国ならびに県に報告すべきものであったが、指針に定める測定下限濃度以下であれば、「N.D.(指針に定める測定下限濃度 ($2 \times 10^{-2} \text{Bq/cm}^3$) 以下)」と報告していたため、対外的な報告の面では問題なかった。しかし、法令および保安規定により作成・保管が定められている社内記録には上書きした結果に基づく記録をしていたので、その面ではデータの改ざんがあった。
- しかしながら、本事案における実際の放射性希ガスの放出量は極めて低いレベルであったことから、本件は安全性に影響を及ぼすものではなかった。また、現在は指針の測定下限濃度以下であっても、測定器の検出限界値を上回る測定結果が得られた場合に、それを「検出」とすることを明確にし、これをマニュアルとして定めることにより再発防止対策がとられている。

: 発電用軽水型原子炉施設における放出放射性物質の測定に関する指針(原子力安全委員会決定)

(2) 業務の位置付け

排気筒モニタは、「周辺監視区域境界における濃度限度を超えないこと」という法令の要求、および「放出管理目標値を超えないように努めること」という保安規定の要求を満足していることを確認するために放射性希ガス濃度を連続測定している。測定結果は、中央制御室チャートに記録されるとともに、データ処理のためコンピュータに記録される。

測定に際しての下限值には、指針に定める測定下限濃度と測定器の検出限界濃度がある。指針が求める計器の測定感度に対し、実際にはより高感度の計器を用いている（より低い濃度まで測れる）ため、測定器の検出限界濃度は指針に定める測定下限濃度のおよそ 20 分の 1 の低い値となっていた。測定の結果、検出が認められない場合には、これらのうち測定器の検出限界濃度の数値を記録することとしている。



原 図 - 1 排気筒モニタの伝送および記録 (イメージ)

(3) 調査により認定された事実

放射性気体廃棄物管理業務を担当していた技術部環境化学課主任は、柏崎刈羽原子力発電所 4 号機のプラント起動時の平成 7 年 5 月 5 日から 7 日において、排気筒モニタによる放射性希ガス濃度測定の結果、測定器の検出限界濃度を上回る放射能が検出されたが、指針に定める測定下限濃度以下だったため、データ処理用コンピュータ端末を操作して、検出限界濃度以下にデータを上書きし、改ざんした。上記主任からの聞き取りによると、これは、副長からの指示を受けたものであった。

改ざんの動機は、ゼロリリース（放出放射性物質をゼロにする）に対するプレッシャーによるものであり、当時、柏崎刈羽原子力発電所における放射性希ガス濃度のレベル

は、指針に定める測定下限濃度を下回っており、さらに通常、測定器の検出限界濃度も超えないものであったため、この傾向に合わせようとして、その後、指示値が低下するまでの間のデータを改ざんしたものであった。

また、検出された数値をそのまま記録すると、測定器の検出限界濃度以下ではなく、指針の測定下限濃度以下ということになり、それまでの記録のトレンドと比べて不自然な差が出ることになる。このため、対外的な、特に国の運転管理専門官（当時）向けの説明が困難であったことも、数値を小さく見せかけた動機となっていた。

（４）検査等への影響

測定器の検出限界濃度を超えても指針に定める測定下限濃度以下であれば、当時の判断として「検出なし」と解釈するという考え方自体は、技術的には間違いではない。

しかしながら、そのような解釈をしたのであれば、記録には「指針に定める測定下限濃度の数値」を記載すべきところ、本事案はコンピュータの入力値を手入力で通常時と同じ程度のデータにより上書きし、コンピュータから自動計算される「測定器の検出限界濃度の数値」を記録した改ざんである。

法令および安全協定に基づき、対外的に提出している報告には、「N.D.（指針に定める測定下限濃度（ $2 \times 10^{-2} \text{Bq/cm}^3$ ）」と記載していたので問題ないと考えられるが、法令および保安規定により作成・保管が定められている社内記録には、上書きした結果に基づく記録をしていたので、その面では、データの改ざんがあった。

（５）保安規定上の問題

法令の濃度限度や保安規定の放出管理目標値を逸脱するものではないが、その「放射性気体廃棄物の管理」の記録が改ざんされていた。

（６）安全に対する影響

測定された放射性希ガス濃度は指針に定める測定下限濃度以下であったので、「検出なし」と判断されるレベルであった。

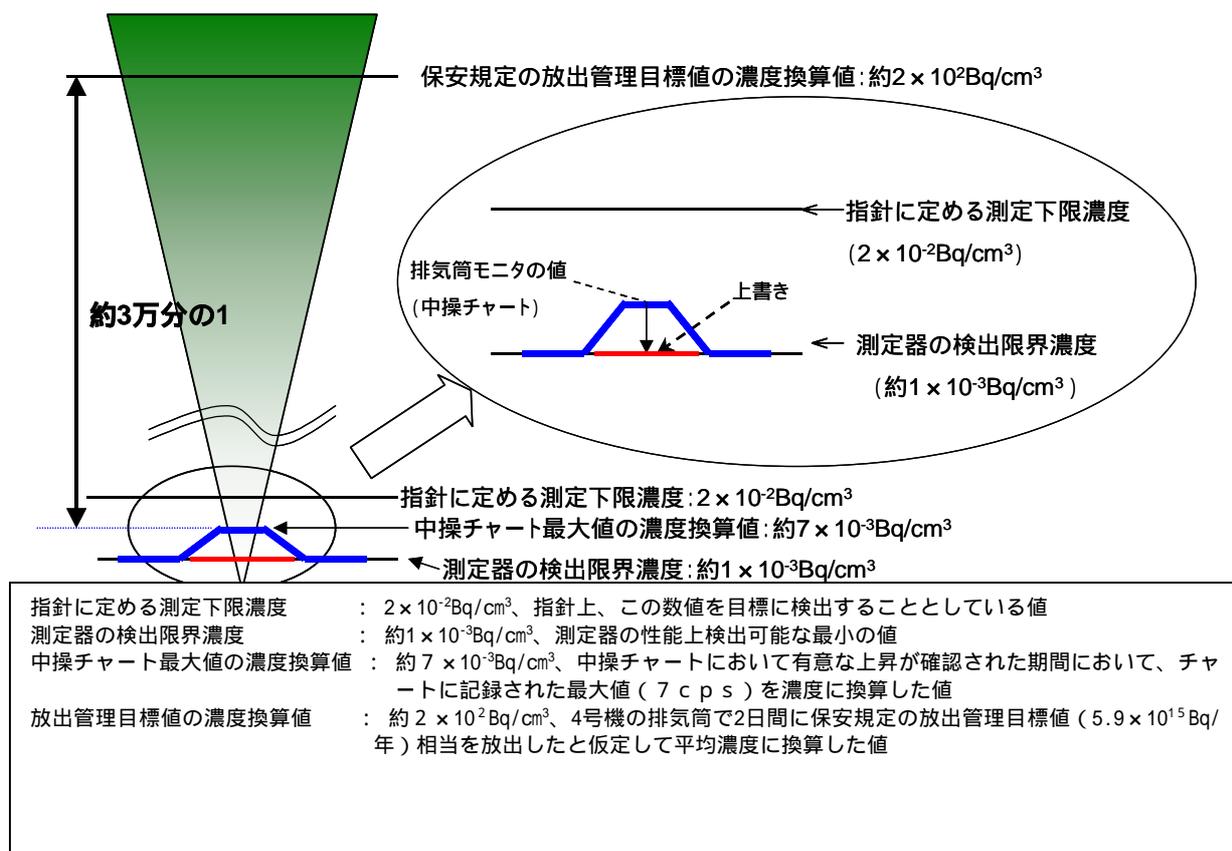
このため、仮に中央制御室チャートにおいて有意な上昇が確認された当該期間において、チャートに記録された最大値（7cps）で放出が継続したと仮定しても、放射性希ガス放出量は約 $2.1 \times 10^{11} \text{Bq}$ と評価され、当時の保安規定に定めた放射性希ガスの放出管理目標値と比較して約 3 万分の 1 である。

さらに、上記の仮定放出量を基に一般公衆の被ばく線量を求めると、 $9.9 \times 10^{-7} \text{mSv/年}$ と評価され、これは法令に定める周辺監視区域境界における線量限度（ 1mSv/年 ）の約 100 万分の 1 である。

以上のように、本事案における実際の放射性希ガスの放出量は極めて低いレベルであったことから、本件は安全性に影響をおよぼすものではなかった。

また、当該期間において敷地境界のモニタリングポストの指示値は約 30 ~ 40nGy / h であり、有意な変化は認められていない。

なお、現在は指針の測定下限濃度以下であっても、測定器の検出限界値を上回る測定結果が得られた場合に、それを「検出」とすることを明確にし、これをマニュアルとして定めることにより、再発防止対策がとられている。



原 図 - 2 放射性希ガスの放出管理目標値と指針に定める測定下限濃度

(7) 原因

調査結果より、改ざんが行われた原因として、以下が挙げられた。

a. 意識・企業風土の問題

- 原子力発電所の運転状況として、放射性廃棄物の管理状況を国の運転管理専門官 (当時) に、定期的に社内記録を用いて説明を行っており、指針の測定下限濃度以下と記録することにより、それまでの記録のトレンドと比べ不自然な差が出ることとなり、対外的な説明が困難と考えた。(説明回避)

- ・ 柏崎刈羽原子力発電所では、1号機の試運転時に排気筒で検出して以降、検出されたことがなかったことから、「ゼロリリース」の実績を継続的なものとするために、常に強いプレッシャーを背負っていた。(説明回避、業務の判断基準)
- ・ 副長以下の判断で改ざんが行われた状況から、組織運営の管理者である課長の関与が十分ではなかった。(上位職の行動規範)

b . 品質保証・組織運営上の問題

- ・ 指針に定める測定下限濃度を下回る値で検出された場合の取扱いについて明確に定めていなかった。(業務の判断基準)
- ・ 排気筒モニタデータは、コンピュータシステムに取り込まれる指示値を担当者が容易に変更できたため、データの上書きが可能で、そのエビデンスが残らない運用であるとともに、修正を行ったとしても、この修正を行うプロセスを明確にするような仕組みも構築されていなかった。(業務のプロセス)

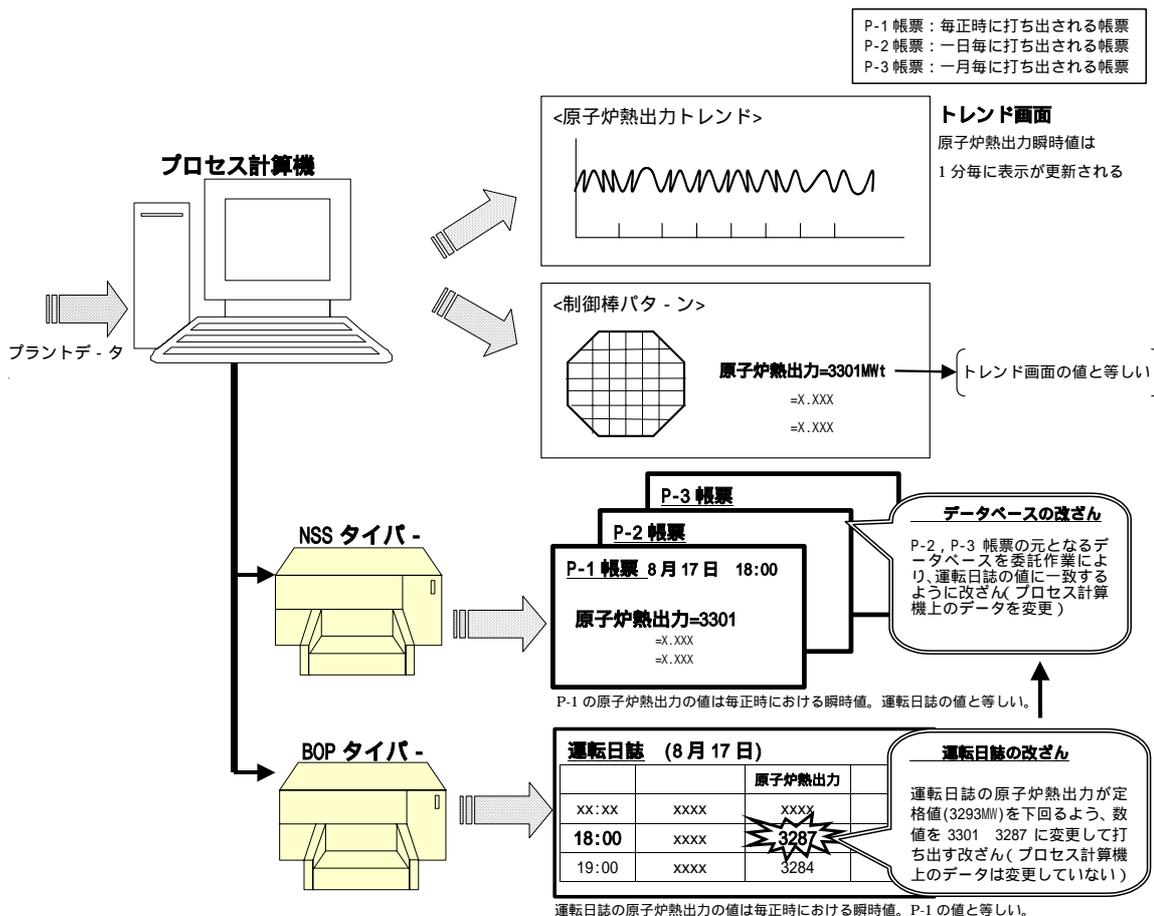
原 柏崎刈羽原子力発電所 1号機 運転日誌（社内記録）等の熱出力の計算機打出し値の改ざん

(1) 事案の概要

平成7年8月に柏崎刈羽原子力発電所1号機において、一時間ごとの計算機打ち出しに表示された原子炉熱出力瞬時値がわずかに定格値(3,293MW)を上回っていたため、運転日誌の原子炉熱出力瞬時値の記載値を、定格値を下回る値に改ざんしたことがあった。

	改ざん前	改ざん後
8月17日18時	3,301MW	3,287MW
8月27日7時	3,295MW	3,290MW

また、この改ざんに伴い他の帳票との整合を図る目的で、燃料技術課からプロセス計算機メーカーへ委託し、NSSタイパーから一日分の記録として、「日毎に打ち出されるP-2帳票」と「月毎に打ち出されるP-3帳票」の最大原子炉熱出力について、改ざんがあった。



原 図 - 1 運転日誌等の記録の改ざんイメージ図

(2) 調査により認定された事実

柏崎刈羽原子力発電所 1号機において、平成7年8月17日、夏場の熱出力管理手順に基づく運転方法の影響を確認するために、当直員が、同運転方法による試験を実施したところ、原子炉熱出力瞬時値(3,301MW)が、定格値(3,293MW)を上回った。このため、当直員は、当直長の了解の下、中央制御室にあるBOPタイパーの再印字機能とタイプ機能を利用し、手入力により、運転日誌に記載されている原子炉熱出力瞬時値を、定格値を下回る値(3,287MW)に改ざんした。

同27日、運転日誌の原子炉熱出力瞬時値(3,295MW)が、定格値(3,293MW)を再び上回った。このため、当直員は、当直長の了解の下、同様の手法により、運転日誌の原子炉熱出力瞬時値を、定格値を下回る値(3,290MW)に改ざんした。

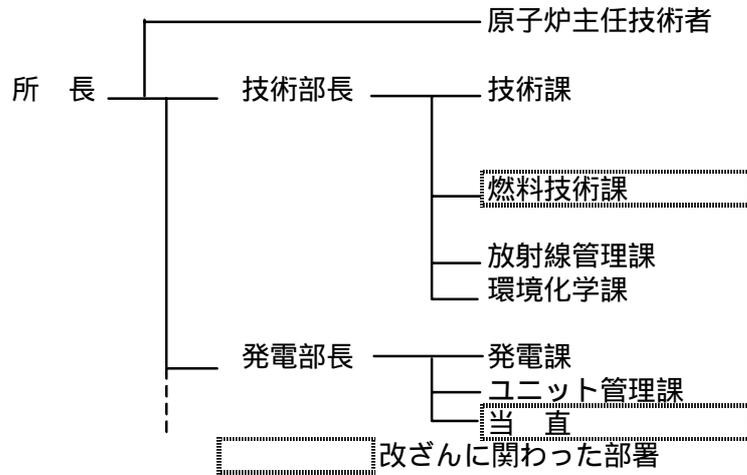
その翌日の28日、燃料技術課では、課長の承認の下、プロセス計算機上のデータを、改ざんされた8月17日、27日の運転日誌上の値に整合させるための作業を、協力企業に依頼した。これを受けて協力企業は9月4日、5日に作業を実施し、P-2、P-3の各帳票上の原子炉熱出力瞬時値の最大値が改ざんされた。

これらの改ざんは、運転日誌に原子炉熱出力瞬時値の定格値超過の記載があった場合、運転管理専門官に、その原因を説明することが困難であると考え、それを回避しようとしたことや、改ざんした原子炉熱出力瞬時値は、IAEA(国際原子力機関)の査察で確認されるデータではないものの、P-2 帳票自体は当該査察で提示することから、P-2、P-3 帳票と運転日誌の整合を取ろうとしたことによって行われた。

また、P-2 帳票の改ざんにより、技術部放射線管理課が作成する「平成7年度上期放射線管理等報告書*」における平成7年8月の熱出力最大(原子炉熱出力瞬時値の最大値)が、正しくない値(本来3,301MWであるべきところ3,292MWと記載)になって国に報告されていた。

* 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67条第1項及び実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第24条第1項の規定によるもの。

改ざんが行われた平成7年8月～9月にかけての発電所の組織図と、改ざんに関わっていた部署は図-2のとおりである。



原 図 - 2 平成 7 年 8 月から 9 月の柏崎刈羽原子力発電所組織図

(3) 保安規定上の問題

当時の保安規定では、「連続最大熱出力」を定格値 (3,293MW) 以下に保つことが要求されており、具体的な運用方法として、プロセス計算機とは別の、平均出力領域モニタの記録計で監視する方法が定められていた。なお、プロセス計算機の原子炉熱出力瞬時値 (運転日誌(BOP タイパー)の値) は参考値であり、運転日誌に記載された原子炉熱出力瞬時値が定格値を超えたとしても、そのことが直ちに保安規定に抵触するものではなかった。

当該データ改ざんが行われた際も運転中平均出力領域モニタの記録計の監視はおこなわれており、その値は定格値以下であった。また、原子炉熱出力の記録も平均出力領域モニタのチャートを用いており、保安規定に抵触するものではなかった。

(4) 安全に対する影響

上述の通り、当該データ改ざんが行われた際も運転中平均出力領域モニタの記録計の監視は行われており、その値は定格値以下であった。

また、現在は、原子炉熱出力瞬時値が 1%未滿の超過の場合は問題とならないことが保安規定において明確になっているが、当該データ改ざんのあった原子炉熱出力瞬時値の定格値からの超過は約 0.25%、約 0.06%である。

以上のことから、本件は安全性に影響をおよぼすものではなかった。

なお、BOP タイパーは第 15 回定期検査時 (平成 19 年 5 月 ~) にタイプ機能がないものへ取替を実施する予定。また、平成 8 年以降、必要に応じデータ修正ができる機能を追加しているが、その機能についても削除することを検討する。

(5) 原因

調査結果より、改ざんが行われた原因として、以下が挙げられた。

a. 意識・企業風土の問題

- ・ 運転管理専門官など社外から原子炉熱出力瞬時値が定格値を超えていることに対して質問があった場合に説明することが困難であり、それを避けようと考えた。(説明回避)
- ・ 当時は運転管理専門官への説明のしやすさを優先し、記録の改ざんを許容する風土があったことも一因として考えられる。(説明回避)
- ・ 改ざんした原子炉熱出力瞬時値は、IAEA(国際原子力機関)の査察で確認されるデータではないものの、P-2 帳票自体は当該査察で提示することから、P-2、P-3 帳票と運転日誌の整合を取ろうとしたことも一因と推定される。(説明回避)

b. 品質保証・組織運営上の問題

- ・ 当時の保安規定の運用では「連続最大熱出力」が定格値(3,293MW)以下であることを平均出力領域モニタの記録計で監視することとされており、プロセス計算機の原子炉熱出力瞬時値(運転日誌(BOP タイパー)の値)に関しての解釈が明確ではなかった。このため、原子炉熱出力瞬時値(運転日誌(BOP タイパー)の値)が定格値を超えた場合でも問題ないという根拠が明確になっていなかった。(業務の判断基準)

原 福島第一原子力発電所 6号機

ホイストクレーン定期自主検査記録の不適切な取り扱い

(1) 事案の概要

福島第一原子力発電所において、6号機モータ・ジェネレータ建屋⁽¹⁾(以下、MG建屋)に設置しているホイストクレーンについて平成9年度に、定検機材倉庫⁽²⁾に設置しているホイストクレーンについて平成12年度に、それぞれ定期自主検査を実施していなかった。またそれぞれ定期自主検査を実施していないにもかかわらず、検査記録をねつ造し、2年毎に実施されるボイラークレーン協会(登録性能検査機関)検査員の立ち会いによる性能検査を受検した。

