

米国の原子力発電所における安全弁／ 逃がし安全弁の設定点変動事例の分析

Review of Recent Events Involving Setpoint Drift in Safety and
Safety/Relief Valves at U.S. Nuclear Power Plants

渡辺 憲夫

Norio WATANABE

安全研究センター

Nuclear Safety Research Center

December 2007

Japan Atomic Energy Agency

日本原子力研究開発機構

本レポートは日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。
本レポートの入手並びに著作権利用に関するお問い合わせは、下記あてにお問い合わせ下さい。
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ホームページ (<http://www.jaea.go.jp/index.shtml>)
より発信されています。このほか財団法人原子力弘済会資料センター*では実費による複写頒布を行っ
ております。

〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4
日本原子力研究開発機構 研究技術情報部 研究技術情報課
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920

*〒319-1195 茨城県那珂郡東海村白方白根 2 番地 4 日本原子力研究開発機構内

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency
Inquiries about availability and/or copyright of this report should be addressed to
Intellectual Resources Section, Intellectual Resources Department,
Japan Atomic Energy Agency
2-4 Shirakata Shirane, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920

米国の原子力発電所における安全弁／逃がし安全弁の設定点変動事例の分析

日本原子力研究開発機構 安全研究センター

渡辺 憲夫

(2007 年 10 月 18 日受理)

軽水型原子力発電所には、原子炉の過圧を防止するために安全弁や逃がし安全弁が取り付けられており、負荷遮断や給水喪失事象などが発生した場合、その影響を緩和するために、所定の圧力（設定点）で開くことにより圧力を逃がす役割を果たす。一方、これらの弁は圧力バウンダリとしての機能を有するため、通常運転時には漏洩することなく適切に閉止していることが求められる。

米国においては、1980 年代初頭から、安全弁や逃がし安全弁の設定点変動するという事象が数多く起こっており、米国原子力規制委員会(NRC)は、Information Notice などの規制関連書簡を発行し設置者に対して注意を喚起してきた。産業界においても、その原因を特定し弁の設計変更を行うなどの対策を講じてきた。しかし、2001 年から 2006 年 8 月までの間に安全弁や逃がし安全弁の設定点変動が認められた事例が設置者事象報告書(LER)として 70 件以上提出されていることに注目し、NRC は、2006 年 11 月に Information Notice 2006-24 を発行して設置者に注意を促している。

本報告書では、安全弁や逃がし安全弁の設定点変動問題に関する NRC の対応経緯と、2000 年から 2006 年にかけて米国の原子力発電所において発生した 94 件の該当事例に関する情報を収集しその内容を紹介する。これら 94 件の事例について特徴をまとめると、以下の通りである。

- (1) 2000 年から 2006 年の間に 54 基のプラントから報告されており、そのうち 18 基は BWR、36 基は PWR である。対象期間において運転中であった BWR プラントは 35 基であるが、約半数（18 基）のプラントで逃がし安全弁(SRV)の設定点変動を経験しており、31 件の LER（35 事例）が提出されている。PWR については、対象期間において運転中であったプラント 69 基のうちの 36 基において加圧器安全弁(PSV)もしくは主蒸気安全弁(MSSV)の設定点変動が確認されており、56 件の LER（59 事例）が提出されている。
- (2) 設定点の変動が認められた SRV、PSV、MSSV の数は、それぞれ、125 個（開圧上昇：91 個、開圧低下：34 個）、45 個（開圧上昇：18 個、開圧低下：27 個）、107 個（開圧上昇：80 個、開圧低下：27 個）である。

- (3) **SRV** については、パイロット弁のディスクとシートとの間における腐食性固着が原因となって設定点が高い側に変動する傾向が強く、設定点変動の程度も比較的大きい。これに対し、設定点の低い側への変動では、シートリークを原因とするケースが比較的多いが変動幅は概して小さい。
- (4) **PSV** については、原因が特定されていないものが多いが、そのほとんどは設定点変動幅が小さい。これに対し、件数は少ないが、バネに問題が生じた場合には設定点が高い側に変動する傾向がある。
- (5) **MSSV** については、ディスクとシートとの間における酸化固着あるいは熱膨張による固着が原因となって設定点が高い側に変動する傾向が強い。また、こうした固着による設定点変動では、その程度が比較的大きい。一方、設定点が高い側に変動したケースでは、原因が特定されているケースが少なく原因に基づく明確な傾向は把握できない。しかし、設定点の低い側への変動は、近年減少傾向にあり、また、その変動幅も比較的小さい。

Review of Recent Events Involving Setpoint Drift in Safety and Safety/Relief Valves at U.S.
Nuclear Power Plants

Norio WATANABE

Nuclear Safety Research Center
Japan Atomic Energy Agency
Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken

(Received October 18, 2007)

At light water reactors, safety and safety/relief valves are designed and installed to prevent overpressurization of reactor and also credited in mitigating the effects of postulated accidents, such as loss of external electrical load and loss of normal feedwater, by lifting at the required setpoint to relieve pressure. On the other hand, these valves are required to maintain pressure boundary integrity by seating tightly without leakage during normal operation.

Since the beginning of 1980's, in the United States, there have been many reports involving setpoint drift of the safety or safety/relief valves. The United States Nuclear Regulatory Commission (NRC) has issued the generic communications such as Information Notice on this issue and the industry has made their efforts to identify the causes and to take corrective actions. However, the NRC staff found that from 2001 through August 2006, over 70 licensee event reports (LERs) involved instances where safety or safety/relief valves failed to meet the allowed lift setpoint tolerance and issued the Information Notice 2006-24 in November 2006 to alert licensees of operating experience insights associated with the safety and safety/relief valves exceeding the lift setpoint tolerance.

This report provides the description on the historical NRC's responses to safety and safety/relief valve issues including setpoint drift and analyzes the trends of the ninety-four events, reported as LERs, involving setpoint drift at U. S. nuclear power plants during the years from 2000 to 2006. The observations from the review are summarized as follows:

- (1) During the years from 2000 to 2006, LERs involving setpoint drift were submitted from fifty-four nuclear power plants. Thirty-one LERs (35 events) were from 18 BWRs and fifty-six LERs (59 events) were from 36 PWRs. Considering that 35 BWRs and 69 PWRs had been operating during this period, approximately a half of operating reactors experienced the setpoint drift event.

- (2) The numbers of safety/relief valves (SRVs) at BWRs, pressurizer safety valves (PSVs) and main steam safety valves (MSSVs) at PWRs affected are 125 (drift high: 91, drift low: 34), 45 (drift high: 18, drift low: 27), and 107 (drift high: 80, drift low: 27), respectively.
- (3) For SRVs, pilot disc-seat corrosion bonding might have led to setpoint drift high with a relatively large deviation of setpoint. However, events involving setpoint drift low were mainly caused by seat leakage and the deviation of setpoint was generally small.
- (4) For PSVs, the deviation of setpoint was generally small although their causes were not specified in many events. While there are a small number of events caused by degradation of valve springs, however, such events might have resulted in setpoint drift high.
- (5) For MSSVs, disc-seat bonding due to oxidation or thermal expansion of materials might have led to setpoint drift high with a relatively large deviation of setpoint. No trend is observed for the events involving setpoint drift low since there are a small number of such events with their respective causes identified. However, such events may have a decreasing trend recently and the deviation of setpoint was relatively small.

Keywords: Safety/Relief Valve (SRV), Pressurizer Safety Valve (PSV), Main Steam Safety Valve (MSSV), U.S. Operating Experience, Setpoint Drift, Disc-Seat Bonding, Seat Leakage, Licensee Event Report (LER)

目次

1. はじめに	1
2. 安全弁及び逃がし安全弁の概要	2
2.1. BWR における逃がし安全弁	2
2.2. PWR における加圧器安全弁及び主蒸気安全弁	4
3. 米国における安全弁・逃がし安全弁の問題への対応	7
3.1. BWR における逃がし安全弁	7
3.2. PWR における加圧器安全弁	8
3.3. PWR における主蒸気安全弁	10
3.4. 最近の規制書簡	11
4. 米国における安全弁・逃がし安全弁の設定点変動事例の概要	13
4.1. 設定点変動事例の全体的な傾向	13
4.2. BWR の逃がし安全弁の設定点変動事例	17
4.3. PWR の加圧器安全弁の設定点変動事例	41
4.4. PWR の主蒸気安全弁の設定点変動事例	57
5. おわりに	92
参考文献	94
付録 米国原子力規制委員会発行の規制関連書簡	96

Contents

1. Introduction.....	1
2. General Description of Safety and Safety/Relief Valves	2
2.1. Safety/Relief Valves at BWRs	2
2.2. Pressurizer Safety Valves and Main Steam Safety Valves at PWRs	4
3. Responses to Safety and Safety/Relief Valve Issues in U.S.A.	7
3.1. Safety/Relief Valves at BWRs	7
3.2. Pressurizer Safety Valves at PWRs	8
3.3. Main Steam Safety Valves at PWRs.....	10
3.4. Recent NRC's Generic Communications.....	11
4. Description of Events Involving Setpoint Drift of Safety and Safety/Relief Valves at U.S. Nuclear Power Plants.....	13
4.1. Trends of Events Involving Setpoint Drift.....	13
4.2. Events Involving Setpoint Drift of Safety/Relief Valves at BWRs	17
4.3. Events Involving Setpoint Drift of Pressurizer Safety Valves at PWRs ...	41
4.4. Events Involving Setpoint Drift of Main Steam Safety Valves at PWRs ..	57
5. Concluding Remarks	92
References	94
Appendix U.S.NRC's Generic Communications	96

略語集

ADAMS (Agencywide Documents Access and Management System) : 米国原子力規制委員会のウェブサイトで利用できる文献検索システム

ADS (Automatic Depressurization System) : 自動減圧系

ANSI (American National Standards Institute) : 米国規格協会

ASME (American Society of Mechanical Engineers) : 米国機械学会

BWR (Boiling Water Reactor) : 沸騰水型原子炉 (沸騰水型原子力発電所)

BWROG (BWR Owners Group) : BWR 所有者グループ

B&W (Babcock and Wilcox) : Babcock and Wilcox 社 (米国のプラントメーカー)

CE (Combustion Engineering) : Combustion Engineering 社 (米国のプラントメーカー)

EPRI (Electric Power Research Institute) : (米国) 電力研究所

ERV (Electromagnetic Relief Valve) : 電磁式逃がし弁

GE (General Electric) : General Electric 社 (米国のプラントメーカー)

IBAD (Ion Beam Assisted Deposition) : イオンビーム析出 (被膜処理)

IST (In-Service Testing) : 供用中試験

ITS (Improved Technical Specification) : 改良技術仕様

LCO (limiting condition for operation) : 運転制限条件

LER (Licensee Event Report) : 設置者事象報告書

LVDT (Linear Voltage Differential Transformer) : 線形電圧差変換器

MSSV (Main Steam Safety Valve) : 主蒸気安全弁

NRC (United States Nuclear Regulatory Commission) : (米国) 原子力規制委員会

PCSRV (Pressurizer Code Safety Relief Valve) : 加圧器逃がし安全弁

PORV (Power Operated Relief Valve) : 加圧器逃がし弁

PSV (Pressurizer Safety Valve) : 加圧器安全弁

PWR (Pressurized Water Reactor) : 加圧水型原子炉 (加圧水型原子力発電所)

RCS (Reactor Coolant System) : 原子炉冷却系

SG (Steam Generator) : 蒸気発生器

SPVD (Set Pressure Verification Device) : 設定点確認装置

SRV (Safety/Relief Valve) : 逃がし安全弁

TS (Technical Specification) : 技術仕様

TSUP (Technical Specification Update Project) : 技術仕様更新プロジェクト

W (Westinghouse) : Westinghouse 社 (米国のプラントメーカー)

WOG (Westinghouse Owners Group) : Westinghouse 社製 PWR 所有者グループ

This is a blank page.

1. はじめに

軽水型原子力発電所では、原子炉冷却系(Reactor Coolant System : RCS)の過圧防止のために、安全弁や逃がし安全弁が取り付けられている。例えば、沸騰水型原子力発電所(Boiling Water Reactor : BWR)においては、原子炉と格納容器隔離弁の間の主蒸気配管に逃がし安全弁(Safety/Relief Valve : SRV)が設けられ、また、加圧水型原子力発電所(Pressurized Water Reactor : PWR)においては、加圧器の頂部に安全弁(Pressurizer Safety Valve : PSV)や加圧器逃がし弁(Power Operated Relief Valve : PORV)が取り付けられており、負荷遮断や給水喪失事象などが発生した場合、その影響を緩和するために、所定の圧力（設定点）で開くことにより圧力を逃がす役割を果たす。その一方で、これらの弁は、原子炉冷却材圧力バウンダリ構成機器の一部を形成しており、通常運転時には漏洩することなく適切に閉止しているよう求められる。さらに、PWR においては、二次系にも主蒸気安全弁(Main Steam Safety Valve : MSSV)が設けられており、二次系の過圧を防止すると共に、復水器や循環水系が利用できない場合の原子炉冷却系からの除熱源として機能し RCS の過圧を防止するとともに、二次系の圧力バウンダリとしての機能を果たすことが要求される。

安全弁や逃がし安全弁の設定点は、通常、所定の値の $\pm 1\%$ 範囲内で開くよう設定され、一定期間供用に置かれた後に試験が行われる。開動作に対する設定点がずれると、例えば、低い側にずれた場合には、必要とされない時に安全弁や逃がし安全弁が開きプラントの擾乱を引き起こし、一方、高い側にずれた場合には、必要時に開動作せず、RCS の過圧状態を招き圧力バウンダリの健全性にとって脅威となる。米国においては、1980 年代初頭から、安全弁や逃がし安全弁の設定点の変動するという事象が数多く起こっており、米国原子力規制委員会(United States Nuclear Regulatory Commission : NRC)は、Information Notice などの規制関連書簡を発行し設置者に対して注意を喚起してきた。また、1990 年代前半には、設定点の変動を含め、安全弁や逃がし安全弁の不具合事例を対象とした分析が行われており、運転経験を試験／保守プログラムに反映させることの重要性を指摘している⁽¹⁾。一方、産業界においても、こうした設定点変動に対する原因の分析が行われ、それらの原因を取り除くために、保守及び試験に関するガイダンスの策定や弁の設計変更を行うなどの対策が講じられてきた⁽²⁾。しかし、2001 年から 2006 年 8 月までの間に安全弁や逃がし安全弁の設定点変動が認められた事例が設置者事象報告書(LER : Licensee Event Report)として 70 件以上提出されていることに注目し、NRC は、2006 年 11 月に Information Notice 2006-24⁽³⁾を発行して設置者に注意を促している。

本報告書では、設定点変動を含む安全弁や逃がし安全弁の問題に関する NRC の対応経緯と、2000 年から 2006 年にかけて米国の原子力発電所において発生した 94 件の該当事例に関する LER を収集しその分析結果について紹介する。また、付録には、当該問題に関連して 1980 年以降 NRC が発行した規制関連書簡の内容を掲載する。なお、LER の収集は、NRC のウェブサイトにおいて文献検索システム ADAMS を用いて行った。

2. 安全弁及び逃がし安全弁の概要

2.1. BWR における逃がし安全弁

BWR における逃がし安全弁(SRV)は、ドライウェル内の原子炉容器と格納容器内側隔離弁との間の主蒸気管に取り付けられており、その個数はプラントによって異なるものの、一般に 11～16 個である。SRV には、原子炉の圧力に対応して自動的に作動する安全弁機能と、外部信号による強制作動の逃がし弁機能（自動減圧機能及び手動による開動作）が設けられている。安全弁としての容量は、最も厳しい過渡状態（例えば、主蒸気隔離弁の閉止）において原子炉容器の圧力を設計圧力の 110%以下に抑えるよう設計されている⁽⁴⁾。以下では、米国の BWR において一般的に使用されているパイロット弁付 2 段式 SRV の構造、動作、使用環境、サーベランス要件、運転制限条件(Limiting Condition for Operation : LCO)について簡単に述べる。

(1) 構造⁽¹⁾

SRV は、図 2.1 に示すように、主弁アセンブリとそれを動かすためのパイロット弁アセンブリから成る。主弁アセンブリは、弁箱(body)、主ディスク、主ピストン、主バネ及びパイロット弁用の内部接続口から構成され、また、パイロット弁アセンブリは、弁蓋(bonnet)、スタビライザディスク、パイロットディスク、設定圧バネ及び空気駆動部等から構成される。パイロットディスクとシートのインターフェースは円錐形状であり、平板形状である主弁に比べるとかなり小さい。

(2) 動作⁽¹⁾

スタビライザディスク下方の圧力が弁の設定点に達すると、それによってパイロットディスクが上方に押し上げられ、主ピストン背後の圧力が SRV の出口側に放出される。主ピストン両側の差圧により主ディスクが持ち上げられ、RCS 圧力が開放される。自動減圧機能と手動による開動作は、空気駆動部がパイロット棒を持ち上げることにより開始される。

(3) 使用環境⁽¹⁾

SRV は、飽和蒸気環境で作動し、開動作に対する設定点は段階的に 1080 psig から 1155 psig に設定される。例えば、11 台の SRV を有するプラントでは、これらの SRV を 4 台、4 台、3 台という 3 つのグループに分け、それぞれの設定点を 1090 psig、1100 psig、1110 psig としている。なお、BWR における運転圧力は約 1040 psig である。

(4) サーベランス要求⁽⁴⁾

プラントの技術仕様におけるサーベランス要求では、安全解析において仮定した圧力で SRV が開くことを求めている。供用中試験(In-Service Testing : IST)プログラムに従ってベンチテストを行うこととなっているが、この試験では原子炉停止時に安全弁としての設定

点を実証しなければならない。設定点は、通常運転温度及び圧力で弁の環境条件に対応しなければならない。SRV の設定点は、プラントによって異なるものの、通常、 $\pm 1\%$ もしくは $\pm 3\%$ と規定されている。 $\pm 3\%$ と規定されている場合には、供用中の設定点変動を考慮してサーベランス時には $\pm 1\%$ に再設定される。サーベランスは、原子炉停止時に行う必要があることから、その頻度は通常 18 ヶ月もしくは 24 ヶ月に 1 回とされている。

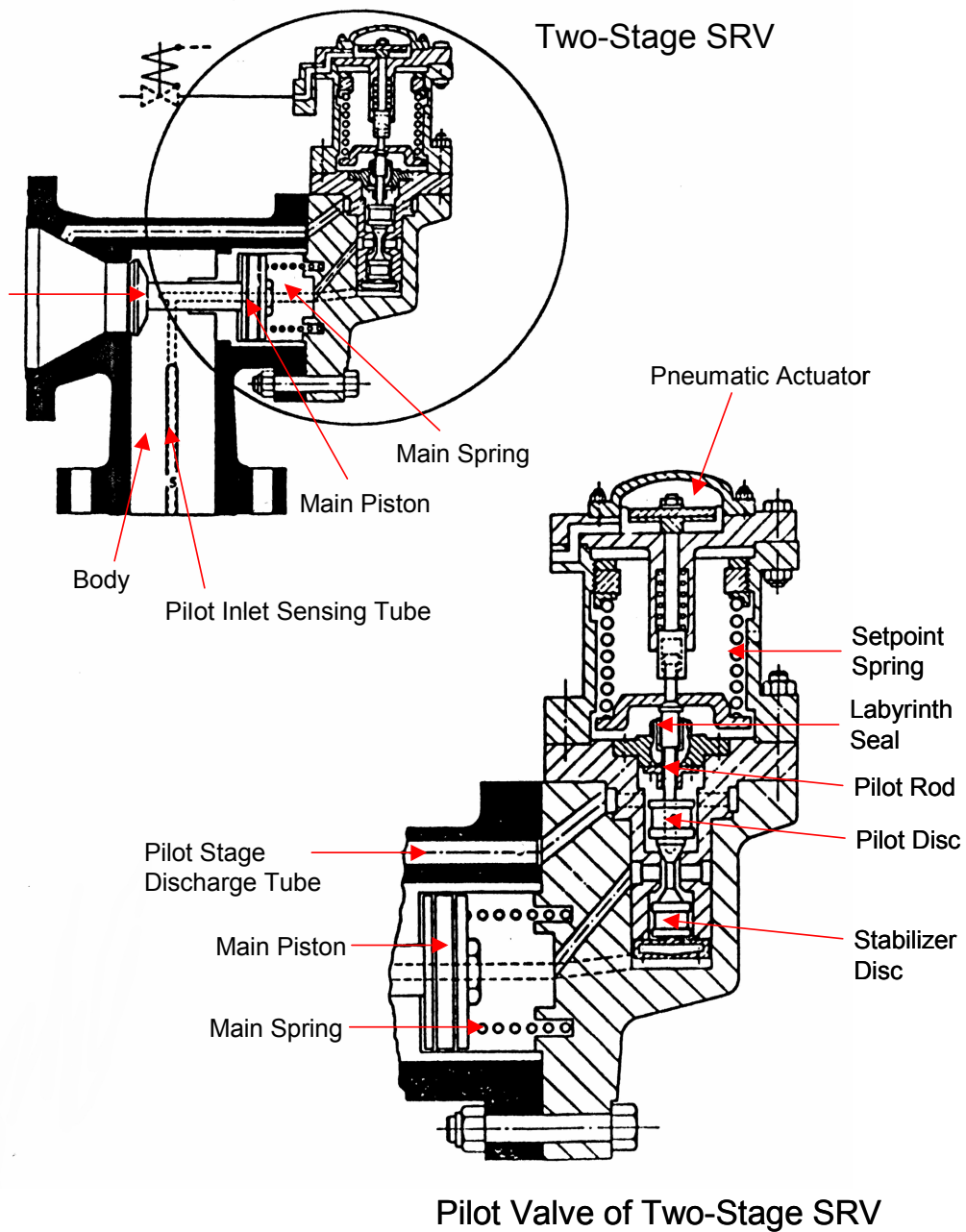


図 2.1 BWR の逃がし安全弁の構造 (2 段式逃がし安全弁) ⁽¹⁾

(5) 運転制限条件⁽⁴⁾

プラントの技術仕様(Technical Specification : TS)における運転制限条件では、起動時(運転モード2)、出力運転時(運転モード1)及び高温停止状態(運転モード3)において全てSRVが動作可能であるよう求めており、プラントによって数は異なるが、通常、1個もしくは2個のSRVが動作不能と宣言された場合には14日以内に動作可能な状態に戻すよう規定されている。また、この期間内に復旧できない場合には12時間以内に高温停止状態に移行し、さらに36時間以内に冷態停止状態(運転モード4)に移行しなければならない。