- (1) 原子炉冷却材再循環ポンプを運転するための、可変周波数電源装置が設置されている建屋
- (2) 定期検査時に使用する機材等を保管する倉庫

(2) 検査の概要

- ・ 労働安全衛生法第45条において、ボイラーその他の機械等で政令に定めるもの(つり上げ荷重が3トン以上のクレーンは対象)について、定期的に自主検査を行い、その結果を記録しておかなければならないと規定されている。
- ・ ホイストクレーンに関して、クレーン等安全規則(以下、「クレーン則」という)第34条において「事業者は、クレーンを設置した後、1年以内ごとに1回、定期的に当該クレーンについて自主検査を行わなければならない」と規定されている。
- ・ また、クレーンが使用可能であることを証明するクレーン検査証の有効期間は2年(クレーン則第10条)であることから、設置者は、原則2年毎にボイラークレーン協会が実施する性能検査を受検し、検査証の有効期間を更新している。(クレーン則第43条)
- ・ 以上から、当社(事業者)は、毎年クレーン各部(フック、巻き上げ装置、ワイヤー等)の健全性について自主的に検査を実施し、検査結果を定期自主検査記録として作成・保管(保管期間は3年(クレーン則第38条))するとともに、2年毎にボイラークレーン協会の立ち会いによる性能検査(定期自主検査記録の確認含む)を受検し、検査証を更新している

(3) 調査により認定された事実

福島第一原子力発電所において、6号機MG建屋に設置しているホイストクレーンについて平成9年度に、定検機材倉庫に設置しているホイストクレーンについて平成12年度に、それぞれ定期自主検査を実施しなかった。

それぞれの事案の原子炉グループ担当者(当時)は、2年毎に実施されるボイラークレーン協会による性能検査を受検する際、1年前の定期自主検査記録がないことに気づき、主任に相談のうえ、1年前の定期自主検査記録をねつ造した。課長、副長が相談を

受けていたかどうかは不明であるが、上覧印は課長まで押印されていた。主任および担当者は、定期自主検査を実施していないにもかかわらず、それぞれ性能検査を受検し、これに合格した。

ねつ造の動機は、定期自主検査記録の不備を理由に性能検査に合格せず、発電所の定期検査時に行われる工事や機材の搬入出に必要な当該クレーンが使用できなくなることで、定期検査全体の工程に影響が出ることを恐れたというものであった。

(4) 検査への影響

クレーン則第 34 条では、毎年定期自主検査を行うことが規定されているが、定期自主検査を実施していないにもかかわらず、MG 建屋については平成 10 年に平成 9 年の検査記録を作成、定検機材倉庫については平成 13 年に平成 12 年の記録を作成し、不適切な状態でボイラークレーン協会が実施する性能検査を受検したことが問題であった。

(5) 保安規定上の問題

当該設備は、保安規定に規定される設備ではないため、保安規定上の問題はない。

(6) 安全に対する影響

過去 3 年分の定期自主検査記録を確認した結果、異常は確認されていない。クレーンが使用可能であることを証明するクレーン検査証について、2 年毎にボイラークレーン協会が実施する性能検査を受検し、検査証の有効期間を更新していることから、設備上の問題はなかった。

当該設備は設備点検用のクレーンであり、プラントの安全・安定運転に影響するものではなかった。

(7) 原因

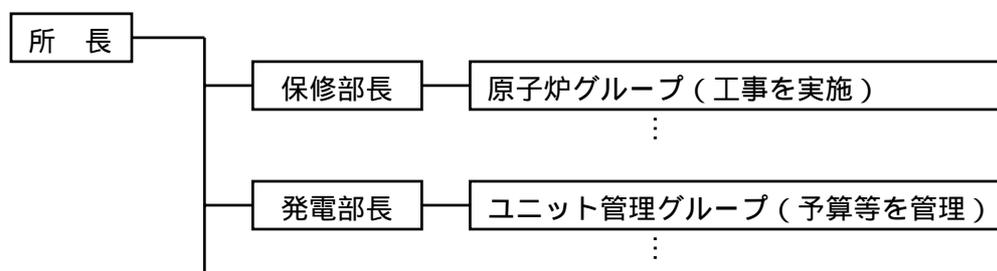
調査結果より、改ざんが行われた原因として、以下が挙げられた。

a. 意識・企業風土の問題

- ・ 担当者はボイラークレーン協会による定期検査直前に前年度の定期自主検査を実施していないことに気づいたが、円滑に検査を終了したいとの思いが強く、また定期自主検査項目は日常の点検項目と大差なく、いつも日常点検をやっていることからクレーンの健全性には問題ないと解釈し、この行為に至ったものである。(法令等の遵守)
- ・ 担当者は定期検査直前に前年度の定期自主検査を実施していないことに気づき、定期検査時に行われる工事や機材の搬入出に必要な当該クレーンが使用できなくなることで、定期検査の工程に影響が出ることを恐れていたと考える。(工程確保の優先)

b. 品質保証・組織運営上の問題

- ・ 当該ホイストクレーンは使用頻度も少なく、発電所に設置されている使用頻度の多いホイストクレーンと違い定期的な点検(毎年)が計画されていなかった。また当時は、点検の計画表がなかったことから、原子炉グループの主任・担当者は定期自主検査を失念してしまったものとする。(業務のプロセス)
- ・ 当時の体制は図1に示す工事を実施する原子炉グループと予算等を管理するユニット管理グループに分かれており、責任箇所が曖昧であったためどちらのグループにおいても当該ホイストクレーンの点検が管理されていなかった。(組織間・組織内での課題)



原 図 - 1 関係組織図

- ・ 平成12年度に平成9年度と同じ事案が発生した原因は、原子炉グループ内の担当は号機毎に主任・担当者が分かれていたため、平成9年度に発生した本事案がグループ内において情報共有がなされていなかったと考える。(組織間・組織内での課題)

**原 -a 福島第二原子力発電所 1号機及び柏崎刈羽原子力発電所 1号機
定期検査開始のためのプラント停止操作における原子炉スクラム（自動停止）
事象の隠ぺい**

（ 1 ） 事案の概要

【福島第二原子力発電所 1号機】

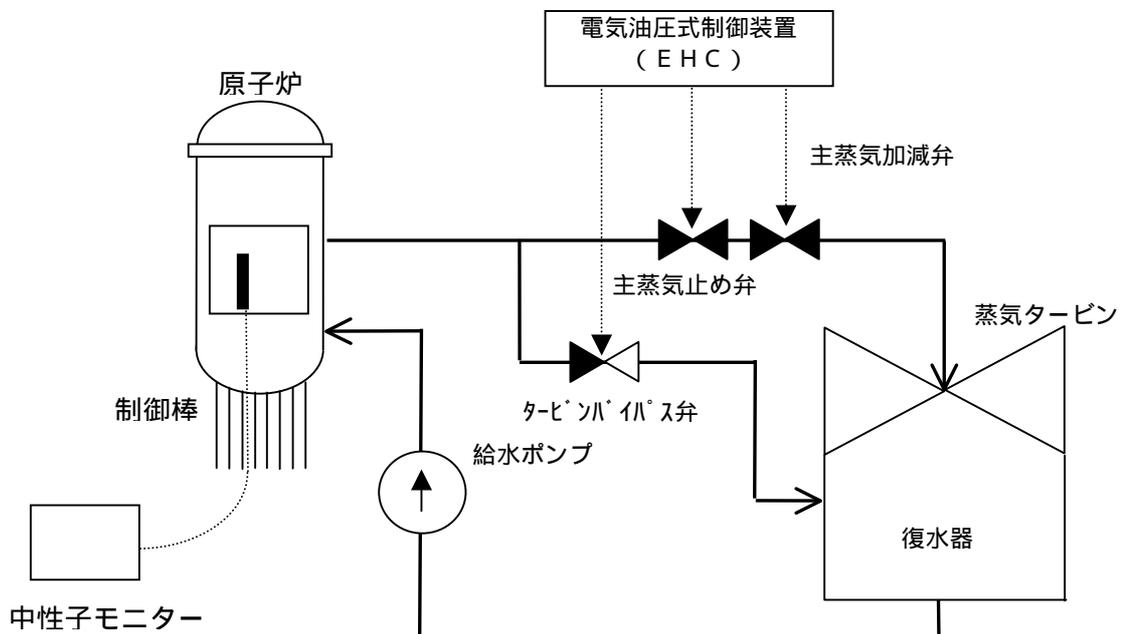
昭和 60 年 11 月、福島第二原子力発電所 1号機の第 3 回定期検査開始に伴うプラント停止操作において、発電機解列後の原子炉の自動減圧操作に入った 11 月 21 日 1 時 30 分頃、原子炉水位調整時に原子炉への給水が多くなった際の原子炉出力上昇に中間領域モニター（ I R M ）の測定レンジの切り替え操作が間に合わず、 I R M 高にて原子炉スクラムが発生した。

この事象に関して、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下、「原子炉等規制法」という）及び実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（以下、「実用炉規則」という）により記録が求められる日誌等の改ざんが行われ、当該事象の報告が行われなかった。また、安全協定に基づく地元自治体への報告も行われなかった。

【柏崎刈羽原子力発電所 1号機】

平成 4 年 2 月、柏崎刈羽原子力発電所 1号機の第 5 回定期検査開始に伴うプラントの停止操作において、発電機解列後の原子炉の自動減圧操作に入った 2 月 28 日 0 時 50 分頃、タービンを制御する電気制御油圧装置の故障に伴い、タービンパイパス弁が全開したことから原子炉水位が上昇し、原子炉水位高にて給水ポンプがトリップした。これにより、原子炉水位が低下し、原子炉水位低（ L 3 ）にて原子炉スクラムが発生した。

この事象に関して、原子炉等規制法および実用炉規則により記録が求められる日誌等の改ざんが行われ、当該事象の報告が行われなかった。また、安全協定に基づく地元自治体への報告も行われなかった。



原 -a 系統概略図

(2) 調査により認定された事実

本件については、法令に基づく報告が行われなかったと考えられる重大な事案であることから、事実関係について公正、かつ中立的立場から客観的に調査、解明するため、調査および事実認定を外部の専門家である弁護士に委ねることとした。このため中込秀樹氏他四名の弁護士に依頼した。中込弁護士は他四名の弁護士と共に社外弁護士調査団を結成し、本件事案の事実関係の調査を実施した調査結果報告書を、別紙に示す。

(3) 調査結果に対する当社の見解

調査結果報告書（以下、「報告書」という。）に基づき、当社の見解を以下に示す。

a. 福島第二原子力発電所 1号機の事案について

報告書によれば、原子炉スクラムが生じたことは、当直長以下の当直員の多くはこれを認めており、当直長から発電部長、副所長に報告されていた。このような判断が発電部長またはその上位者によってなされた背景事情として、報告書は「いずれにせよ数時間のうちに制御棒が全挿入されること」、「国、自治体等へ報告した場合の対応の煩雑さ等を回避するために行われたもの」としている。当社としては、この事実を深刻に受け止めている。

抽出された問題は以下の通りである。

- (a) 如何なる事情が有ったにせよ、発電部長またはその上位者が、安全協定や法令を軽視し、原子炉スクラムを隠ぺいしたことが問題であった。平成 14 年の当社不祥事における問題点の整理においても「法令等遵守の意識が十分に組織の隅々まで徹底されていなかった」ことが挙げられているが、これと共通である。しかしながら、今回の事案については、指導的立場にある上位職が、法令を軽視した点が特に問題であったと考えられる。(法令等の遵守)
- (b) 原子炉スクラムが生じたことについて、所長および本店に報告されていなかったために所長が管理責任を果たすことが出来なかったことは管理上の問題である。その背景には、部長、所長など高位職にある者の行動規範が明確に定められていなかった問題があったと考えられる。(上位職の行動規範)
- (c) 原子炉主任技術者に対して、連絡を行ったかどうかは不明であるが、日誌等の改ざんがなされたことから、原子炉主任技術者としての牽制機能が発揮されていなかったことも問題であった。(主任技術者の機能)

b . 柏崎刈羽原子力発電所 1 号機の事案について

報告書によれば、安全協定や法令に基づく報告・連絡が必要であることを知りながら発電部長が原子炉スクラムの事実の隠ぺいを判断し、この判断を受け入れた当直員らによりこの隠ぺいが行われたとなっているが、当社としてこれを深刻に受け止めている。このような判断が発電部長によってなされた背景事情として、報告書は「数時間後にはいずれにしろ原子炉は停止する予定であったこと」、「国、自治体等へ報告した場合の対応の煩雑さ等を回避するために行われたもの」としている。

抽出された問題は以下の通りである。

- (a) 如何なる事情が有ったにせよ、発電部長が、安全協定や法令を軽視し、原子炉スクラムを隠ぺいしたことが問題であった。平成 14 年の当社不祥事における問題点の整理においても「法令等遵守の意識が十分に組織の隅々まで徹底されていなかった」ことが挙げられているが、これと共通である。しかしながら、今回の事案については、指導的立場にある上位職が、法令を軽視した点が特に問題であった。(法令等の遵守)
- (b) 原子炉スクラムが生じたことについて、所長を含め上位職、本店には報告されていなかったために所長が管理責任を果たすことが出来なかったことは管理上の問題である。その背景には、部長、所長など高位職にある者の行動規範が明確に定められていなかった問題があったと考えられる。(上位職の行動規範)
- (c) 発電部長が原子炉主任技術者を兼務し、原子炉主任技術者としての牽制機能が発揮されていないことも問題であったと考えられる。(主任技術者の機能)

原 -b 福島第一原子力発電所2号機

プラント起動時ドライウェル・インスペクション中の原子炉スクラム(自動停止) 事象の隠ぺい

(1) 事案の概要

昭和59年10月21日、福島第一原子力発電所2号機の第7回定期検査における起動時ドライウェル・インスペクション*中、原子炉監視操作に不十分な点があり、原子炉内の中性子量の一時的な増大に対応しきれず、中間領域モニタ(以下「IRM」という)の指示値が設定値を上回ったため、原子炉の自動停止信号が発信され、制御棒が全挿入された(以下「原子炉スクラム」という)。

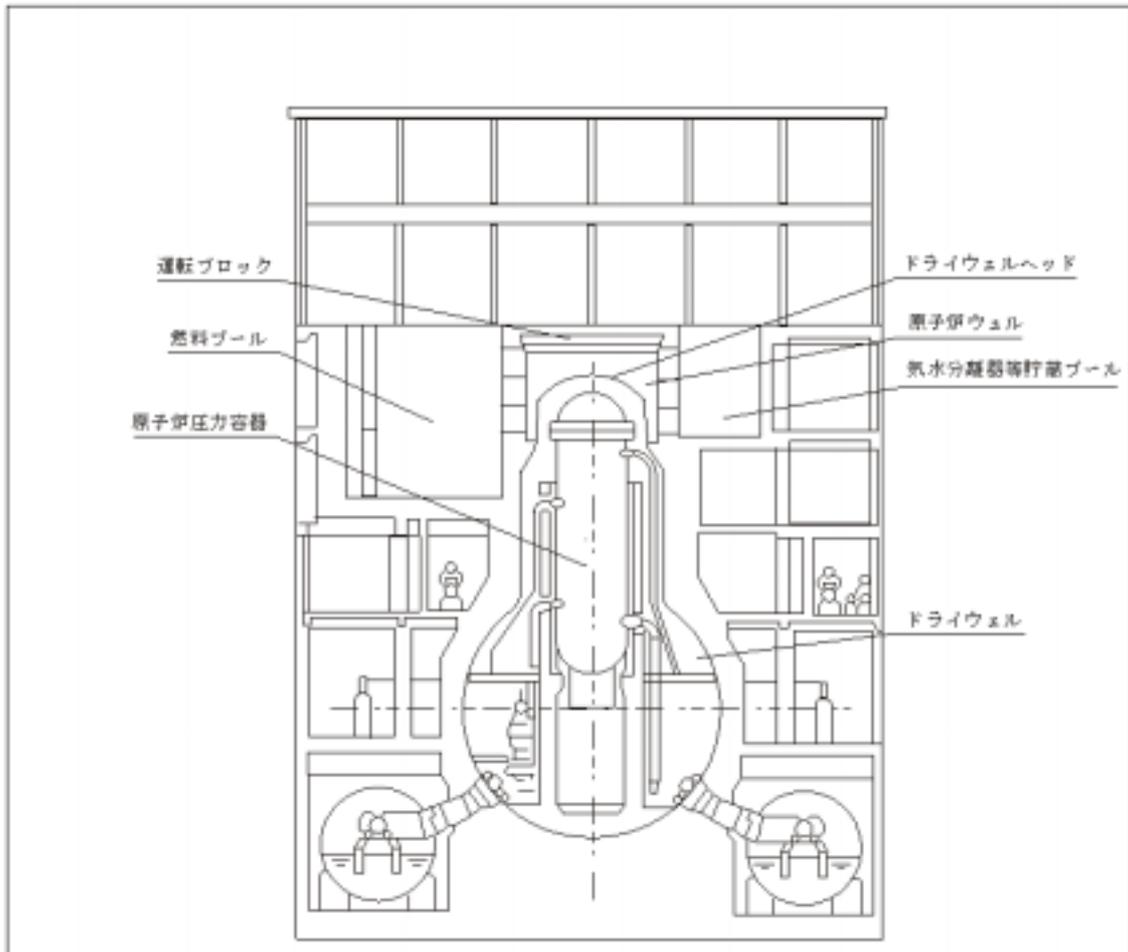
本件事案においては、核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律(以下、「原子炉等規制法」という)および実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(以下、「実用炉規則」という)により記録が求められる日誌等の改ざんが行われ、当該事案の報告が行われなかった。

また、地元自治体(福島県、双葉町、大熊町、富岡町および楢葉町)との安全協定に基づき通報連絡しなければならなかったが、これを行わなかった。

*:起動時ドライウェル・インスペクション

定期検査中の原子炉起動時に、原子炉が昇圧された状態で原子炉格納容器内の機器の健全性確認を行い、今後の運転において支障のないことを確認するものである。

機器の健全性確認に当たっては、制御棒を引き抜き、原子炉を臨界状態にして原子炉水の加熱を行い、原子炉圧力を規定圧まで昇圧させた後、制御棒を挿入し原子炉を未臨界にして、原子炉格納容器内に点検員が入り、配管・機器等からの漏えい目視確認等の点検を行うものである。



原 -b 図 - 1 原子炉格納容器断面図(Mark I 型)

(2) 調査により確認された事実

本事案は、公正かつ中立性を確保するため、弁護士に主要な関係者への聞き取り調査への立会いや事実認定についての確認を依頼した。

その結果、以下の事実が確認された。

- ・ 昭和 59 年 10 月 21 日午前 5 時前に、起動時ドライウエル・インスペクションのため、当直員は、それまで臨界状態であった原子炉に制御棒を挿入し、未臨界とした。その後、午前 5 時頃から、起動時ドライウエル・インスペクションが開始されたものと考えられる。
- ・ 起動時ドライウエル・インスペクション中の午前 6 時前に、原子炉スクラムが発生した。この原因は、原子炉が一時的に臨界となり、中性子量が一時的に増大し、これにより IRM の指示値が急上昇したが、これに伴った適時の IRM レンジ切り替えではなかったため、IRM の指示値が設定値を上回り、原子炉スクラムに至ったものと推定される。

- ・ IRM チャートによれば、その後の午前 6 時過ぎには、IRM の指示値変動が開始しており、当直は、原子炉スクラム後比較的早期に制御棒の引き抜き操作を開始したと推定され、原子炉圧力チャートによれば、午前 8 時 30 分頃には原子炉圧力が上昇に転じていることから、午前 6 時 45 分頃の起動時ドライウェル・インスペクションの終了後、午前 8 時 30 分頃には原子炉水の加熱が再開されたと推定される。
- ・ 3 直(夜勤)の引継日誌には、原子炉スクラムについては記載がなく、また、10 月 21 日の運転日誌には、原子炉スクラム時刻の記載欄は空欄のまま、時刻の記入はされておらず、原子炉スクラム後と推定される午前 6 時の制御棒位置が、午前 5 時のものと同一の位置に記載されている。これらは、記録の改ざんであり、原子炉スクラム発生の事実を隠べいしようとしたものと認められる。
- ・ こうした一連の行為は、3 直の当直長以下で実行されたと認められる。なお、当直長は発電部長等の社内関係者への連絡は実施していないと認められる。
- ・ 原子炉スクラムの発生について、運転日誌および引継ぎ日誌の改ざんを行った動機としては、発電部長等へ原子炉スクラムの報告を行えば、起動工程が遅れること、また、当直員の操作の不手際が露呈することから、当直長以下の判断で、情報を当直内に留めようとしたものと推定される。

(3) 保安規定上の問題

- ・ 運転日誌および引継日誌は、当時の保安規定第 1 6 条の引継にて要求されているものであり、この記録を改ざんしたことは、保安規定への適合性という点で問題があった。
- ・ 当時の保安規定第 4 3 条の原子炉スクラム後の措置については、本事案は原因が明確であり、安全上の問題もなかったことから、この点では問題はないと思われるが、再起動(制御棒の再引き抜き)の所長承認の点で抵触すると考えられる。
- ・ 当時の保安規定第 4 6 条の異常時の報告については、本事案は原子炉施設の故障ではなく適用外である。
- ・ 当時の保安規定第 1 4 8 条の記録等の作成および保存では、制御棒位置に対して運転日誌が、緊急しゃ断の日時や運転状況に対しては引継日誌が、記録および運転管理文書として適切に作成することが要求されており、これらの記録を改ざんしたことは、保安規定に抵触するものである。また、このうち制御棒位置および緊急しゃ断の日時は原子炉等規制法および実用炉規則により記録が求められている事項である。

(4) 報告上の問題

- ・ 原子炉スクラムが発生したが、当直長は発電部長への報告は行わなかったことから、当該情報は、発電所内でも当直内に限定されていたものとする。

- ・ 原子炉運転中に原子炉施設の故障により原子炉スクラムした場合は、実用炉規則に基づく国への報告対象事案である。本件事案は、原子炉施設の故障と見なされる運転員の IRM 切替えの遅れにより、スクラムさせてしまったことから、実用炉規則に基づく国への報告対象事案であったものとする。
- ・ また本件事案は、地元自治体との安全協定に基づき、通報連絡すべき事案でもあったと考える。

(5) 安全に対する影響

- ・ 原子炉内の中性子量の一時的な増大により、A系B系の IRM 指示値がスクラム設定値を上回ったことから、設計どおり原子炉がスクラムし安全に停止している。
- ・ 原子炉が一時的に臨界になったため、一時的に原子炉格納容器内の中性子量が微増したことが想定されるが、当時の放射線管理報告書からは作業者の中性子被ばくは検出限界値以下との記述があり、結果して、臨界量が小さく、原子炉格納容器内の中性子レベルは微小であったものと考えられる。
- ・ なお、当時は炉圧(温度)をあまり下げたくないことから、未臨界量が少ない状態でドライウェル・インスペクションを実施し、点検中、制御棒を挿入しながら原子炉の未臨界を維持していたものと考えられる。しかしながら現在では、起動時初期臨界の制御棒位置(A B W Rは全制御棒全挿入位置)まで制御棒を挿入し、原子炉状態が変化しても十分未臨界が確保できるようにしており、このような問題は起こり得ないものとする。
- ・ また順次、IRMチャンネル切り替えの不要な起動領域モニタ(SRNM)を導入し、運転操作の容易性、監視性、信頼性を向上させてきている。

(6) 原因

本件事案において、運転日誌および引継ぎ日誌の改ざんを行った動機としては、発電部長等へスクラム報告すれば起動工程が遅れること、また当直員の対応の不手際が露呈することになると思い、情報は当直内に留めようと思ったことが挙げられる。

これを問題点別に分類すると、以下ようになる。

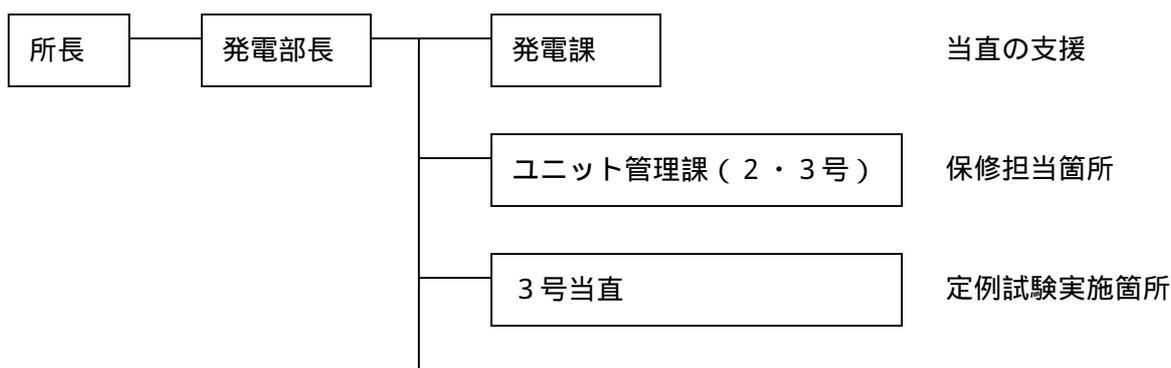
a. 意識・企業風土の問題

- ・ 指導的立場にある当直長が、法令を軽視した(法令等の遵守)
- ・ 当直員の対応の不手際が明らかになることを避けたいと考えた。(ものを言えない風土)
- ・ スクラム事案を発電部長等に報告すると、起動工程に遅れが出ることを懸念した。(工程確保の優先)
- ・ 当直長は上司への報告という責任を果たしていなかった。(上位職の行動規範)

(3) 調査により確認された事実

- ・平成7年7月28日13時40分、3号機 HPCS-D/G 定例試験の出力降下中に、HPCS-D/G の出力が急減したことから発電機ロックアウトリレーが動作してトリップしたが、1直の当直副主任は、当直長の了解のもと、HPCS-D/G 手動起動試験の記録を、正常に終了したように記載し、定例試験記録の改ざんを行った。この改ざんは、保安規定に基づく試験記録の改ざんであり、保安規定に抵触する可能性がある。
- ・また、1直の当直長は、引継日誌には、「HPCS-D/G 手動起動試験 12時30分～13時43分 良好」と記載し、トリップ事象の記載をせず、改ざんを行った。
- ・その後、当直側から発電部長(原子炉主任技術者を兼務)および発電部副部長に相談し、7月29日0時28分から点検調整を実施し、再度確認試験のうえ、4時50分に完全復旧した。
- ・定例試験記録および引継日誌の改ざんを行った動機としては、平成7年7月28日の1直で実施した定例試験では HPCS-D/G が、定格負荷をとることが確認できた後にトリップしているため、HPCS-D/G の機能は維持できていると考えたこと、運転管理専門官への説明の煩雑さを省こうと思ったことが挙げられる。

なお、グループ討論により、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 図 2 関係組織図

	1直	2直	3直
時間帯	8:30 ~ 15:00	15:00 ~ 22:00	22:00 ~ 翌 8:30

原 図 3 当直体制概念図（当時）

（４）定例試験への影響

定例試験の際に、電圧確立時間が基準を満足し、かつ定格負荷運転において HPCS-D/G の運転状態に異常がないことが確認されていることから、HPCS-D/G が使用可能であることは確認されていた。HPCS-D/G の停止前のデータについては定例試験時には採取されなかったが、点検調整後の確認試験の際に当該データが採取され、問題ないことが確認されている。以上より、定例試験において必要とされるデータは実質的に全て採取、確認されていた。

（５）保安規定上の問題

引継日誌は当時の保安規定の第 14 条（引継）に、また、定例試験記録は当時の保安規定の第 90 条（記録）にて要求されているものであり、これらの記録を改ざんしたことは、保安規定に抵触するものであった。

また、HPCS-D/G については、保安規定の条文（36 条：当時）で「当直長が定期的な試験により、非常用電源が使用可能であること」が要求されている。これについては、

- ・ 上記定例試験にて HPCS-D/G が使用可能である事が確認されていること
- ・ 定例試験後、HPCS-D/G は待機状態にあったこと
- ・ HPCS-D/G の点検調整に当たっては HPCS-D/G を動作不能な状態としたが、必要になれば即時に復旧、起動できる体制をとっていたこと

から、当時の要求事項に照らして直ちに保安規定に抵触するものではない。ただし、HPCS-D/G のトリップ後復旧までの間、HPCS-D/G の機能が十分に確認されていなかったことは、必ずしも保安規定の維持基準の観点から適切とは言えない。

（６）安全に対する影響

上記（５）で述べたとおり、本件の期間を通じて HPCS-D/G は必要があれば運転する

ことが可能な状態にあったと考えられるため安全上の問題はなかった。

(7) 原因

a. 意識・企業風土の問題

- ・ HPCS-D/G トリップおよび点検調整の保安規定上の解釈に幅があったため、なるべく手間のかからない解釈をとりたい、との気持ちが働いた。(説明回避)
- ・ 本件のような事象の国への連絡基準は、当時の通達等に定められてはいたが必ずしも明確ではなかった。このため、運転管理専門官と本件が通報の対象であるか否か、という議論をしたくないとの気持ちが働き、点検調整の事実を説明することを避けようとした。(説明回避)
- ・ 当時は時刻や燃料消費量等、判定基準に関係しないデータについては重要視しておらず、改ざんすることに大きな心理的抵抗を感じなかった。(工程確保の優先)
- ・ 発電部長が相談を受けたにもかかわらず、改ざんを防げなかったことも原因のひとつであった。これは、発電部長が本来果たすべき責任を果たしていなかったことに拠るものと考えられる。(上位職の行動規範)

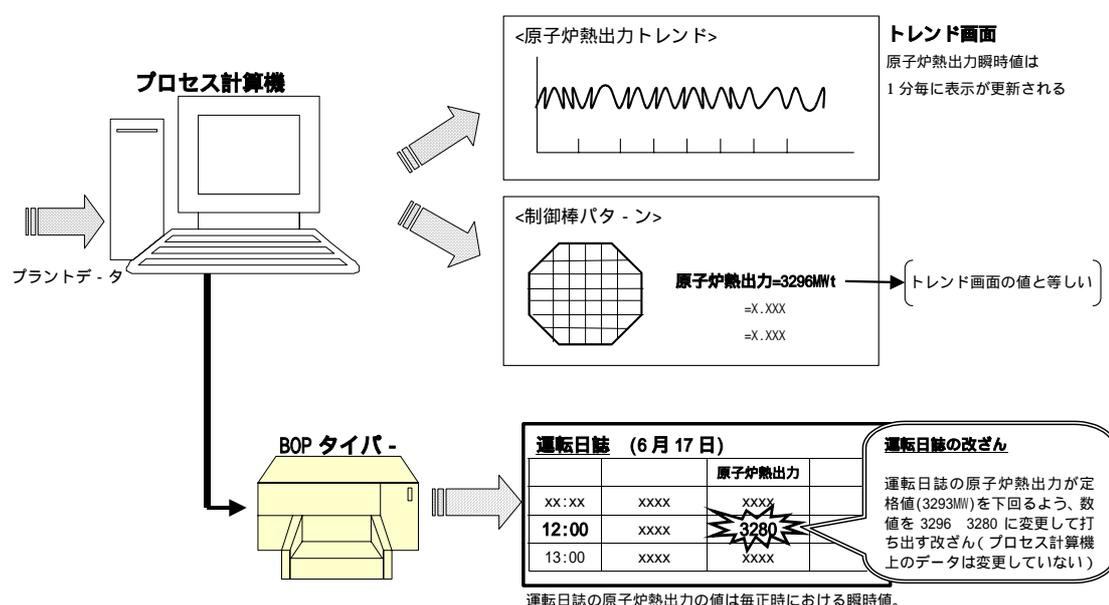
b. 品質保証・組織運営上の問題

- ・ 当時の保安規定においては、HPCS-D/G の維持基準は必ずしも明確でなかった。(業務の判断基準)

**原 福島第一原子力発電所 5・6号機
運転日誌（社内記録）の熱出力の計算機打出し値の改ざん**

(1) 事案の概要

平成3年6月から平成10年6月にかけて、福島第一原子力発電所5,6号機において、一時間ごとの計算機打ち出しに表示された原子炉熱出力瞬時値がわずかに定格値を上回っていたため、運転日誌の原子炉熱出力瞬時値の記載値を、計5回にわたって定格値を下回る値に改ざんしていた。



原 図 - 1 運転日誌の記録の改ざんイメージ図（6号機の例）

(2) 調査により認定された事実

「柏崎刈羽原子力発電所1号機における運転日誌（社内記録）等の熱出力の計算機打出し値の改ざん」の事案に鑑み、福島第一原子力発電所の、発電グループ、運転評価グループ、各当直および燃料グループに対して聞き取りを実施したところ、当直関係者から、福島第一原子力発電所5,6号機において、原子炉熱出力が定格値を上回った場合に、定格値を下回る値に書き換える改ざんがあったとの情報があった。

時期についてはそれぞれはっきりしていなかったため、福島第一原子力発電所5,6号機について、現在残っている計算機の内部データ（5号機は昭和63年6月以降現在まで、6号機は平成2年2月以降現在まで）を調査したところ、以下の通り、計算機の内部データと運転日誌の原子炉熱出力瞬時値に、記載が異なるものが5件確認された。

	年月日時	改ざん前	改ざん後
5号機（定格値 2,381MW）	平成 6 年 9 月 14 日 4 時	2,382MW	2,380MW
6号機（定格値 3,293MW）	平成 3 年 6 月 17 日 12 時	3,296MW	3,280MW
	平成 7 年 7 月 26 日 24 時	3,295MW	3,281MW
	平成 7 年 8 月 4 日 11 時	3,295MW	3,288MW
	平成 10 年 6 月 14 日 19 時	3,295MW	3,290MW

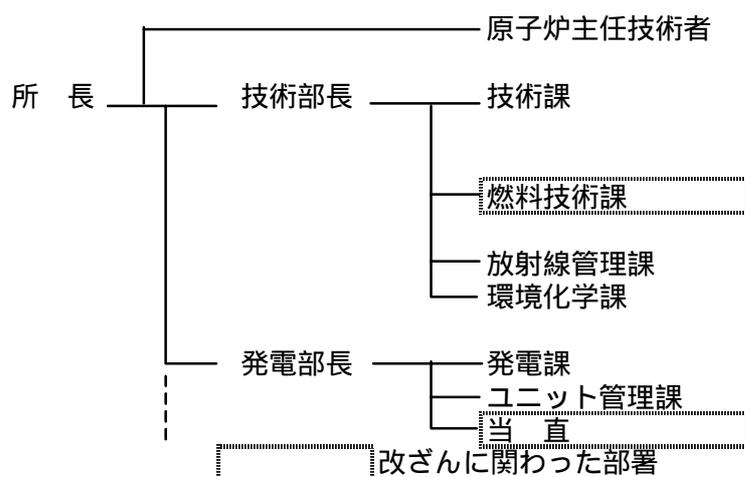
原子炉熱出力瞬時値が、定格値（5号機：2,381MW，6号機：3,293MW）を上回るのは、非常用炉心冷却系ポンプ等（HPCI、RCIC）の自動起動試験を正時にまたがって実施した場合や、海水温度上昇に伴う復水器真空度悪化により定格熱出力付近で運転している場合、ジェットポンプの渦流量現象の影響により熱出力が変動した場合などであった。

当直員は、当直長の了解の下、技術課（燃料技術課）からプロセス計算機の取り扱い方法等について説明を受け、中央制御室にあるBOPタイパーの修正機能等を用いて、運転日誌に記載されている原子炉熱出力瞬時値を、定格値を下回る値に、上記の通り5回にわたって改ざんした。

これらの改ざんは、運転管理専門官が日々確認する運転日誌に、原子炉熱出力瞬時値の定格値超過があった場合、その原因を説明することが困難と考え、それを回避する目的で行われた。

なお、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。

改ざんが行われた発電所の組織図と、改ざんに関わっていた部署（平成7年7月時点）は図-2のとおりである。



原 図 - 2 平成 7 年 7 月の福島第一原子力発電所組織図

(3) 保安規定上の問題

当時の保安規定では、「連続最大熱出力」を定格値（5号機：2,381MW，6号機：3,293MW）以下に保つことが要求されており、具体的な運用方法として、プロセス計算機とは別の、平均出力領域モニタの記録計で監視する方法が定められていた。なお、プロセス計算機の原子炉熱出力瞬時値（運転日誌(BOP タイパー)の値）は参考値であり、運転日誌に記載された原子炉熱出力瞬時値が定格値を超えたとしても、そのことが直ちに保安規定に抵触するものではなかった。

当該データ改ざんが行われた際も運転中平均出力領域モニタの記録計の監視はおこなわれており、その値は定格値以下であった。また、原子炉熱出力の記録も平均出力領域モニタのチャートを用いており、保安規定に抵触するものではなかった。

(4) 安全に対する影響

上述の通り、当該データ改ざんが行われた際も運転中平均出力領域モニタの記録計の監視は行われており、その値は定格値以下であった。

また、現在は、原子炉熱出力瞬時値が1%未満の超過の場合は問題とならないことが保安規定において明確になっているが、当該データ改ざんのあった原子炉熱出力瞬時値の定格値からの超過は最も大きい場合でも約0.09%であり、1%を大きく下回る。

以上のことから、本件は安全性に影響をおよぼすものではなかった。

なお、BOP データを修正できる機能については削除することを検討する。

(5) 原因

調査結果より、改ざんが行われた原因として、以下が挙げられた。

a . 意識・企業風土の問題

- ・ 運転管理専門官など社外から原子炉熱出力瞬時値が定格値を超えていることに対して質問があった場合に説明することが困難であり、それを避けようと考えた。
(説明回避)

b . 品質保証・組織運営上の問題

- ・ 当時の保安規定の運用では「連続最大熱出力」が定格値（5号機：2,381MW，6号機：3,293MW）以下であることを平均出力領域モニタの記録計で監視することとされており、プロセス計算機の原子炉熱出力瞬時値（運転日誌(BOP タイパー)の値）に関する解釈が明確ではなかった。このため、原子炉熱出力瞬時値（運転日誌(BOP タイパー)の値）が定格値を超えた場合でも問題ないという根拠が明確になっていなかった。(業務の判断基準)

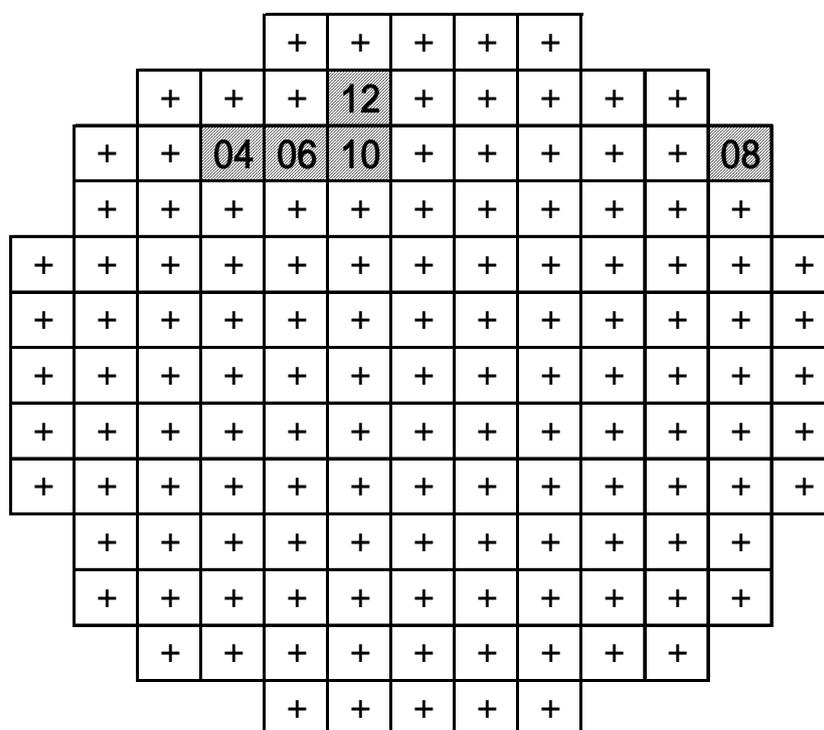
原 福島第一原子力発電所3号機

定期検査停止中の制御棒引き抜けに伴う原子炉臨界と運転日誌等の改ざん

1. 事案の概要

昭和53年11月2日、福島第一原子力発電所3号機において、定期検査中に、原子炉圧力容器耐圧試験準備のために、制御棒駆動水系(CRD)の水圧制御ユニット(HCU)の隔離作業を実施していたところ、作業に問題があったため、5本の制御棒(CR)が部分的に引き抜けた状態になり、臨界状態に至ったものである。

また、この件に関して中性子源領域モニター(SRM)の数値や制御棒位置について、臨界の発生がなかったかのように運転日誌等の記録を改ざんしたものである。



 は引き抜けたCRを示す。
 + はCRが全挿入されていることを示す。
 数値はCRポジションを示す。(CR全引き抜きが48ポジション)

原 図 - 1 制御棒位置

2. 調査により認定された事実

本件については、定期検査中に予期せぬ臨界が発生し、これが最長で7時間半に亘って継続した可能性のある重大な事案であることから、事実関係について公正、かつ中立的立場から客観的に調査・解明するため、調査及び事実認定を外部の専門家である弁護士に委ねることとした。このため中込秀樹弁護士他四名の弁護士に依頼した。中込弁護士は他四名の弁護士と共に社外弁護士調査団を結成し、本件事案の事実関係の調査を実施した。

調査結果報告書(以下、「報告書」という)を、別紙に示す。

報告書に記載された主要な問題点は、以下の通りである。

原子炉の停止中に臨界状態に至ったと推定されること。

HCUの隔離作業の際に5本の制御棒が引き抜けたこと。

最長で約7時間半の間、臨界状態が継続した可能性があること。

所内報告・公表の未実施および運転日誌等が改ざんされたこと。

3. 問題点に対する当社の見解

報告書にて示された内容、指摘された点については、当社は真摯に受け止め、今後の再発防止策等に活用していく所存である。

特に、原子炉の反応度を管理、制御することは原子炉の安全確保を行う上で基本的な事である。これに反して予期していなかった臨界が発生したことについて、当社は原子炉の安全な運転に対して責任を持つものとして、極めて重大な事と受け止めている。

また、この経験はもし有効に共有、活用されれば、その後当社及び他社において発生した同様の事例の発生防止に役立つ知見であったところ、これを行わないことでその機会を失ったことは深く反省すべき点であると考えている。

以下に、報告書に記載された各問題点に対する当社の見解をそれぞれ示す。

(1) 臨界についての見解

原子炉が臨界であったか否かを判断するため、原子炉内の中性子数を検知するSRMの指示値に基づく評価を実施した。また、その評価を裏付けるために、引き抜けた制御棒5本の引き抜きの程度から事案の状況を再現する解析(事案の再現解析)を実施した。