2.2. PWRにおける加圧器安全弁及び主蒸気安全弁

PWRにおける加圧器安全弁(PSV)は、加圧器頂部に設置されており、その個数はプラントメーカーによって異なり、通常、Babcock & Wilcox (B&W)社製PWRでは2個、Combustion Engineering (CE)社製PWRでは2～4個、Westinghouse (W)社製PWRでは3個である⁽⁵⁻⁷⁾。合計の吹出し容量は、タービンへの蒸気流量が喪失した場合にRCS圧力を設計圧力の110%以下に抑えるよう設計されている。一方、主蒸気安全弁(MSSV)は、各主蒸気ヘッダの格納容器外で主蒸気隔離弁上流に取り付けられている。各々の主蒸気ヘッダに設置されるMSSVの個数は、プラントメーカーによって異なり、一般に、B&W社製PWRでは9個、CE社製PWRでは8個、W社製PWRでは通常5個となっている⁽⁵⁻⁷⁾。また、吹出し容量もプラントメーカーにより異なり、B&W社製及びCE社製PWRでは、それぞれ、定格の112%出力及び102%出力における蒸気流量を逃がすことができるように設計されているが、W社製PWRでは、二次系圧力が蒸気発生器(SG)の設計圧力の110%を超えないよう設計されている⁽⁵⁻⁷⁾。MSSVは、復水器真空度喪失事象など復水器及び循環水系が利用できない場合に作動することによりRCSからの除熱源としての役割を果たすと共に二次系の過圧を防止する。PSV、MSSVには、一般にバネ式のものが用いられている。以下では、米国のPWRにおいてPSV及びMSSVとして一般的に使用されているバネ駆動式安全弁の構造、動作、使用環境、サーバランス要件、運転制限条件について簡単に述べる。

(1) 構造⁽¹⁾

バネ駆動式安全弁は、図2.2(一般的に使用されているMSSV)に示すように、弁箱、弁蓋／弁杵(yoke)、バネ、主軸(spindle)／弁棒(stem)及びディスク等から成る。バネは、設定点ナットにより主軸に接続され、主軸はディスクに固定されている。ディスクは、弁箱入口フランジに溶接あるいはねじ止めされたノズルの上表面であるシートに着座している。PSVにおけるディスクとシートの境界面における材質は、いずれもステライト鋼であるか、あるいは、ステンレス鋼とステライト鋼である。MSSVにおいては、両方ともステンレス鋼である。また、ディスクとシートの境界面は平板であり、圧力バウンダリを形成している。PSVには背圧を補償するために平衡式ベローズ(balanced bellows)が設けられている。このベローズは弁上部の内部部品を原子炉冷却材から守る役割も果たしている。

(2) 動作⁽¹⁾

バネの力は、主軸によりディスクに伝達され、弁が開動作を開始する系統圧力（即ち、設定点）に等しい。ディスク下方の圧力が設定点に等しくなるとディスクが上がり始め、蒸気が抜け出すことにより開動作が助長される。ディスクは設定点の 3% 以内の圧力で直ぐに全開状態となり、系統圧力が設定点の 95% まで下がると再閉する。弁の開閉の特性（速い動きか、あるいは、緩慢な動きか）は、ガイドリングとノズルリングの設定によって決まる。

(3) 使用環境⁽¹⁾

PSV も MSSV も弁入口における飽和蒸気で動作する。PSV 用の蒸気にはキャリーオーバーされたホウ酸も含まれている。一次系の通常運転圧力は 2235 psig であり、PSV の開動作に対する設定点は 2485 psig である。MSSV については、二次系通常運転圧力が 950 psig であるのに対し、設定点は 1000 psig から 1300 psig である。

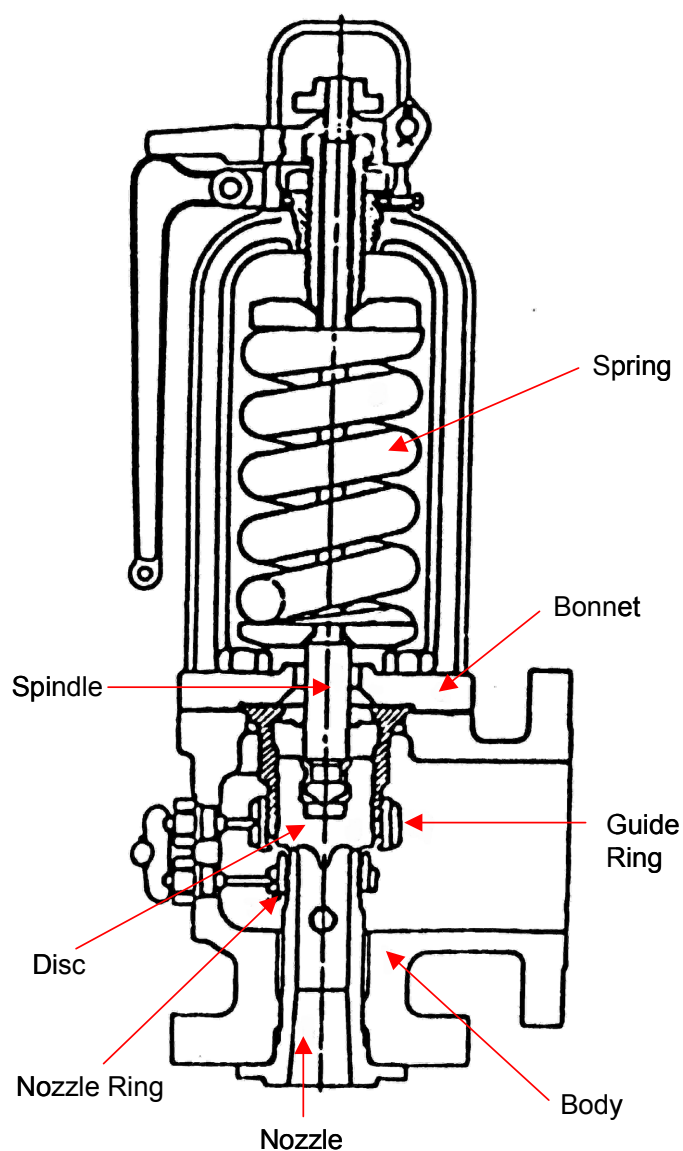


図 2.2 バネ式安全弁（MSSV）⁽¹⁾

(4) サーベランス要求⁽⁵⁻⁷⁾

PSV に対するサーベランス要求は、IST プログラムにおいて規定されている。PSV は、米国機械学会(American Society of Mechanical Engineers : ASME)の規格（運転保守規格）の要求に従って行うこととなっており、当該規格に基づいて実施すべき試験の内容と頻度が定められる。PSV の設定点は、プラントによって異なるものの、通常、 $\pm 1\%$ と規定されている。幾つかのプラントでは、 $\pm 1\%$ より広い許容範囲（例えば、 $\pm 2\%$ ）と規定されているが、この場合には、供用中の設定点変動を考慮してサーベランス時に $\pm 1\%$ に再設定される。サーベランス要求では、核燃料取替停止時に少なくとも 1 個の PSV について開圧試験を実施することとなっており、この試験において当該 PSV の設定点が許容範囲内でない場合には、試験対象範囲を拡げるよう求められている。弁を取り外して行う必要があるこ

とから、その頻度は通常 18 ヶ月もしくは 24 ヶ月に 1 回となる。

一方、MSSV についても、プラントの技術仕様におけるサーベランス要求では設定点を IST プログラムに従って確認することと規定している。さらに、ASME 規格（運転保守規格）に従って、目視検査、シートの耐漏洩性の確認、設定点の確認などを行うよう要求されている。ASME 規格（運転保守規格）では、5 年ごとに全ての MSSV の開圧試験を行い、さらに、24 ヶ月ごとに最低 20% の数の MSSV について試験を行うよう求めている。MSSV の設定点は、プラントによって異なるものの、通常、 $\pm 3\%$ と規定されているが、供用中の設定点変動を考慮してサーベランス時には $\pm 1\%$ に再設定される。なお、MSSV の試験は出力運転中に行うことが原則となっているが、サーベランス試験を行う前に高温待機状態に移行することも認められている。また、弁を取り付けたままの高温状態でベンチテストや開圧を模擬する装置を用いた試験を行うことができる。しかし、高温状態での試験ができない場合、運転温度・圧力における弁の環境条件に設定点を調整することが必要となる。

(5) 運転制限条件⁽⁵⁻⁷⁾

プラントの技術仕様における運転制限条件では、起動時（運転モード 2）、出力運転時（運転モード 1）及び高温待機状態（運転モード 3）において全て MSSV が動作可能であるよう求めており、1 個もしくはそれ以上の MSSV が動作不能と宣言された場合には 4 時間以内に原子炉出力を所定の値（例えば、W 社製 PWR の一部では定格の 72%）まで下げるよう規定されている。また、B&W 社製 PWR と CE 社製 PWR では、その後 36 時間以内に過大出力トリップ設定値を下げるよう求められている。さらに、この期間内に対応できない場合には 6 時間以内に高温待機状態に移行し、その後 12 時間以内に高温停止状態（運転モード 4）に移行しなければならない。

3. 米国における安全弁・逃がし安全弁の問題への対応

安全弁や逃がし安全弁の開設定点が許容範囲外にあるという問題は、長年にわたる産業界の課題であり、NRC の多くの規制関連書簡で対象とされてきた。以下では、米国における安全弁や逃がし安全弁問題への対応経緯を、BWR の SRV、PWR の PSV 及び MSSV に分けて述べる。

3.1. BWR における逃がし安全弁

1980 年、Palisades の Target Rock 社製 SRV¹において、ソレノイド駆動部の故障による開失敗、原因不明による開失敗、異物の混入による再閉失敗、及び、空気系の異常による誤開と再閉失敗という 4 つの不具合が発生したのを受けて、NRC は、Bulletin 80-25 を発行し⁽⁸⁾、SRV の分解検査の実施や空気系のレビューを行うよう求めた。

しかし、1982 年、Hatch-1 号機において、11 個の SRV について試験を行った結果、1 個の SRV が所定の設定点で開かなかった（実際の開動作は設定点より 4.1%高かった）。原因は、パイロット弁のラビリンスシール部での摩擦とディスクーシートの固着が組み合わさったことによるものと推定された。その後の検査により Millstone-1 号機においても同様の兆候が認められた。当該事象の発生を受けて、NRC は、Target Rock 社製 SRV に関する重要な問題として対象者に知らせるために、Information Notice 82-41⁽⁹⁾を発行した。その後も同様の異常が認められており、NRC は、Information Notice 83-39⁽¹⁰⁾及び 83-82⁽¹¹⁾を発行し、ラビリンスシールの摩擦やディスクーシートの腐食性固着により設定点が高い圧力にシフトすること、また、冷却材の導電率と pH が寄与していることを示すと共に、こうした現象の発生を最小限に抑えるために保守手順改訂の必要性を強調した。

Hatch-1 号機での設定点変動が明らかとなった後、他のプラントにおける試験でも設定点変動が認められた。そのため、設置者は、所有者グループを結成し、Target Rock 社及び General Electric (GE)社と共に、解決策の 1 つとして、ディスク材を現行のステライト鋼（ステライト 6 あるいは 6B）から酸化しにくいステンレス鋼製に変更するという対策について検討を進めることとし、1986 年に新しいディスク（PH 13-8 Mo 材）を用いた SRV と旧式のディスクを用いた SRV に対する試験プログラムが開始された（1986 年から 1987 年にかけて Brunswick や Hatch をはじめ幾つかの BWR に取り付けられた）。この間にも設定点変動事象は起こっており、1986 年 1 月には、Brunswick-2 号機において、11 個の Target Rock 社製 SRV のうちの 6 個が窒素による試験圧力での開動作に失敗し、また、他の 4 個が許容範囲外で開いた。当時、既に新しいディスクを用いた SRV が部分的にプラントに取り付けられていたが、その実績はまだ出ていない状況にあった。NRC は、Brunswick-2 号機の試験において数多くの弁が不合格となりディスクが固着したものと考えられることから、

¹ 米国の BWR で一般的に使用されているタイプの SRV

Information Notice 86-12⁽¹²⁾を発行し、解決策が得られるまで設定点変動問題に関する調査を継続することとした。1987 年、Hatch-1 号機において新しいディスクに対する最初の試験が行われたが、その試験を開始する前に、新しいディスクを取り付けていた 5 個の SRV のうちの 4 個においてパイロット弁の漏洩が認められた。また、新しいディスクを取り付けた 11 個の SRV のうちの 4 個には酸化物が認められ、そのうちの 1 個ではディスクとシートとの間に異物が噛み込んだ形跡が見られた。さらに、1988 年、Brunswick-2 号機と Hatch-2 号機において新しいディスクを取り付けた SRV と従来のディスクを取り付けた SRV に対する試験が行われ、旧式のものよりも良好な試験結果が得られたが、Brunswick-2 号機では設定点の変動が認められたものもあった。そのため、NRC は、Information Notice 88-30⁽¹³⁾を発行し、これらの試験結果を示すと共に、試験プログラムに関するフォローを継続することとした。その後、新しいディスクを用いた SRV に対する試験が継続的に行われたが、1988 年の Fermi-2 号機、1989 年の Hatch-2 号機及び Brunswick-2 号機での試験結果では、大きな設定点変動（設定点の+10%程度）が認められた。そのため、所有者グループ、Target Rock 社及び GE 社は、ディスクシーートの固着を解決するための検討を進めることとした。また、NRC は、1990 年に Information Notice 88-30 Supplement 1⁽¹⁴⁾を発行し、当該問題への監視を継続することとした。

その後、産業界では、SRV の性能を向上させるために幾つかの対応策を行ってきた。例えば、パイロット弁のシートリーク（シートリークが起こると設定点が低い方にシフトする）に対し、SRV の設定点を上げることにより通常の原子炉圧力と SRV の設定点との間の余裕を大きくしたり、保守や試験の頻度を高めるなどの対策を講じてきた。一方、ディスクシーートの腐食性固着に対しては、イオンビームを注入したプラチナ製パイロット弁ディスクや、ステライト 21 製のパイロットディスクを取り付けたり、新たに圧力スイッチを取り付けるといった設計改良がなされてきた。こうした対策により SRV は良好な実績を挙げるようになった⁽¹⁵⁾。

3.2. PWR における加圧器安全弁

1986 年 4 月、St. Lucie-2 号機(CE 社製)における PSV の試験で、ホウ酸水の蓄積により弁の内部部品が腐食してバインディングを起こしたため弁の開圧が設定点よりも 10%以上高くなるという結果となった。また、別の PSV は蒸気カッティングにより著しいシートリークが起こっていたことも明らかとなった。同年 9 月、McGuire-1 号機ではバネ部へのデブリの侵入により、また、Arkansas Nuclear One (ANO)-2 号機(CE 社製)では設定時に誤った試験装置を使用したことにより、設定点が低くなったという試験結果が得られた。そのため、NRC は、1983 年 1 月 1 日以降の LER をレビューして他に 20 件の該当事例を同定し（32 個の弁が関与）、18 個の弁で設定点の変動が、また、12 個の弁で漏洩が認められたことを Information Notice 86-92⁽¹⁶⁾において紹介し設置者に注意を促した。

一方、1986 年 8 月、Diablo Canyon-1 号機(W 社製)において、ループシールを形成した

状態で水圧補助装置を用いて PSV 設定点試験を行うと試験結果が不正確となる可能性が明らかとなった。また、1988 年 4 月には、Sequoyah-2 号機(W 社製)においても同様の問題が起こったことから、NRC は、Information Notice 88-68⁽¹⁷⁾を発行し、設置者に対してループシールと水圧補助装置による設定点変動への影響について注意を喚起した。さらに、1989 年 10 月、W 社はプラント所有者に対して、PSV 上流側にループシールが形成されるプラントでは設定点の逸脱が起こる可能性がある（蒸気で設定点の設定を行いループシールが形成された状態で PSV が使用されると弁の温度が低くなり設定点が高い方にずれ、ループシール水を用いて設定しループシール水がなくなると弁の温度が高くなり圧力の低い方にずれる可能性がある）ことを通知した。1989 年 5 月と 8 月、V.C.Summer (W 社製)において、PSV の漏洩に伴ったループシール水がなくなったため PSV の設定点を高温水で設定したことにより PSV が早まって開くという事象が起こった。Diablo Canyon (W 社製)においても同様の PSV 漏洩が起こり高温水で設定点の設定が行われていた (PSV 漏洩により原子炉が停止されたため影響はなかった)。1989 年 10 月、Surry-2 号機(W 社製)の PSV について W 社による検査が行われ PSV の設定点が蒸気で行われていたことが明らかとなった。ループシールによる PSV 設定点への影響が一般性のある問題であると考え、NRC は、Information Notice 89-90⁽¹⁸⁾を発行し、対象者に対して、W 社による通知内容及び関連する事例を周知し、当該問題について警告した。また、1990 年、San Onofre (CE 社製)の MSSV や、Calvert Cliffs (CE 社製)、Millstone-3 号機(W 社製)及び ANO-2 号機(CE 社製)の PSV において、同様の不具合（設定点設定時／試験と原子炉運転時の温度差による設定点変動）が見つかったことから、NRC は、Information Notice 89-90 Supplement 1⁽¹⁹⁾を発行すると共に、技術評価報告書⁽²⁰⁾を発行し PSV 設定点に影響を及ぼす要因を提示した。産業界も W 社と所有者グループが、蒸気、ループシール水及び窒素を用いた開圧試験を実施し、これら媒体による設定点への影響因子を調べることにした。これらの試験では、以前に認められたような大きな設定点変動は認められず、設定時の媒体による影響は顕著に現れなかった。しかし、ループシールが解消されるまで安全弁による圧力の開放が行われないことが判明し、ループシール解消までの時間が圧力制御にとって重要な因子であることが示された。こうした試験結果は、ASME 規格（運転保守規格）の設定点試験基準に反映されることとなった⁽²¹⁾。また、設定点の変動幅は、ループシール水と蒸気に比べて、窒素と蒸気との間の方が大きいことが明らかとなり、W 社は窒素と蒸気に対する設定点については個別に相関を取る必要があるとした⁽²¹⁾。

1991 年、Catawba (W 社製)及び Oconee (B&W 社製)の原子炉から取り外された PSV について試験を行ったところ、開圧が許容範囲から外れていた (+/-5%以上)。この設定点変動の主たる原因として、設定点試験時における弁の漏洩と、設置前の jack-and-lap 手順（弁の一部を分解しバネを圧縮した状態に維持してシートの表面を磨く）の管理が不適切であったことが挙げられた。この事象を受けて、NRC は、Information Notice 91-74⁽²²⁾を発行し、対象者に対して、開圧試験に合格した後で設置する前に PSV の設定点が著しく変動するこ

とを警告すると共に、製造元が異なっている、設計、試験、保守、漏洩是正措置などが類似であれば同様の現象が起こる可能性があるとして注意を喚起した。

1992 年 7 月、Fort Calhoun (CE 社製)において、一次系過圧による原子炉トリップの際、加圧器安全弁の 1 個が設定点未満の圧力で開き、その後完全な再閉に失敗した。開圧低下の原因は調整用ボルトのずれによるものであり、また、再閉失敗の原因は破損したベローズのディスク部への噛み込みによるものであった。また、8 月には別の原因により同弁が設定点未満で開くという事象が発生した。この原因は、設定点試験時に用いた保温材と実際にプラントで使用されている保温材が異なっていたことにより試験時の弁の温度が実際より低かったため供用中に設定点が低下した（供用中に弁の温度が高くなり設定点が低い方にずれた）ものと判断された。NRC は、1993 年、Information Notice 93-02⁽²³⁾を発行し、PSV 設定点の変動と再閉失敗を対象に警告した。

3.3. PWR における主蒸気安全弁

1984 年、St. Lucie-2 号機(CE 社製)と Davis Besse (B&W 社製)において、MSSV の開動作時に弁内部の割りピンが破損したことによって再閉に失敗するという事象が発生したのを受けて、NRC は、Information Notice 84-33⁽²⁴⁾を発行した。この Information Notice では、これら 2 基のプラントにおける MSSV の製造元が異なっていた (St. Lucie-2 : Crosby 社製、Davis Besse : Dresser 社製) にも拘らず類似の故障が起こったことに注目した。また、同年、Seabrook (W 社製)において、製造元 (Crosby 社) の工場で設定したガイドリングの設定値が不適切であったためにディスクの移動が不十分となり試験時に弁の開度が不足するという不具合が見つかった。加圧器安全弁に対して行われた試験においても案内リングの設定に同様の問題が認められたことから、NRC は、1986 年に Information Notice 86-05⁽²⁵⁾を発行し、関連情報の収集と評価を行うこととした。その後、Vogtle-1 号機(W 社製)、Millstone-3 号機(W 社製)の他、BWR (Susquehanna-1,2 号機) の SRV (Crosby 社製ではあるが MSSV とは型式の異なる弁) においても同様の問題が見つかったため、NRC は、Information Notice 88-05 Supplement 1⁽²⁶⁾を発行し、BWR 設置者に対しても注意を喚起した。

一方、Information Notice 86-05 発行後、NRC は、1981 年 1 月 1 日から 1986 年 3 月 1 日までの期間における PSV 不具合事例を収集、整理し、その結果を Information Notice 86-56⁽²⁷⁾にまとめた。この Information Notice では、特に重要な事例として、North Anna-2 号機(W 社製)における 15 個中 8 個の MSSV の設定点変動、Salem-2 号機(W 社製)における MSSV の漏洩と早期開動作、Oconee-2 号機(B&W 社製)における 2 個の再閉失敗、Calvert Cliffs-2 号機(CE 社製)における 16 個中 11 個の設定点変動を取り上げ設置者に周知した。

その後、しばらくの間、MSSV に関する規制関連文書の発行はなかったが、1993 年 8 月、Palo Verde において、主蒸気安全弁(MSSV)の設定点試験を行っていた際、最初の 9 個のうちの 8 個の開圧が予想より低いことが判明した。この試験では、合計 37 個の MSSV を対

象として、通常の蒸気圧と、Furmanite 社製の Trevitest 支援装置を用いて、主蒸気ヘッドに取り付けた状態で行われ、Furmanite 社は、2つの試験方法の間で生じたオフセットを考慮するために、Trevitest 試験による設定点を決める際に用いた計算式を修正する必要があることに気付いた。NRC は、この試験結果を受けて、Information Notice 94-56⁽²⁸⁾を発行し、オフセット誤差が適切に考慮されていない場合、安全弁が早まって開いたり、過渡時に系統圧力が計算値より高くなる可能性があるとは注意喚起した。

一方、1995年9月、ANO-2号機(CE社製)において出力運転中に MSSV の開圧試験を行ったところ、3個が設定点の許容範囲内で開かなかったため、全ての MSSV を取り外して所外施設での試験を行うこととなった。しかし、所外の試験では許容範囲内で開いたため、試験結果の相違は試験環境条件の差異によるものと判断された。そのため、実機条件を模擬するために保温材のない状態で試験を行ったところ、運転中試験結果と同様、所定の圧力で開かなかった。これらの試験結果を受けて、NRC は、Information Notice 96-03⁽²⁹⁾を発行し、設置者に対して熱的環境条件の違いによる試験結果への影響に注意するよう通知した。