SRM指示値に基づく評価

本事案において、SRM指示値は約 5×10^1 カウント/秒から約 5×10^5 カウント/秒にまで上昇し、以降少なくとも同程度の高い指示値で推移したことが認められている。これに基づいて原子炉の増倍率^{注)}を評価すると増倍率はほぼ1と評価され、原子炉は臨界であったと考えられる。

制御棒の引き抜きの程度に基づく事案の再現解析

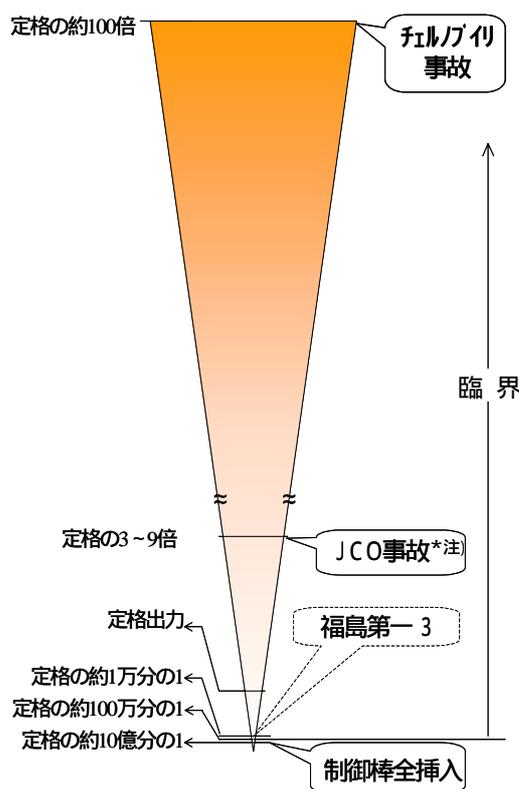
引き抜けた5本の制御棒の引き抜きの程度は、それぞれ48ポジション中4ポジション、6ポジション、8ポジション、10ポジション、12ポジションであったとされている。これに基づいて事案の再現解析を実施した。その結果、原子炉が臨界であった可能性が十分あることが裏付けられた。

以上から、今回の事案において原子炉は臨界に至ったものと判断される。

なお、SRMの指示値をもとに評価した原子炉の出力は定格出力の1万分の1程度（図-2）であり、出力は十分低い値に抑えられ安定していることを確認した。（添付資料-1）

注）原子炉の増倍率

核分裂の繰り返し毎に中性子が増えるのか減るのかを示す指標。臨界では核分裂による中性子の発生と消滅がバランスするため増倍率は1である。



*注) 単位体積当り出力で比較、「ウラン加工工場臨界事故調査委員会報告」掲載値に基づき算出

原 図 - 2 出力比較(対定格出力)

(2) 制御棒の引き抜けについての見解

報告書によれば、HCU 隔離作業に何らかの問題があったために、一部の制御棒に引き抜き側の水圧がかかって5本の制御棒が引き抜けた、とされているが、それ以上の原因までは特定されていない。

社内調査においても当時の HCU 隔離の手順や作業の実態を把握することは出来ず、制御棒引き抜けの原因特定には至らなかった。ただし、制御棒の引き抜け事案は、例えば制御棒駆動水系をノンリターン運転(注)としたまま HCU 多数隔離を実施した場合のように、冷却水差圧が上昇すると制御棒の引き抜けが発生するというメカニズムが明らかになっている。こうしたことから考えて、本件も何らかの理由によって冷却水差圧が上昇したことが制御棒引き抜けの原因であったと推定される。

(注) ノンリターン運転：制御棒駆動水系の戻り水を原子炉等へ戻すことで系統の加圧を防ぐ運転をリターン運転というのに対し、当該戻りライン(リターンライン)を用いない運転。

なお、福島第一原子力発電所3号機は冷却水差圧の上昇を防止するため、当初設計からリターンラインを有していたが、ノズルの熱疲労の問題を回避するために、第1回定期検査中にリターンラインを撤去したため、本事案の発生した第2回定検は、リターンラインがない状態での初の定期検査となった(添付資料-2)。このため、冷却水差圧の上昇防止策をとらぬまま HCU の多数隔離を行った場合、冷却水差圧が上昇して制御棒が引き抜けてしまう可能性があるということについて、当時は経験や認識が必ずしも十分ではなかったと考えられる。こうしたことから、HCU の隔離作業の際に適切な冷却水差圧の上昇防止策がとられず、その結果、制御棒5本の引き抜けが発生してしまった可能性があると考えられる。

なお、現在はこのような事案の防止策として、設備別操作手順書及び停止時の安全管理要領にリターン運転を行うことが規定されており、かつチェックシートにより当該運転を毎日確認している。更に、最近まで国内 BWR プラントで同様の制御棒引き抜け事案が発生していたことに鑑み、原子炉停止中は常時リターン運転とし、検査等でノンリターン運転とした場合には HCU の隔離を1つずつ行うよう、対策を強化している。現在はこれらの対策によって制御棒の引き抜け防止を徹底しているところである。(添付資料 3-1、3-2)

(3) 臨界状態の継続に対する見解

本事案では最大で7時間半の間臨界状態が継続したものと考えられるが、これは事案発生の際の当直(3直)において特段の対応がとられなかったことに主な要因がある。

これは(2)で述べたように、リターンラインの持つ意味や重要性に関する経験や認識が、必ずしも十分ではなかった事等もあって、制御棒が引き抜けることはあり得ないという先入観を抱いてしまったこと、及び日頃から停止時における SRM の指示値の上昇

や制御棒引き抜けのリスクの認識が十分ではなかったこと等のために、SRMが高い指示値を示していたにもかかわらず、臨界状態が生じている可能性に思いが至らず、対応の必要性が認識されなかったためと推定される。

なお、運転員の教育訓練について、現在では米国スリーマイル島原子力発電所事故後の運転責任者資格制度の導入や、多重故障を想定したシミュレーター訓練等、教育訓練の充実を図ってきている。運転員はこれらの教育訓練を通じて、事案のリスクを十分に理解し、また誤った先入観を持つことなく運転操作を行うことができるようになっていく。このように、現時点では仮に制御棒引き抜け等に伴う臨界が発生したとしても、運転員が適切な対応をとることが出来るようになっていくものと考えている。(添付資料 - 4)

(4) 所内での報告・公表の未実施、運転日誌等の改ざんに対する見解

報告書によれば、

- ・ 3直の当直員は、11月2日午前3時頃から、SRMの数値が異常に上昇している事は認識したものの、制御棒の引き抜けという事態に考えが至らず、原子炉内で臨界状態が生じている可能性が有るという認識も持たず、特段の対応を取らなかった。
- ・ 同日午前8時前に中央制御室に出勤した1直の副長は、SRMの異常値を見て、即座に制御棒の位置を確認し、原子炉内で臨界が発生したものと考えた。
- ・ 1直の副長は、その後、未臨界状態に移行させるための必要な処置を取り、その結果、午前10時30分頃、制御棒は全挿入となり、SRMの数値も通常値に復帰した。
- ・ 1直副長は、同日昼過ぎ頃3号機中央制御室を訪れた1直の当直長に対して、制御棒の引き抜けトラブルがあったが、既に処置済みである旨報告した。
- ・ 同日の午後10時に再び当直の任に当たった3直の当直員は、運転日誌における原子炉熱出力(SRM)の記載欄に通常時の値となるよう書き直し、制御棒位置記録についても全挿入が継続したように、通常時の記録を添付し、これらの記録を改ざんした。

上記のような時系列において、当直班からその上位職に報告がなされず、運転日誌等が改ざんされた背景として報告書は以下を挙げている。

- (1) 当直内の不手際は当直内で処理し、社内的な記録に残したくないとの心理が働いた。
- (2) 他の当直班の不手際については公にしないという風土があった。
- (3) 事実が公になった場合の対応を避けたいという心情も働いた。

その結果、上位職の当直長らが正確に事実を認識した可能性は確認されず、この事実が公表されることもなかった。

以上の事から、当社としての反省点は、当直班において相互に庇い合う風土があり、

このため制御棒引き抜けとその結果としての臨界の原因を明確にし、再発防止策を検討するという不適合管理が機能しなかったことが上げられる。

また、「生データをいじらない」という技術者倫理の意識が希薄だったこと、説明の回避から事案が当直内だけにとどまってしまったことは、当社として深く反省すべき点である。

平成14年の原子力不祥事対策として「4つの約束」を掲げ、この中で不適合管理の仕組みを構築し、運用が徹底されていることから、現在はデータを改ざんし、これを当直の中で庇いあうことはないと考えられる。今後もこれを徹底し、「しない風土」の更なる徹底、「させない仕組み」の一層の強化、および「言い出す仕組み」の構築による取り組みを実施していく所存である。

4. 法令上の解釈

報告書によると、運転日誌(2)(昭和53年11月2日)3時~10時の原子炉熱出力(SRM)の値が、「#」で変化していないこと、また、制御棒の位置が全挿入位置としていることが、社内の記録の改ざんにあたると認定しているが、当時の法令上の要求事項に抵触するものではない。

また、本事案については、原子炉施設の故障はなく、また、原子炉压力容器蓋が閉じており、法令に定める線量を超える恐れのある被ばくはなかったこと等から、当時の総理府令第28条11項(報告徴収)にはあたらないと考えている。

5. 保安規定上の解釈

保安規定には、異常時の措置に関する規定はあるものの、予期しない臨界の発生に関する記載はない。

6. 安全に対する影響

本事案においては、原子炉の停止中に予期せぬ臨界に至ったと判断されるものの、制御棒の引き抜けの程度は小さく、かつ制御棒の引き抜け速度は最大でも通常駆動による引き抜き速度程度と考えられることから、安全解析で想定する制御棒の落下のような事象に比べて反応度の加わり方も緩やかであった。このため、臨界にはなっても原子炉の出力は極めて低く、緩やかに推移し、本事案を再現した解析によれば定格の約1万分の1のレベルで安定していたと考えられる(添付資料-1)。このため燃料温度の上昇も殆どなく、炉心の燃料を破損させるような燃料の状態変化が発生する恐れはなかった。またプラントは原子炉压力容器蓋が閉じている等、通常運転状態に近い状態まで復旧されていたことから、本事案の状態が直ちにプラントの安全に影響を与えるものではなかったと考えられる。更に臨界を停止する手段としては、スクラム機能等による制御棒の再挿入の他、後備の手段であるほう酸水注入系(SLC)も維持して

おり、最終的に臨界を停止する機能は十分確保されていた。

上述したように燃料が破損する恐れはなかったこと、かつ原子炉圧力容器蓋が閉じていたこと等から、本事案によって建屋内や敷地周辺に放射性物質が放出されて、作業員や公衆に放射線被ばくを与える恐れはなかった。

また、原子炉の出力が定格の約 1 万分の 1 と極めて低かったため放出される放射線も運転中に比べて極めて低いレベルであったと考えられることから、周辺の公衆はもちろん、プラント内の現場に作業員がいたとしても原子炉が臨界になったことによる被ばく量の増加は殆どなかったことを解析により確認した。このように公衆、作業員の両者について本事案による放射線被ばく上の問題は生じなかったと考える。

以上のように、本事案で原子炉は予期せぬ臨界に至ったと判断されるものの、プラントは原子炉の安全性の点でも、放射線被ばくの点でも、直ちに問題となるような状態ではなかったと考える。

ただし、原子炉の反応度を管理、制御することは原子炉の安全確保上基本的な事であり、これに反して予期せぬ臨界が発生したこと自体については、結果としての出力の大小や影響の程度にかかわらず、極めて重大な事と受け止めている。

7. 今後の対応

3. で述べたように、当社はこれまで、手順書の整備や改訂、運転員の教育訓練の充実や認定制度の導入等をおこなっているが、更にそれに加えて、類似の事案が発生していることを踏まえた当面の対策の強化も実施したところである(添付資料 - 5)。このように当社は、本事案のような予期しない制御棒の引き抜けを防止するための様々な取り組みを既に行ってきた。

しかし、「止める」「冷やす」「閉じこめる」という原子炉の重要な安全機能のうち、特に重要な「止める」機能に関して、それを脅かすような制御棒の引き抜け事案が実際に複数発生していることを重く見て、今後、更なる対策を講じることによって再発防止を確実なものとする。対策検討に当たっての基本的な考え方は以下の通りである。

制御棒駆動系は制御棒の駆動や緊急時のスクラム等重要な機能を有しており、HCU や制御棒駆動機構など精緻に設計された機器によってこれらの機能を達成しており、これまでの運転時の実績によれば、信頼性も高く、システムとして設計や構造上の問題はないと考える。しかし、プラント停止中の、かつ HCU を多数隔離するような特殊な状態においては、リターンラインの設置という設計上の対応はとられているものの、これが適切に使用されることは主に人間による運用面に依存している。設備の設計(ハード)とその運用(ソフト)とが相まって信頼性を確保するという考え方自体は合理的なものであるが、今回の事案を始めとする制御棒引き抜けの問題は、後者の人間による運用面(ソ

フト)が必ずしも十分でなかったことが顕在化したものとする。これを踏まえ、再発防止の対策としては、まずこの運用面を強化する対策(ソフト面の対策)を検討し、更にそれに加えて設備対応(ハード面の対策)を検討する、というアプローチが妥当であるとする。

以上の点を踏まえて、当社としては以下に示すような対策を今後実施し、制御棒の予期しない引き抜け防止に万全を期することとする。

加えて、トラブル情報等の共有が十分でなかったことが、国内BWRで以降類似の事案を引き起こした一因と考えられることから、電力間における情報共有のあり方についても対策を講じることとする。

(1) 制御棒引き抜け防止策

a. 制御棒駆動水系の水圧上昇の防止

制御棒引き抜けの原因が、制御棒駆動水系の冷却水圧力の上昇であったと考えられることに鑑み、冷却水圧力の上昇を防止するための、以下の対策を実施する。

運用面を強化する対策(ソフト面の対策)

- ・ HCU 隔離作業中の CRD 冷却水差圧指示値、差圧高警報の監視強化
- ・ CRD 冷却水差圧高警報発生時の対応の明確化
- ・ 当直員、協力企業関係者への手順の周知徹底

設備対応(ハード面の対策)

- ・ CRD 冷却水差圧高と差圧低の警報の分離(差圧「高」警報の明確化)

なお、更なる設備対応として、冷却水の差圧が高くなった場合に自動的に差圧を下げるような動作を行うインターロックの採用についても今後検討する。

b. HCU 隔離操作の適正化

制御棒の引き抜けは、HCU の隔離操作にともなって発生する可能性があることから、制御棒引き抜けの発生を防止するため、以下の対策を実施する。

運用面を強化する対策(ソフト面の対策)

- ・ HCU 隔離作業中の監視強化(制御棒ドリフト*警報、制御棒位置指示の監視等)
*ドリフト: 選択駆動中でないにもかかわらず、ラッチ位置にないこと
- ・ 制御棒ドリフト警報発生時の対応の明確化
- ・ HCU 隔離操作手順の明確化
 - BWR 他プラントの経験も参考に、必要に応じてより適切な隔離手順に変更
 - 当直員、協力企業関係者への操作手順の周知徹底

c. HCU を含む制御棒駆動系の管理の高度化

上記対策に加えて、万一複数の制御棒が予期せず引き抜けてしまったとしても原子炉が臨界にならないよう（すなわち隣接した制御棒が同時に抜けることのないよう）HCU を隔離する際の全体的な手順等について、制御棒の引き抜け防止に効果的な管理方法を検討する。

なお、a. から c. までの対策と合わせて、そもそも安全措置のために HCU を隔離することがかえって制御棒引き抜けのリスクを生んでいることを踏まえ、HCU の隔離作業自体を最小限にするようなシステム運用の在り方について、定期検査の手順の見直し等も含めて検討していく。

(2) 原子力施設情報公開ライブラリー (NUCIA) による電力間における情報共有の強化

現在も日本原子力技術協会 (JANTI) の運営する原子力施設情報公開ライブラリー (NUCIA) には、各社がトラブル情報等を登録し電力間での情報共有を進めているところであるが、今後は JANTI との連携を深めて各社が NUCIA に登録する発電所のトラブル情報や対応策の一層の情報共有・水平展開を進めることとする。

当社としては、この運転経験情報共有の仕組み (NUCIA) についてより有効に活用していくため、過去分も含め、未然防止、再発防止に有益な運転経験の登録、JANTI による提言等の活用等のような強化策を今後検討する。

原子炉の臨界状態を判断するための評価

1. 評価の概要

福島第一原子力発電所3号機における制御棒引き抜け事案において原子炉が臨界であったか否かを判断するため、中性子源領域モニター (SRM) の指示値に基づく評価を実施した。

また、本事案の再現解析を実施し、制御棒引き抜け状態での原子炉臨界の有無及び制御棒引き抜け状態での原子炉出力等について評価を実施した。解析に使用した事案発生時の制御棒の状態を図1に、その他の解析条件を表1に示す。

2. 評価結果

(1) SRM の指示値に基づく評価

本事案において SRM 指示値は約 5×10^1 カウント/秒から約 5×10^5 カウント/秒にまで上昇し、以降少なくとも同程度の高い指示値で推移したが、制御棒全挿入時の SRM 指示値を N_0 、制御棒が引き抜けた状態での SRM 指示値を N 、制御棒全挿入時の増倍率を k_0 、制御棒が引き抜けた状態での増倍率を k とすると $N_0/N = (1 - k) / (1 - k_0)$ の関係がある。

N_0 に 5×10^1 カウント/秒、 N に 5×10^5 カウント/秒、 k_0 は当時 0.95 程度であったことから k_0 に 0.95 を入れると、SRM 指示値が 5×10^5 カウント/秒であった時に原子炉の増倍率はほぼ 1 (0.99999 以上) であり、原子炉は臨界であったと考えられる。

(2) 事案の再現解析

原子炉臨界の有無の解析

事案の再現解析の結果、制御棒引き抜け状態での原子炉の増倍率の解析結果は 1.000 であった。本来、増倍率 1 の状態は臨界を示すが、解析結果にはプラス側、あるいは、マイナス側の誤差が含まれる。したがって、この結果のみから原子炉が臨界だったと断定することはできないが、原子炉が臨界であった可能性が十分あることが確認された。

制御棒引き抜け状態での原子炉出力等の解析

事案の再現解析によって制御棒引き抜け状態での原子炉の出力分布を計算した。一方、SRM の一つにおいて約 5×10^5 カウント/秒の指示値 (定格出力の約 $2 \times 10^{-4}\%$ に相当) が確認されたことから、当該モニター位置での出力分布の計算値を定格出力の約 $2 \times 10^{-4}\%$ としたうえで、原子炉内各部の出力を足し合わせた。その結果、原子炉全体の出力は約 $7 \times 10^{-3}\%$ と評価された。

この原子炉出力より制御棒引き抜け時に原子炉に加わった反応度を評価すると 0.05% k 程度と評価される。この反応度は制御棒の引き抜けに伴い原子炉に加えら

れるが、今回の事案における制御棒の引き抜き速度は最大でも通常駆動による引き抜き速度程度と考えられ、安全解析で想定する制御棒の落下のような事案に比べ、反応度の加わり方は緩やかである。通常駆動の引き抜き速度で反応度が原子炉に加わったとした時の出力の推移を図 2 に示す。原子炉の出力変化は緩やかであり（出力ピークは発生せず）、かつ出力レベルも十分に低い。このため燃料温度は最高でも 100 程度と評価され、十分な余裕をもって燃料健全性は確保される。

3 . まとめ

福島第一原子力発電所 3 号機における制御棒引き抜き事案について、SRM 指示値による評価及び事案の再現解析を実施した結果、SRM 指示値から原子炉は臨界であったと考えられ、また、再現解析の結果からは、原子炉が臨界であった可能性が十分あることが確認された。したがって、本事案において原子炉は臨界に至ったと判断される。

なお、制御棒引き抜き後の原子炉出力及びその推移を解析したが、出力変化は緩やかであり、出力は十分低い値（定格出力の 1 万分の 1 程度）に抑えられ安定していることを確認した。したがって、本事案では燃料健全性は十分な余裕をもって確保されていたと考えられる。

表 - 1 再現解析の条件

項目	解析条件
装荷燃料と燃料配置	事案発生当時（昭和 53 年 11 月 2 日）のもの
原子炉水温度	70
原子炉圧力	大気圧

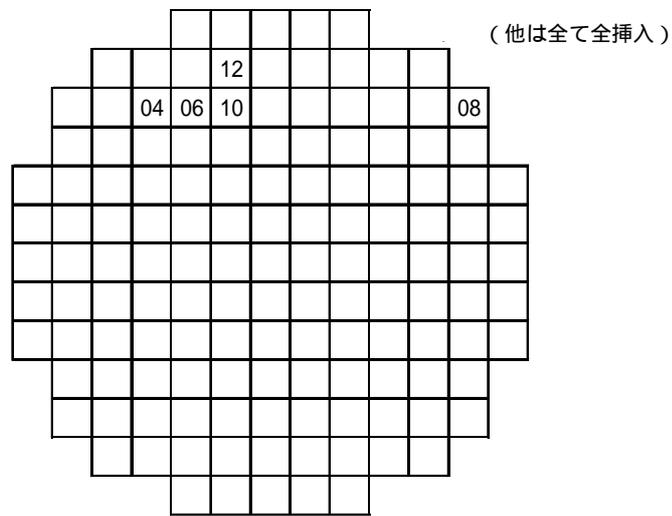


図 - 1 事案発生時の制御棒の状態

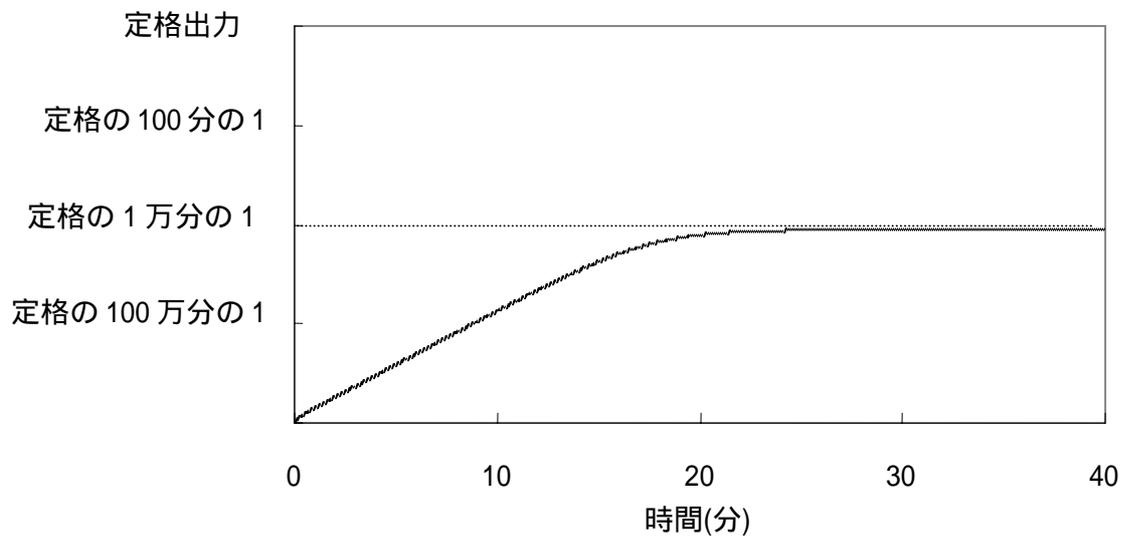


図 - 2 制御棒引き抜け時の出力の推移

制御棒駆動水戻しラインの運用経緯について

プラント運開当初から現在までの制御棒駆動水戻しライン運用の経緯について調査した結果は以下の通り。

- (1) GEの当初設計では、制御棒駆動水系(CRD系)の系統水が原子炉圧力容器へ直接戻るライン(リターンライン)があり、プラント運転中、停止中ともリターンラインから原子炉へ注水される系統構成(リターン運転)となっていた。(図-1参照)
- (2) プラント運開当初より運転中・停止中ともCRD系をリターン運転で運用していたところ、1F1号機第5回定期検査時(昭和52年2月27日)の浸透探傷検査において制御棒駆動水戻しノズルの内面に数箇所ひびが発見された。
- (3) 制御棒駆動水戻しノズルには25～40の冷たい復水貯蔵タンクの水が毎分40～80リットル流入している。一方、炉水は高温(約280)のため、ノズル出口部付近で大きな温度差が生じ、温度変動に基づく熱疲労が生じたものと推定。
- (4) ひびの再発防止のために以下の対策が講じられた。
 - a. ひびの生じた部分をグラインダーで削り、除去した。
 - b. 系統水が戻しノズルへ流入しないようにするため、リターンラインの一部を撤去し、ノズル側にキャップを取り付け、配管側のフランジにはふたを取り付けた。
- (5) 3号機第1回定期検査時(昭和52年5月28日)及び2号機第2回定期検査時(昭和52年6月17日)においても、浸透探傷検査において制御棒駆動水戻しノズルの内面に数箇所ひびが発見されたため、1号機と同様の再発防止対策を講じた。
- (6) 以上の対策により、プラント運転中、CRD系のリターンラインから原子炉に注水しない系統構成(ノンリターン運転)とする運用となった(図-1参照)。HCU隔離・復旧時にはリターン運転とする運用となったかは不明。
- (7) その後、3号機等でHCU隔離時にノンリターン運転によるCR引き抜け事案(当該引き抜け事案)が発生。
- (8) CRD系におけるリターン運転・ノンリターン運転の経緯をまとめると下表の通りとなる。

CRD系における系統構成

時期	運転時	停止時
福島第一1号機運開 ～リターンライン一部撤去	リターン運転	リターン運転
リターンライン一部撤去 ～当該引き抜け事案発生(注)	ノンリターン運転	HCU隔離・復旧時： リターン運転(注) HCU隔離・復旧時以外： ノンリターン運転
当該引き抜け事案発生(注) ～現在に至る	ノンリターン運転	HCU隔離・復旧時： リターン運転 HCU隔離・復旧時以外： ノンリターン運転

(注) 具体的な移行時期は不明。

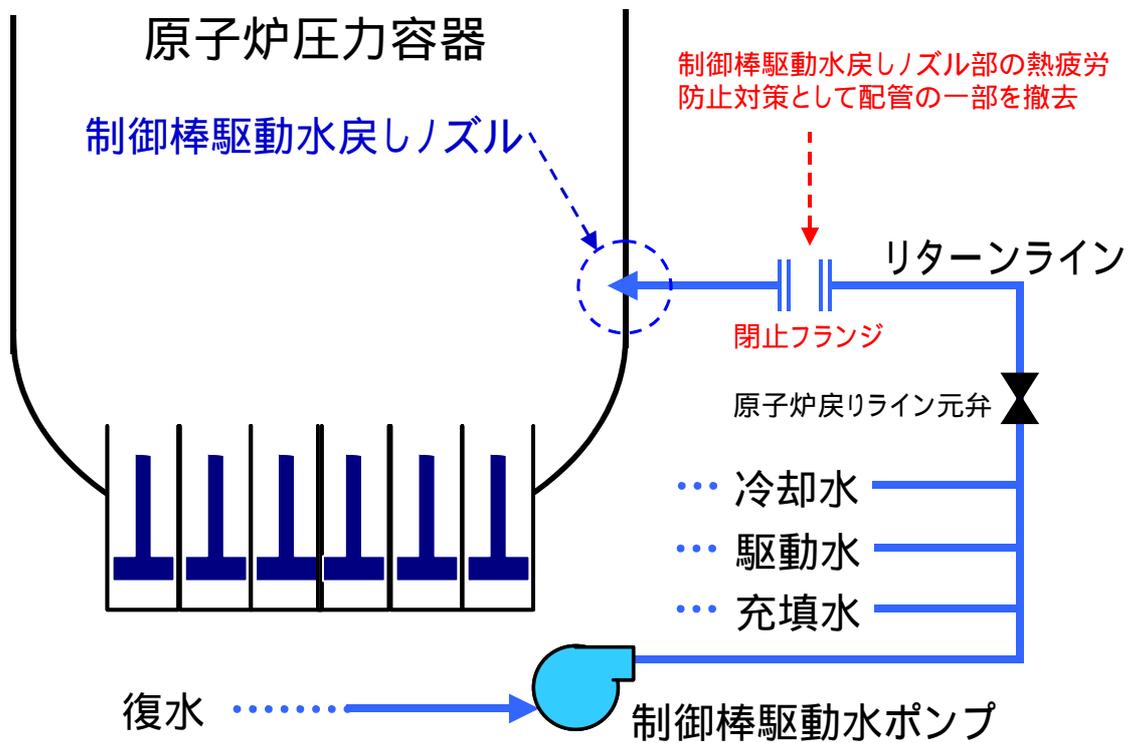


図 - 1 制御棒駆動水系戻りライン系統図

HCU弁に係わる手順改定の経緯

報告書によれば、5本の制御棒の引き抜けの原因については、制御棒駆動水系(CRD)の水圧制御ユニット(HCU)の隔離作業の際、CRDの冷却水の一部を原子炉へ戻すようにしていなかった(リターンラインを使用していなかった)ことにより、HCUの隔離数が増加するに従って冷却水圧力が増加したためと推定されている。このため、リターンラインを含む、HCU弁に係わる手順の改定の状況について以下に記す。

1. 本件事案が発生した当時の「設備別操作基準」は発電所に保管されていない。但し、昭和56年4月の設備別操作基準には、「リターンラインに変更することにより、システムの異常昇圧を防止できる」との注意事項が記載されている。尚、同年6月にHCU隔離に関する発電部長指示書が発行されているが内容は不明である。

昭和56年4月「設備別操作基準」

HCU完全隔離の項に下記注意事項の記載

「(注) 数ヶのHCU隔離の場合は、系統流量を1ヶのHCU隔離する毎に1L/minづつ絞ることまた可能ならばノンリターンよりリターンラインに変更することにより、システムの異常昇圧を防止できる。」

昭和56年6月22日 発電部長指示文書「制御棒駆動水圧装置完全隔離手順について」

完全隔離手順の周知と一部手順の変更を、福島第一原子力発電所の運転員へ徹底。

(但し、その後設備別操作手順書へ反映後、当該指示文書については廃棄処分としたため、詳細内容については不明。)

2. 現在の「設備別操作手順書」には、HCU完全隔離の項において「CRDがリターン運転になっていること。」と規定している。また、注意事項として「ノンリターン運転の場合・・・CRD系統圧力が上昇し、CRが自然引抜・挿入する恐れがあるので注意すること。」との記載がある。これらの点から、HCU隔離時にリターンラインを使用していないことによる制御棒の引き抜けを防止するよう手順が定められている。

福島第一3号機 平成18年2月14日改訂版(2号機ドリフト発生に伴う見直し)

a. 系統起動(ノンリターン方式)の項

・「(注) ノンリターン運転の場合少なくともHCU137台の内約1/2位がインサービスでないと冷却水圧力が制御できないので注意すること。」

・「冷却水差圧が2.1 kg/cm²を超えないように注意しながら徐々に流量を増加する。冷却水差圧は絶対2.2 kg/cm²以上に上げてはならない。」

b. HCU完全隔離の項

・「CRDがリターン運転になっていること。」

- ・「(注) 数ヶのHCU隔離の場合は、系統流量を1ヶのHCU隔離する毎に約1 L / min づつ絞ること。 HCU137台の内、1 / 2以下のHCUをバルブアウトする場合は、ノンリターン運転でもよい。」

c . 注意事項

- ・「ノンリターン運転の場合少なくともHCU137台の内1 / 2位がインサービスでないとCRD系統圧力が上昇し、CRが自然引抜・挿入する恐れがあるので注意すること。」

現在におけるプラント停止中の臨界防止について

現在の保安規定およびプラント停止中の安全管理において、以下のような臨界防止対策を実施していることから、現在の停止中のプラントにおける安全管理体制では、当時のような臨界事案は発生しないような管理がなされていると考える。

1. CRD ポンプのリターン運転

プラント停止中の安全管理において、CR の自然落下を防止するため、全体の半数以上の HCU が除外される場合は、CRD 系統をあらかじめリターン運転（CRD の原子炉への戻りラインを構成）としておくこと、また、CRD 系統をノンリターン運転とする場合には、全体の半数以上の HCU がインサービスされていることを確認することが規定されている。

更に、当直のチェックシートにより当該運転を毎日確認することとしている。

また、今回の志賀原子力発電所 1 号機の事例に鑑み、原子炉停止中は、常時 CRD リターン運転とし、検査等でノンリターン運転とした場合には、HCU の隔離を 1 つずつ行うよう対策を強化している。

このため、現在では、HCU の隔離の際に CR が引き抜けることはないものと考えられる。

なお、プラント停止中の安全管理要領が制定され、停止時の安全管理が定常的に実施されたのは、平成 5 年～平成 6 年においてである。

2. 燃料移動手順及び制御棒操作手順の作成

原子炉運転のための燃料配置を変更する場合、燃料を実際に装荷するまでに取替炉心の配置及び体制を、燃料取替実施計画に定め、主任技術者の確認を得て、所長の承認をとることを規定しており、未臨界性を計算によりあらかじめ確認しており、予期せぬ臨界の発生を防止している。

3. 中性子束レベルの監視

中性子束レベルの監視として、保安規定第 27 条に、起動領域モニタ（SRNM）2 チャネルを確保し、停止時の中性子束レベルを監視することが要求されており、SRNM の指示が 3 cps 以上であることを毎日 1 回確認している。

さらに、現在のプラント停止中の安全管理要領には、燃料取り出し等において SRNM の指示が増加した場合、作業を一時中断し状況を確認すること等、詳細な注意事項を規定しており、プラント停止中においても不測の事態を想定した対応をとることとしている。

(参考)現在の保安規定及びプラント停止中の安全管理について

1. 中性子束レベルの監視

【保安規定】27条

- ・ 起動領域モニタ (SRNM) 2チャンネルを確保し、停止時の中性子束レベルを監視すること (炉心変更時は当該エリアのSRNM 1チャンネル確保)
- ・ SRNMの指示が3 cps以上であることを毎日1回 (炉心変更時は12時間に1回)確認
- ・ ただし、SRNM周りの燃料が4体未満の場合は除く

【停止中の安全管理要領】

- ・ 燃料取り出しにおいてSRNMの指示が増加した場合、作業を一時中断し、状況を確認すること等、詳細な注意事項を規定

2. 原子炉スクラム機能の確保

【保安規定】27条、67条～69条

- ・ 原子炉安全保護系及び起動領域モニタ (SRNM) の要素を動作可能とすること
- ・ 原子炉停止中に制御棒を1本引き抜きまたは複数本引き抜きを伴う検査を実施する場合は、制御棒緊急挿入用のアキュムレータの圧力を確保すること
- ・ ただし、制御棒が全挿入位置で除外されている場合、又は全燃料が取り出されている場合は除く

【停止中の安全管理要領】

- ・ 起動領域モニタ (SRNM) については、片系1チャンネルのバイパスが可能であるが、制御棒引き抜き時や原子炉停止余裕検査、原子炉冷温臨界試験実施時には、可能な限りバイパスを行わないことを規定

3. 制御棒の誤操作等の防止

【保安規定】67条～69条、84条

- ・ プラント停止中の燃料移動 (取出、装荷、シャフリング)、制御棒を1本引き抜きまたは複数本引き抜きを伴う検査を実施する場合の、インターロック等の遵守事項を規定
- ・ 制御棒を引き抜く当該セルのすべての燃料が取り出されていること等を規定

【停止中の安全管理要領】

- ・ 制御棒の自然落下を防止するため、全体の半数以上のHCUが除外される場合は、制御棒駆動系統 (CRD) をあらかじめリターン運転としておくことを規定 (福島第二では運転側の要領で規定)

4 . 燃料移動手順及び制御棒操作手順の作成

【保安規定】 8 2 条 ~ 8 3 条

- ・ 燃料配置を変更する場合は、取替炉心の配置及び体制を実施計画に定め、主任技術者の確認を得て所長の承認を得ることを規定
- ・ 制御棒を引き抜くセルの燃料についてはすべて取り出しておくこと等を規定

【停止中の安全管理要領】

- ・ 燃料移動の手順作成にあたり、燃料移動作業中の未臨界性、及び制御棒 1 本引き抜きに対する未臨界性が、計算によりあらかじめ確認されていること等を規定
- ・ 原子炉冷温臨界試験実施時の遵守事項を規定

運転員の教育訓練および認定制度について

1. 当時の運転員に対する規制要求について

昭和53年当時の実用炉規則における運転員に対する要求は、「原子炉の運転に必要な知識を有する者に運転を行わせること。」と「原子炉の運転に必要な構成人員がそろっているときでなければ運転を行わせないこと。」である。

2. 当時の運転員の訓練の状況

運転員の訓練については、BWR運転訓練センター(BTC)等を活用しつつ、運転員の養成を行っていた。当時のBWR運転訓練センターの訓練コースの概要を以下に示す。

標準訓練コース(12週間)

火力発電所の運転員または原子力発電所の補機操作員が、原子力発電所の運転員になるために必要な訓練コースである。

運転に必要な理論や原子力発電所の設備、運転要領などについて講義を行い、シミュレータにより、通常運転、事故時運転操作の訓練を実施するとともに、適宜、演習、試験などを実施していた。

短期基本コース(3週間)

原子力発電所で補機操作員として数年間運転業務に従事し、発電所のシステム、機器等について基礎的な知識と運転経験を身に付けている者を教育する訓練コース。訓練の修了レベルは、標準訓練コース修了と同等。

再訓練コース(8日間)

既に原子力発電所の運転員として従事している人を対象とし、異常事態に速やかに対処出来るように訓練することを目的としたコースであり、運転操作のリフレッシュ訓練が行えるようなシミュレータ訓練や、原子炉理論等知識の整理に役立つような講義を実施していた。

ファミリー研修(1日)

発電所の運転当直班のチームでシミュレータ運転訓練を行う1日研修。研修の狙いには、チームワークの強化、先輩による補機操作員の指導など、当直班によってそれぞれの特徴を出しつつ、日頃研修している事項を具体的に体験し、より幅広い知識や技能及びチームワークの向上が図っていた。

上記のように、当社では、このようなBTC等におけるシミュレータ訓練、講義などの訓練コースへの派遣などにより、運転員の養成を実施していた。

3. 当時の運転員の養成に対する評価

当時は、TMI事故の前であり、多重故障を前提にした兆候ベースの事故時操作手順

ではないため、これに関する訓練は実施していない。また、ＪＣＯ事故以降、臨界教育や保安規定による保安教育内容の明確化がなされたことなどにより、自社内訓練の充実を図ってきている。このようなことなどを鑑みると、教育訓練に関する知見も充実し、内容についても充実が続けられてきた現在の教育訓練に比べれば、当時の教育訓練の水準は、必ずしも十分に高いレベルにはなかったと考えられる。

４．教育訓練の充実について

教育訓練の充実については、最新の知見に基づき、実機にあわせたシミュレータの改造や訓練内容の改善などをはかっているところである。

具体的には、昭和 54 年 3 月の TMI 事故に鑑み、多重故障を想定したシミュレータ訓練や、これに対応した手順書に基づく訓練の実施、平成 11 年 9 月に発生したＪＣＯ東海事業所における臨界事故に鑑みた、臨界管理に関する教育を実施し、現在も継続している。特に、ＪＣＯ事故に関して保安規定による保安教育内容の明確化がなされたことなどにより、自社内訓練の充実を図ってきているところである。

また、自社フルスコープシミュレータの導入により、BTC の各コースに加え、社内訓練においてもシミュレータの活用を行っている。

BTC においても、定期検査停止中における運転管理や適用される保安規定などに関する訓練コースを設けるなどの拡充を図ってきている。

当面の対応

1. 3/15 指示文書 (原子力運営管理部長 発電所長)

品質・安全部長は、「原子力プラント停止時の安全管理要領」のうち臨界防止(反応度制御)管理に係る事項が遵守されていることを、チェックシート等で確認すること。

運転管理部長は、HCUが半数以上隔離(バルブアウト)されている場合は、リターンラインを使用していることを確認すること。

当直長は、HCUをバルブアウトする際は、HCU1体ずつ弁操作を確実に行うこと。

運転管理部長は、当直員及びバルブアウト作業を行う協力企業社員に対して、本件を周知・徹底させること。

各GMは、当面、定例でない「HCU隔離を伴う特別な作業, 試験, 検査」は行わない。

原子炉主任技術者は、以上の確認作業及び操作の状況を確認するとともに、積極的に指導・助言を行うこと。

品質・安全部長は、上記1, 2, 4, 6の確認事項について取り纏め、3月22日までに報告すること。

2. 3/20 指示文書 (原子力・立地本部長 発電所長)

停止時は常にリターン運転とすること。リターンライン関連弁の特別な施錠管理を実施すること。

ノンリターン運転とした際のHCUの隔離・復旧操作は1体ずつ行うこと。

4 問題点の整理

4.1 地域・社会の信頼を損ねた問題

原子力発電所の運営にあたっては、立地地域の皆さまの理解と信頼が最も重要であるにも拘らず、今回明らかとなったデータ改ざんや不正によって、地域の皆さまをはじめ、広く社会の皆さまからの信頼を大きく損なうこととなった。これは、地域・社会の視点に立って考え、情報を発信・説明し、ご意見に耳を傾け、業務運営に反映する取り組みが十分ではなかったことを示している。

今一度、安全を最優先する意識を徹底して、安全・品質の向上に努めると共に、オープンな企業風土を醸成し、社内の論理を優先することなく地域・社会の視点に立って考え、行動する社員・組織を作っていく必要がある。

4.2 各事案から得られる問題

それぞれの事案の内容や経緯は異なるものの、これらを整理すると、(1)意識・企業風土の問題、(2)品質保証・組織運営上の問題、(3)言い出しにくい風土の問題に大きく分類される。

(1) 意識・企業風土の問題

a. 説明を回避

[KK1~3 主蒸気隔離弁漏えい率検査(停止後) 等]

説明結果を心配したり、その後の業務の煩雑さを避けるために、検査官への説明を回避した。特に社会の信頼に応えるためには情報共有・透明性確保が重要であることの認識が不足していた。

b. 法令等を遵守する倫理観の不足

[復水器出入口海水温度差改ざん、1F1~6・2F1~3 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) 等]