また、1996年5月には、ANO-1号機(B&W社製)において給水流量変動に伴う原子炉トリップ後に MSSV の1個が開固着するという事象が発生した。原因は、ステムへの緩めナット(release nut)取付が不適切であったことによる。同様の問題が、1993年に Crystal River-3号機(B&W社製)でも起こっており、また、ANO-1号機、Oconee-2,3号機(B&W社製)、Millstone-3号機の MSSV において緩めナットから割りピンが紛失していることが検査により明らかとなったこともあり、NRC は、Information Notice 96-61⁽³⁰⁾を発行し設置者に注意を促した。

さらに、Millstone-2号機(CE社製)において、MSSV 入口配管の長さを考慮していなかったことによって二次系圧力が設計圧の 110%を超える可能性があることが明らかとなり、NRC は、Information Notice 97-09⁽³¹⁾を発行して、当該問題を設置者に周知した。

3.4. 最近の規制書簡

(1) Information Notice 2003-01 : 2003年1月15日発行⁽³²⁾

この Information Notice は、Hatch-1号機の2段式 SRV においてパイロット弁の漏洩が見つかりそれに対処するために SRV の開閉操作を繰り返していたところ当該弁の全開と再閉に失敗したという事象を原子力発電所の設置者に通知するために発行された。2002年4月、Hatch-1号機において、燃料取替停止後に SRV の漏洩が起こった。設置者は、パイロット弁の漏洩と仮定しこの漏洩を止めるために、定格圧力及び温度で SRV の開閉操作を繰り返した。その結果、当該 SRV は、全開に失敗し、その後の再閉にも失敗した。漏洩箇所を特定するために設置者はタービン補機系の起動を行ったが、その間に SRV の真空破壊装置が故障し未特定のドライウェル漏洩となった。漏洩率が技術仕様(TS)の許容値を超えたためプラントは停止された。当該弁を分解し検査を行ったところ、ステムナットとピストンの緩

みが見つかった。また、ステムのねじ山は著しく損傷しており、ピストンはステムナットの部分までねじ山がなくなっていた。ガイドの内側には、ピストンエッジによる細長いへこみと摩耗痕が認められた。その後、3 個の SRV について詳細な検査を行ったところ、ステムナットとピストンにトルクが掛かっておらず、ステムのねじ山には摩耗が認められた。同年 10 月に、別の 3 個の SRV について試験を行い蒸気圧で首尾よく開閉したが、分解検査によりステムナットとピストンにはトルクが掛かっておらず、また、1 個の SRV にはねじ山の損傷が見られた。設置者は、SRV の故障が、ステムとピストンに関する製造時の裕度及び適切な検査・保守を行わずに長期間供用に置いたことに関連しているものと考えている（故障した SRV は保守を行わずに 20 年間使用した）。現在、設置者は少なくとも 6 年ごとに SRV の検査と保守を行っている。この事例は、欠陥や必要となる是正措置を明らかにするために SRV に関する定期的な検査を行うことの重要性を強調している。

(2) Information Notice 2006-24 : 2006 年 11 月 14 日発行⁽³⁾

NRC は、PWR の PSV、MSSV 及び BWR の SRV が技術仕様(TS)により要求される開設定点許容範囲を超えるという運転経験を対象者に知らせるために、本 Information Notice を発行した。NRC スタッフは、LER をレビューし、2001 年から 2006 年 8 月までの間に、72 件の LER において、PSV、MSSV あるいは SRV が TS で許容されている開設定点許容範囲を満足していないという事例が取り上げられていることに注目している。多くの LER では、包括的な根本原因分析と是正措置について記述しており、特に、2005 年と 2006 年の LER では、主たる根本原因と寄与因子の中にランダムな設定点のドリフト、腐食による弁ディスクと弁座アセンブリの固着、弁座の微小な擦傷、異物混入、製造あるいは設置上の欠陥が含まれていることが示されている。設定点のドリフトは、数多くのランダムな変数の結果であり、通常、較正及び設定からの時間の関数と考えられている。腐食による固着と微小な擦傷は、設計上の問題や運転条件に関連した産業界における共通の問題である。計画あるいは実施された是正措置の中には、出現する故障メカニズムを特定し発生を防止するために、弁ディスクを予め酸化した材料(pre-oxidized X-750 Inconel : 腐食に対する感受性が低いとされている)に交換したり、試験の間隔を変更したり、また、運転経験の活用を高めるといったものが含まれている。

4. 米国における安全弁・逃がし安全弁の設定点変動事例の概要

本章では、米国の原子力発電所において 2000 年から 2006 年までに報告された PSV、MSSV 及び SRV の設定点変動に関連する事例について、全体的な傾向を示すとともに、87 件の LER における事象の概要を紹介する。

4.1. 設定点変動事例の全体的な傾向

設定点変動事例に関し、2000 年から 2006 年の間に 54 基のプラントから合計 87 件の LER において 94 の該当事例（うち 1 件は PSV の開失敗事例）が報告されており、その一覧を表 4.1 に示す。この表から分かるように、54 基のプラントのうち 18 基は BWR、36 基は PWR である。PWR をプラントメーカー別に分類すると、W 製が 22 基、CE 社製が 8 基、B&W 社製が 6 基である。炉型（プラントメーカー）別の傾向は以下の通りである。

- ・ 対象期間である 2000 年から 2006 年の間運転中であった BWR プラントは 35 基であるが、約半数（18 基）のプラントで SRV の設定点変動を経験しており、31 件の LER（35 事例）が提出されている。9 基のプラントでは設定点変動が繰り返し起こっており、特に、Hope Creek では 5 回、Pilgrim では 4 回経験している。
- ・ PWR については、対象期間に運転中であったプラント基数は 69 基であるが、そのうちの 36 基において PSV もしくは MSSV の設定点変動が確認されており、56 件の LER（59 事例）が提出されている。また、プラントメーカー別に見ると、W 社製では 48 基中 22 基（32 件の LER、35 事例）、CE 社製では 14 基中 8 基（17 件の LER、17 事例）、B&W 社製では 7 基 6 基（7 件の LER、7 事例）において設定点変動が起こっている。
- ・ W 社製プラントにおける 35 事例のうち 15 件は PSV（開失敗事例を含む）、20 件は MSSV に関するものである。PSV の設定点変動を経験しているプラントは 12 基であるが、繰り返し発生しているのは 3 件と少ない（Braidwood-2 号機、Comanche Peak-2 号機、Diablo Canyon-2 号機）。同様に、MSSV については 14 基で設定点変動を経験しているが、複数回発生しているプラントは 3 基である（Byron-1 号機、Salem-1 号機、Turkey Point-3 号機）。ただし、これら 3 基のプラントでは、いずれも 3 回の MSSV 設定点変動が認められており、また、Byron-1 号機と Salem-1 号機では PSV の設定点変動も経験している。
- ・ CE 社製プラントにおける 17 件のうち 5 件が PSV、12 件が MSSV の設定点変動事例である。PSV の設定点変動は 4 基のプラントで認められており、繰り返し発生しているプラントは St. Lucie-2 号機のみである。一方、MSSV については、6 基のプラントで設定点変動を経験しており、そのうちの 4 基では複数回起こっている。特に、Palo Verde-2 号機では 2000 年から 2002 年までの 3 年間に 4 件の LER を提出している。また、Palo Verde-2 号機と St. Lucie-2 号機では、PSV、MSSV のいずれについても設定点変動を経験している。

- ・ B&W 社製プラントについては、7 件の事例のうち 3 件が PSV、4 件が MSSV に関するものである。Davis Besse において MSSV の設定点変動を 2 回経験しているが、他の 5 基のプラントでは 1 回ずつしか経験していない。

表 4.1 2000-2006 年に LER として報告された設定点変動事例一覧

プラント	炉型	メーカ	事象発生日	LER No.	逃がし／安全弁の種類と数
ANO-1	PWR	B&W	2002 年 9 月 25 日	2002-001-00	MSSV : 8 個
ANO-2	PWR	CE	2000 年 9 月 14 日	2000-002-00	MSSV : 3 個
Beaver Valley-1	PWR	W	2006 年 2 月 12 日	2006-001-00	MSSV : 5 個
Braidwood-1	PWR	W	2002 年 4 月 8 日	2002-001-00	PSV : 2 個
Braidwood-2	PWR	W	2002 年 4 月 8 日	2002-001-00	PSV : 4 個
			2003 年 12 月 10 日	2003-005-00	PSV : 3 個
Browns Ferry-3	BWR	GE	2000 年 6 月 22 日	2000-006-00	SRV : 8 個
			2006 年 5 月 3 日	2006-001-00	SRV : 2 個
Brunswick-1	BWR	GE	2006 年 6 月 2 日	2006-004-01	SRV : 4 個
Byron-1	PWR	W	2002 年 3 月 8 日	2002-001-04	MSSV : 3 個
			2002 年 3 月 18 日	2002-002-00	PSV : 2 個
			2003 年 2 月 16 日	2003-002-00	MSSV : 2 個
			2003 年 9 月 16 日	2003-004-00	MSSV : 2 個
Callaway	PWR	W	2000 年 2 月 23 日	2000-003-00	PSV : 3 個
Comanche Peak-1	PWR	W	2002 年 10 月 30 日	2002-004-00	PSV : 2 個
Comanche Peak-2	PWR	W	2003 年 10 月	2005-003-00	PSV : 2 個
			2005 年 4 月 27 日		PSV : 2 個
Cook-1	PWR	W	2002 年 5 月 3 日	2002-003-00	MSSV : 7 個
Cook-2	PWR	W	2006 年 3 月 23 日	2006-002-00	MSSV : 5 個
Cooper	BWR	GE	2003 年 5 月 19 日	2003-002-00	SRV : 4 個
			2005 年 5 月 16 日	2005-002-00	SRV : 3 個
Crystal River-3	PWR	B&W	2001 年 9 月 26 日	2001-002-00	MSSV : 2 個
Davis Besse	PWR	B&W	2000 年 3 月 29 日	2000-002-01	MSSV : 6 個
			2002 年 2 月 14 日	2002-001-00	MSSV : 4 個
Diablo Canyon-1	PWR	W	2002 年 6 月 10 日	2002-005-00	PSV : 2 個
Diablo Canyon-2	PWR	W	2001 年 6 月 26 日	2001-004-00	PSV : 2 個
			2005 年 1 月 27 日	2005-001-01	PSV : 2 個
Dresden-2	BWR	GE	2003 年 5 月 21 日	2003-001-00	電磁式 SRV : 2 個
			2005 年 7 月 25 日	2005-004-01	SRV : 1 個
Dresden-3	BWR	GE	2002 年 10 月 14 日	2002-004-00	安全弁 : 2 個
			2003 年 5 月 19 日	2003-001-00 ^{*1}	電磁式 SRV : 2 個
			2006 年 11 月 12 日	2006-001-00	安全弁 : 3 個
FitzPatrick	BWR	GE	2001 年 6 月 19 日	2001-005-00	SRV : 2 個
			2003 年 8 月 19 日	2003-002-00	SRV : 3 個
			2005 年 4 月 5 日	2005-002-00	SRV : 5 個
Ginna	PWR	W	2006 年 10 月 7 日	2006-007-00	MSSV : 1 個
Fort Calhoun	PWR	CE	2001 年 3 月 26 日	2001-001-00	PSV : 2 個

*1 Dresden-2 号機の LER 2003-001-00 において記載されている。

表 4.1 2000-2006 年に LER として報告された設定点変動事例一覧

プラント	炉型	メーカ	事象発生日	LER No.	逃がし／安全弁の 種類と数
Hatch-1	BWR	GE	2004 年 2006 年 10 月 12 日	2006-003-00	SRV : 3 個 SRV : 3 個
Hatch-2	BWR	GE	2005 年	2006-003-00 ^{*2}	SRV : 4 個
Hope Creek	BWR	GE	2000 年 5 月 4 日	2000-003-00	SRV : 2 個
			2001 年 10 月 24 日	2001-007-00	SRV : 3 個
			2003 年 4 月 26 日	2003-003-00	SRV : 8 個
			2004 年 11 月 19 日	2004-009-00	SRV : 5 個
			2006 年 4 月 21 日	2006-003-00	SRV : 3 個
Indian Point-3	PWR	W	2000 年 5 月 18 日	2000-003-00	PSV : 3 個
LaSalle-2	BWR	GE	2003 年 3 月 18 日	2003-003-00	SRV : 5 個
Limerick-1	BWR	GE	2000 年 6 月 12 日	2000-003-00	SRV : 12 個
Oconee-1	PWR	B&W	2000 年 12 月 14 日	2000-008-00	PSV : 1 個
Oconee-2	PWR	B&W	2000 年 1 月 6 日	2000-001-00	PSV : 1 個
Oyster Creek	BWR	GE	2005 年 10 月 13 日	2005-005-00	安全弁 : 3 個
Palisades	PWR	CE	2004 年 10 月 23 日	2004-003-02	MSSV : 11 個
			2006 年 3 月 26 日	2006-002-00	MSSV : 2 個
Palo Verde-1	PWR	CE	2003 年 3 月 5 日	2003-001-01	PSV : 1 個
Palo Verde-2	PWR	CE	2000 年 8 月 29 日	2000-002-00	MSSV : 5 個
			2000 年 9 月 21 日	2000-009-00	MSSV : 1 個
			2000 年 12 月 10 日	2000-008-00	PSV : 2 個
			2001 年 3 月 19 日	2001-001-00	MSSV : 1 個
			2002 年 3 月 5 日	2002-001-00	MSSV : 2 個
Palo Verde-3	PWR	CE	2003 年 3 月 20 日	2003-001-00	MSSV : 1 個
Peach Bottom-3	BWR	GE	2005 年 10 月 2 日	2005-004-00	SRV : 4 個
Pilgrim	BWR	GE	2001 年 4 月 30 日	2001-004-00	SRV : 2 個
			2004 年 1 月 16 日	2004-001-00	SRV : 3 個
			2004 年 5 月 6 日	2004-003-00	SRV : 2 個
			2005 年 5 月 11 日	2005-003-00	SRV : 3 個
Point Beach-2	PWR	W	2002 年 4 月 30 日	2002-002-01	PSV : 1 個 ^{*3}
			2005 年 4 月 20 日	2005-001-00	MSSV : 1 個
Robinson	PWR	W	2002 年 10 月 9 日	2002-001-00	MSSV : 4 個
Quad Cities-1	BWR	GE	2005 年 4 月 5 日	2005-003-00	安全弁 : 3 個
			2004 年 4 月 19 日	2004-004-01	SRV : 1 個
Quad Cities-2	BWR	GE	2005 年 4 月	2006-001-00	SRV : 1 個
			2006 年 4 月 10 日		SRV/安全弁 : 3 個
Salem-1	PWR	W	2001 年 4 月 13 日	2001-003-00	MSSV : 1 個
			2002 年 10 月 16 日	2002-002-01	PSV : 1 個
			2002 年 10 月 15 日		MSSV : 1 個
			2004 年 4 月 9 日	2004-001-01	MSSV : 1 個
Salem-2	PWR	W	2000 年 10 月 31 日	2000-004-00	MSSV : 2 個
Seabrook	PWR	W	2000 年 10 月 20 日	2000-006-01	MSSV : 1 個

*2 Hatch-1 号機の LER 2006-003-00 において記載されている。

*3 PSV の開失敗

表 4.1 2000-2006 年に LER として報告された設定点変動事例一覧

プラント	炉型	メーカー	事象発生日	LER No.	逃がし／安全弁の種類と数
St. Lucie-1	PWR	CE	2002 年 9 月 28 日	2002-001-00	MSSV : 2 個
			2005 年 10 月 16 日	2005-005-00	MSSV : 3 個
St. Lucie-2	PWR	CE	2000 年 4 月 16 日	2000-001-00	MSSV : 4 個
			2000 年 8 月 16 日	2000-004-00	PSV : 2 個
			2001 年 11 月 25 日	2001-002-00	MSSV : 4 個
			2002 年 8 月 19 日	2002-002-00	PSV : 2 個
South Texas Project (STP) -1	PWR	W	2001 年 10 月 13 日	2001-002-00	PSV : 3 個
			2006 年 9 月 25 日	2006-004-00	MSSV : 3 個
STP-2	PWR	W	2006 年 9 月 25 日	2006-004-00*	MSSV : 1 個
Susquehanna-1	BWR	GE	2000 年 4 月 14 日	2000-007-00	SRV : 5 個
Susquehanna-2	BWR	GE	2001 年 4 月 12 日	2001-005-00	SRV : 6 個
TMI-1	PWR	B&W	2002 年 5 月 29 日	2002-002-01	PSV : 1 個
			2003 年 2 月 27 日	2003-004-00	MSSV : 4 個
			2004 年 9 月 25 日	2004-002-00	MSSV : 1 個
Turkey Point-3	PWR	W	2004 年 9 月 25 日	2004-002-00	MSSV : 1 個
			2006 年 3 月 5 日	2006-002-01	MSSV : 2 個
Turkey Point-4	PWR	W	2003 年 10 月 2 日	2003-002-00	MSSV : 1 個

一方、94 件の事例について年別推移を見ると、図 4.1 に示すように、2004 年を除き、各年とも 10 件以上の事例が報告されている。また、安全弁や逃がし安全弁の種類別にその推移を見ると、PSV

については、23 件中 21 件が 2000 年から 2003 年の 4 年間に於いて起こっており、特に 2002 年には 9 件の事例が報告されている。また、SRV については、2002 年を除くと概ね 5 件程度の事例が報告されているが、MSSV に関する該当事例の件数は年ごとにばらついている。

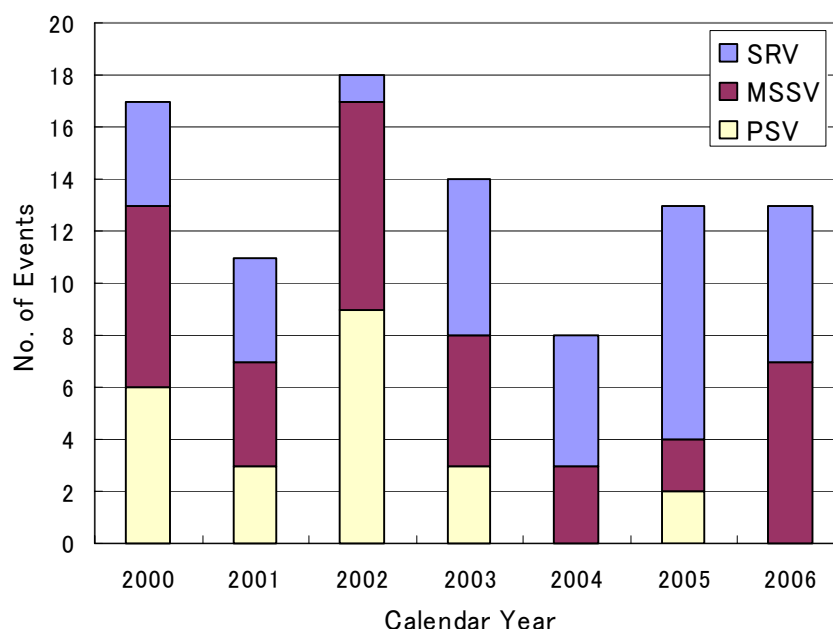


図 4.1 2000-2006 年における逃がし安全弁・安全弁の設定点変動事例の発生件数

*4 STP-1 号機の LER 2006-004-00 において記載されている。

4.2. BWR の逃がし安全弁の設定点変動事例

BWRの逃がし安全弁(SRV)において設定点変動が認められた事例は、35件（31件のLER）であり、以下では、年別に分けて各事例の概要を示す。

【2000年：4事例】

(1) パイロット弁ディスクシート の固着による逃がし安全弁の設定点許容範囲超過

プラント名：Browns Ferry-3号機

事象発生日：2000年6月22日

LER No.：50-296/2000-006-00

2000年6月22日、Wyle研究所において試験を行った13個のSRV（Target Rock社製2段式Model 7567F）パイロットカートリッジのうちの8個が設定点許容試験に不合格であったことが判明した。7個は設定点より高く、1個は設定点より低かった。これらのパイロットカートリッジは、前回の燃料取替停止時に取り付けられ、2000年4月の燃料取替停止時に取り外されたものである。試験が行われた13個のうちの4個はプラチナステライト鋼製ディスクカートリッジ、9個はステライト鋼製ディスクカートリッジであり、プラチナステライト鋼製ディスクカートリッジ1個とステライト鋼製ディスクカートリッジ7個が開圧試験に不合格となった。なお、技術仕様(TS)で要求される許容範囲は、設定点の $\pm 3\%$ である。

Valve Cartridge Serial No.	Pilot Disc Composition	Nameplate Setpoint Pressure (PSIG)	As-Found Actuation Pressure (PSIG)	Pressure Difference (PSIG)	Percent Difference (%)
1071	stellite	1155	1215	60	5.19
1240	stellite	1145	1195	50	4.37
1030	stellite	1145	1090	-55	-4.8
1234	stellite	1135	1192	57	5.02
1021	platinum	1145	1141	-4	-0.35
1033	platinum	1135	1212	77	6.78
1070	platinum	1145	1150	5	0.44
1069	platinum	1135	1169	34	3
1060	stellite	1135	1180	45	3.96
1019	stellite	1155	1177	22	1.9
1078	stellite	1155	1199	44	3.81
1064	stellite	1155	1233	78	6.75
1233	stellite	1155	1186	31	2.68

7個のカートリッジにおいて開圧が設定点より高かった原因は、2段式SRVのパイロットディスクシート の腐食性固着によるものと判断された。一方、開圧が設定点より低かったSRVについては、その原因を特定することはできなかった。原子炉再起動前、13個のSRV全てについて、パイロットカートリッジを、 $\pm 1\%$ 内にいることが確認されたカートリッジと交換した。前回の燃料取替停止時に、設計変更が行われSRVを作動させるための圧力スイッチが取り付けられた。これら圧力スイッチにより、SRVが設定点で

開かなかった場合にSRVを確実に作動させ、設定点ドリフトによる影響を最小限に抑えることとなる。

(2) 逃がし安全弁開設定点の技術仕様許容限度超過

プラント名：Hope Creek

事象発生日：2000年5月4日

LER No.：50-354/2000-003-00

2000年5月4日、SRV（Target Rock社製2段式Model 7567F）設定点試験に関する結果が報告された。この試験により、14個のSRVのうちの2個で設定点が技術仕様(TS)の制限値 (+/-3%) 外にあったことが明らかとなった。14個のSRVのうちの13個については、パイロットディスクとシートの腐食性固着による設定点ドリフト問題に対処するために、プラチナイオン注入によるディスクの設計変更が行われていた。設定点のドリフトが認められた2個のSRVのうちの1個（F）では、パイロットディスクにプラチナイオン注入による設計変更が行われていた。この弁の設定点ドリフトは、ベンダーが行った保守管理が粗悪であったことに起因した摺動面の摩擦によるものと考えられている。もう1個のSRV（K）の設定点ドリフトは、パイロットディスクとシートの腐食性固着によるものである。対策として、2個のSRVに関し検査、改修を行い再試験に合格した。また、設定点ドリフトの低減に対するプラチナイオン注入の有効性を調べるために、次の運転サイクル以降、プラチナイオン注入の結果を監視することとしている。

<u>SRV Position</u>	<u>Drift</u>	<u>Pilot Disc Status During Cycle 9</u>
F	3.1%	Ion-implanted disc
K	7.8%	Disc not implanted

(3) 設定点ドリフトによる12個の逃がし安全弁の1%許容範囲不適合

プラント名：Limerick-1号機

事象発生日：2000年6月12日

LER No.：50-352/2000-003-00

2000年6月12日、設置者は、同年4月から開始された燃料取替停止時に取り外された12個のSRV（Target Rock社製2段式Model 7567F）に対する設定点試験で技術仕様(TS)に規定される1%許容範囲を超えている旨報告を受けた。また、そのうちの10個はASME規格の3%基準も満足していなかった。

開圧が許容範囲外であった12個のSRVのうちの11個については、その原因が腐食性固着によるものである。残りの1個については、要求される設定点より1.62%低くかったが、設置者は、正常であり産業界及びASME規格の想定内と考えている。対策として、設置者は、14個のSRVを全てTarget Rock社製3段式SRVと取り替えた。

SRV	Required Setpoint	First Pilot #	Lift Point	% Over SP
1A	1190	525	1247 psig	4.79%
1B	1190	517CP	1199	0.76
1C	1190	1213CP	1242	4.37
1D	1180	508P	1290	9.32
1E	1180	530CP	1294	9.66
1F	1190	507CP	1188	-0.17
1G	1190	529	1301	9.33
1H	1170	532P	1219	4.19
1J	1170	512CP	Did not lift	NA
1K	1180	1209CP	1222	3.56
1L	1170	526P	1196	2.22
1M	1180	515P	1322	12.03
1N	1170	1214	1151	-1.62
1S	1180	521P	1225	3.81

(4) 逃がし安全弁の試験不合格

プラント名：Susquehanna-1号機

事象発生日：2000年4月14日

LER No. : 50-387/2000-007-00

2000年4月14日、燃料取替停止中、8個のSRVについて試験を行ったところ、そのうちの5個が技術仕様(TS)サーベランス要求で求められている開圧試験に不合格となった。SRVに対する開圧の許容範囲は、設定点の $\pm 1\%$ である。試験不合格となった5個のSRVのうちの4個では、開圧が -1% という下限値を下回っていた (-1.08% 、 -1.16% 、 -2.72% 、 -3.43%)。残りのSRVの開圧は $+1\%$ という上限値より高かったが ($+2.07\%$)、原子炉容器設計圧力よりは低かった。

4個のSRVにおいて開圧が下限値を下回った原因は、設定点のドリフトと運転中のシートリークによるものである。もう1個のSRVにおいて開圧が上限値を超えた原因は、設定点のドリフト、開動作なしの状態での供用期間が長かったこと、及び、設置の際に設定した開圧が所定の設定点より僅かに高かったことによる。8個のSRVは、開圧が設定点の $\pm 1\%$ 内にあるよう調整されたものと取り替えられた。また、設定点のTS許容範囲の変更に関する評価を行う予定である。

【2001年：4事例】

(1) 逃がし安全弁の設定点ドリフト

プラント名：FitzPatrick

事象発生日：2001年6月19日

LER No. : 50-333/2001-005-00

2001年6月19日、定格出力運転中、サイクル14において取り外された2個のSRV (Target Rock社製2段式Model 7567F) が技術仕様(TS)で要求される1145 psig $\pm 3\%$ (1111～1179 psig) という許容範囲に入っていないことが判明した。これらのSRVはいずれも1179 psig という高限度を超えていた。2000年8月の強制停止において、11個のSRVのうちの1個が

取り外され、残りの10個は燃料取替停止時に取り外された。2001年6月6日から12日にかけて、Wyle研究所において、これらのSRVに関する試験が行われ、その結果が6月19日にプラントに報告された。

<u>Pilot Serial Number</u>	<u>Plant Valve Number</u>	<u>As-Found Setpoint</u>	<u>Pass/Fail (pass unless otherwise noted)</u>
1062	02RV-71A	1147	
1088	02RV-71B	1268	Fail
1192	02RV-71C	1155	
1218	02RV-71D	1150	
1056	02RV-71E	1157	
1047	02RV-71F	1164	
1050	02RV-71G	1127	
1193	02RV-71H	1157	
1217	02RV-71J	1251	Fail
1194	02RV-71K	1152	
1196	02RV-71L	1161	

原因は、SRVパイロットディスクとシートの間における腐食性固着による。パイロットアセンブリ内では、水の放射線分解により酸素が豊富な環境が形成され腐食性固着を引き起こす。パイロットアセンブリは主蒸気配管の高い箇所に位置するためパイロットディスクの領域に酸素が蓄積する。対策として、11個のパイロットアセンブリを全て取り外し設定点確認が行われているものと交換した。また、全てのSRVパイロットアセンブリについて試験を継続し、各運転サイクルごとに交換することとした。

(2) 逃がし安全弁開設定点の技術仕様許容限度超過

プラント名：Hope Creek

事象発生日：2001年10月24日

LER No.：50-354/2001-007-00

2001年10月24日、SRV（Target Rock社製2段式Model 7567F）の設定点試験に関する結果が報告された。この試験により、14個のSRVのうちの3個で設定点が技術仕様(TS)制限値（ $\pm 3\%$ ）外であったことが明らかとなった。

Valve Id	As found (psig)	TS Setpoint (psig)	Acceptable band (psig)	% Difference
F013P	1216	1120	1087 – 1153	8.6
F013H	1169	1108	1075 - 1141	5.5
F013D	1182	1130	1096 - 1163	4.6

原因は、パイロットディスクの固着によるものである。産業界の勧告に従って、設置者は、イオンビーム注入プロセスを用いてプラチナ薄膜によりパイロットディスクの被膜を行ってきたが、その後もSRVの不具合が起こっている。3個のパイロット弁のうちの2個については、現在のところ、パイロットアセンブリの被膜に関する最近の履歴は見当たらない。3つ目のSRVについて運転サイクル10に入る前に被膜処理を行っていた。イオンビーム注入プロセスは、この現象を排除するのに完全に有効なものではないと思われる。対策として、全てのSRVを取り外し、予備品もしくは設定点の再確認がなされた。

弁と交換した。また、設定点のドリフトが認められた3個のSRVについては、次の使用に先立ち、分解検査を行って改修を行うこととした。さらに、設置者は、全てのパイロットディスクに関する被膜の性能を監視し続けることとしている。

(3) 逃がし弁試験圧力の技術仕様許容限度超過

プラント名：Pilgrim

事象発生日：2001年4月30日

LER No.：50-293/2001-004-00

第13回燃料取替停止中、ASME規格に従った試験を行うために、SRV（Target Rock社製）のパイロットアセンブリ2個（RV-203-3B及び3C）が取り外された。この取外しは、腐食生成物の侵入による弁ディスクとシートへの影響を最小限に抑えるために主蒸気管を満水にする前に行われた。これらのパイロットアセンブリでは、軽微な蒸気漏洩が起こっていた。2001年4月30日、Wyle研究所からプラントに対して、2個のパイロットアセンブリいずれにおいても逃がし圧力が技術仕様(TS)許容限度である1126 psig（1115 psig $\pm$ 11 psig ($\pm$ 1%)）を超えている旨の報告があった。実際に観測された圧力は、1127 psigと1139 psigであった。観測された値はTS限度を超えていたが、ASME規格の許容値（ $\pm$ 3%）内であった。従って、更なるパイロットアセンブリの取外しと試験は求められなかった。

原因は、弁ディスクとシートの腐食性固着によるものと考えられている。なお、パイロットアセンブリでは、機械的な問題がなくても $\pm$ 1%を上回る設定点ドリフトが見られる可能性があることが認識されている。プラントの再起動前に予備のパイロットアセンブリが取り付けられた。また、これらのアセンブリについては、再度試験を行い1115 psig $\pm$ 1%以内であることを確認することとなった。なお、腐食性固着による設定点のドリフトを低減するための産業界勧告に基づき、ステライト21鋼製の弁ディスクが取り付けられた。また、プラントの供用中試験プログラムでは、運転時の蒸気漏洩及び腐食性固着による設定点ドリフトへの影響を緩和するための改善策に関する検討を継続している。

(4) 逃がし安全弁の試験不合格

プラント名：Susquehanna-2号機

事象発生日：2001年4月12日

LER No.：50-388/2001-005-00

2001年4月12日、モード5（燃料取替）において、8個のSRVのうちの6個が、技術仕様(TS)のサーベランス要求に基づく開圧試験に不合格となった。開圧の許容範囲は、設定点の $\pm$ 1%である。4個の弁は許容範囲より低い圧力で作動し（-1.25%、-1.66%、-1.66%、-2.18%）、2個の弁は許容範囲より高い圧力で開いた（+1.16%、+1.53%）。不合格となった弁は、設定点がTS許容基準内であることを確認済みの弁と取り替えられた。

原因は、供用中の作動による設定点ドリフトと考えられている。Susquehannaで使用されている弁は、ASME規格Section III（1971）に沿って購入されたものであり、設計上の設定点許容範囲は、ASME規格Section IIIに基づき $\pm$ 1%であった。オリジナルのTS要

求は、この設計規格に基づいていたが、その後、ASMEの運転保守規格に基づき、SRVの開圧試験の基準は設計設定点の+3%未満とされた。Susquehannaで使用される弁は、供用後の開圧試験時において+/-1%というTS要求を必ずしも満足していなかったが、設定点の3%以内で作動していた。不合格となった弁は、設定点がTS許容基準内であることを確認済みの弁と取り替えられ、また、試験を行った全ての弁は、改修された弁と取り替えられた。今後の対策として、SRVの開圧に対するTS許容範囲を設定点の+/-3%に改訂することとした。

【2002年：1事例】

(1) 安全弁の技術仕様開設点不適合

プラント名：Dresden-3号機

事象発生日：2002年10月14日

LER No.：50-249/2002-004-00

2002年10月、燃料取替停止中、4個の安全弁（Consolidated/Dresser社製Model 3777Q）が取り外され、試験を行うためにNWS Technologies社に送られた。10月14日、これらの弁について試験を行ったところ、2個（BK6265, BK6270）が技術仕様(TS)の許容範囲（設定点の+/-1%）外であった。BK6265に対する開圧は設定点（1260 psig）の-2.6%（1227 psig）であり、2度目の開動作でも-2.2%であった。BK6270については、試験の結果、開圧が設定点（1240 psig）の-2.6%（1208 psig）であり、2度目の開動作でも-2.5%であった。供用中試験(IST)プログラム及びASME規格の要求に基づき、4個の弁全てが+/-3%内に戻され、これにより他の4個の弁まで試験対象を拡張する必要はなくなった。BK6562の分解を行ったところ、圧縮スクリーと頂部ワッシャとの間に傷が見つかったが、他に異常はなかった。傷の認められた部分には、バネを緩めるために平らにしたような表面の凸凹の形跡はなく、また、シートの損傷もなかった。傷の見つかった部分は取り除かれ弁の組立が行われた。当該弁に関する最終的な開圧試験では、+/-1%という許容限度内に入った。一方、BK6270についても分解が行われ、検査により軽微な欠陥が見つかった。ディスクホルダーとガイドとの間に摩擦痕が認められたが、通常、こうした欠陥は、開圧が高くなった場合に疑われるものである。この摩擦痕は磨き取られ弁の性能への影響はないと判断された。さらに、バネの底部コイル間ギャップが他の部分より明らかに狭くなっていた。しかし、バネを分解したところ、圧縮された状態と同じ構成配置であったためバネ力への影響はないと判断された。従って、早期開に対する寄与因子ではないと判断された。再組立後、同弁に関する最終的な開圧試験を行った結果、+/-1%という許容限度内に入った。

開圧低下の根本原因は、設定点ドリフトであり、加熱／冷却サイクル及び供用中の弁の振動と相まった弁自体の固有の特徴によるとされた。対策として、設定点許容範囲を拡張するために、更新安全解析書に従って必要な解析を行いTSの改訂を行うこととした。

【2003年：6事例】

(1) 逃がし安全弁の試験不合格

プラント名 : Cooper

事象発生日 : 2003年5月19日

LER No. : 50-298/2003-002-00

燃料取替停止中、2個のSRV (Target Rock社製2段式Model 7567F) と6個のSRVパイロットアセンブリを取外し予備品と取り替えられた。取り外したSRVについては、Wyle研究所において開圧試験が行われた。その結果、4個のSRVが技術仕様(TS)設定点で開かなかった。SRVパイロットアセンブリの1個は、最初の開圧試験に不合格となった(開圧は1228 psigであり、1100 psigという設定点より11.6%高かった)。試験プログラムの要求に従って、さらに3回の試験が行われたが、全て設定点より0.5%高いかそれ以下の圧力で作動した。開圧試験に先立ち、腐食性固着の兆候を調べるために各パイロット弁アセンブリに対して窒素による開圧試験が行われた。この窒素試験においてパイロットディスクの1つが固着し、腐食性固着を示した。この他に3個のSRVが開圧試験に不合格となった。

CIC	Set Point	Pilot Assembly S/N	AS FOUND Lift 1 st , 2 nd , 3 rd , & 4 th	Pilot Disc Stuck at N ₂ Lift Test
MS-RV-71ARV	1100	376	1112 (+1.1%), 1096 (-0.4%), 1092 (-0.7%), 1091 (-0.8%)	NO
MS-RV-71BRV	1100	382	1114 (+1.3%), 1104 (+0.4%), 1104 (+0.4%), 1101 (0.1%)	NO
MS-RV-71CRV	1090	386	1197 (+0.6%), 1096 (+0.6%), 1097 (+0.6%), 1094 (+0.4%)	NO
MS-RV-71DRV	1080	378	1168 (+8.4%), 1097 (+1.6%), 1089 (+0.8%), 1081 (+0.1%)	YES
MS-RV-71ERV	1090	383	1166 (+6.9%), 1096 (+0.6%), 1095 (+0.5%), 1091 (+0.1%)	YES
MS-RV-71FRV	1080	380	1095 (+1.4%), 1088 (+0.7%), 1082 (+0.2%), 1081 (+0.1%)	YES
MS-RV-71GRV	1100	384	1228 (+11.6%), 1106 (+0.5%), 1104 (+0.4%), 1102 (+0.2%)	YES
MS-RV-71HRV	1090	377	1130 (+3.7%), 1099 (-0.1%), 1091 (+0.1%), 1092 (+0.2%)	YES

最初の試験で開圧が高くなった原因を調べるために、パイロットアセンブリ S/N 384 の分解が行われた。弁の内部には異物による汚れはなく、また、バインディングや擦り傷などの異常な兆候もなかった。当該パイロット弁アセンブリに関する検査と開圧試験の結果から、ステライト21製パイロットディスクとステライト6製パイロット弁シートとの間における腐食性固着が原因であると判断された。SRVパイロット弁アセンブリは、性能確認がなされたステライト21製パイロットディスクとステライト6製パイロット弁シートを含むパイロット弁アセンブリと交換された。

(2) 電磁式逃がし弁圧カスイッチのドリフト

プラント名 : Dresden-2号機

事象発生日 : 2003年5月21日

LER No. : 50-237/2003-001-00

2003年5月19日13時30分ごろ、3号機における5個の逃がし弁圧力スイッチ(3-0203-3A～E)について四半期ごとのサーベランス試験を行っていたところ、電磁式逃がし弁(Electromagnetic Relief Valve : ERV)に関連する2個の圧力スイッチ(3B及び3D)が技術仕様(TS)許容値より高いことが分かった。そのうちの1個(3B)は、解析上の制限値よりも高かった。

Instrument	As-found value	Analytical Limit	TS Allowable Value	Nominal field Setpoint
3-0203-3A	1132.1 psig	1135 psig	≤ 1133.5 psig	1124.0 psig
3-0203-3B	1112.6 psig	1112 psig	≤ 1110.5 psig	1101.0 psig
3-0203-3C	1103.7 psig	1112 psig	≤ 1110.5 psig	1101.0 psig
3-0203-3D	1134.5 psig	1135 psig	≤ 1133.5 psig	1124.0 psig
3-0203-3E	1131.9 psig	1135 psig	≤ 1133.5 psig	1124.0 psig

2003年5月21日4時18分ごろ、2号機における5個の逃がし弁圧力スイッチ(2-0203-A～E)について四半期ごとのサーベランス試験を行っていたところ、ERVに関連する2個の圧力スイッチ(3B及び3C)がTS許容値及び解析上の制限値より高いことが分かった。

Instrument	As-found value	Analytical Limit	TS Allowable Value	Nominal field Setpoint
2-0203-3A	1131.4 psig	1135 psig	≤ 1133.5 psig	1124.0 psig
2-0203-3B	1113.6 psig	1112 psig	≤ 1110.5 psig	1101.0 psig
2-0203-3C	1112.9 psig	1112 psig	≤ 1110.5 psig	1101.0 psig
2-0203-3D	1131.5 psig	1135 psig	≤ 1133.5 psig	1124.0 psig
2-0203-3E	1130.3 psig	1135 psig	≤ 1133.5 psig	1124.0 psig

原因は、以前の是正措置が有効でなかったことと計算上のエラーによるものである。1998年、設定点の較正頻度を月1回から四半期ごとに変更するといったTS更新プロジェクト(Technical Specification Update Project : TSUP)の後、設定点の変更が行われた。この設定点変更は、設定点許容値を上げるための較正手順に盛り込まれた。しかし、運転部門の職員は、新たな低い設定点(1089 psig)が隔離時復水器の作動設定点(1070 psig)に近すぎるのではないかと懸念し手順の実行を許可しなかった。2日後、TSUP前の設定点に戻すために手順書の改訂が行われた。設定点変更をフォローするための是正措置が取られず、また、計画的な有効性レビューも行われなかった。是正措置では、「設定点の計算によって定められた新たな較正值及びサーベランス頻度を反映するために計装サーベランス手順を改訂する」ところまでしかフォローしていなかった。従って、是正措置(即ち、圧力スイッチ設定点の変更)を実施しなかったことが本事象の根本原因である。また、本事象に関する調査において、2002年の類似事象に対する以前の根本原因調査で正確な根本原因を特定しなかったことを見つめる機会を逃してしまったことが明らかとなった。また、調査の結果、2000年の改良TS (Improved Technical Specification : ITS)プロジェクトにより、TS許容値を決めるための計算が行われたが、この計算において2つのエラーにより予想される設定点ドリフトを過小評価していたことが明らかとなった。

ITS実施の際、設定点と解析上の制限値との間の許容値は ± 11 psigのままとされた。しかし、解析上の制限値はITS内になく、TS許容値だけが入っていたため、許容値は解析上の制限値より 1.5 psig低くなってしまった。そのため、ITSの実施に伴い、設定点と許容値との間には 9.5 psigのずれが生じた（ITS実施前、このずれは、設定点と許容値との間での差による 11 psigであった）。従って、計算におけるエラーが設定点とTS許容値との間の許容範囲を小さくする結果となり、これがもう1つの根本原因であると判断された。対策として、圧力スイッチの設定点とTS許容値との間の許容範囲を 9.5 psigから 14.5 psigに上げることができるよう手順書を改訂するとともに圧力スイッチの設定点を変更した。

(3) 電磁式逃がし弁圧力スイッチのドリフト

プラント名：Dresden-3号機

事象発生日：2003年5月19日

LER No.：50-237/2003-001-00

本節【2003年】の(2)参照

(4) 逃がし安全弁設定点の許容範囲外

プラント名：FitzPatrick

事象発生日：2003年8月19日

LER No.：50-333/2003-002-00

2003年8月19日、定格出力運転中、運転サイクル15の終了時に取り外された3個のSRV（Target Rock社製Model 7567F）パイロットアセンブリにおける開圧が 1145 ± 34.3 psig（ $\pm 3\%$ ）という技術仕様(TS)許容範囲の外であった旨の報告があった。2個は、上限の 1179.3 psigより高く、1個は下限の 1110.7 psigより低かった。

Pilot Serial Number	Plant Valve Number	As-Found Setpoint	Pass/Fail (pass unless otherwise noted)
1053	02RV-71B	1140	
1236	02RV-71H	1197	Fail
1191	02RV-71E	1142	
1087	02RV-71J	1168	
1111	02RV-71D	1134	
1239	02RV-71K	1158	
1045	02RV-71A	1222	Fail
1013	02RV-71C	1104	Fail
1235	02RV-71G	1146	
1051	02RV-71F	1143	
1110	02RV-71L	1139	

2個のSRVにおいて開圧が上限より高かった原因は、パイロットディスクとシートとの間の腐食性固着によるものと判断された。開圧が許容範囲より低かった原因は、試験不合格となる前に行われたパイロットの診断試験に関連して空気駆動部ステムが固着したことによるものと判断された。この診断試験は、パイロットディスクとシートとの腐食性固着の存在を確認するために行われたもので、その後のトラブルシューティングにお

いて、空気駆動部システムに異常な動きが認められたが、これは摩擦が増加し「固着」したことを示していた。駆動部バネに関する試験前動作と摩擦により、バネの伸びが妨げられ、予荷重状態が形成された。この予荷重状態によりパイロットディスクを持ち上げるために必要な蒸気圧が低下し、その結果、SRVが低い圧力で開いた。なお、産業界において空気駆動部システムの固着はこれまでに経験しておらず、これによってSRV設定点が低くなったというのはユニークな事例である。対策として、全てのSRVパイロットを取り外し新たに改修及び動作確認のなされたパイロットに交換された。また、各運転サイクルにおいて、全てのSRVパイロットアセンブリの試験を行い交換することとした。開圧が許容範囲より低かったパイロットについては、空気駆動部を改修システムと弁体を取り替えることとした。

(5) 逃がし弁設定点の技術仕様許容限度超過

プラント名：Hope Creek

事象発生日：2003年4月26日

LER No.：50-354/2003-003-00

2003年4月26日、設置者は、SRV（Target Rock社製Model 7567F）に関する設定点試験の結果について報告を受けた。この試験により、11個のSRVのうちの8個において設定点のドリフト（ $\pm 3\%$ という技術仕様(TS)許容範囲外）が認められた。

Valve Id	As found (psig)	TS Setpoint (psig)	Acceptable band (psig)	% Difference
F013A*	1190	1130	1096 - 1163	+5.3
F013D**	1196	1130	1096 - 1163	+5.8
F013E**	1187	1130	1096 - 1163	+5
F013G**	1204	1120	1086 - 1154	+7.5
F013J**	1165	1120	1086 - 1154	+4
F013K**	1142	1108	1075 - 1141	+3.1
F013L**	1191	1120	1086 - 1154	+6.3
F013M*	1150	1108	1075 - 1141	+3.8

* These valves failed due to seat leakage

** These valves failed due to corrosion bonding/sticking of the pilot disc

原因は、パイロットディスクの腐食性固着によるものであった。設置者は、産業界推奨のイオンビーム析出(Ion Beam Assisted Deposition : IBAD)被膜処理をパイロットディスクに施していたが、その後も設定点異常を経験している。最初の開圧試験ではTS許容範囲外であったが、その後の試験で許容範囲内であったことから、パイロットディスクの腐食性固着が起こったことが示されている。残りの2個のSRVに対する設定点ドリフトの原因は、パイロットシートの漏洩であり、これによってパイロットディスクの開に必要な圧力が高くなった。対策として、試験対象とした8個のSRVを全て予備のパイロットアセンブリと取り替えた。パイロットディスクの腐食性固着が認められた6個の弁については、分解検査時に各SRVパイロットの内部部品の状態を記録するとともに、パイロットディスクとシート表面の腐食性固着を裏付けるような原子炉冷却材の水化学に関する