法令等を遵守する倫理意識の不足から、計器誤差の範囲であれば測定データを改ざんすることについて「補正として許される」と考えたこと、また、保安規定に関わらない事項や安全管理に直接関わらない事項に対して、多くの関係者が計器調整等の行為を認識していたにも拘わらず、是正が図られなかった。

c. ものを言えない風土

[1F1 安全保護系設定値確認検査および安全保護系保護検出要素性能(校正)検査 1F3 定期検査停止中の制御棒引き抜けに伴う原子炉臨界事象 等]

検査要領書等の改訂に際し、正直にものが言えず、一部門で課題を抱え込んで、設備を改造するまで改ざんを継続した。

また、運転上の不手際については当直内でカバーしてしまいたいという意識や他の当直班の不手際については公にしない風土があった。

さらに、社員・協力企業社員で、組織風土改善に取り組んできたが、これが徹底していなかった。

d．安全を最優先する意識の不足

[KK1 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 等]

プラントを健全な状態で起動するという意識が不足していた。

また、想定されるリスクを事前に織り込み、原子力安全を守るということはどういうことであるか明確にすべきであった。

e．工程確保の優先

[1F1～6,2F1～3 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) 等]

工程に影響が出ることを懸念し、検査を円滑に受検し合格させることを優先した。また、検査を合格させることが目的化して改ざんが行われた。

f．上位職の行動規範が不明確

[KK1～3 主蒸気隔離弁漏えい率検査(停止後) 等]

所長、部長など高位職にあるものの行動規範が明確でなかった。また管理者は本来改ざんを是正しなければならないところ、責任を果たせていなかった。

(2) 品質保証・組織運営上の問題

a．検査(業務)の判断基準等が不明確

[1F1～6・2F1～3 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)復水器出入口海水温度差改ざん 等]

検査における判定基準、目標値、基準値が明確でなかった。また、社内自主検査も含めて検査で取り扱うデータおよび对外報告に使うデータについて、追跡性と引用に関する管理のルールが曖昧であった。

b．検査(業務)の手順等のプロセスが不明確

[1F1～6・2F1～3 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)復水器出入口海水温度差改ざん 等]

検査の実施要領が明確でなく、検査データの不適合が発生した場合などに適切

に対処する方法が確立していなかった。

c . 検査要領書等の記載内容・検討が不十分

[KK7 蒸気タービン性能検査(タービン過速度トリップ検査)]

要領書作成段階において、先行号機と同様の警報が発生するものと思い込み、先行号機と同様の内容で検査要領書を作成するなど、要領書の確認が不十分であった。

d . 組織間・組織内での課題の解決が不十分

[復水器出入口海水温度差改ざん、1F2 原子炉停止余裕検査 等]

プログラムへの補正項の設定や補正項への入力等、設備の課題が継承されていなかった。組織運営上、未解決の課題を部門間で共有せず、一部門で解決を図るような組織体質があった。グループ間での課題の解決や、組織運営の管理者の関与が十分でなかった。

e . 主任技術者の機能

[KK1 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 等]

原子炉主任技術者やボイラー・タービン主任技術者の役割や牽制機能が発揮されなかった。

f . 電力間での情報共有と課題の解決が不十分

[1F3 定期検査停止中の制御棒引き抜けに伴う原子炉臨界と運転日誌等の改ざん]

電力間で、運転経験上の知見・情報を共有して共通に課題解決を図る認識および体制が不十分であった。

(3) 言い出しにくい風土の問題

過去の改ざんや不正が今回の調査まで言い出されず、個人・組織の中で抱え込まれていたことは、地域・社会の要求に対する当社の認識の甘さを示すものであると同時に、何でも言え、問題を抱え込まなくても良い職場を作るための取り組みが不足していたことを示している。また、協力企業を含め、現場第一線の声を吸い上げる取り組みも不十分であった。

5 再発防止対策

当社は、平成 14 年 8 月に公表した原子力不祥事によって失われた立地地域や社会の皆さまからの信頼の回復を、最優先の経営課題と位置づけ、再発防止対策に全力で取り組んできた。

その取り組みは、業務の適確な遂行に向けた環境整備や企業倫理遵守の徹底などを目的とした『しない風土』への取り組み、さらに、情報公開の透明性の確保や、原子力部門の社内監査の強化と企業風土の改革などを目的とした『させない仕組み』への取り組みであり、これらを「4つの約束^{*1}」として展開してきた。

*1：4つの約束

第一の約束「情報公開と透明性確保」

：情報公開を徹底し、社外の社外の視点を取り入れて透明性の高い発電所運営を行う

第二の約束「業務の的確な遂行に向けた環境整備」

：社員・組織の的確な業務遂行を支援する機能を強化する

第三の約束「原子力部門の社内監査の強化と企業風土の改革」

：原子力部門の閉鎖性を打破し、風通しのよい企業風土を構築する

第四の約束「企業倫理遵守の徹底」

：企業倫理の遵守を徹底する

これまでの調査において、原子力部門では、原子力不祥事以降に行われた改ざん・不正は確認されなかったことから、これまでの取り組みについても一定の成果はあったものと考えられる。

しかしながら、4 問題点の整理で示した問題・課題を解決するため、上記の「4つの約束」に加え、以下の再発防止対策に取り組む。

5.1 地域・社会の視点に立って考え・行動する対策

当社は、今一度、安全を最優先する意識を徹底させ、安全・品質の向上に努めていくとともに、オープンな企業風土を作り、社内の論理を優先することなく地域・社会の視点に立って考え、行動する社員・組織になることで信頼回復に努めていく。これを実現するため、原子力発電所の運営に関わる情報を立地地域に分かり易い形で積極的に発信・説明するとともに、いただいたご意見に真摯に耳を傾け、業務運営に反映する仕組みを一層強化するため、以下の対策を実施する。

- a．自治体との連携を強化するため、本店および発電所に広報部門・技術部門および経営層を含めた部門横断的対応を促進する役職を配置する。
- b．地域・社会との信頼関係に関わる重要事案に対して迅速・的確に対応できるようにするため、原子力・立地本部長をヘッドとする危機管理体制を整備する。
- c．情報発信・広聴機能を強化するため、地域との対話活動（例：地域説明会、小

規模懇談会)を充実する。

5.2 意識面・仕組み面での対策

今回見つかった過去のデータ改ざんや不正の原因を踏まえ、不正が起きないことを確実にするため、「しない風土」の更なる徹底、「させない仕組み」の一層の強化に取り組む。

また、これらのデータ改ざんや不正が平成14年度の総点検においても摘出できず、それ以降も見つけられなかったことに鑑みると、これまでの再発防止対策の継続・強化のみでは十分ではない。新たに「言い出す仕組み」の構築に取り組み、改ざん・不正を受け付けない自浄能力を持った組織を作っていく。

5.2.1 「しない風土」を根幹とする再発防止対策

前章において「意識・企業風土の問題」として抽出した課題に対しては、「しない風土」を根幹とする以下の再発防止対策として取り組む。

a. 安全文化の醸成（安全を最優先する意識の再徹底）

原子力不祥事を踏まえ、当社は、健全で柔軟な批判精神を基本に自問を続けることで、先例への固執による思考力の減退、上下左右の馴れ合い等に対抗する組織風土を構築して安全文化の醸成を図ってきた。今後はこれを更に確実にするため、「安全を守る」とはどういうことなのかを事例をもとに明確（運転員に対する原子力安全の再教育、起動前点検に関わるマニュアルへ安全確保のための考え方や必要なアクションを明記）にして、周知するとともに、常に問いかける姿勢の徹底に取り組んでいく。

また、安全文化や法令遵守については、「4つの約束」で対策がとられているものの、部長という高い職位にあるものが、これを軽視する判断を行った事を重く受け止め、所長・部長など高職位にある者のあるべき行動を「基本的行動規範」に明記する。

これらの対策を通じて、安全文化の醸成を図り、安全を最優先する意識を徹底する。

b. 発電所運営の見える化促進（透明性の更なる向上）

原子力不祥事以降、当社はプレス発表やホームページにより、すべての不適合事象を公表してきた。また、地域情報会議で発電所業務運営等に関する情報を提供するなど、情報公開と透明性確保に努めてきた。しかしながら、これまでの情報公開の手法は必ずしも地域・社会にとって分かり易いものであったとは言い難い。

従って、今後は、発電所運営状況を分かり易く目に見える形、例えば各プラントの運転状況や定期検査の実施状況を地域社会の皆様映像で発信するなど、具体的方法を検討する。

c . 企業倫理遵守意識の更なる向上（倫理に反する行動の阻止）

原子力不祥事以降、社員個人に対して企業倫理教育を徹底し、社会からの信頼回復と事業の再生に向けた取り組みを展開している。これらの対策を含め安全文化の向上への取り組みを今後も継続し、企業倫理に反する行動の防止をより確実なものにするため、「企業倫理遵守に関する行動基準」にデータの適正な記録・管理に関する内容を記載し、内容の充実を図る。

また、技術者倫理の徹底を図るため、e-learning 研修、グループ討議、技術・技能認定制度等へ技術者倫理教育を導入するとともに、社員一人一人に対する企業倫理遵守意識の更なる向上を図るため、企業倫理遵守に関する宣誓書へ署名をもらう仕組みを導入する。

さらに、原子力不祥事以降、原子力部門の閉鎖的な組織風土を排除すべく、原子力部門では他部門との間の人材交流を随時実施しているところであるが、今般の対策として、部門・事業所間の人材交流の更なる推進を図ることとする。

これら全社的に取り組む対策を通じて企業倫理遵守意識の更なる向上を図り、倫理に反する行動を阻止する。

d . コミュニケーションの更なる活性化（もの言う風土の醸成）

原子力不祥事を踏まえ、「4つの約束」として、企業倫理遵守を徹底する取り組みを展開し、その中で行動基準の制定を行い、業務の課題について、常に問題意識を持ち、お互いにオープンに話し合うことを実践してきているが、今回の改ざん問題を踏まえて、部門間で課題を共有し、組織を挙げて問題解決に取り組む仕組みとして、組織間・組織内コミュニケーションに関し管理者が適正に関与・指導する仕組みを構築することとする。

また、原子力不祥事以降、疑問を感じた事案に対して、社内外については企業倫理窓口、社外についてはエコー委員会等の窓口を設け対応しており、また資材部門においても協力企業のご意見を受付ける仕組み（資材取引相談窓口）を設けているが、これらの仕組みが機能しているかどうか協力企業の意見および評価を聞き、更なる仕組みの改善に活用する。さらに、協力企業とコミュニケーションをはかる場である企業協議会の協力を得ながら、協力企業の方が更に意見を言い出し易い環境を整備するとともに、寄せられたご意見に対しては誠意ある対応を行い、倫理に反する行動を防止することとする。

これらの対策を通じて、コミュニケーションの更なる活性化を図り、ものを言

う風土の醸成を行う。

5.2.2 「させない仕組み」を根幹とする再発防止対策

前章において「品質保証・組織風土の問題」として抽出した課題に対しては、「させない仕組み」を根幹とする以下の再発防止対策として取り組む。

a．海水温度データに関わる措置（海水温度データの改ざんを不可能にする）

海水温度データの改ざんが確認された福島第一原子力発電所1号機および柏崎刈羽原子力発電所1・4号機はもとより、プロセス計算機のプログラム上に復水器出入口温度補正項があるプラントについて、当該補正項をプロセス計算機のプログラムから削除するとともに、今後、海水温度測定データを公開することにより、海水温度に係るデータの透明性を確保する。

また、取放水温度差の管理方針について、当社見解をとりまとめ、社外も含めた関係箇所と調整し、発電所毎に当該温度差の管理方針および公表方針を確立する。

これらの対策を通じて、海水温度データの改ざんを不可能にする仕組みを構築する。

b．データ管理の明確化（データ改ざんの誘因を取り除く）

保安規定には関連しないが、社内検査に引用するデータおよび社外報告に使われているデータの管理責任箇所が不明確な状態が継続したことを踏まえ、位置付け・管理方法が明確でないデータを洗出し、その位置付け・管理方法・根拠等を明確にする。

また、データの管理責任箇所を明確化し、データの検出から表示のプロセスを一元的に管理するとともに、プロセス計算機のプログラム変更管理を徹底し、プログラム変更があった場合は確実に検査要領書・技術図書へ反映されるように管理する。さらに、データ管理責任箇所以外の部門がデータを引用する場合のルールを設定する。

これらの対策を通じて、データ管理を明確に行い、データ改ざんの誘因を取り除く。

c．組織としての問題共有と解決の実行（個人や担当箇所が問題を抱え込まない組織へ）

原子力不祥事を踏まえ、「4つの約束」として、業務の的確な遂行に向けた環境整備を行い、その中で品質保証に係る体制（組織）の強化や「不適合管理委員会」の設置による不適合管理を実践してきたが、今回のデータ改ざん問題を踏まえ、

部門間で課題を共有し、組織が連携して問題を解決するまで一貫してフォローできるように、不適合管理の仕組みを改善し、また、発電所の問題解決に本店が的確な支援を行えるよう本店組織を改編することとする。

これらの対策を通じて、組織としての問題を共有し、解決にあたることにより、個人や担当箇所が問題を抱え込まない組織を構築する。

d．品質保証体制の更なる改善（安全・品質の更なる向上）

原子力不祥事を踏まえ、「4つの約束」として、業務の的確な遂行に向けた環境整備を行い、その中で品質マネジメントシステムを構築するとともに、規定・マニュアル類の整備を行ってきたが、適切に設備管理を実施するため、主要な設備の懸案事項や改造履歴等について組織的な引継ぎを実施し、本店に集約することで、本店、発電所で必要な情報が共有され引き継がれることを確実にする。

また、今回の点検結果を反映し、全社大での定期的レビューを実施することにより、全社的に規定・マニュアルの充実を図る。

このような品質保証体制の更なる改善活動を通じて、安全・品質の更なる向上を目指す。

e．牽制機能の強化

原子力不祥事を踏まえ、「4つの約束」として、品質保証活動改善に向けた取り組みを展開しており、その中で責任と権限の明確化を図り、主任技術者の役割について明確にしているが、今後、主任技術者の牽制機能が発揮される仕組みの検討を行い、牽制機能の充実を図る。

f．制御棒引き抜けによる臨界事象に鑑みた改善

制御棒の引き抜けにより、臨界に至るような事象が発生していたことを踏まえ、以下の対策を実施し、制御棒の予期しない引き抜け事象の発生防止に万全を期す。

(a) 制御棒駆動水系の水圧上昇防止

制御棒引き抜けの原因が、制御棒駆動水系の冷却水圧力の上昇であったと考えられることに鑑み、冷却水圧力の上昇を防止するため、運用面の強化、設備面での改善を実施する。

(b) HCU 隔離操作の適正化

制御棒の引き抜けは、HCUの隔離操作にともなって発生する可能性があることから、制御棒の引き抜けを防止するため、HCU 隔離順序の明確化等運用面の強化を実施する。

(c) HCU を含む制御棒駆動水系の管理の高度化

万一複数の制御棒が予期せず引き抜けてしまったとしても原子炉が臨界にならないよう、HCU を隔離する際の全体的な手順等について、制御棒の引き抜け防止に効果的な管理方法を検討する。

(d) 原子力施設情報公開ライブラリー (NUCIA) による電力間情報共有の強化

現在も日本原子力技術協会 (JANTI) の運営する NUCIA にトラブル情報等を登録し、電力間で情報共有を進めているが、これらの運転経験情報を共有する仕組みについて、より有効に活用していくための強化策を検討する。

5.2.3 『言い出す仕組み』を根幹とする再発防止対策

前章において「言い出しにくい風土の問題」として抽出した課題に対しては、「言い出す仕組み」を根幹とする以下の再発防止対策として取り組む。

a . 地域・社会のご意見を業務に反映させる仕組みの強化 (地域・社会の要求を正しく認識するために)

柏崎刈羽原子力発電所 1・4号機において海水温度データの改ざんが確認された際に、公表にあたって「補正」という言葉を用いたことは、社会的に重大な問題であるとの認識の甘さ、対外説明における慎重さの欠如、本店における発電所の対応フォローの甘さによるものであり、地域の方々にご多大なるご心配をおかけする結果となった。この反省を踏まえ、当社が地域・社会から求められているものを正しく認識できるようにするため、以下の対策を実施する。

- ・ 職責毎に「基本的行動規範」を定め、もの言うことを良しとする価値観、社外の様々なステークホルダーのご意見を聴き、話し合うことを重要視する価値観を浸透させる
- ・ 地域の声を本店および発電所の業務や広報活動に反映し、成果を地域にフィードバックすること促進するため、発電所および本店それぞれに委員会組織を設置する

b . 失敗に学ぶ組織文化を醸成する仕組みの整備 (言い出す文化の醸成)

原子力不祥事を踏まえ、原子力部門において、全ての不適合について管理する仕組みを導入することにより、設備のトラブルや不具合に関し、言い出しやすい環境を目指してきた。しかしながら、原子力不祥事に鑑みた総点検において、今般の改ざん行為が見つけられなかったこと、さらには、不祥事以降も継続され、また放置されてきたことを踏まえると、現状の不適合管理の仕組みが必ずしも失敗を言い出しやすい環境として十分とは言えず、また、失敗を学ぶ気質も不十分であったと考える。この反

省を踏まえ、以下の対策を実施する。

(a) 失敗を言い出しやすい環境醸成

今般、新たに定める「基本的行動規範」に失敗情報を重要視する価値観を明記し、浸透させる。また、避けられなかった不適合が報告された場合、これを責めず、有効な対策に至るよう推奨することを不適合管理の仕組みに取込むこととする。

さらに、法令・社内規定等のルールを遵守し、「仕事の基本」を徹底する観点から、業務の点検月間（仮称）を全社的に設置すること等により業務を集中的に見直す機会を設け、問題行為・リスクの確認および是正や業務改善に向けたテーマを設定し、議論することにより業務の見直しを促進する。また、現場におけるコンプライアンス上の問題を掘り起こし、解決する仕組みを整備するために全社的に要員・体制を強化する等により第一線職場支援のための法務・コンプライアンス機能を強化する。

(b) 失敗に学ぶ体制整備

原子力発電所の安全性向上に資するため、当社のみならず国内・海外の失敗事例を体系的に研究し、その知見を反映した教材を作り、協力企業を含めた研修に活用する体制を発電所に整備する。

これと並行して失敗に学ぶ文化を醸成するため、安全に関するセミナー等を立地地域のご意見・参画をいただきながら、定期的を開催することを計画する。

c . 本店の発電所支援機能の強化(発電所の業務プレッシャーの軽減)

5.2.2 c. に示した「組織としての問題を共有し、解決にあたることにより、個人や担当箇所が問題を抱え込まない組織」、5.2.2 d. に示した「適切に設備管理を実施するため、主要な設備の懸案事項や改造履歴等について組織的な引継ぎを実施し、本店に集約することで、本店、発電所で必要な情報が共有され引き継がれることを確実にする」仕組みを構築し、発電所への的確な支援、課題や悩みの解消がより組織的に進むよう、本店組織を以下の通り改編する。

- 品質保証と安全管理の責任箇所（不適合を解決まで一貫してフォローする部）
- 設備の中長期的課題に計画的に対応し、設備図書管理を含む設計管理を統括する部
- 原子力発電所の日常運営の管理に特化し、安全・安定運転を日常的に支援する部
- 原子力・立地本部を統括・管理すると共に、本部共通課題に取り組む部

5 . 3 再発防止対策の評価と確認

再発防止対策については、その実施状況と実効性を定期的に評価・確認し、P D

CAを回していく。

(1) 今回の再発防止対策の進捗状況と実効性の評価

発電所および本店の管理者は、再発防止対策の実施状況と有効性を定期的に自己評価する。また、原子力品質監査部は、再発防止対策の実施状況と有効性を定期的に評価し、経営層に報告する。

(2) 今後、疑義のある事案が見つかった場合の受け皿整備

今回の調査実績を踏まえ、今後の業務点検等において疑義のある事案が見つかった場合の調査方法・プロセス・体制を明確にし、発電所および本店にて的確・迅速に対応できるようにする。

(3) 企業体質改善の取り組みについて第三者委員会の評価を受ける仕組み

今回の再発防止対策の妥当性について、原子力安全・品質保証会議等の社外有識者の評価を受ける。また、原子力安全・品質保証会議の議事内容をホームページ等で開示し、社会に対してメッセージを発信する。

6 まとめ

これまで、温排水等漁業調査結果報告書をはじめ、電気事業法および原子炉等規制法に基づく法定検査における計算機のデータ処理、電気事業法に基づく法定検査記録、原子炉等規制法に基づく記録・定期報告および安全協定に基づく定期報告等について点検を実施し、不適切な取り扱いを一掃する取り組みを行ってきた。

この結果、過去に実施された多くの改ざんが確認されたものの、平成 14 年度の原子力不祥事に鑑みた総点検においても見つけられないまま、今回の調査に至るまで見つけられなかったことについて、ここに地域・社会に対して深くお詫びする次第である。

当社は、これを深く反省し、全社をあげて再発防止対策に取り組むことによって、改ざん・不正を受け付けない自浄能力を持つ組織を作り、安全・品質の更なる向上に努力を積み重ねていくことで、地域・社会の信頼回復に努めていく。

なお、今後「発電所運営に係る報告（区分）」について点検を継続し、その結果については、平成 19 年度中を目途に取りまとめていくこととする。

7. 別添資料

別添資料 - 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)