評価を行うこととした。また、IBAD被膜の取替が必要となる前に最大何回の研磨や開動作が行われるのかを調べることにした。パイロットシートの漏洩が見つかった2個の弁に対しては、試験手順を改訂し、シートリーク確認試験より10 psig高い圧力で追加試験を行うことにした。

(6) 逃がし安全弁設定点の許容範囲外

プラント名：LaSalle-2号機

事象発生日：2003年3月18日

LER No.：50-374/2003-003-00

2002年4月の計画保守停止中、13個のSRV（Crosby社製HB-65-BP）が全て取り外され事前に試験された弁と取り替えられた。これら新しい弁では、運転時のシートリークに関する問題を排除するためにディスクの設計変更が行われていた。試験の結果、13個のうちの5個において技術仕様(TS)及びASME規格の許容範囲（ $\pm 3\%$ ）を満足していなかった。これら5個の弁は全て設定点より低い圧力で開いた（ $-3.1\sim -5.3\%$ ）。5個のうちの4個（SN N63790-00-0004、0011、0015、0016）は、最初の開圧試験及びその後の試験において許容範囲外であった。これら4個の弁は全て運転中に漏洩を起こしており（下流のテール配管の温度上昇により判明）、また、Wyle研究所における漏洩検査でも不合格となった。残り1個の弁(SN N63790-00-0102)は、最初の開圧試験においてのみ許容範囲外であり、その後の試験では所定の設定点より $-1.0\sim -1.2\%$ 低く繰返し良好な性能が確認された。当該弁は、運転中の漏洩を経験しておらず、Wyle研究所における漏洩試験にも合格した。弁SN N63790-000102の許容範囲外開圧の原因は、ベアリング部品のミスアラインメントによるものである。また、他の4個の弁の許容範囲外開圧は、設定点のドリフトによるものであり、運転中のシートリークが関連していると思われる。5個のSRV全てについて、分解、検査、再加工及び再試験が行われることとなった。なお、以前の事象を受けて、シートリークを改善するために、ディスクの設計変更が行われたが（semi-flexディスク設計から最新のfull flexディスク設計に変更された）、試験に不合格となった弁は、新しい設計のシートが取り付けられていなかった。

【2004年：5事例】

(1) 職員のエラーによる技術仕様禁止状態の報告漏れ

プラント名：Hatch-1号機

事象発生日：2004年

LER No.：50-321/2006-003-00

本節【2006年】の(4)参照

(2) 逃がし安全弁開設定點の技術仕様許容値超過

プラント名：Hope Creek

事象発生日：2004年11月19日

LER No.：50-354/2004-009-00

2004年11月9日、技術部門職員は、SRV（Target Rock社製Model 7567F）に対する設

定点試験の結果について報告を受けた。この報告では、SRV Bが $\pm 3\%$ という技術仕様(TS)の制限値を満足していないというものであった。11月19日、更なる試験結果が報告され、さらに2個のSRVがTS制限値を満足していないことが明らかとなった。試験終了時には、合計5個のSRVが $\pm 3\%$ というTS制限値を満足していなかった。

Valve ID	As Found (psig)	TS Setpoint (psig)	Acceptable Band (psig)	% Difference
F013A	1192	1130	1096 - 1163	5.5%
F013B	1171	1130	1096 - 1163	3.6%
F013C	1207	1130	1096 - 1163	6.8%
F013D	1184	1130	1096 - 1163	4.8%
F013F	1156	1108	1075 - 1141	4.3%

SRV B、D及びFの設定点変動の原因は、パイロットディスクの腐食性固着による。設置者は、パイロットディスクに被膜処理(IBAD)を施すという産業界の勧告を受けていたにも拘わらず、SRVの設定点変動事象を経験してきた。最初の開圧試験で許容範囲外となり、その後範囲内になったことが、パイロットディスクの固着を示唆している。他の2個のSRV (A及びC) の設定点変動については現在調査中である。暫定評価により、原因は部品のミスアラインメントであり、これにより設定点が高くなったと考えられている。設定点変動の認められたSRVのパイロットアセンブリは、試験に合格した予備アセンブリと取り替えられた。

(3) Target Rock社製逃がし弁試験圧の技術仕様許容限度超過

プラント名 : Pilgrim

事象発生日 : 2004年1月16日

LER No. : 50-293/2004-001-00

2004年1月16日、設置者は、3個のSRVのパイロットアセンブリにおいて開圧が1126 psig (1115 +11 psig)という技術仕様(TS)の許容最大値を超えた旨報告を受けた。これら3つの弁の開圧は、それぞれ、1138 psig (No. 1040)、1235 psig (No. 1207)、1173 psig (No. 1025)であった。原因は、パイロット弁ディスクとシートの腐食性固着による設定点のドリフトであることが明らかとなった。腐食性固着は、パイロット弁が貯蔵待ち試験(storage awaiting testing)にあった際に起こった可能性が最も高い。4個のパイロット弁アセンブリのうちの2個 (1208と1040) については燃料取替停止中に取り外して試験を行うとともに、弁の改修を行ってTS限度内に設定点があることが確認された。Target Rock社製パイロットアセンブリについては、準備中に酸素や湿気がシート部に入らないよう、取り出して直ぐに密封し試験を行うこととなった。

(4) Target Rock社製逃がし弁試験圧の技術仕様許容限度超過

プラント名 : Pilgrim

事象発生日 : 2004年5月6日

LER No. : 50-293/2004-003-00

2004年5月6日、設置者は、2個のSRVのパイロット弁において開圧が1115 ± 11 psig ($\pm 1\%$)という技術仕様(TS)許容限度を超えた旨報告を受けた。これら2つの弁の開圧は、

それぞれ、1198 psig (No. 1049)、1144 psig (No. 1054) であった。

原因は、パイロット弁ディスクとシートの腐食性固着による設定点のドリフトであることが明らかとなった。腐食性固着は、パイロット弁が供用中に置かれていた際に起こった可能性が最も高い。パイロット弁 (1049と1054) は、2003年の燃料取替停止時にそれぞれRV-203-3AとRV-203-3Dに取り付けられたものであった。開圧試験結果をレビューしたところ、腐食性固着の証拠が見つかった (蒸気の力がパイロット弁ディスクに作用しディスクとシートとの間の固着に打ち勝つ必要があるため最初の開圧が比較的高い)。即ち、パイロット弁1049では、最初の開圧が最も高く、ASMEの試験基準 (1115 psig $\pm$ 3%) よりも高かった。しかし、パイロット弁1054は、ASMEの試験基準を満足していた。寄与因子として、保温材の取付不良が明らかとなった。この取付不良は、2004年3月22日の計画停止後のドライウェル検査で見つかった。この保温材が適切に取り付けられていることにより、パイロット弁の漏洩傾向が低下し腐食性固着を助長する状況の形成を妨げることになる。RV-203-3Bには2003年の燃料取替停止時にNUKON保温材が取り付けられたが、RV-203-3A/C/Dについては1993年11月にNUKON保温材が取り付けられた。NUKONは、時間とともに撓み保温材が弁体からずれていく傾向にある。

パイロット弁を供用から外し試験に合格したパイロット弁と取り替えられた。RV-203-3A及びRV-203-3Dの保温材については再加工された。また、再発防止対策を検討するために、パイロット弁1049と1054について検査を行うとともに、その結果を以前の検査結果と比較することとなった。さらに、より良好な保温材特性を確保するためにSRVに新しい保温材を取り付けることとなった。

(5) 主蒸気逃がし安全弁開設定点の技術仕様許容範囲外

プラント名 : Quad Cities-2号機

事象発生日 : 2004年4月19日

LER No. : 50-265/2004-004-01

2004年春の燃料取替停止中、開圧試験を行うため、SRV (Target Rock社製Model 7467F) を取り外しWyle研究所の施設に持ち出した。2004年4月19日、この試験により、SRVの開設定点が1213 psigであり、技術仕様(TS)許容値 (1135 psig $\pm$ 1%) とASME規格要求 (1135 psig $\pm$ 3%) を超えている (所定の値より6.8%高い) ことが判明した。2004年5月、同弁のパイロットを分解していたところ、部品の劣化 (ベローキャップアセンブリにおける0.008インチの溝) が認められた。この溝により、バネを調整する圧力が捕捉され、第1段のパイロットを開けるために更なる力 (圧力) が必要となったことが判明した。その後、Wyle研究所において振動試験を行い、性能向上を図るための弁内部部品の変更に関する検討が行われた。試験において、故障状態は、元々取り付けられていたばねと新しい在庫用ベローアセンブリキャップを用いて模擬された。強度と直立性を改良した圧力調整バネと厚さ0.0015インチの電解処理被膜を施したキャップを用いて24時間加速試験が行われた。これにより当初の摩耗問題は解決された。

原因は、圧力調整バネの耐性仕様が不十分であったことと、十分な硬さを有していな

いベローキャップ材が使用されたことが重なった結果、ベローアセンブリキャップにより大きな接触力が掛かったことによる。寄与因子としては、主蒸気配管の振動が挙げられる。この振動によりベローキャップアセンブリにフレット磨耗が生じ設定点のドリフトに繋がった。SRVは、内部部品を改良したものと取り替えられた。また、予備のSRVに対する今後の改修は、改良部品を用いて行うこととなった。

【2005年：9事例】

(1) 逃がし安全弁の試験不合格

プラント名：Cooper

事象発生日：2005年5月16日

LER No.：50-298/2005-002-00

1997年、Cooper発電所では、8個のSRV（Target Rock社製モデル7567F）全てについて0.3%プラチナステライト鋼製のパイロットディスクを取り付けた。性能の改善は確認されたが、腐食性固着問題を完全に解決するには至らなかったことが示された。ステライト21鋼は0.3%プラチナステライト鋼より耐食性が高いと報告された。1984年以降ステライト21鋼製パイロットディスクを使用している別のBWRのSRVパイロットアセンブリに関するデータをレビューしたところ、僅かな設定点ドリフト問題が起こっているだけであることが判明した。そのため、1998年3月、Cooper発電所では、ステライト21鋼製ディスクとステライト6鋼製シートから成るSRVパイロットアセンブリが8個取り付けられた。

燃料取替停止時に、3個のSRV全体と5個のSRVパイロットアセンブリが取り外され性能確認がなされた予備品と交換された。供用から外されたSRVはWyle研究所に送られ試験が行われた。この試験において、3個のSRVが、技術仕様(TS)設定点で自動的に作動しなかった。残りの弁についても試験を行ったが設定点許容範囲内で作動した。3個のSRVの設定点は1090 +/-32.7 psigであったが、それぞれ、1173 psig、1132 psig、1127 psigで開いた。試験プログラム要求に従って、各パイロットアセンブリに関し4回の開圧試験が行われた。最初の試験で作動しなかった3個のSRVについて、その後の試験では+/-1%という許容範囲内であった。その後、腐食性固着を調べるために、各パイロットアセンブリについて窒素による開圧試験が行われた。この試験において1つのパイロットディスクが固着し、腐食性固着の可能性が確認された。試験データにより、2つのディスクに腐食性固着の可能性が示された。腐食性固着は、SRVのパイロットディスクーシート境界面が酸化すると起こり、ディスクとシートを固着させる。最初の開圧試験実施後、3回の試験が行われたが、最初の試験結果でSRVが設定点を満足しておらず、その後の3回の試験では設定点に近い圧力で作動した場合、ディスクとシートの間で腐食性固着が発生したものと考えられる。最初の試験で腐食性固着が解消され、2度目、3度目及び4度目の開圧試験は腐食性固着による影響を受けない。最初の試験で不合格となった3個のSRVは、その後の試験で設定点の1.0%以内で作動した。

CIC	Set Point	Pilot Assembly Serial Number (S/N)	AS FOUND Lift 1 st , 2 nd , 3 rd , & 4 th	Pilot Disc Stuck During N ₂ Lift Test
MS-RV-71CRV	1090	385	1173 (+7.6%), 1096 (+0.5%), 1088 (-0.2%), 1090 (0.0%)	YES
MS-RV-71ERV	1090	1241	1132 (+3.9%), 1097 (+0.6%), 1092 (+0.2%), 1093 (0.3%)	N/A
MS-RV-71HRV	1090	1242	1127 (+3.4%), 1101 (+1.0%), 1097 (+0.6%), 1097 (+0.6%)	YES

Cooper発電所では、ステライト21鋼製ディスクの採用以降、開圧試験に不合格となったのは5回しかない。今回の燃料取替停止時に3つのSRVが試験不合格となったが、SRVの開圧力に対する許認可条件で想定されている1210 psigより低い圧力で作動した。

検査の結果、SRVパイロット弁アセンブリのステライト21鋼製ディスクとパイロット弁のステライト6鋼製シート腐食性固着の存在が確認され、これによりSRVパイロット弁がTS設定点範囲内で開かなかったものと判断された。

8個のSRVパイロット弁アセンブリは、試験により設定点の $\pm 1\%$ 以内で開くことが確認された予備品と交換された。

(2) 主蒸気逃がし安全弁設定点の技術仕様許容範囲外

プラント名：Dresden-2号機

事象発生日：2005年7月25日

LER No.：50-237/2005-004-01

2005年7月25日、ほぼ定格出力で運転中、Target Rock社製SRVについてベンダーによる分解検査を行ったところ、同弁の第2段ディスクとシートが蒸気カッティングを受けていたことが判明した。当該弁は、2004年11月に取り外され、その後、2005年2月17日の設定点試験で不合格となっていた。当該弁は、約1091 psigで開いたが、この圧力は技術仕様(TS)に規定される許容値（1135 $\pm$ 11.4 psig）より低かった。

SRVの設定点が低くなったこと及び第2段ディスクとシートの蒸気カッティングの原因は、2003年11月の原子炉冷却系(RCS)蒸気を用いたプラント内試験の際に異物（例えば、錆やグラッド）が混入しディスクとシートの間に噛み込んだ可能性が最も高い。Target Rock社製SRVについては、2号機に設置する前に、ベンダーの工場で乾燥した蒸気を用いて試験を行い設定点の確認がなされた。この試験記録では、弁のシートリークは認められなかった。2003年11月に当該弁を設置した後、TS要求に従い、RCS蒸気を用いてプラント内試験が行われた。その後のプラント運転中、当該弁の配管温度が通常よりも高いことが判明した。この配管温度高は、弁の3つのシート（即ち、主弁シート、第2段シート及びパイロット弁シート）が漏洩していることを示すものである。主弁シートの漏洩は安全弁機能の設定点に殆ど影響しないが、第2段シートやパイロット弁シートの漏洩は安全弁機能の設定点に影響を及ぼす可能性がある。2004年11月、2号機からSRVが取り外され、2005年2月17日、ベンダーによる試験が行われ設定点が1091 psigであることが判明した。7月25日、検査の一環として、窒素圧力を用いてパイロット弁と第2段

シートの気密性に関するチェックが行われ高漏洩が確認された。その後、弁内部の部品を取り外し検査が行われ、第2段ディスクとシートには蒸気カッティングが見つかった。この検査において、第2段ディスク部に侵食による異物は見つからなかった。以上のことから、設置者は、第2段シートとディスクの蒸気カッティングは、明らかに2005年2月17日の設定点試験結果の原因であり、第2段ディスクとシートの蒸気カッティングはプラント内での動作時に起こったものと結論付けた。2004年1月15日、設置者は、RCS蒸気を用いた再試験の要求を削除するというTSサーベランス要求の改訂を要請した。2004年10月19日、NRCは、このTS要求の変更要請を承認し、設置者は2004年11月にTS変更を実施した。2004年12月、設置者は、Target Rock社製SRVを交換した。

(3) 逃がし安全弁開設定点の許容範囲外

プラント名：FitzPatrick

事象発生日：2005年4月5日

LER No.：50-333/2005-002-00

2005年4月5日、定格出力運転中、設置者は、5個のSRV (Target Rock社製モデル7567F) のパイロットアセンブリにおいて開設定点が1145 +/-34.3 psig (+/-3%) という許容範囲の外にあるとの報告を受けた。この許容範囲 (1110～1179.3 psig) は、技術仕様(TS)サーベランス要求に従って規定されているが、5個のSRVは、1179.3 psigという上限を超えていた。なお、SRVパイロットの試験は2005年3月16～24日にWyle研究所で行われ、試験結果は2005年4月5日にWyle研究所からプラントに報告された。

<u>Pilot Serial Number</u>	<u>Plant Valve Number</u>	<u>Initial Lift As-Found Setpoint</u>	<u>Initial Lift > 3% Above Setpoint</u>
1238	02RV-71A	1169	No
1050	02RV-71B	1155	No
1080	02RV-71C	1159	No
1192	02RV-71D	1258	Yes
1088	02RV-71E	1129	No
1052	02RV-71F	1265	Yes
1047	02RV-71G	1249	Yes
1056	02RV-71H	1157	No
1193	02RV-71J	1246	Yes
1062	02RV-71K	1158	No
1194	02RV-71L	1180	Yes

5個のSRVにおいてパイロットの設定点が高かった原因は、パイロットディスクとシートの間で腐食性固着が起こったことによるものと判断された。冷却水の放射線分解によりパイロットアセンブリ内が酸素豊富な環境になったため腐食性固着が起こった。パイロットアセンブリは主蒸気配管の高い箇所に取り付けられているため、パイロットディスク内に酸素が蓄積する。パイロットディスクとシートの間で固着が起こると、ディスクをシートから持ち上げるのにより大きな圧力が必要となる。しかし、SRVパイロット1047については、最初の開圧試験の際に腐食性固着を示していたが、その後の3度の試

験結果は、1194 psig、1191 psig、1190 psigであり、許容範囲より高いままであった。このSRVパイロット試験結果の原因は、パイロットロッドアセンブリの球状カラーの内側に面取り(chamfer)がなかったことによって発生したバインディングであると判断された。この原因は、以前に類似事象が起こっておらず、産業界の運転経験としてユニークなケースと考えられている。2004年10月の燃料取替停止時に全てのSRVパイロットを取り外し新たに改良を加え試験による確認がなされたパイロット（ステライト21鋼製ディスクを使用）と取り替えた。また、2段式SRVパイロットの改修手順においてSRVパイロット弁の改修時に球状カラー面取りの検査を要求することを担保するために、Target Rock社に対し是正措置要請が出された。

(4) 職員のエラーによる技術仕様禁止状態の報告漏れ

プラント名：Hatch-2号機

事象発生日：2005年

LER No.：50-321/2006-003-00

本節【2006年】の(4)参照

(5) 逃がし安全弁開設定点の許容範囲外

プラント名：Oyster Creek

事象発生日：2005年10月13日

LER No.：50-219/2005-005-00

2004年11月の第20回燃料取替停止時に取り外された安全弁について定例の開圧試験を行った結果、第19回燃料取替停止時に取り付けられた3個の安全弁に設定点変動が見つかった。ASME規格の基準に従って、9個の安全弁について1年以内の開圧試験が行われ、その結果、そのうちの3個で設定点が技術仕様(TS)で規定される $\pm 1\%$ (± 12 psig)を超えていた。これら3個の安全弁における開圧は -2.5% (-30 psig)、 -1.4% (-17 psig)、 -1.9% (-23 psig)であったが、これらはASME規格の許容範囲 $\pm 3\%$ 以内であった。

3個の安全弁が許容範囲外にあった原因は設定点ドリフトによる。なお、ASME規格では、開設定点を $\pm 3\%$ と許容することにより設定点ドリフトを認めている。2004年11月の第20回燃料取替停止時に取り外された9個の安全弁は、 $\pm 1\%$ という設定点許容範囲を満足したものと交換された。

(6) 逃がし安全弁の設定点変動と性能低下

プラント名：Peach Bottom-3号機

事象発生日：2005年10月2日

LER No.：50-278/2005-004-00

第15回燃料取替停止時に取り外されたSRV（3段式）について定例の開圧試験を行った結果、第15回運転サイクルにおいて取り付けられた5個のSRVで設定点変動と性能低下が認められた。そのうちの4個では、設定点が $\pm 1\%$ という技術仕様(TS)の許容範囲を超えていたが、ASME規格の許容範囲 $\pm 3\%$ 以内であった（要求値：1143-1167 psig、1143-1167 psig、1123-1147 psig、1133-1157 psig、開圧：1142 psig、1136 psig、1114 psig、1129 psig）。さらに、1個のSRVでは性能上の問題が認められた。即ち、試験時に適切に再開しなかつ

た。この SRV の開設定点は、 $\pm 1\%$ という許容範囲内であることが判明した。通常、SRV は、第 1 段パイロットディスクが完全に再着座した直後に再開するはずである。

4 個の SRV において開圧が許容範囲外にあった原因は設定点ドリフトによる。SRV の開設定点に関する過去のデータについてレビューを行ったところ、試験された SRV のうちの約 20%が $\pm 1\%$ という TS 許容値を満足していないことが明らかとなった。また、再開失敗は、主弁ディスクのバネのミスアラインメントによる。これら 5 個の SRV は別のものと取り替えられた。

(7) 逃がし安全弁設定点の技術仕様挙動限度外

プラント名 : Pilgrim

事象発生日 : 2005年5月11日

LER No. : 50-293/2005-003-00

2005 年 5 月 11 日、4 個のパイロット弁アセンブリのうちの 3 個において開圧がそれぞれ 1161 psig、1139 psig、1172 psig であり、技術仕様(TS)の許容限度である 1126 psig (1115 + 11 psig)を超えていたとの報告がなされた。残り 1 個については 1124 psig であった。

開圧が TS 許容限度を超えた原因は、パイロット弁ディスクとシートの腐食性固着による設定点ドリフトと考えられている。腐食性固着は、パイロットが取り付けられ供用に置かれている間に起こったものと思われる。第 15 回燃料取替停止時に取り外されたパイロットアセンブリを交換するために 4 個の予備のパイロット弁アセンブリが取り付けられた。これら予備品については試験が行われ TS で要求される設定点の 1%以内であることが確認された。また、SRV には新たな保温材が取り付けられ、これによってシートーディスクアセンブリの腐食性固着を防ぐことができるかもしれない。

(8) 3個の主蒸気安全弁の技術仕様許容範囲外

プラント名 : Quad Cities-1号機

事象発生日 : 2005年4月5日

LER No. : 50-254/2005-003-00

2005 年 4 月 5 日、燃料取替停止時に取り外された 4 個の安全弁のうちの 3 個において開圧が技術仕様(TS)の許容範囲 $\pm 1\%$ の外にあったとの報告がなされた。これら 3 個の弁は全て ASME 規格の許容範囲 $\pm 3\%$ 内であった。

原因は設定点のドリフトによる。取り外された 4 個の弁は、新たに改修され $\pm 1\%$ という TS 許容範囲内であることが確認された安全弁と交換された。

(9) 2個の主蒸気安全弁及び2個の主蒸気逃がし安全弁の技術仕様許容範囲外

プラント名 : Quad Cities-2号機

事象発生日 : 2005年4月

LER No. : 50-265/2006-001-00

本節【2006 年】の(6)参照

【2006年 : 6事例】

(1) 主蒸気逃がし弁の開設定点ドリフト

プラント名：Brows Ferry-3号機

事象発生日：2006年5月3日

LER No.：50-296/2006-001-00

13個のSRV（Target Rock社製Model 7567F）を取り外し試験を行ったところ、2個のSRVが設定点より3%以上高い圧力で作動した（技術仕様(TS)許容範囲：+/-3%）。

開圧が許容点より高くなった原因は、パイロット弁のディスクシーートの腐食性固着によるものである。腐食性固着は、原子炉の通常運転中に形成される金属酸化膜による。パイロット弁は、主蒸気管の流れのない高い箇所に配置されているため腐食が起こる。流れがないことにより、パイロット弁付近で蒸気の凝縮が起こり、湿気と非凝縮性ガスから成る環境が形成される。存在する主な非凝縮性ガスは酸素と水素であり、酸素が弁内部の金属表面と反応して腐食生成物が形成される。なお、腐食性固着は、サイクル12運転中に弁が供用に置かれている際に起こっていたものと思われる。2005年10月の保守停止時に、5個のパイロット弁カートリッジが交換され、8個のパイロット弁カートリッジはサイクル12の燃料取替停止時に取り替えられた。取替用カートリッジはいずれも適切に設定点の調整が行われたものである。

(2) 逃がし安全弁開設定点の技術仕様許容範囲外

プラント名：Brunswick-1号機

事象発生日：2006年6月2日

LER No.：50-325/2006-004-01

2006年春の燃料取替停止時において、11個の2段式SRVパイロット弁アセンブリ（Target Rock社製Model 7567F）が予備品と交換された。取り外したSRVは、設定点試験のためにNWS Technologies社に送られた。2006年6月2日、11個のSRVのうち4個が技術仕様(TS)の許容範囲(3%)外で作動したという試験結果についての報告がなされた。

Valve Identification	As-Found (psig)	Technical Specification Setpoint (psig)	Percent Difference
1-B21-F013B	1106	1150 ± 34.5	-3.8%
1-B21-F013F	1177	1130 ± 33.9	+4.2%
1-B21-F013H	1184	1140 ± 34.2	+3.9%
1-B21-F013K	1184	1140 ± 34.2	+3.9%

弁1-B21-F013H及びF013Kの設定点が高い方にドリフトした根本原因は、プラントにおいて再加工プログラム(rebuild program)が開始された際に、ラップ仕上げ技術（研磨剤を入れることによる仕上げ方法）が十分に理解されていなかったことにある。そのため、パイロットディスクに過度の研磨が施された。2000年以降、ベンダーによる支援を受けずにSRVの保守を行ってきた。従って、2001年に取り付けられた弁は、プラント職員によって初めて再加工された。弁1-B21-F013Fに対する根本原因は、パイロットロッドの裂け目によりパイロットロッドとパイロットガイドとの間で機械的な固着が起こっ

たことによるものと判断された。寄与因子は、パイロットガイドに見つかったニッケル(nickel never seize)の残渣である。SRVパイロットの再加工手順では、現在、球状カラーに使用すべきニッケルの量に関する注意書きが含まれている。この注意書きは、大量のニッケルの使用に関わる問題に関連した具体的な情報とともに警告に置き換わることになっている。弁1-B21-F013Bの設定点が低い方にドリフトした根本原因は、漏洩によるものである。弁の漏洩は、蒸気圧が作用する表面で大きくなり、その結果、開設定点が低下する。電力研究所(Electric Power Research Institute: EPRI)のTarget Rock社製SRV Model 67F保守指針のガイドラインを、SRV再加工プログラムに組み込むとともに、再発防止のために更なるバリアを設けるよう手順書の改訂を行うこととなった。同指針に示されるラップ仕上げ方法を使用することにより、パイロットディスクの溝を最小限に抑え損傷を防止するとともに、パイロットの漏洩を最小限に抑えることになる。また、再加工プラクティスの向上を図るために、1,2号機における次回の燃料取替停止時にSRVパイロットアセンブリを全て取り替える。1号機での取替は2008年4月3日に、また、2号機での取替は2007年4月4日に終了する予定である。

(3) 主蒸気安全弁のサーベランス設定点超過

プラント名：Dresden-3号機

事象発生日：2006年11月12日

LER No.：50-249/2006-001-00

2006年11月12日、燃料取替停止中、本停止時に取り外された4個の安全弁についてベンダーによる試験が行われ、その結果、3個がTS許容範囲(+/-1%)外であることが判明した。このうちの1個(BK6530)は、許容範囲の0.1%上で開き、残りの2個(BK6299とBK6532)は、許容範囲の1.4%、1.5%下で開いた。

原因は、設定点のドリフトである。安全弁の開設定点に対する許容範囲として+/-1%という値を用いることは、原子力産業界の一般的な課題である。原子力発電所の設置者は、MSSVの開設定点に対する+/-1%という許容範囲を満たすのに困難を経験してきた。その結果、BWR所有者グループ(BWR Owners Group：BWROG)は、1990年に、ASME規格の要求と整合する+/-3%許容範囲の適用を裏付けるために報告書NEDC-31753Pを作成した。1993年3月8日、NRCは、この報告書を承認する安全評価書を発行した。この安全評価において、NRCは、解析的な基準で評価されるのであれば開設定点の許容範囲を+/-3%に変更することは容認できると述べている。

2006年6月2日、設置者は、2,3号機に対して、安全弁の開設定点許容範囲を+/-1%から+/-3%に上げるという変更要請を提出した。この設定点変更を裏付けるために必要とされたプラント固有の解析が行われ、その結果が変更要請と一緒にNRCに提出された。この変更は現在NRCにより審査中である。

(4) 職員のエラーによる技術仕様禁止状態の報告漏れ

プラント名：Hatch-1号機

事象発生日：2006年10月12日

LER No. : 50-321/2006-003-00

2004年春の1号機停止中、2005年春の2号機停止中、及び、2006年春の1号機停止中に、11個のSRVが取り外され試験が行われた。その結果、2004年春に1号機から取り外された11個のSRVのうちの3個が設定点より34.5 psig（設定点の+3%）以上高い圧力で作動したことが判明した。同様に、2005年春に2号機から取り外された11個のSRVのうちの4個が設定点より34.5 psig以上高い圧力で作動したことが明らかとなった。さらに、2006年春に1号機から取り外された11個のSRVのうちの3個が設定点より34.5 psig以上高い圧力で作動した。

これらの事象は技術仕様(TS)により禁止される状態として報告されるべきであったが、1993年、腐食性固着によるSRVの設定点ドリフトについてはLERの提出を要求しないという決定がなされていた。設置者が複数のSRVの設定点ドリフト事象を報告しなかった根拠は次の通りである。SRVの設定点ドリフトは、パイロットディスクとシートとの腐食性固着によるものであり、BWROGが1983年以降、当該問題に取り組んできていた。1990年5月にBWROGによる勧告が出され、設置者はSRVの設定点ドリフトに対処するためのアプローチとして圧力スイッチ駆動系を設計し、NRCによる同意を得た。この系統では、多重の独立した方法（電氣的信号）を用いてSRVを開ける。この系統は、クラス1Eの環境及び耐震標準に適合するよう調達したものであり、1号機には1992年、2号機には1993年に設置された。

(5) 逃がし安全弁開設定点の技術仕様許容範囲超過

プラント名 : Hope Creek

事象発生日 : 2006年4月21日

LER No. : 50-354/2006-003-00

2006年4月21日、設置者は、SRV（Target Rock社製Model 7567F）に関する設定点試験結果の報告を受けた。この報告は、SRV-A、C及びKが技術仕様(TS)の許容限度である $\pm 3\%$ を満足していないというものであった。

Valve ID	As Found (psig)	TS Setpoint (psig)	Acceptable Band (psig)	% Difference
F013A	1166	1130	1096 - 1163	3.2%
F013C	1166	1130	1096 - 1163	3.2%
F013K	1144	1108	1075 - 1141	3.2%

設定点変動の原因は、パイロットディスクの腐食性固着によるものである。産業界による勧告（パイロットディスクに対するイオンビーム析出(IBAD)被膜処理を行う）があった以降も、設置者は、開設定点の変動を経験している。最初の開動作は仕様外であり、その後の開動作では仕様内であったことから、パイロットディスクの腐食性固着であると判断されている。変動が認められた各SRVのパイロットアセンブリを十分な試験を経た予備品と交換した。また、BWROGの勧告に従って、14個のパイロットディスクをステライト鋼21材のものと取り替えた。

(6) 2個の主蒸気安全弁及び2個の主蒸気逃がし安全弁の技術仕様許容範囲外

プラント名：Quad Cities-2号機

事象発生日：2006年4月10日

LER No.：50-265/2006-001-00

2006年4月10日14時頃、2006年春の燃料取替停止時に取り外された4個の安全弁のうちの2個で、開圧が規定値より1.9%、1.6%低いことが判明した。これらの値は、 $\pm 1\%$ という技術仕様(TS)許容範囲の外であった。しかし、いずれの安全弁も $\pm 3\%$ というASME規格の許容範囲内であった。また、2005年4月の計画停止中に取り外されたSRVにおいて、開圧が規定値より5.4%高いことが判明した。この値は、 $\pm 1\%$ というTS許容範囲及び $\pm 3\%$ というASME規格の許容範囲の外であった。さらに、2005年4月に設置され2006年春に取り外されたSRVで、開圧が規定値より3.7%高いことが判明した。この値は、 $\pm 1\%$ というTS許容範囲及び $\pm 3\%$ というASME規格の許容範囲の外であった。

安全弁及びSRVの開圧が許容範囲外であった原因は設定点のドリフトによるものと判断されている。機械的な摩耗や劣化、異物の混入は認められていない。合計4個の安全弁とSRVが取り替えられ、 $\pm 1\%$ というTS許容範囲内にあることが確認された。また、設置者は、ASME規格の許容範囲を反映するために安全弁及びSRVに対するTS許容範囲の改訂を求めている。

【SRV設定点変動事例のまとめ】

上記35件各々のSRV設定点変動事例について、その変動の程度と主たる原因、並びに、原因別集計結果を表4.2に示す。

同表に示すように、開圧が許容範囲の上限値より高くなったSRVの数は91個であり、そのうちの約80% (71個) はパイロットディスクシーートの腐食性固着によるものである。腐食性固着は、水の放射線分解と蒸気の凝縮によりパイロット弁内が酸素リッチな環境となり、原子炉の通常運転中に弁内部の金属表面と酸素が反応して腐食膜が形成されることによって生じる。即ち、腐食膜が形成されることによりディスクをシートから持ち上げるのにより大きな圧力が必要となるため、開圧が高くなる。実際、腐食性固着による開圧上昇の程度は数%となり、中には10%を超えるものもある。ただし、一旦開動作が行われると腐食膜が解消され、二度目以降の開動作では設定点の大きなずれは認められなくなるという特徴があり、多くの事例において二度目以降の試験では開圧が許容範囲内に戻っている。その他の原因としては、摺動面の摩擦やパイロットディスクの過度な研磨、内部部品の実アラインメントなど保守管理上の不備によるもの (7個)、設定点変動問題への対応策として取り付けられた圧力スイッチの設定時エラーによるもの (4個)、パイロットシーートのリークによるもの (2個)、圧力調整バネの不適切な仕様など設計上の不備によるもの (2個) がある。一方、開圧が許容範囲の下限値を下回っていたSRVの数は34個であるが、その半数以上に対しては原因が特定されていない。原因が特定されている14個のうちの10個は、蒸気カッティングなどによるパイロットシーートのリークによるものである。なお、蒸気カッティングは、系統圧力が設定点の90%を超

えると起こる可能性があり、通常は、原子炉起動時に発生する。このような状態が続くと、蒸気流による侵食でシート表面に小さな溝ができる。これらの小さな溝は漏洩経路を形成し、そこを蒸気が流れディスクとノズルを侵食してシート漏洩に至る。また、異物の噛みこみによりシート表面に傷が生じ漏洩経路を形成することもある。その他の原因としては、加熱と冷却が繰り返されたことと供用中における弁の振動に伴って設定点変動したもの（2個）、空気駆動部システムの固着によるバネ伸びの低下に伴って設定点が低下したもの（1個）、弁内部部品の実アライメント（1個）がある。

表 4.2 SRV 設定点変動事例のまとめ

プラント (LER No.)	発生 年月日	設定点 許容範囲	該当する弁の数 (変動幅：%)	原因
Browns Ferry-3 (2000-006-00)	2000 年 6 月 22 日	+/-3%	開圧上昇：7 個(+3.81 ～+6.78) 開圧低下：1 個(-4.8)	パイロットディスクーシートの 腐食性固着 不明
Hope Creek (2000-003-00)	2000 年 5 月 4 日	+/-3%	開圧上昇：2 個(+3.1, +7.8)	摺動面の摩擦、パイロットディス クーシートの腐食性固着
Limerick-1 (2000-003-00)	2000 年 6 月 12 日	+/-1%	開圧上昇：11 個 (+2.2～+12.03) 開圧低下：1 個(-1.62)	パイロットディスクーシートの 腐食性固着 不明
Susquehanna-1 (2000-007-00)	2000 年 4 月 14 日	+/-1%	開圧上昇：1 個 (+2.07) 開圧低下：4 個(-1.08 ～-3.43)	設定点を高めに設定したことと 長期にわたる供用 パイロットシートリーク
FitzPatrick (2001-005-00)	2001 年 6 月 19 日	+/-3%	開圧上昇：2 個 (+9.26, +11.44)	パイロットディスクーシートの 腐食性固着
Hope Creek (2001-007-00)	2001 年 10 月 24 日	+/-3%	開圧上昇：3 個(+4.6, +5.5, +8.6)	パイロットディスクーシートの 腐食性固着
Pilgrim (2001-004-00)	2001 年 4 月 30 日	+/-1%	開圧上昇：2 個 (+1.07, +2.15)	パイロットディスクーシートの 腐食性固着
Susquehanna-2 (2001-005-00)	2001 年 4 月 12 日	+/-1%	開圧上昇：2 個 (+1.16, +1.53) 開圧低下：4 個(-1.25 ～-2.18)	不明 不明
Dresden-3 (2002-004-00)	2002 年 10 月 14 日	+/-1%*1	開圧低下：2 個(-2.6, -2.6)	供用中の加熱／冷却サイクルと 弁の振動
Cooper (2003-002-00)	2003 年 5 月 19 日	+/-3%	開圧上昇：4 個(+3.7 ～+11.6)	パイロットディスクーシートの 腐食性固着
Dresden-2 (2003-001-00)	2003 年 5 月 21 日	+/-0.85%*2	開圧上昇：2 個 (+1.08, +1.14)	圧力スイッチ設定時のエラー

*1 安全弁

*2 電磁式逃がし弁

表 4.2 SRV 設定点変動事例のまとめ

プラント (LER No.)	発生 年月日	設定点 許容範囲	該当する弁の数 (変動幅：%)	原因
Dresden-3 (2003-001-00)* ³	2003 年 5 月 19 日	+/-0.85%* ²	開圧上昇：2 個 (+0.93, +1.05)	圧力スイッチ設定時のエラー
FitzPatrick (2003-002-00)	2003 年 8 月 19 日	+/-3%	開圧上昇：2 個 (+4.54, +6.35) 開圧低下：1 個(-3.58)	パイロットディスクーシートの 腐食性固着 空気起動部システムの固着
Hope Creek (2003-003-00)	2003 年 4 月 26 日	+/-3%	開圧上昇：8 個(+3.1 ～+7.5)	パイロットディスクーシートの 腐食性固着(6 個)、パイロットシ ートリーク(2 個)
LaSalle-2 (2003-003-00)	2003 年 3 月 18 日	+/-3%	開圧低下：5 個(-3.1 ～-5.3)	パイロットシートリーク(4 個)、 内部部品のミスアラインメント (1 個)
Hatch-1 (2006-003-00)	2004 年	+/-3%	開圧上昇：3 個(>+3)	パイロットディスクーシートの 腐食性固着
Hope Creek (2004-009-00)	2004 年 11 月 19 日	+/-3%	開圧上昇：5 個(+3.6 ～+6.8)	パイロットディスクーシートの 腐食性固着(3 個)、内部部品のミ スアラインメント(2 個)
Pilgrim (2004-001-00)	2004 年 1 月 16 日	+/-1%	開圧上昇：3 個 (+2.06, +5.20, +10.76)	パイロットディスクーシートの 腐食性固着
Pilgrim (2004-003-00)	2004 年 5 月 6 日	+/-1%	開圧上昇：2 個 (+2.60, +7.44)	パイロットディスクーシートの 腐食性固着
Quad Cities-2 (2004-004-01)	2004 年 4 月 19 日	+/-1%	開圧上昇：1 個： (+6.8)	圧力調整バネの耐性仕様が不十 分
Cooper (2005-002-00)	2005 年 5 月 16 日	+/-3%	開圧上昇：3 個 (+3.39, +3.85, +7.61)	パイロットディスクーシートの 腐食性固着
Dresden-2 (2005-004-01)	2005 年 7 月 25 日	+/-1%	開圧低下：1 個(-3.88)	異物噛み込みに伴う蒸気カッテ ィングによるシートリーク
FitzPatrick (2005-002-00)	2005 年 4 月 5 日	+/-3%	開圧上昇：5 個(+3.06 ～10.48)	パイロットディスクーシートの 腐食性固着(4 個)、製造上の欠陥 によるパイロットロッドのバイ ンディング(1 個)
Hatch-2 (2006-003-00)* ⁴	2005 年	+/-3%	開圧上昇：4 個(>+3)	パイロットディスクーシートの 腐食性固着
Oyster Creek (2005-005-00)	2005 年 10 月 13 日	+/-1%* ¹	開圧低下：3 個(-1.4, -1.7, -2.5)	不明
Peach Bottom-3 (2005-004-00)	2005 年 10 月 2 日	+/-1%	開圧低下：4 個(-1.13 ～-1.76)	不明
Pilgrim (2005-003-00)	2005 年 5 月 11 日	+/-1%	開圧上昇：3 個 (+2.15, +4.13, +5.11)	パイロットディスクーシートの 腐食性固着

*³ Dresden-2 号機に対する LER 2003-001-00*⁴ Hatch-1 号機に対する LER 2006-001-00

表 4.2 SRV 設定点変動事例のまとめ

プラント (LER No.)	発生 年月日	設定点 許容範囲	該当する弁の数 (変動幅：%)	原因	
Quad Cities-1 (2005-003-00)	2005 年 4 月 5 日	+/-1%*1	開圧低下：3 個：(-3 ~-1)	不明	
Quad Cities-2 (2006-001-00)	2005 年 4 月	+/-1%	開圧上昇：1 個： (+5.4)	不明	
Browns Ferry-3 (2006-001-00)	2006 年 5 月 3 日	+/-3%	開圧上昇：2 個：(>+3)	パイロットディスクーシートの 腐食性固着	
Brunswick-1 (2006-004-01)	2006 年 6 月 2 日	+/-3%	開圧上昇：3 個： (+3.9, +3.9, +4.2)	パイロットディスクの過度な研 磨(2 個)、パイロットロッドの亀 裂による機械的な固着(1 個)	
			開圧低下：1 個(-3.8)	シートリーク	
Dresden-3 (2006-001-00)	2006 年 11 月 12 日	+/-1%*1	開圧上昇：1 個： (+1.1)	不明	
			開圧低下：2 個(-2.4, -2.5)	不明	
Hatch-1 (2006-003-00)	2006 年 10 月 12 日	+/-3%	開圧上昇：3 個(>+3)	パイロットディスクーシートの 腐食性固着	
Hope Creek (2006-003-00)	2006 年 4 月 21 日	+/-3%	開圧上昇：3 個(+3.2, +3.2, +3.2)	パイロットディスクーシートの 腐食性固着	
Quad Cities-2 (2006-001-00)	2006 年 4 月 10 日	+/-1%	開圧上昇：1 個： (+3.7)	不明	
		+/-1%*1	開圧低下：2 個(-1.6, -1.9)	不明	
計	開圧上昇	91 個	パイロットディスクーシートの腐食性固着		71 個
			保守上の問題（ミスアラインメント、研磨等）		7 個
			仕様／製造上の欠陥（圧力調整バネの不適切な仕様等）		2 個
			パイロットシートリーク		2 個
			圧力スイッチの問題		4 個
	開圧低下	34 個	不明		5 個
			パイロットシートリーク		10 個
			加熱／冷却サイクル及び振動の組合せ		2 個
			内部部品のミスアラインメント		1 個
			空気駆動部システムの固着		1 個
不明		20 個			

4.3. PWR の加圧器安全弁の設定点変動事例

PWRの加圧器安全弁(PSV)において設定点変動が認められた事例は、23件（22件の LER）であり、以下では、年別に分けて各事例の概要を示す。

【2000年：6事例】

(1) 加圧器安全弁の設定点ドリフト

プラント名：Callaway (W社製)

事象発生日：2000年2月23日

LER No.：50-483/2000-003-00

2002年2月23日、定格出力運転中、設置者は、ベンダーから3個のPSVに対する試験結果の報告を受けた。開圧試験の結果は、技術仕様(TS)の設定点許容基準を満足していないというものであった。TSでは、設定点基準を2485 psig $\pm$ 1% (2461～2509 psig) と規定している。3個のPSV (BB8010A、BB8010B、BB8010C) に対する開圧は、それぞれ、2441 psig (-1.77%)、2544 psig (+2.37%)、2522 psig (+1.49%) であった。試験及び検査において材料の欠陥は認められていない。

原因は、設定点のドリフトと考えられているが、ベンダーの分解検査によってその根本原因を特定することはできなかった。PSVが $\pm$ 1%という設定点許容範囲を満足することの難しさは産業界における長年の問題であり、幾つかの設置者は許容範囲の緩和を求めている。ASME規格では、試験範囲の拡大を必要とする劣化状態を特定するためにPSVの設定点の $\pm$ 3%を用いている。

試験のために取り外されたPSVについては、検査及び事前に試験が行われている予備品と取り替えられ、設定点が所定の許容範囲内にあることが確認された。今後も試験及び検査を行うために燃料取替停止時にPSVを取り外す予定である。また、設定点基準を超えた弁については、原子炉に取り付ける前に改修（完全な分解検査）を行うこととした。なお、設置者は、PSVの設定点と許容範囲を変更するための準備に取り掛かった。設定点は1%低くなり2485 psigから2460 psigに変更され、許容範囲は $\pm$ 1%から $\pm$ 2%に上げられる。これらの変更により、PSVの最低設定点は2460 psigから2411 psigに下がるが、最高許容設定点は2509 psigのままで変更されない。この提案により、試験時の開圧が許容範囲に入っている可能性が大きくなる。