別添資料 - 2 総合負荷性能検査等 制限値に関する項目の処置内容

別添資料 - 3 総合負荷性能検査等 目標値に関する項目の処置内容 (例)

別添資料 - 4 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)

別添資料 - 5 1号機当該検査名称の変遷

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。

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	改ざん種別	評価
1	福島第一 1号機	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 (71d) 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)	計器の調整	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号機	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	計器の調整	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号機	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)	計器の調整	実際に調整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号機	第14回定検 (H2.4.27)	サプレッション プール温度	Aでパラツキあり。Aの70°の打点が低い値を示している。(チ ヤート上で若干目立つ) MV/Iがあれば調整する。 前回：21、測定：17.0~18.0、制限 32	模擬入力	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号機	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	計器の調整	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号機	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	計器の調整	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号機	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	計器の調整	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号機	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	計器の調整	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。

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	改ざん種別	評価
9	福島第一 4号機	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)	計器の調整	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号機	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。	計器の調整	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。
11	福島第一 5号機	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	計器の調整	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。
12	福島第一 5号機	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。	計器の調整	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号機	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	計器の調整	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。
14	福島第一 6号機	第1回定検 (S56.2.5)	タービン軸振動	振動アンプにて調整 #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	計器の調整	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号機	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	計器の調整	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。
16	福島第一 6号機	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	計器の調整	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号機	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	計器の調整	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 総合負荷性能検査等 目標値に関する項目の処置内容(例)(1/2)

No.	号機	実施時期	計器等の名称	内容 [改ざん種別]
1	福島第一 1号機	第 11 回定検 (S60.11.8)	原子炉圧力	【計器の調整】 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。
2	福島第一 2号機	第 9 回定検 (S62.7.30)	PLR ポンプモータ軸受冷却水 温度	【計器の調整】 指示値が冷却水の冷却前温度よりも低いため、調整を実施。
3	福島第一 3号機	第 12 回定検 (H4.2.14)	制御棒駆動水圧系 駆動水圧	【日常保守】 前回値に比べて目標値上限に近いので、前回値並に調整。
4	福島第一 4号機	第 3 回定検 (S57.1.13)	復水器真空度復水 ポンプ入口温度	【計器の調整】 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、計器調整を実施。
5	福島第一 5号機	第 11 回定検 (H4.5.12)	炉心流量	【計器の調整】 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。
6	福島第一 1号機	第 7 回定検 (S55.9.19)	主蒸気流量	【計器の調整】 指示計を零点調整するとともに、記録計についてもくり系にて調整を実施した
7	福島第一 3号機	第 14 回定検 (H7.2.3)	PLR ポンプ速度	【計器の調整】 PLR ポンプ速度が A 系、B 系で僅かにずれているため、同値に読めるよう調整。
8	福島第一 4号機	第 15 回定検 (H9.3.31)	平均出力領域モニタ	【計器の調整】 それぞれの値が異なることから、すべてを 98%に統一
9	福島第一 5号機	第 10 回定検 (H3.1.16)	排ガス再結合器温度	【計器の調整】 A 系、B 系の温度差が大きいため、計算値に合わせる。
10	福島第一 6号機	第 11 回定検 (H6.3.23)	原子炉水位	【計器の調整】 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。
11	福島第一 6号機	第 14 回定検 (H10.6.26)	蒸気加減弁等の弁開度	【計器の調整・日常保守】 蒸気加減弁等の弁開度にばらつきが認められるため、弁開度を調整。
12	福島第一 1号機	第 13 回定検 (S63.4.27)	原子炉補機冷却水 モニタ	【計器の調整】 前回値に比べモニタの指示値が高いため、調整を実施。

表 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)(2/2)

No.	号機	実施時期	計器等の名称	内容
13	福島第一 3号機	第14回定検 (H7.2.3)	給水流量	【計器の調整】 給水流量が例年に比べやや多かったため、流量の調整を実施。
14	福島第一 4号機	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	【計器の調整】 前回値より指示値が低いため、指示を合わせる。
15	福島第一 1号機	第11回定検 (S60.11.10)	海水入口温度	【計算機の調整】 復水器海水入口温度を1.2上げるよう、計算機の補正項にて調整。
16	福島第一 5号機	第8回定検 (S63.3.2)	原子炉冷却材浄化系 導電率	【計器の設定値変更】 警報設定値より低いが発報したことから、低レンジを 1 μ S/cmに変更。
17	福島第二 3号機	第5回定検 (H5.8.4)	低電導度廃液 サンプル流量計	【計器の調整】 指示値不良のため、指示値を一定値に固定。
18	福島第一 1号機	第8回定検 (S57.1.8)	警報装置	【配線の変更】 修理依頼中の警報を消灯。
19	福島第一 1号機	第22回定検 (H13.12.11)	湿分離器ドレン タンク水位調整弁	【その他】 ポジションナーの不良により交換したが、動作テスト不良につき、治具を取り付けて対応
20	福島第一 2号機	第4回定検 (S55.10.21)	弁開閉表示ランプ	【配線の変更】 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。
21	福島第一 2号機	第5回定検 (S56.3.4)	ヒータドレンポンプ 状態表示灯	【その他】 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)
22	福島第一 2号機	第16回定検 (H9.7.1)	タービン駆動給水ポンプ(B) スラスト軸受温度	【配線の変更】 温度検出器の指示不良のため、ポンプ(A)の指示を表示するよう、配線を変更。
23	福島第一 4号機	第8回定検 (S63.4.20)	炉水サンプリング及びC UW サンプル流量	【その他】 バイパス弁閉にすると圧力が上昇し警報が発生するため、バイパス弁微開 で運用。
24	福島第一 4号機	第18回定検 (H13.12.7)	H P C I 復水タンク LS	【計器の調整】 「復水タンク水位高」「復水タンク水位低」警報が発生しないように、L S を調整。
25	福島第一 6号機	第12回定検 (H7.8.2)	警報装置	【リフト】 頻発している警報を消灯。

	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																		

表 - 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）

: 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：総合負荷性能検査を受検していない年

（補足 1）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。

1号機当該検査名称の変遷

定検回	年度	安全保護系設定値確認検査	安全保護系検出要素性能(校正)検査
1	昭和46	検査対象なし	検査対象なし
2	昭和47		
3	昭和48		
4	昭和49		
5	昭和51		
6	昭和53	プロセス計装検査	安全保護系保護検出要素性能(校正)検査
7	昭和54		
8	昭和56	安全保護系保護検出要素設定値確認検査	
9	昭和57		
10	昭和58		
11	昭和59		
12	昭和61	安全保護系設定値確認検査	
13	昭和62		
14	平成元		
15	平成2		
16	平成3		
17	平成5		
18	平成7		
19	平成8		
20	平成10		
21	平成11		改造工事
22	平成12		
23	平成14		
24	平成18		

別紙

柏崎刈羽原子力発電所 1 号機

残留熱除去冷却ループ(RHIW)ポンプ にかかる事案 についての調査報告書

平成 19 年 3 月 1 日

東京電力社外調査団

弁護士(団長)	中込秀樹	印
弁護士	松田 啓	印
弁護士	岡内真哉	印
弁護士	熊谷明彦	印
弁護士	棚村友博	印

第1 調査目的

東京電力株式会社（以下「東京電力」という）は、経済産業大臣から、発電設備に関し、電気事業法及び核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律に基づく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報告徴収命令（平成18年12月5日付、原第1号）を受け、同命令に基づき調査を実施したところ、原子力発電設備におけるデータ処理改ざんに係る事案が複数確認され、平成19年1月31日にはこれらを経済産業大臣に対して報告したものであるところ、経済産業大臣は、上記報告事案の全てについて、詳細な事実関係の調査、原因の究明及び再発防止策について報告すること等を求める追加の報告徴収命令（平成19年2月1日付、原第21号）を発出しているところである。

東京電力は、上記報告徴収命令の対象事案中、平成4年に実施された柏崎刈羽原子力発電所1号機の「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」（定期検査の検査項目）におけるデータ処理の改ざん事案（以下「本件事案」という）が、定期検査の成立性に問題があると思料されることなど重大であることから、本件事案については特に事実関係について公正かつ中立な立場から客観的に調査、解明することが相当であり、かかる見地より、本件事案の事実関係及び原因・背景事情の解明に係る調査を社外の専門家である弁護士に委ねることが相当であると判断し、これを弁護士中込秀樹を調査団長とする合計5名の弁護士からなる社外調査団（以下「当調査団」という）に依頼した。

当調査団においては、上記依頼を受けて、本件事案の事実関係及び原因を解明すべく調査を実施したものであり、本報告書はその調査結果を取りまとめたものである。

第2 調査体制及び調査方法

1 調査体制

当調査団においては、東京電力の担当者から、東京電力において既に確認済みの本件事案の概要について説明を受けるとともに、本件事案に係る社内資料の提供を受けたほか、本件事案に関与した可能性がある者について聞き取り調査を実施した。

下記第3記載の調査結果は、このような調査の結果を踏まえて、当調査団の弁護士5名による合議に基づいて認定したものである。

2 調査方法

当調査団では、以下の方法により本件事案の調査を実施した。

- a 社内担当者が行った聞き取り結果
- b 提供を受けた社内資料の精査、検討
以下の社内資料について精査し、検討した。
 - 「1号機定期検査完了の報告及び通知について」
 - 「第5回定期検査要領書」
 - 「引継日誌」(平成4年5月11日、12日、15日、18日)
 - 「定検グループ作業記録」
 - 「175KW誘導電動機修理報告書」
 - 「第5回定期検査成績書」
 - 「1号機原子炉起動承認書」
 - 「原子炉起動前点検表」
- c 聞き取り調査
 - ヒアリング対象者 20名
 - ヒアリング回数 26回

聞き取り調査実施に当たっては、東京電力の担当者が同席し、適宜、技術的事項等についての助言を得る一方で、出席した弁護士が主体的に発問するよう努めた。また、重要な関係者に対する聞き取り調査は複数回実施し、慎重な事実認定を心がけた。

第3 事実関係に係る調査結果

上記の調査方法に基づく調査を実施した結果、本件事案の事実関係及びその原因・背景事情については、以下のとおりであったものと認められる。

1 本件事案の概要

平成4年5月12日、柏崎刈羽原子力発電所1号機で実施された定期検査のうち「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の各機能検査」(以下「本件検査」という)について、検査予定日の前日に、検査対象の設備である残留熱除去冷却ループ(以下「RHIW」という)ポンプ(A)の電動機が故障し、運転不能状態になったにもかかわらず、当該定期検査の検査スケジュールを遅延させずに、予定通り定期検査の受検を終えたいという動機から、同ポンプが正常に運転できる状態にあるかのように装って検査を受けようと企図し、翌日、同電動機の遮断器を「接続」位置から「試験」位置に切り替えることにより、同電動機が実際には起動していないにもかかわらず、中央制御室の表示灯にはこれが起動しているように表示されるよう操作して本件検査を受検し、これにより、本件検査に「良」の判定を得たものである。

2 本件事案に係る事実関係

(1) R H I Wポンプ(A)の電動機の故障

東京電力柏崎刈羽原子力発電所1号機においては、R H I Wポンプは(A)～(D)の4台設置されており、それらをA系、B系の二系統に分け、A系に(A)及び(C)、B系に(B)及び(D)の各ポンプが配置されている。また、同ポンプ4台にはそれぞれ電動機が設置されている。そして、A系、B系のうちの一系統が正常に起動すれば安全上の支障はないが、安全対策に万全を期すため、二系統配置し、双方ともに正常に起動する状態を維持することが必要とされている。

同発電所の第5回定期検査の一環として、平成4年5月12日に、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(本件検査)が実施されることが予定されており、これに備えて東京電力が同月10日13時56分から14時41分にかけて実施した社内試験においては、R H I Wポンプ(A)の電動機が正常に起動することが確認されていた。

しかしながら、本件検査前日である同月11日の17時18分、R H I Wポンプ(A)の確認運転中に、同電動機が発火し焼損する事故が発生し、同電動機は起動不能となった。

同事故を目撃した当直員は、中央制御室にいた当直主任に事故の状況を報告し、当直主任は、当直副長及び当直長に報告し、それらの者は、さらに、設備の修繕等を所管する保修課及び定期検査の工程管理等を所管する技術課の職員に同電動機の故障について連絡した。

同電動機の損傷状況は、直ちに修繕できる状態ではなかったため、保修課の職員は、同電動機をメーカーに輸送して修繕させることとし、その一方で、翌日に予定どおり本件検査を受検することができるよう、同じ型の電動機(以下「代替電動機」という)を調達することができないかどうかについて検討を始めた。

(2) 翌日の本件検査受検のための対策検討

その結果、保修課の職員らは、同じ時期に定期検査のために運転停止中の福島第二原子力発電所1号機に設置されているポンプの電動機が、同型式であることを知った。

そこで、保修課長は福島第二原子力発電所の発電部長に電話をかけて、本件検査を受検するために代替電動機の借用を依頼したところ、借用につき承諾を得ることができた。この代替電動機は、結局、同月11日の夜遅くに、福島第二原子力発電所から柏崎刈羽原子力発電所に向けて搬

送が開始された。

また、検査担当主管課である技術課の職員も同電動機の損傷状況を確認し、その状況を上司である主任に報告した。

他方で、技術課の職員及び保修課長以下の保修課の職員らは、代替電動機の調達と並行して、電動機が起動しない状態でも、予定どおり本件検査を受検することができないかどうかについての検討を行った。

その結果、電動機の遮断器を通常の「接続」位置から「試験」位置に切り替えると、電動機に通電しなくても中央制御室の表示灯が電動機に通電し起動した場合と同じ表示となることから、この方法により、実際には電動機が起動していないのに、起動しているように装うことが可能ではないかと考え、同日20時05分から上記遮断器を「試験」位置に切り替えて、中央制御室の表示灯が電動機が起動したのと同様の表示となるかどうか等について確認するためのテストを行った。

そして、このテストの結果によれば、電動機の遮断器を「試験」位置に切り替えることによって、実際に電動機が起動した場合に比しても、電圧の状況を測定するオシロスコープにも顕著な差異が生じないことが確認できた。

その後、RHIWポンプ(A)の電動機が故障した事実の報告を受けた発電部長(原子炉主任技術者を兼務)も参加し上記記載の職員らとともに、同電動機の故障に伴う翌日の本件検査への対応について協議が行われた。

この協議の中では、福島第二原子力発電所から代替電動機が搬送されるとの情報は得られていたが、本件検査は翌12日の午前中に開始される予定であり、本件検査前にこの代替電動機を起動可能な状態で設置することができない可能性もあることから、故障したRHIWポンプ(A)が起動できない場合の対応についても協議がなされた。

そして、前記のテストの結果も踏まえると、電動機の遮断器を「試験」位置に切り替えて、電動機が起動していなくても中央制御室の表示灯が電動機が起動している場合と同じ表示となるように装う方法(以下「本件偽装行為」という)によって本件検査を受検したとしても、検査官に発覚する可能性は極めて低いと考えられた。

このように発電部長以下の前記の関係者は協議の上、最終的には発電部長の判断により、工程どおり本件検査を受けて定期検査に合格しないと、予定どおり原子炉を起動させることができなくなることから、当該定期検査の検査スケジュールを遅延させずに、予定通り定期検査の受検を終えたいという動機から、代替電動機を起動可能な状態で設置することができない場合には、本件偽装行為を行うことにより本件検査を受検する、との対応方針を決定した。

(3) 本件検査の受検

代替電動機は、本件検査当日(5月12日)早朝、柏崎刈羽原子力発電所に到着した。しかし、代替電動機は柏崎刈羽原子力発電所1号機のRHIWポンプの電動機とは接続位置が逆であり、接続コードも短かったことから、これを実際に接続して同ポンプを起動させることはできなかった。

このため、同日10時39分から11時15分にかけて実施された本件検査の受検に当たっては、本件偽装行為を実施し、RHIWポンプ(A)が稼動しているように見せかけて受検し、その結果、同日、本件検査の結果として「良」の判定を検査官から得た。

(4) 原子炉の起動等

全ての検査に合格した後、同月16日0時、RHIWポンプ(A)の電動機が起動しない状態のまま、起動前点検を経て、発電部長の承認の下、1号機の原子炉を起動した。なお、B系統の2個のポンプ及び電動機、A系統のもうひとつのポンプ(C)及びその電動機は、いずれも正常に起動する状態であり、それにより、RHIWの二系統の機能について必要な機能は維持されている状態であった。

同月18日10時51分、修理を終えた電動機の起動試験を実施し、正常な状態で起動することを確認の上、1号機に再設置し、RHIWポンプを本来の状態に復旧した。

また、代替電動機は、具体的な日時は不明であるが、その後、福島第二原子力発電所に返却され、同発電所1号機の所定の場所に再設置された。

3 本件事案の原因・背景事情

聞き取り調査の結果を総合すれば、本件事案は、定期検査の工程を厳守し、予定どおり原子炉を起動・運転することを重視する当時の東京電力の職員の姿勢がマイナス面に作用し、翌日に検査を控えた検査対象設備に不具合が発生し、予定どおり受検することが困難な状況に至ってもなお、その補修を実施してから受検するのではなく、予め決められた定期検査の検査スケジュールを遅延させずに、予定通り定期検査の受検を終えたいという動機を優先させた結果、代替機の調達、そして、それができなかった場合には、正常に起動しているかのように装う本件偽装行為を実施するといった、いずれも不適切な方法によって、目先の対処をするという決断に至ったものと認められる。

以 上

福島第二原子力発電所 1号機

定期検査開始のためのプラント停止操作 における原子炉自動スクラムにかかる 事案についての調査報告書

平成 19 年 3 月 1 日

東京電力社外調査団

弁護士(団長)	中込秀樹	印
弁護士	松田 啓	印
弁護士	岡内真哉	印
弁護士	熊谷明彦	印
弁護士	棚村友博	印

第1 調査目的

東京電力株式会社（以下「東京電力」という）は、経済産業大臣から、発電設備に関し、電気事業法及び核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「原子炉等規制法」という）に基づく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、報告徴収命令（平成18年12月5日付、原第1号）を受け、同命令に基づき調査を実施した結果、原子力発電設備におけるデータ処理改ざんに係る事案が複数確認され、平成19年1月31日にはこれらを経済産業大臣に対して報告したものであるところ、経済産業大臣は、上記報告事案の全てについて、詳細な事実関係の調査、原因の究明及び再発防止策について報告すること等を求める追加の報告徴収命令（平成19年2月1日付、原第21号）を発出しているところである。

東京電力は、上記報告徴収命令に対応し、調査を行っていたところ、新たな事案として、福島第二原子力発電所における昭和60年11月21日より開始する定期検査のための原子炉停止操作中に発生した後記のいわゆる原子炉自動スクラムを隠蔽したと思料される事実を把握した。本件事案は重大であることから、特に事実関係について公正かつ中立な立場から客観的に調査、解明することが相当であり、かかる見地より、東京電力は、その事実関係及び原因・背景事情の解明に係る調査を社外の専門家である弁護士に委ねることが相当であると判断し、これを弁護士中込秀樹を調査団長とする合計5名の弁護士からなる社外調査団（以下「当調査団」という）に依頼した。

当調査団は、上記依頼を受けて、本件事案の事実関係及び原因を解明すべく調査を実施したものであり、本報告書は、その調査結果を取りまとめたものである。

第2 調査体制及び調査方法

1 調査体制

当調査団においては、東京電力の担当者から、東京電力において既に確認済みの本件事案の概要について説明を受けるとともに、本件事案に関係する社内資料の提供を受けたほか、本件事案に関与した可能性がある者について聞き取り調査を実施した。

下記第3記載の調査結果は、このような調査の結果を踏まえて、当調査団の弁護士5名による合議に基づいて認定したものである。

2 調査方法

当調査団では、以下の方法により本件事案の調査を実施した。

a 社内担当者が行った聞き取り結果

b 提供を受けた社内資料の精査、検討

以下の社内資料について精査し、検討した。

「運転日誌」(昭和60年11月21日)

「福島第二原子力発電所原子炉施設保安規定」(昭和60年7月3日施行)

運転状況データを記した記録紙(チャート)

c 聞き取り調査

ヒアリング対象者 17名

ヒアリング回数 29回

聞き取り調査実施に当たっては、東京電力の担当者が同席し、適宜、技術的事項等についての助言を得る一方で、出席した弁護士が主体的に発問するよう努めた。また、重要な関係者に対する聞き取り調査は複数回実施し、慎重な事実認定を心がけた。但し、本件は、21年以上前の事案であり、客観的資料も十分ではなく、関係者の記憶も必ずしも明確ではないことから、本調査においては、このような限られた証拠に基づいて可能な範囲で事実認定を行った。

第3 事実関係に係る調査結果

上記の調査方法に基づく調査を実施した結果、本件事案の事実関係及びその原因・背景事情については、以下の通りであったものと認められる。

1 本件事案の概要

昭和60年11月21日、福島第二原子力発電所1号機において、定期検査のため発電機を解列(送電線から発電機を切り離すこと)し、定期検査のための原子炉停止操作を実施していたところ、原子炉停止操作に不十分な点があり、原子炉出力が増大し、中間領域モニターの設定値を上回ったため、制御棒が全挿入され、原子炉が自動的に停止した(以下「原子炉自動スクラム」という)。このような場合には、原子炉等規制法及び実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則(以下「実用炉規則」という)並びに福島県、双葉町、大熊町、富岡町及び楡葉町(以下「地元自治体」という)との安全協定に基づき、国及び地元自治体に対して報告・連絡をしなければならないところ、この事実を公表した場合の対応の煩雑さ等を回避するため、これを行わないこととし、また、原子炉等規制法及び実用炉規則により記録が求められる日誌等を改ざんし、当該原子炉自動スクラムが発生しなかったように装ったものである。

2 本件事案に係る事実関係

(1) 福島第二原子力発電所 1 号機の解列後の原子炉自動スクラム発生

福島第二原子力発電所 1 号機においては、昭和 6 0 年 1 1 月 2 1 日午前 0 時、定期検査のために発電機を解列し、当直員が原子炉停止操作を行っていたところ、午前 1 時 3 0 分頃、制御棒を順次挿入しながら、原子炉内の圧力・温度の調整などを実施する過程で、当直長の指示により、温度の降下量を改善するために制御棒の少量引き抜き操作を行うとともに、炉水位が低下したため、原子炉への給水を増加させる操作を行ったところ、これらの結果、原子炉出力が増大して、中間領域モニターの原子炉自動スクラム設定値を上回った。

このように原子炉出力が中間領域モニターの原子炉自動スクラム設定値を上回った場合には、通常、安全のために自動的に制御棒が全挿入されて、原子炉が自動的に停止する設計になっていること、記録上も原子炉出力が急減していることから、同機についても、ほぼ同時刻に原子炉自動スクラムが発生したものと認められる。

(2) 原子炉自動スクラム発生事実の隠蔽の決定

原子炉自動スクラムが発生したことから、当直長は保安規定に定められた手順に従い、直ちに原子炉が停止したことに安全上の問題がないことを確認し、原子炉自動スクラム発生的事实を発電部長に報告するとともに、副所長にも報告した。なお、当直長から報告を受けた発電部長が、保安規定に基づき、所長および原子炉主任技術者に原子炉自動スクラムの報告を行ったかどうかは不明である。

報告を受けた発電部長またはその上位者は、この原子炉自動スクラムが、いずれにせよ数時間のうちに制御棒が全挿入されるといふ原子炉停止操作中に発生したものであり、かつ安全に原子炉が停止したことが確認されていることから、これを国または自治体等に報告した場合の対応の煩雑さ等を回避するため、原子炉自動スクラムの発生について、国への対応窓口である本店の原子力発電課長に報告しないこととし、その結果、実用炉規則に基づく国への報告も行われなかった。また、原子炉自動スクラムの発生について、安全協定に基づく地元自治体への連絡もなされなかった。

原子炉自動スクラムがあった場合、保安規定によれば、原子炉を再起動するには、所長の承認が必要であるところ、同定期検査後の原子炉の再起動の際にかかる承認を得ていない可能性が高い。

(3) 隠蔽工作

原子炉自動スクラムの事実を隠蔽することとしたため、これと矛盾する資料につき、正規の停止操作を行ったように見せかけるため、当直員らは、発電部長またはその上位者の指示に基づき、運転日誌に通常の手続きで見られる熱出力値や制御

棒位置を示す数値の記録を捏造するとともに、計算機により自動打ち出しされる午前1時19分から同47分までの記録を改ざんするなどの隠蔽工作を行った。

3 本件事案の原因・背景事情

本件事案は、原子炉自動スクラムが、いずれにせよ数時間のうちに制御棒が全挿入されるという原子炉停止操作中に発生し、かつ安全に原子炉が停止したことが確認されていたことから、国及び地元自治体へ報告・連絡をした場合の対応の煩雑さ等を回避するため、発電部長またはその上位者の決定により行われていたものと推定される。

以 上

柏崎刈羽原子力発電所 1号機

定期検査開始のためのプラント停止操作 における原子炉自動スクラムにかかる 事案についての調査報告書

平成 19 年 3 月 1 日

東京電力社外調査団

弁護士(団長)	中込秀樹	印
弁護士	松田 啓	印
弁護士	岡内真哉	印
弁護士	熊谷明彦	印
弁護士	棚村友博	印

第1 調査目的

東京電力株式会社（以下「東京電力」という）は、経済産業大臣から、発電設備に関し、電気事業法及び核原料物質、核燃料物質及び原子炉の規制に関する法律（以下「原子炉等規制法」という）に基づく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、報告徴収命令（平成18年12月5日付、原第1号）を受け、同命令に基づき調査を実施した結果、原子力発電設備におけるデータ処理改ざんに係る事案が複数確認され、平成19年1月31日にはこれらを経済産業大臣に対して報告したものであるところ、経済産業大臣は、上記報告事案の全てについて、詳細な事実関係の調査、原因の究明及び再発防止策について報告すること等を求める追加の報告徴収命令（平成19年2月1日付、原第21号）を発出しているところである。

東京電力は、上記報告徴収命令に対応し、調査を行っていたところ、新たな事案として、柏崎刈羽原子力発電所における平成4年2月28日より開始する定期検査のための原子炉停止操作中に発生した後記のいわゆる原子炉自動スクラムを隠蔽したと史料される事実を把握した。この事案は重大であることから、東京電力は、その事実関係及び原因・背景事情の解明に係る調査を社外の専門家である弁護士に委ねることが相当であると判断し、これを弁護士中込秀樹を調査団長とする合計5名の弁護士からなる社外調査団（以下「当調査団」という）に依頼した。

当調査団は、上記依頼を受けて、本件事案の事実関係及び原因を解明すべく調査を実施したものであり、本報告書は、その調査結果を取りまとめたものである。

第2 調査体制及び調査方法

1 調査体制

当調査団においては、東京電力の担当者から、東京電力において既に確認済みの本件事案の概要について説明を受けるとともに、本件事案に係る社内資料の提供を受けたほか、本件事案に関与した可能性がある者について聞き取り調査を実施した。

下記第3記載の調査結果は、このような調査の結果を踏まえて、当調査団の弁護士5名による合議に基づいて認定したものである。

2 調査方法

当調査団では、以下の方法により本件事案の調査を実施した。

a 提供を受けた社内資料の精査、検討

以下の社内資料について精査し、検討した。

「引継日誌」（平成4年2月28日）

「主要点検記録」（平成4年2月28日）

「運転日誌」

運転状況データを記した記録紙（チャート）

「柏崎刈羽原子力発電所 第1号機 第5回定検報告書」

「柏崎刈羽原子力発電所原子炉施設保安規定」（平成3年11月5日施行）

b 聞き取り調査

ヒアリング対象者 19名

ヒアリング回数 19回

聞き取り調査実施に当たっては、東京電力の担当者が同席し、適宜、技術的事項等についての助言を得る一方で、出席した弁護士が主体的に発問するよう努めた。

第3 事実関係に係る調査結果

上記の調査方法に基づく調査を実施した結果、本件事案の事実関係及びその原因・背景事情については、以下の通りであったものと認められる。

1 本件事案の概要

平成4年2月28日、柏崎刈羽原子力発電所1号機において、定期検査のため発電機を解列（送電線から発電機を切り離すこと）し、原子炉停止操作を実施していたところ、電気油圧制御装置の故障により、後記のいわゆる原子炉自動スクラムが発生した。このような場合には、原子炉等規制法及び実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則（以下「実用炉規則」という）並びに新潟県、柏崎市及び刈羽村（以下「地元自治体」という）との安全協定に基づき、国及び地元自治体に対し、報告・連絡をしなければならないところ、この事実を公表した場合の対応の煩雑さ等を回避するため、これを行わないこととし、また、原子炉等規制法及び実用炉規則により記録が求められる日誌等を改ざんし、当該原子炉自動スクラムが発生しなかったように装ったものである。

2 本件事案に係る事実関係

（1）柏崎刈羽原子力発電所1号機の解列後の原子炉自動スクラム発生

柏崎刈羽原子力発電所1号機においては、平成4年2月28日午前0時、定期検査のために発電機を解列し、当直員が原子炉停止操作を行っていたところ、午前0時50分頃、ゆっくりと作動すべきタービンバイパス弁が、故障により突然全開したため、原子炉内の圧力が急激に低下し、原子炉内の水位が一時的に上昇した。その直後に、タービンバイパス弁が急閉し、原子炉内の圧力低下が止まり、加えて、水位の上昇により給水ポンプが自動停止したため、水位が一気に低下し、一時的に規定値以下の水位を記録した。

このように水位が規定値以下に低下した場合には、通常、安全のために自動的に制御棒が全挿入されて、原子炉が自動的に停止する設計になっていること、記録上も原子炉出力が急減していることから、同機についても、ほぼ同時刻に原子炉が自動停止したものと認められる（以下「原子炉自動スクラム」という）。

（２）原子炉自動スクラム発生事実の隠蔽の決定

原子炉自動スクラムが発生したことから、当直長は保安規定に定められた手順に従い、直ちに原子炉が停止したことに安全上の問題がないことを確認し、発電部長に発生事実を報告した。

当直長から連絡を受け、中央制御室に来た発電部長に対し、当直長は、状況を報告した。発電部長は、解列中で発電をしておらず、数時間後にはいずれにしろ原子炉は停止する予定であったこと、人為的ミスが原子炉自動スクラムの原因である疑いがあったこと（後に人為的ミスではなかったことが判明した）また、機器に不具合があっても、その後に控えている定期検査において点検ができるということもあり、国、自治体等へ報告した場合の対応の煩雑さ等を回避するため、実用炉規則、安全協定及び保安規定に定められた所定の関係者への報告・連絡を行わないことにした。

そのため、柏崎刈羽原子力発電所の所長、副所長及び対外的に報告を行う所管部の部長である技術部長、並びに本店の所管課の課長であり、国への対応窓口である原子力発電課長には、原子炉自動スクラムについての報告はされず、その結果、実用炉規則に基づく国への報告は行われなかった。

（３）隠蔽工作

原子炉自動スクラムの事実を隠蔽することとしたため、これと矛盾する資料につき、正規の停止操作を行ったように見せかけるため、当直員らは、引継日誌においては正常な停止操作の時系列を、主要測定記録には正常な水位を、運転日誌には通常の操作過程で見られる制御棒操作を示す CR ポジションの打ち出しを、それぞれ行い、データの改ざん、捏造などの隠蔽工作をした。

（４）当該原子炉自動スクラムの原因究明及び対策

当該原子炉自動スクラムの原因については、定期検査期間中に、メーカーに対し、問題があると思われた電気油圧制御装置の不具合の調査及びその対策を依頼した。その結果、メーカーにおいて、不具合の存在が確認され、対策が実施された。

なお、原子炉自動スクラムがあった場合、保安規定によれば、原子炉の再起動は、所長の承認に基づきなされるべきところ、定期検査後の起動は、通常の起動と同じく、所長の承認ではなく、発電部長の承認に基づきなされた。

3 本件事案の原因・背景事情

本件事案は、原子炉自動スクラムが、いずれにせよ数時間のうちには、結果的には、制御棒が全挿入されるという原子炉停止操作中に発生し、安全に原子炉が停止したことが確認されており、また、原子炉自動スクラムの原因についても、その後に控えている定期検査における点検等で対処ができるので、再起動時には安全性に問題はないと考えたことから、国、自治体等へ報告した場合の対応の煩雑さ等を回避するため、発電部長の判断により行われていたものと認められる。

以 上

福島第一原子力発電所 3号機
定期検査停止中の制御棒引き抜け
に伴う原子炉臨界についての調査報告書

平成 19 年 3 月 30 日

東京電力社外調査団

弁護士(団長)	中込秀樹	印
弁護士	松田 啓	印
弁護士	岡内真哉	印
弁護士	熊谷明彦	印
弁護士	棚村友博	印

第1 調査目的

東京電力株式会社（以下「東京電力」という）は、平成11年6月に北陸電力株式会社志賀原子力発電所1号機の定期検査中の原子炉において発生した事故に係る報告、及び経済産業省原子力安全・保安院からの指示（平成19年3月15日付原院第1号及び平成19年3月19日付原院第3号）を踏まえ、過去に原子炉の制御棒が想定外に引き抜けた事案の有無について調査を行っていたところ、昭和53年11月2日に定期検査中の福島第一原子力発電所3号機において制御棒が想定外に引き抜かれた状態となり、その結果、原子炉が臨界状態に至った可能性があると思料される事実を把握した。本件事案は重大であることから、特に事実関係について公正かつ中立な立場から客観的に調査、解明することが相当であり、かかる見地より、東京電力は、その事実関係及び背景事情の解明に係る調査を社外の専門家である弁護士に委ねることが相当であると判断し、これを弁護士中込秀樹を調査団長とする合計5名の弁護士からなる社外調査団（以下「当調査団」という）に依頼した。

当調査団は、上記依頼を受けて、本件事案の事実関係及び背景事情を解明すべく調査を実施したものであり、本報告書は、その調査結果を取りまとめたものである。

第2 調査体制及び調査方法

1 調査体制

当調査団においては、本件事案に係る各種資料の提供を受けてこれを精査するとともに、本件事案に関与した可能性がある者について聞き取り調査を実施した。また、東京電力の担当者から、本件事案の概要および本件事案の発生経過等に関する関係資料の記載等に関する技術的な説明を聴取した。

下記第3記載の調査結果は、このような調査の結果を踏まえて、当調査団の弁護士5名による合議にもとづいて認定したものである。

2 調査方法

当調査団では、以下の方法により本件事案の調査を実施した。

- a 社内担当者が行った聞き取り結果
- b 提供を受けた社内資料の精査、検討

以下の社内資料について精査し、検討した。

「引継日誌」（昭和53年11月2日）

「運転日誌」、「制御棒位置記録」（昭和53年11月2日）

「原子炉圧力・水位・水温度記録計データ」（昭和53年11月2日）

「使用前検査成績書（制御棒駆動機構機能検査）」（昭和53年11月3日）

「福島第一原子力発電所原子炉施設保安規定」（昭和53年10月23日施行）

「炉心評価結果」(シミュレーション結果資料)

c メーカーから提供を受けた資料(メーカー担当者に対するヒアリング調査結果を取りまとめた資料を含む。)の精査、検討

d 聞き取り調査

ヒアリング対象者 10名

ヒアリング回数 10回

聞き取り調査実施にあたっては、東京電力の担当者が同席し、適宜、技術的事項等についての助言を得る一方で、出席した弁護士が主体的に発問するよう努めた。

但し、本件は、28年以上前に発生した事案であり、当時の原子炉の状況を示すチャート類等は東京電力には現存しないなど、客観的な一次資料は存在せず、関係者の記憶も必ずしも明確ではないことから、本調査においては、現存するメーカーから提供を受けた資料及び関係者の供述等に基づいて可能な限りの事実認定を行ったものである。

第3 事実関係に係る調査結果

上記の調査方法に基づく調査を実施した結果、本件事案の事実関係及びその背景事情については、以下の通りであったものと認められる。

1 本件事案の概要

昭和53年11月2日、福島第一原子力発電所3号機において、定期検査中に、原子炉圧力容器耐圧試験準備のために、制御棒駆動水圧系の水圧制御ユニットの隔離作業を実施していたところ、作業に問題があったため、5本の制御棒が部分的に引き抜けた状態になり、臨界状態に至ったものと推定される。

また、その状況を記載すべき当日の運転日誌等の記録を改ざんしたものである。

2 本件事案に係る事実関係

(1) 基本的な事実経過

福島第一原子力発電所3号機は、昭和51年3月27日に運転を開始した東京電力の原子力発電所である。

福島第一原子力発電所3号機においては、昭和53年6月1日から同年12月22日にかけて第2回定期検査を受検したものであるが、その実施中の昭和53年11月6日に原子炉圧力容器耐圧試験を実施することが予定されていた。当該試験を実施するためには、制御棒駆動水圧系の水圧制御ユニットを原子炉から隔離する必要があったことから、同年11月2日午前3時より、水圧制御ユニットの隔離作

業が行われた。

水圧制御ユニットの隔離作業は、原子炉に接続されている制御棒駆動水の 2 つのライン（一方のラインは制御棒挿入の方向に、他方のラインは制御棒引き抜きの方向にそれぞれ水圧をかける機能を有している。）にそれぞれ設置された 2 つの弁（挿入方向のラインに 101 弁、引き抜き方向のラインに 102 弁）をいずれも「閉」操作することによって行われる。

この水圧制御ユニットの隔離作業が行われた直後の同日午前 3 時ころ、原子炉内の中性子束を検知するモニターである S R M の指示値が約 5×10 から約 5×10^5 にまで上昇し、以後少なくとも同程度の高い指示値で推移したと認められる。この結果、3 号機の中央制御室においては、この間、S R M の異常値を示す警報が出ていたものと考えられる。

当時、福島第一原子力発電所では、1 号機と 2 号機の中央制御室と 3 号機及び 4 号機の中央制御室はそれぞれ別の建物にあり、当直長は 1、2 号機の中央制御室に詰めていたことから、3 号機の中央制御室の当直ラインについては副長が実質的に指揮をする体制となっていた。3 号機の中央制御室に詰めていた夜勤の当直(3 直)の副長以下の当直員は、その後、S R M の数値が異常に上昇していることは認識したものの、制御棒が引き抜けることはあり得ないという先入観より、制御棒の引き抜けという事態に考えが至らず、S R M の異常値をもってしても、原子炉内で臨界状態が生じている可能性があるという認識には至らず、結局、特段の対応はとられなかった。

同日午前 8 時前に、当直の交代のために、次の当直(1 直)の副長が 3 号機の中央制御室に出勤したところ、S R M の異常値を見て、即座に制御棒位置を確認するよう指示したところ、5 本の制御棒が部分的に引き抜かれている状態にあることが判明したことから、原子炉内で臨界が発生しているものと考えた。このため、当該副長は、未臨界状態に移行させるために、101 弁及び 102 弁を全開にした上で、連続挿入により制御棒を挿入しようとしたが、何らかの理由により通常の操作では連続挿入を行うことができなかった。このため、当該副長の指示により、引き抜かれている状態にある各制御棒をそれぞれ挿入するシングルロードスクラム(1 本ごとの緊急挿入)により 5 本中 4 本を挿入した。そして、最後の 1 本については、連続挿入が可能になったことから、連続挿入にて制御棒の挿入が行われた。

この結果、同日午前 10 時 30 分ころ、制御棒が全挿入となり、その後、S R M の数値も通常の値に復帰した。

一連の S R M の数値の推移からみて、福島第一原子力発電所 3 号機においては、臨界状態となり、それが同年 11 月 2 日午前 3 時から同日午前 10 時 30 分ころまでの間、最長で約 7 時間半継続した可能性がある。

5本の制御棒の引き抜きの程度は、それぞれ、4ポジション、6ポジション、8ポジション、10ポジション、12ポジションであったと考えられる（全部引き抜けた場合には48ポジションとなる。）。なお、この間、原子炉圧力容器の上蓋は閉じられていたと認められる。

また、シングルロットスクラムによる制御棒の挿入が行われていることから、水圧制御ユニットのスクラム機構は機能していたと考えられる。

上記5本の制御棒の引き抜きの原因については、制御棒駆動水圧系の水圧制御ユニットの隔離作業の際の101弁及び102弁の「閉」操作時の作業に問題があったため、一部の制御棒について102弁を通して制御棒を引き抜く方向への水圧がかかったためと推定される。

(2) 所内での報告

1直の副長は、11月2日の昼過ぎころ、3号機の中央制御室を訪れた1直の当直長に対して、制御棒の引き抜けトラブルがあったが、既に処置済みであるとの旨を報告した。3直の当直長も制御棒の引き抜けトラブルがあったことは報告を受けて認識をしていた。ただし、当該当直長らが、本プラントにおける臨界状態の有無について明確な認識を有していたかどうかについては確認できなかった。

また、当該当直長らが、本件事案を発電所内の上位職である発電課長、発電部長外に対して報告したとの事実は認められなかった。

本件事案について、当直班からその上位職者に対して報告がなされなかった背景には、当時の当直担当者には、運転管理等は当直が責任をもって行うものであり、今回の試験準備作業上の不手際についても当直内でカバーしてしまいたいという意識があったことや、他の当直班の不手際について公にしないという風土があったと考えられる。また、事実が公になった場合の対応を避けたいという心情も働いたものと推測される。

(3) 運転日誌等の改ざん

同日の午後10時に再び当直の任に当たった3直の当直員は、運転日誌における原子炉熱出力のSRMの数値記載欄の記載を、実際の数値ではなく通常時の値となるように書き直し、また、制御棒位置記録にも全挿入が継続されていた状態を示す通常時の制御棒位置記録を添付して、これらの記録を改ざんした。改ざんの動機については、当直内の不手際は当直内で処理し、社内的な記録に残したくないとの心理が働いたものと推定される。

かかる改ざんについては1直及び3直の当直長も了解していたものと認められる。

3 本件事案の背景事情

本件事案は、定期検査の原子炉停止期間中の作業上の不手際により、5本の制御棒が部分的に引き抜けて、臨界状態が生じたと推定される事案である。

本件事案について、発電所の上層部への報告等がなされなかった背景事情としては、当時、当直において、運転管理等は当直が責任をもって行うものであり、今回の試験準備作業上の不手際についても当直内でカバーしてしまいたいという心情があったことが挙げられる。また、事実が公になった場合の対応を避けたいという心情も働いていたものと推測される。

これらの事情が相俟って、本件事案について、発電所の上層部への報告はなされず、また、運転日誌等の記録も改ざんされたものと考えられる。

以 上