(2) 加圧器安全弁開圧の試験許容基準外

プラント名：Indian Point-3号機 (W社製)

事象発生日：2000年5月18日

LER No.：50-286/2000-005-00

2000年5月18日、定格出力運転中、設置者は、Wyle研究所から、3個のPSV (Crosby社製HB-BP-86) 全てにおいて開圧が試験許容基準 (2461～2509 psig) を満足していないとの報告を受けた。これらのPSVは、1999年秋の燃料取替停止時に取り外され試験を行うためにWyle研究所に送られたものである。Wyle研究所が使用したサーベランス試験では、設定点の試験圧力基準は2485 psig $\pm$ 1%であったが、試験結果は、RC-PCV-464については2381 psig、RC-PCV-466については2443 psig、RC-PCV-468については2430.5 psigで、試験下限値2461 psigより低かった。なお、技術仕様(TS)では、PSVを2485 psig $\pm$ 1%に設定するよう求めている。複数の弁に同様の異常が認められたことは、一定期間にわたってこうした異常が発生したことを示しているため、この状態はプラント運転時に存在していた可能性が高いことから報告対象である。

本事象の原因は、運転サイクル中のランダムな設定点ドリフトによるものとされた。

設定点ドリフトが認められた3個のPSVについては、分解点検を行い、適宜部品の取替を行うこととした。また、ASME規格に従い、 $\pm 3\%$ という許容範囲に入っていなかった弁については改修を行い必要に応じて部品の取替を行うこととした。さらに、現行のTSを改善TS（ITS）に改訂する際にPSVの設定点に関する要求を変更することとし、ASME規格の基準（規定値の $\pm 3\%$ ）に従って試験を行うこととした。TSの変更はNRCによる承認と2001年3月に予定されているITSの実施を待っている状態にある。

(3) 加圧器逃がし安全弁設定点の許容範囲外

プラント名：Oconee-1号機（B&W社製）

事象発生日：2000年12月14日

LER No.：50-269/2000-008-00

燃料取替停止中、2個の加圧器逃がし安全弁(PCSRV：1RC-67及び68)が取り外され、試験を行うために所外のベンダーに送られた。2000年11月30日、ベンダーはこれらの弁に関する試験を行ったところ、1RC-68の開圧は2519 psigであり技術仕様(TS)を満足していたが、1RC-67の開圧は2602 psigであり規定値より約4%高くTS限度の1%を超えていた。

原因は設定点のドリフトであると考えられている。PCSRVには、開圧が許容範囲外となる原因と考えられる機械的な条件が幾つかある。例えば、弁の内部部品のアラインメントが不適切であることや、バインディング、摩耗、弁ディスクのシートへの固着、計器の試験／較正、開圧設定時の試験状態を再現することができないことなどである。PCSRVは、確認済みの予備品と取り替えられた。製造元（Dresser社）により弁の分解と内部の検査が行われ、今回の不具合の原因となるような機械的条件はなかったことが示された。

(4) 加圧器逃がし安全弁設定点の許容範囲外

プラント名：Oconee-2号機（B&W社製）

事象発生日：2000年1月6日

LER No.：50-270/2000-001-00

第16回燃料取替停止中、予備の加圧器逃がし安全弁(PCSRV：2RC-67及び68)が取り付けられた。これらの弁に対する開圧は技術仕様(TS)許容範囲の $\pm 1\%$ 内であったため、そのまま供用されることとなった。第17回燃料取替停止中、1999年12月20日、これらの弁を取り外し試験を行った。その結果、2RC-68の開圧は2510 psigでありTS要求を満足していたが、1RC-67については開圧が2547 psigであり設定点より約1%高くTS限度の1%を超えていた。

PCSRVには、開圧が許容範囲外となる原因と考えられる機械的な条件が幾つかある。例えば、弁の内部部品のアラインメントが不適切であることや、バインディング、摩耗、弁ディスクのシートへの固着、計器の試験／較正、設定点設定時の試験状態を再現することができないことなどである。当該弁では、過去の運転サイクルにおいて漏洩の兆候は認められておらず、従って、内部部品の異常な摩耗やミスアラインメントはなく、許

容外となったのは設定点のドリフトによるものと考えられている。PCSRVは、確認済みの予備品と取り替えられた。なお、2000年1月18日、NRCは、PCSRVの設定点許容範囲を $\pm 1\%$ から $\pm 3\%$ に変更するというOconeにおけるTS変更要請を承認した。この変更は、3基の原子炉全てに対するものである。

(5) 加圧器安全弁開圧の技術仕様限度外

プラント名：Palo Verde-2号機（CE社製）

事象発生日：2000年12月10日

LER No.：50-529/2000-008-00

2000年12月10日、Wyle研究所において、第9回燃料取替停止時に取り外された4個のPSV（Dresser社製31700シリーズ）について設定点確認試験が行われた。その結果、2個のPSVに対する開圧が設計開圧の $+3/-1\%$ という技術仕様(TS)限度内にないことが判明した。PSV-0201は2425 psig（設計開圧2460 psigより1.4%低）であり、一方、PSV-202は2550 psig（設定開圧2460 psigより3.7%高）であった。他の2個のPSVに対する開圧はTS限度内であった。

PSVの開圧試験結果に関する評価が現在行われているが、暫定的な知見として、PSVの開圧がずれたのは設定点のドリフトによるものであることが得られている。4個のPSVは取り外され、発電所に保管されていた予備品と取り替えられた。この予備品の設置は、第9回燃料取替停止中の2000年11月3日に行われた。2000年12月13日までに、Wyle研究所において、取り外された4個のPSVについて、開圧試験、分解、検査、再組立及び確認が行われた。分解検査において欠陥は認められなかった。

(6) 加圧器安全弁設定点の技術仕様限度外

プラント名：St Lucie-2号機（CE社製）

事象発生日：2000年8月16日

LER No.：50-389/2000-004-00

2000年8月16日、ほぼ定格での出力運転中、Wyle研究所から設置者に対し、第12回燃料取替停止時に取り外されたPSV（Crosby社製HB-86-BP）の2個が試験に不合格となった旨報告がなされた。供用中試験(IST)プログラムに従い、ASME規格に沿った圧力逃がし装置の試験が行われた。技術仕様(TS)では、PSVが2500 psig $\pm 1\%$ で開くよう求めている。2個のPSVにおける開圧はTS許容限度である $\pm 1\%$ の外であった（ずれの程度は、それぞれ、+1.51%、+2.98%であった）。

PSV V1202の開圧は2559.7 psigであり、設計値2485 psigを3%上回っていたが、許容限度の3%（2559.55 psig）に対しては0.15%だけ高かった。根本原因は、機械的な設定点のドリフトであると判断された。また、PSV V1201に対する開圧は2523 psigであり、設計値2485 psigを1.53%上回っていた。過去に1.47%のドリフトがあったことに基づき、原因は、設定点のドリフトであると判断された。

Valve	Serial Number	Set Pressure	Acceptable Range	As-found Set Pressure	Result
V1201	N84217-00-0004	2500 psia	2475-2525 psia	2537.7 psia	+1.51%
V1202	N84217-00-0003	2500 psia	2475-2525 psia	2574.4 psia	+2.98%

3個のPSVは全て、事前に試験された弁と取り替えられた。取り外された弁については、Wyle研究所において分解検査と再試験を行う予定である。設置者は、主蒸気安全弁(MSSV)及びPSVの開圧の許容範囲を変更する許認可の変更を提案したが、これについては現在NRCによるレビューが行われている。

【2001年：3事例】

(1) 加圧器安全弁サーベランス試験時における技術仕様不適合

プラント名：Diablo Canyon-2号機（W社製） 事象発生日：2001年6月26日
LER No.：50-323/2001-004-00

2001年6月26日、定例のサーベランス試験を行っていたところ、3個のPSVのうちの2個において開圧が技術仕様(TS)の許容範囲(2460～2510 psig)外であることが判明した。1個は、開圧が2460 psigより低く、もう1個は2510 psigより高かった。所外での試験により、これらの弁は、それぞれ、3.4%低い圧力及び2.8%高い圧力で開くことが判明した。

設定点異常の原因は、ランダムな開設定のスプレッドであると判断されている。所外の施設においてPSVの分解点検が行われTS設定点に調整された。

(2) 一次系安全弁開圧の許容範囲外

プラント名：Fort Calhoun（CE社製） 事象発生日：2001年3月26日
LER No.：50-285/2001-001-00

2001年3月26日11時17分、燃料取替停止中、一次系安全弁(PSV) RC-142の開圧が規定値の許容範囲外であることが判明した。技術仕様(TS)において、当該弁は、2485 psig $\pm 1\%$ (2460.2～2509.8 psig) で確実に開くよう設定点を調整することとなっている。

見つかった開圧は2459.9 psigであり、規定値より1.01%低かった。その後4回の開圧試験

(圧力：2472.7、2471.9、2485.6、2472.3 psig) を行ったが、所定の範囲内であることが確認された。2001年3月29日12時25分、PSV RC-141の開圧が許容範囲外であることが明らかとなった。

TSにおいて、当該弁は、2530 psig $\pm 1\%$ (2504.7～2555.3 psig) で確実に開くよう設定点を調整することとなっている。

見つかった開圧は2485.9 psigであり、規定値より1.74%低かった。その後4回の開圧試験(圧力：2498.3、2513.0、2522.4、2501.2 psig) を行ったが、最初の開動作時よりも平均で約1%高かった。そのため、当該弁を分解し、清掃と検査を行って改修したが、弁の状態に著しい欠陥は認められなかった。ディスクとノズルは許容できるものであったが、最低の耐性に近づいていたため取り替えられた。当該弁を再度組み立てて試験を行ったところ、3回の開動作(2516.8、2517.8、2529.6 psig) は所定の範囲内であった。

原因は、通常の設定点変動であると結論付けられている。この変動には、内部部品のアラインメントにおける僅かな変動、弁内での温度勾配、ディスクシート接触面の欠陥など幾つかの要因が寄与しているものと考えられる。十分な注意を払っていても、弁の取外しや搬送、所外での設定点試験準備などのプロセスにより、内部部品のアラインメントに影響が生じる。また、試験中に温度条件を管理、監視するために合理的な措置を施していても弁内に温度勾配が生じ、それが試験ごとに変化する可能性がある。こうした要因や他の要因により、設定点の変動を完全に診断、予測し取り除くことはできない。ASME規格では、PSVが許容基準から3%以上ずれた場合に原因分析を行うよう要求しているが、この閾値以下の設定点変動は、通常の変動とみなすことができる。RC-141及びRC-142に関する過去の試験結果をレビューしたところ、1975、1976、1977、1980、1983、1984、1985、1987、1992、1996、1999、2001年に規定値 $\pm 1\%$ のずれが生じていたことが明らかとなった。これらは、様々な原因によるものであった。より詳細な分析により、1993年以降、規定値からのずれが $\pm 3\%$ であったのは1度だけ（1996年のRC-142）で、原因は、試験前に保温材を誤って取り付けたことによるものであることが明らかとなった。現在、TSの緩和が検討されている。

(3) 加圧器安全弁開設定点の許容範囲外

プラント名：South Texas Project-1号機（W社製） 事象発生日：2001年10月13日
LER No.：50-498/2001-002-00

2001年10月13日、燃料取替停止中、PSV（Crosby社製HB-BP-86）に対する開圧試験を行っていたところ、3個のPSV（N1RCPSV3450、N1RCPSV3451、N1RCPSV3452）全ての開圧が技術仕様(TS)で要求される2485 psig $\pm 2\%$ （2435.3～2534.7 psig）という設定点より低かった（N1RCPSV3450、N1RCPSV3451、N1RCPSV3452の開圧はそれぞれ2422 psig、2406 psig、2411 psigであった）。なお、試験は、NWS Technology社により行われた。

原因は、開圧設定時の試験条件と原子炉から取り外された後の開圧試験条件との間に固有の差異があったことと、ノズルの荷重効果により応力が生じて弁のミスアラインメントが起こったこと（加圧器及び弁出入口配管における熱変動により設置の際及びプラント加熱時に応力と僅かなミスアラインメントが弁に生じるものと推測されている）である。また、試験に対する許容範囲が $\pm 2\%$ と狭く、これらのタイプの弁に対する既存の条件下で試験に合格することは困難であった。燃料取替停止中に、2485 psig $\pm 1\%$ というTSの開設定点に調整された弁に取り替えられた。弁のノズル荷重効果や、開圧設定時の試験条件と取外し後の試験条件との間にある差異を考慮し、PSVの開圧の許容範囲を最適化するためにTSの変更を要請した。

【2002年：9事例】

(1) 設定点ドリフトによる加圧器安全弁2個の開圧の技術仕様許容範囲外

プラント名 : Braidwood-1号機 (W社製)

事象発生日 : 2002年4月8日

LER No. : 50-456/2002-001-00

2001年9月22日～10月12日の燃料取替停止活動の一環として、3個のPSV (1RY8010A、8010B、8010C : Crosby社製Model HB-BP-86) が取り外され予備品と交換された。取り外されたPSVは開圧試験と改修を行うためにNWS Technologies社の施設に送られた。開圧に対する技術仕様(TS)許容基準は2485 psig $\pm 1\%$ であるが、3個のPSVのうちの2個がこの基準を超えていた。1つは2513 psig (1.1%高) で開き、もう1つは2449 psig (1.4%低) で開いた。3つ目のPSVは許容範囲内であった。TS許容範囲外ではあったものの、ASME規格の許容基準 $\pm 3\%$ 内であった。また、その後、ベンチ試験を行ったところ、修理を行わずにTS許容範囲の $\pm 1\%$ 内に入った。

ベンダーによる検査が行われたが、材料状態に問題はなかった。試験不合格は、主に、現在の安全解析により要求される許容範囲が狭いことと、弁がこうした許容範囲内で動作できないことによる。NWS Technologies社は、産業界の経験に基づき、PSVは想定通り機能することを示した。彼らは、産業界において $\pm 1\%$ 許容範囲を超えている弁の数が重要であり、 $\pm 3\%$ 範囲を超えるケースは稀であると述べている。この対応とBraidwoodでの履歴データのレビューによれば、BraidwoodのPSV試験結果は産業界における典型的なものである。今後の試験不合格を防止するための是正措置として、PSVの開に対するTS許容範囲を緩和するために安全解析の改訂について検討が進められている。

(2) 設定点ドリフトによる加圧器安全弁2個の開圧の技術仕様許容範囲外

プラント名 : Braidwood-2号機 (W社製)

事象発生日 : 2002年4月8日

LER No. : 50-457/2002-001-00

1999年5月1日～5月27日の燃料取替停止及び2000年10月21日～11月16日の燃料取替停止において、3個のPSV (2RY8010A、8010B、8010C : Crosby社製Model HB-BP-86) が取り外され予備品と交換された。取り外されたPSVは開圧試験と改修を行うためにNWS Technologies社の施設に送られた。開圧に対する技術仕様(TS)許容基準は2485 psig $\pm 1\%$ であるが、3個のPSVのうちの2個がこの基準を超えていた (1999年の停止時に取り外された弁の開圧は -2.1% と $+1.4\%$ であり、2000年の停止時に取り外された弁の開圧は、 -1.1% と -1.2% であった)。TS許容範囲外ではあったものの、ASME規格の許容基準 $\pm 3\%$ 内であった。また、その後、ベンチ試験を行ったところ、修理を行わずにTS許容範囲の $\pm 1\%$ 内に入った。

ベンダーによる検査が行われたが、材料状態に問題はなかった。試験不合格は、主に、現在の安全解析により要求される許容範囲が狭いことと、弁がこうした許容範囲内で動作できないことによる。NWS Technologies社は、産業界の経験に基づき、PSVは想定通り機能することを示した。彼らは、産業界において $\pm 1\%$ 許容範囲を超えている弁の数が重要であり、 $\pm 3\%$ 範囲を超えるケースは稀であると述べている。この対応とBraidwoodでの履歴データのレビューによれば、BraidwoodのPSV試験結果は産業界における典型

的なものである。今後の試験不合格を防止するための是正措置として、PSVの開に対するTS許容範囲を緩和するために安全解析の改訂について検討が進められている。

(3) 設定点ドリフトによる2個の加圧器逃がし弁の試験における要求範囲超過

プラント名：Byron-1号機（W社製）

事象発生日：2002年3月18日

LER No.：50-545/2002-002-00

技術仕様(TS)においては、3個の加圧器安全弁(PSV：Crosby社製Model HB-BP-86)に対して、2460 psig～2510 psig（設定点2485 psigの $\pm 1\%$ ）で動作可能になるよう求めている。また、サーベランス要求では、各PSVを供用中試験(IST)プログラムに従って開圧試験を行うよう要求している。同試験の許容基準は $\pm 1\%$ 内での開動作であり、開圧が $\pm 3\%$ を超えた場合には試験範囲を拡げるよう求められている。ISTプログラムでは、各燃料取替停止時に1個のPSVの試験を行うよう要求している。Byron発電所における試験方法は、PSVを取り外し動作可能な弁と交換し、取り外した弁を試験ベンダーに送るというものである。燃料取替停止活動の一環として、PSV 1RY8010Bを取り外し試験を行うためにベンダーに送った。さらに、運転中に軽微な漏洩が認められたため、もう1個のPSV 1RY8010Aを取り外し修理を行うためにベンダーに送られた。ISTプログラムでは、保守のために取り外されたPSVについても開圧試験を行うよう求めている。1RY8010Bの開圧は $+1.1\%$ であり、また、1RY8010Aは $+2.0\%$ であった。1RY8010Bと1RY8010Aは動作可能な弁と交換された。ベンダーによるPSVの検査が行われたが、許容範囲外の状態に寄与するような材料上の問題は認められなかった。産業界の運転経験に基づき、ベンダーは、これらの弁は正常に機能することを示した。ベンダーは、 $\pm 1\%$ 許容範囲を超えた弁の数が重要であり、殆どの弁が1%レベルを超えたと述べている。しかし、殆どの開圧試験では2%レベルを超えておらず、 $\pm 3\%$ 範囲を超えるのは稀である。Byronにおける開圧試験について履歴を調べたところ、PSVの実績はこの産業界の運転経験と整合していることが明らかとなった。設置者は、PSVに対するTS開設定点の許容範囲の緩和を求めることとした。

(4) 2個の加圧器安全弁の開設定点異常

プラント名：Comanche Peak-1号機（W社製）

事象発生日：2002年10月30日

LER No.：50-445/2002-004-00

2002年10月5日、PSVが取り外され、サーベランス試験を行うためにNWS Technologies社に送られた。試験は、ASME規格とW社製PWR所有者グループ(WOG)ガイドランスに適合するよう策定された手順に従い、試験媒体として飽和蒸気を用いて行われた。2002年10月6日、PSV 1-8010Aの開圧は2436 psigであり、技術仕様(TS)設定点の2485 psigより2%低かった。TSでは、 $\pm 1\%$ の範囲を規定している。10月7日、PSV 1-8010Bの開圧は2446 psigであり、TS設定点より1.6%低かった。PSV1-8010Cは許容範囲内にあることが確認された。許容範囲外であった2つのPSVについては、ベンダーによ

る再加工が行われ、開圧試験を行ったところTS限度内であることが確認された。その後、これらPSVは発電所に戻され再設置された。10月23日、サーベランス試験結果をレビューし、2個のPSVがサーベランス試験に不合格となったことが明らかとなった。10月30日、サーベランス試験における不合格は、ある単一の条件によるものと判断された。この条件により、事故の影響を緩和するよう設計された単一の安全関連系統において2つの独立したトレインもしくはチャンネルが動作不能となる。

開圧が許容範囲外となった原因は、設定点のドリフトによるものと判断された。設定点ドリフトの具体的な原因は特定できなかった。試験結果は、ASME/ANSI規格の $\pm 3\%$ 許容範囲内であった。ベンダーとの過去の議論によれば、この範囲内でのずれは弁の設計要求内であり、材料上の問題ではない。この結論は、弁が調整後に試験合格となったという事実に基づけられている。要求されている開設定点に戻すために、試験実施前にベンダーによる保守が行われた。10月22日、サーベランスが終了し、3個のPSVは全て現状の要求を満足した。

(5) ランダムな開設定点スプレッドによる加圧器安全弁試験時の技術仕様不適合

プラント名：Diablo Canyon-1号機（W社製）

事象発生日：2002年6月10日

LER No.：50-275/2002-005-00

1999年10月の燃料取替停止後に、PSVの開圧が設定され技術仕様(TS)の要求範囲内にあることが確認された。その後、PSVは保管庫に戻された。2000年10月の燃料取替停止時において、これら3個のPSVは供用に移され開圧調整を行うことなく2002年4月に取り外されて試験が行われるまで動作可能と宣言された。2002年6月10日、3個のPSVのうちの2個において開圧がTS要求を満足していないことが明らかとなった。1個は、2460 psig（許容下限値：2485 psig -1%）より低い圧力で開き、1個は2510 psig（許容上限値：2485 psig +1%）より高い圧力で開いた。

開圧変動の原因は、ランダムな開設定点スプレッドによるものと判断されている。当該弁については、分解、検査、許容範囲内へのリセットを行い、保管庫へ戻された。

(6) 加圧器安全弁の試験圧力での開失敗

プラント名：Point Beach-2号機（W社製）

事象発生日：2002年4月30日

LER No.：50-266/2002-002-01

2002年4月24日、設置者は、2個の加圧器安全弁（PSV：Crosby社製Model HB-86-BP E）のうちの1個（2RC-435）が試験時に開失敗した旨報告を受けた。同弁については、所外でベンダーによる試験が行われていた。この試験で、同弁は2660 psigまでの圧力で開失敗した（試験圧力は、ボイラーの制限と試験施設的能力により2660 psigまでとされた）。同弁に対する設定点は2440～2551 psigである。規格要求に従い、2個目のPSV（2RC-434）がベンダーに送られ開圧試験が行われた。ベンダーは最初の弁が開失敗した原因について調査を開始した。4月29日、設置者は、ベンダーによる調査結果の報告を受けた。

2RC-435から取り外された弁は、2000年11月に同じベンダーにより試験が行われていた。この試験において同弁の開圧は仕様内であると判断された。ベンダーによる通常のプラクティスに従って、同弁について設定点試験後のシートリークに対する検査が行われた。その結果、同弁ではシートリークがあったことが確認された。そのため、弁ディスクとノズルの研磨を行うため、漏洩検査後にjack and lap手順が実施された。このプロセスでは、運転サイクルにおいて弁が耐漏洩性を維持することを担保する。このプロセスにおいて、スピンドルのスレッドがディスクホルダーのスレッドに噛みこんだため同弁が所定の圧力で開かなくなった。同弁の組立を是正し設定点をリセットした。もう一方のPSV (2RC-434) について試験を行ったが所定の範囲内で開くことが確認された。

PSVが試験圧力で開失敗した原因は、2000年11月の試験後における弁の再組立が不適切であったことによるものと判断された。当該弁に関する設定点試験後、試験圧力の90%でシートリークに対する試験が行われる。当該弁がこの試験に不合格であれば、開圧試験時に起こり得る弁の蒸気カッティングを防止するために弁ディスクとノズルの研磨が行われる。その後、弁の再組立を行って再度漏洩試験を行うことによりプラントへの設置後に耐漏洩性が維持されることを確認する。研磨を行うにあたっては、弁体をボンネットから分離するために部分的に分解する必要がある。この分解作業は、バネの設定や弁の開圧に影響を及ぼすことなく実施することができる。しかし、2000年11月の研磨作業後の弁の再組立時において、スピンドルとディスクホルダーが完全に接合していることを確認しなかったため、スピンドルのスレッドがディスクホルダーのスレッドに噛みこんだ状態となってしまった。そのため、安全弁の開圧が許容限度を超える結果となった。分解後、分解によって弁の設定点が影響を受けていないことを確認するための測定や試験は行われなかった。弁製造元は、組立が不適切であった弁の開圧が3000 psigを超えており、過去の運転サイクル時に動作不能であったと推定している。ベンダーは、試験及び分解点検の手順書を改訂し、弁の研磨を行うための分解作業の前後で弁の寸法検査を行うこととした。この寸法検査は、スピンドルの頂部から調整用ナットの頂部にかけて行われ、弁が正しく再組立されていること、スピンドルのスレッドがディスクホルダーに噛みこんでいないこと、弁の開圧を設定するバネの設定調整ボルトが妨げられていないことを確認することになる。

(7) 加圧器安全弁設定点の技術仕様許容限度外

プラント名 : St. Lucie-2号機 (CE社製)

事象発生日 : 2002年8月19日

LER No. : 50-389/2002-002-00

2002年8月19日、定格出力運転中、Wyle研究所から設置者に対して、前回の燃料取替停止時に取り外されたPSV (Crosby社製HB-86-BP) の2個が試験不合格となった旨報告された。供用中試験(IST)プログラムによれば、圧力逃がし装置の試験はANSI/ASME規格に従って行われる。また、同規格では、供用から外して12ヶ月以内に試験を行うよう要求している。技術仕様(TS)では、PSVの設定点を2500 psig (+/-2%) と規定している。

2個のPSVの開圧は、 $\pm 2\%$ というTS許容限度を満足していなかった（それぞれ、2.37%、3.66%高かった）。PSVは全て取り外され、事前試験により確認された弁と取り替えられた。

PSV V1200の開圧は2576 psigであり、設定点2485 psigより3.66%高かったため、ANSI/ASME規格に従って、原因分析と対策の検討が行われた。最初の試験で不合格となった後、追加試験が行われ、2度目及び3度目の試験結果は、それぞれ、2522 psig、2548 psigであった。当該弁については、ベンダー（Crosby社）により分解検査が行われた。目視検査では、摩耗や他のハードウェア上の問題は見つからなかった。荷重ベアリング表面、接触箇所及び内部ガイドも全て問題はなかった。Crosby社の設計図面と照合して寸法確認を行ったが、特に異常は認められなかった。結局、開圧が高くなった原因となるようなハードウェアの問題は認められなかった。弁の検査結果に基づき、最も可能性の高い原因は、弁バネの性能上の問題であると判断された。過去のサーベランス試験データをレビューしたところ、1999年に当該弁が同様の開圧高で試験不合格となっていたことが明らかとなった。Crosby社は、バネアセンブリを取り替える必要があると結論付けた。この作業とその後の再確認は2002年8月1日に行われた。PSV V1202の開圧は2544 psigであり、設定点2485 psigより2.37%高かった。当該弁は、以前の試験で開圧高により不合格となったことはなかった。TSのサーベランス要求を満足しなかった原因は、設定点のドリフトである。念のため、バネを取り替え弁の再確認が行われた。

(8) 主蒸気安全弁及び加圧器安全弁開圧の技術仕様許容限度超過

プラント名：Salem-1号機（W社製）

事象発生日：2002年10月16日

LER No.：50-272/2002-002-01

2002年10月15日、5個のMSSVについて試験を行ったところ、そのうちの1個がASME規格で要求される開圧試験に不合格となった。技術仕様(TS)における開圧の許容範囲は $\pm 3\%$ であるが、MSSV 12MS11の開圧は設定点の $+3\%$ を超えていた。10月16日、PSV 1PR3に対する開圧が設定点の -3% より低かった。これら2個の弁の開圧が設定点の $\pm 3\%$ 以内に入っていなかったため、供用中検査(IST)プログラムに従って試験対象範囲が広げられ、2個のMSSVと2個のPSVについて試験が行われ、TSで要求される許容範囲を満足していることが確認された。

Valve Id	As found (psig)	TS Setpoint (psig)	Acceptable band (psig)	% Difference
12MS11	1178	1125	1091.25 – 1158.75	+ 4.71
1PR3	2398	2485	2410.45 – 2559.55	- 3.50

MSSVがTS許容基準を満足しなかった原因は、ミスアラインメントにより開動作時においてスピンドルがガイドと擦れたことに起因する。弁内部部品のミスアラインメントは不適切な取扱が原因である。保管／搬送位置など、これらの弁の取扱に関して変更が既になされているが、取外し及び取付手順を改訂して更なる取扱時の注意喚起を図る予

定である。PSVがTS許容基準を満足しなかった原因は、当該弁がオリジナルのアセンブリ弁であり、バネやバネキャップ、スピンドル合せ面(mating surface)など幾つかの部品について保守時に適切な研磨が行われていなかったことと考えられている。弁の分解の際に、全ての内部部品について寸法と損傷の有無に対する検査が行われた。全ての内部部品は問題ないとされた。実施された作業は、バネ、バネキャップ及びスピンドルの合せ面に対する研磨だけであった。所外の試験手順では、これらの合せ面の検査に対して具体的な指示を示しているが、再組立の際における研磨についての指示はない。弁の分解が必要となった場合に、これらの部品を研磨するよう所外の修理手順を改訂する予定である。

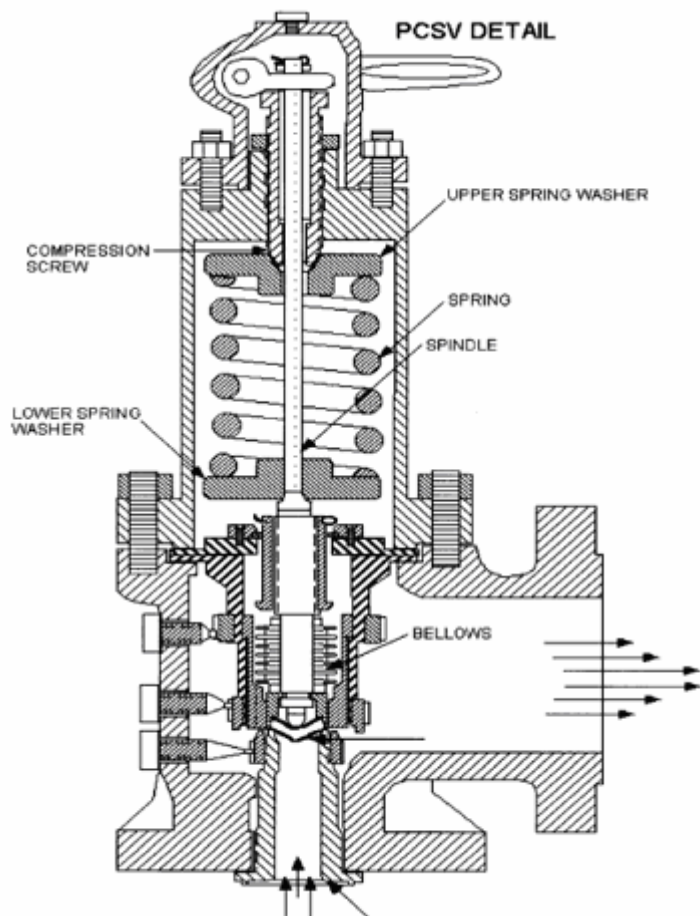
(9) 機械的な設定点のドリフトによる加圧器安全弁開圧の許容範囲超過

プラント名：TMI-1号機（B&W社製）

事象発生日：2002年5月29日

LER No.：50-289/2002-002-01

2002年5月29日、設置者は、NWS社から、PSV（Dresser社製Model 31739A）BR-06613の開圧試験の結果について報告を受けた。当該弁は1999年10月18日から2001年10月10日までの運転サイクル（サイクル13）中、RC-RV-1Bとして加圧器に取り付けられており、2001年10月の燃料取替停止時に試験を行うためにNWS社に送られた。試験結果の報告では、調整を行う前に当該弁を何度か開いたことを示している。記録された開圧の最高値は2594 psigであり、技術仕様(TS)の設定点より3.8%高かった（TS許容限度より0.8%高い）。このPSV BR-06613は、1993年の試験でも開圧が高くなっており（3%許容範囲外）、今回は2度目である。1993年の原因は、ベンダーがjack and lapプロセスを用いたために手順が不適切になったことによるものとされた。このプロセスの使用は廃止され、現在はjack and lapプロセスは適用されていない。



BR-06613が開圧許容範囲を超えた原因は、機械的な設定点のドリフトによる。弁製造元との議論及び試験施設に基づき、最も可能性の高い根本原因は、上部バネワッシャとバネとの間の接触面積が不足していたため外力（運転時における加圧器での振動など）による弁が動いてしまったことによる。これらの状態は、弁の設定点が移動する原因となった。BR-06613について、NWS Technologies社による分解、検査が行われた。上部バネワッシャとバネの合せ面について研磨を行い最適な接触面を確保した。その後、弁の再組立を行い、2002年5月31日の試験に合格した。当該弁は、搬送した後使用する前に再試験を行う予定である（2003年9月5日）。また、上部バネワッシャとバネとの間の接触面に関する仕様を策定する。この仕様は、次回の燃料取替停止前までに策定する予定である（2003年9月5日）。

【2003年：3事例】

(1) 設定点ドリフトによる3個の加圧器安全弁開圧の技術仕様許容値超過

プラント名：Braidwood-2号機（W社製）

事象発生日：2003年12月10日

LER No.：50-457/2003-005-00

2003年秋の燃料取替停止活動の一環として、3個のPSV（2RY8010A、2RY8010B、2RY8010C：Crosby社製Model HB-BP-86）が取り外され、以前に $\pm 1\%$ というTS許容範囲内にあることが確認されている予備品と交換された。これら3個のPSVは、開圧試験と改修を行うためにNWS Technologiesの施設に送られた。2003年12月10日、NWSにより試験結果がプラントに提示された。PSVの設定点に対する許容基準は、2485 psig $\pm 1\%$ であるが、3個のPSVは全てこの基準を超えていた。1つは、2453 psig（1.3%低）、2つ目は2513 psig（1.1%高）、3つ目は2427 psig（2.3%低）で開いた。技術仕様(TS)の許容範囲外ではあったものの、ASME規格の $\pm 3\%$ という許容基準内であった。

ベンダーにより安全弁の検査が行われたが、許容範囲外の状態に寄与するような材料の問題はなかった。試験不合格は、主に、現行の安全解析により要求されTS要求に反映された厳しい許容範囲と、弁がその許容範囲内で作動しなかったことによる。NWS Technologiesは、産業界の運転経験に基づき、PSVは想定通り動作することを示した。ベンダーは、 $\pm 1\%$ という許容範囲を超えた弁は数多くあると述べている。また、試験された殆どの弁は2%を超えておらず、3%を超えることは稀であるとしている。この情報及びBraidwoodにおける履歴データのレビューに基づき、当該プラントのPSVに対する試験結果は、産業界のPSVの典型的なものである。PSVに対するTSの開圧許容範囲を緩和するために、既に安全解析の改訂が行われている。2003年6月27日、PSVの開設定点を変更するための許認可変更要請をNRCに提出し、2004年3月にその承認が得られる予定である。

(2) 2個の加圧器安全弁の開設定点異常

プラント名：Comanche Peak-2号機（W社製）

事象発生日：2003年10月

LER No. : 50-446/2005-003-00

本節【2005年】の(1)参照

(3) 加圧器安全弁開圧の技術仕様許容限度外

プラント名 : Palo Verde-1号機 (CE社製)

事象発生日 : 2003年3月5日

LER No. : 50-528/2003-001-01

PSV (Dresser/Consolidated社製のConsolidated 31700シリーズ) の試験は、技術仕様(TS)サーバランス要求、供用中試験(IST)プログラム及びASME規格に従って行われ、燃料取替停止ごと(18ヶ月ごと)に実施される。TSでは、PSVの開圧を設定点2475 psia (2460 psig) +3/-1%以内にするよう求めている。設置者は、燃料取替停止時において、再組立後に試験を行ったPSVと取り替える。停止時に取り外されたPSVについては、NWS Technologies研究所において、開圧試験、分解、検査、再組立及び動作確認が行われる。2003年3月5日、NWS Technologies研究所において、燃料取替停止時に取り外されたPSVに関する設定点確認試験が行われた。この試験により、4個のPSVのうちの1個に対する開圧がTS許容限度外であることが判明した。当該PSVの開圧は、2550 psigであり、設計開圧2460 psigより3.7%高かった。他の3個のPSVに対する開圧はTS限度内であった。

最も可能性の高い原因は、弁のバネの劣化とされたが、これは、バネ交換後に行われた試験により実証された。PSVのバネは、直角度(squareness)に対するベンダーの検査基準を満足していなかった。2001年8月以前、バネの検査に対してベンダーが設定した基準では自由長さのみ対象としていた。現在、ベンダーは、バネに関する3つの重要な側面、即ち、自由高さ、平行度(自由高さの分散)及び直角度(垂直方向の変位)に対して基準を設定している。4個のPSVは全て取り外され、再組立後に試験されたPSVと取り替えられた。また、開圧がTS限度を超えていた弁のバネは、再確認試験前に新品と交換された。

【2005年 : 2事例】

(1) 2個の加圧器安全弁の開設定点異常

プラント名 : Comanche Peak-2号機 (W社製)

事象発生日 : 2005年4月27日

LER No. : 50-446/2005-003-00

2005年4月4日、サーバランス試験のため、3個のPSV (Crosby社製6M6) が系統から取り外され所外のNES Technologies社に運び出された。ASME規格及びW社製PWR所有者グループ(WOG)のガイダンスに従って設計された手順を用いて試験が行われた。この試験では、試験媒体として飽和蒸気が用いられた。4月7日、サーバランス試験を行ったところ、PSV 2-8010Aの開圧が2451 psig、即ち、2460~2510 psig (2485 psig +/-1%) という技術仕様(TS)の設定点より約1.4%低いことが判明した。4月11日、27日、PSV 2-8010Bの開圧が2452 psig、即ち、TSの設定点より約1.3%低いことが分かった。PSV 2-8010Cは許容範囲内であった。2個のPSVは、ベンダーによる再調整を行い、開圧がTS

制限値内であることが確認された。その後、PSVはプラントに戻され再設置された。

さらに、2005年5月15日、根本原因分析を行っていたところ、前回の燃料取替停止時（2003年10月）に、PSV 2-8010Bと2-8010Cで同様の状態が存在していたことが明らかとなった。当時、PSV 2-8010Bと2-8010Cは、設定点許容範囲よりそれぞれ2.8%、1.6%低い圧力で開きサーベランス試験に不合格となっていた。この2003年10月の状態に関する潜在的な状況と材料条件は、2005年4月の事象に関する根本原因とその結果において同じであると評価されたため、本LERでは、これら両事象を包含するものとして報告された。

弁ベンダーとの過去の議論によれば、当該範囲内のばらつきは、設計要求内であり、弁に関する材料の問題ではない。この結論は、調整後の開圧試験結果に合格したという事実裏付けられる。本事象に関する分析結果に基づき、原因は、TS許容基準で要求された範囲（ $\pm 1\%$ ）が狭かったことと、サーベランス試験においてその範囲内で弁が繰返し機能を果たせなかったことである。設定点ドリフトの原因となるような材料状態は見当たらなかった。なお、試験結果はASME規格の $\pm 3\%$ 許容基準内であった。

両事例とも、定例の保守がベンダーにより行われ、その後、それらを要求されている設定点に戻すために再試験が行われている。2003年10月24日と2005年4月18日に、要求されたサーベランス試験が終了し、3個のPSVは全て要求を満足した。長期的な対策として、設置者は、PSV設定点の範囲に対する $\pm 1\%$ というTS要求を緩和するために安全解析の改訂を検討している。

- (2) ランダムな開圧スプレッドによる加圧器安全弁サーベランス試験時の技術仕様不適合
 プラント名：Diablo Canyon-2号機（W社製） 事象発生日：2005年1月27日
 LER No.：50-323/2005-001-01

技術仕様(TS)では、3個のPSVに対して2460～2510 psig（2485 psig $\pm 1\%$ ）という開圧で作動可能でなければならないと要求している。2002年5月の1号機の燃料取替停止後、3個のPSVの開圧がTSによる要求範囲内であることが確認された。これらPSVは倉庫に戻された。2003年2月の2号機の燃料取替時に、これら3個のPSVが設定点の調整を行わずに供用に置かれ、その後、2004年11月の燃料取替停止時に交換されて、2005年1月に所外で試験が行われた。2005年1月27日、サーベランス試験手順書に従って試験を行っていたところ、3個のPSVのうちの2個の開圧がTSで要求される設定点範囲2460～2510 psigの外にあることが判明した。最初の試験における開圧は、規定値より、それぞれ、4.4%、3.6%低い圧力であった。また、2度目の試験では、それぞれ、3.1%、0.3%低い圧力であった。

原因は、ランダムな開圧のスプレッドによるものと判断された。弁の分解、検査及び許容範囲内への調整が行われ、倉庫に戻された。PSV自体の劣化は認められなかった。設置者は、設定点許容範囲を決めるために負荷喪失解析を改訂しその条件を反映してサーベランス試験基準を策定するためにTS基準を更新した。また、適用可能な試験条件と

更新されたTS基準における設定点を反映し、サーベランス手順を改訂した。

【PSV設定点変動事例のまとめ】

上記23件のPSV設定点変動事例について、その変動の程度と主たる原因、並びに、原因別集計結果を表4.3に示す。

同表に示すように、開圧が許容範囲の上限値より高くなったPSVの数は18個であるが、「ランダムなスプレッド」と記載されているケースを含めると、15個についてその原因が特定されていない。残りの3個については、バネの経年劣化や、バネワッシャとバネとの合せ面の接触面積不足などバネの性能上の問題に起因して起こっている。一方、開圧が許容範囲の下限値を下回っていたPSVの数は27個であるが、「ランダムなスプレッド」と記載されているケースを含め23個についてその原因が特定されていない。原因が特定されているものとしては、弁内部部品の不適切な研磨や弁入口配管の加熱に伴う荷重の増加(Nozzle Loading)によりディスクとノズルのミスアラインメントが起こり設定点の低下に至ったものがそれぞれ1個、3個である。なお、PSVの開失敗事例が1件あるが、その原因は、組立が不適切であったことによる主軸の取付不良である。

表 4.3 PSV 設定点変動事例のまとめ

プラント (LER No.)	発生 年月日	設定点 許容範囲	該当する弁の数 (変動幅：%)	原因
Callaway (2000-003-00)	2000 年 2 月 23 日	+/-1%	開圧上昇：2 個 (+1.49, +2.37)	不明
			開圧低下：1 個 (-1.77)	不明
Indian Point-3 (2000-005-00)	2000 年 5 月 18 日	+/-1%	開圧低下：3 個(-1.7, -2.2, -4.2)	ランダムな設定点スプレッド
Oconee-1 (2000-008-00)	2000 年 12 月 14 日	+/-1%	開圧上昇：1 個(+4)	不明
Oconee-2 (2000-001-00)	2000 年 1 月 6 日	+/-1%	開圧上昇：1 個(>+1)	不明
Palo Verde-2 (2000-008-00)	2000 年 12 月 10 日	+3/-1%	開圧上昇：1 個(+3.7)	不明
			開圧低下：1 個(-1.4)	不明
St. Lucie-2 (2000-004-00)	2000 年 8 月 16 日	+/-1%	開圧上昇：2 個 (+1.51, +2.98)	不明
Diablo Canyon-2 (2001-004-00)	2001 年 6 月 26 日	+/-1%	開圧上昇：1 個(+2.8)	ランダムな設定点スプレッド
			開圧低下：1 個(-3.4)	ランダムな設定点スプレッド
Fort Calhoun (2001-001-00)	2001 年 3 月 26 日	+/-1%	開圧低下：2 個 (-1.01, -1.74)	通常の設定点変動
STP-1 (2001-002-00)	2001 年 10 月 13 日	+/-2%	開圧低下：3 個 (-2.53, -2.98, -3.18)	ノズル荷重による応力と内部 部品のミスアラインメント
Braidwood-1 (2002-001-00)	2002 年 4 月 8 日	+/-1%	開圧上昇：1 個(+1.1)	不明
			開圧低下：1 個(-1.4)	不明

表 4.3 PSV 設定点変動事例のまとめ

プラント (LER No.)	発生 年月日	設定点 許容範囲	該当する弁の数 (変動幅：%)	原因
Braidwood-2 (2002-001-00)	2002 年 4 月 8 日	+/-1%	開圧上昇：1 個(+1.4) 開圧低下：3 個(-1.1, -1.2, -2.1)	不明 不明
Byron-1 (2002-002-00)	2002 年 3 月 18 日	+/-1%	開圧上昇：2 個(+1.1, +2.0)	不明
Comanche Peak-1 (2002-004-00)	2002 年 10 月 30 日	+/-1%	開圧低下：2 個(-1.6, -2.0)	不明
Diablo Canyon-1 (2002-005-00)	2002 年 6 月 10 日	+/-1%	開圧上昇：1 個(>+1) 開圧低下：1 個(<-1)	ランダムな設定点スプレッド ランダムな設定点スプレッド
Point Beach-2 (2002-002-01)	2002 年 4 月 30 日	+/-1%	開失敗：1 個	不適切な組立による主軸の取付不良
St. Lucie-2 (2002-002-00)	2002 年 8 月 19 日	+/-2%	開圧上昇：2 個 (+2.37, +3.66)	不明(1 個)、バネの性能上の問題(1 個)
Salem-1 (2002-002-01)	2002 年 10 月 16 日	+/-3%	開圧低下：1 個(-3.5)	製造時における内部部品の不適切な研磨
TMI-1 (2002-002-01)	2002 年 5 月 29 日	+/-3%	開圧上昇：1 個(+3.8)	バネワッシャとバネとの合せ面の接触面積不足
Braidwood-2 (2003-005-00)	2003 年 12 月 10 日	+/-1%	開圧上昇：1 個(+1.1) 開圧低下：2 個(-1.3, -2.3)	不明 不明
Comanche Peak-2 (2005-003-00)	2003 年 10 月	+/-1%	開圧低下：2 個(-1.6, -2.8)	不明
Palo Verde-1 (2003-001-01)	2003 年 3 月 5 日	+3/-1%	開圧上昇：1 個(+3.7)	バネの劣化
Comanche Peak-2 (2005-003-00)	2005 年 4 月 27 日	+/-1%	開圧低下：2 個(-1.3, -1.4)	不明
Diablo Canyon-2 (2005-001-01)	2005 年 1 月 27 日	+/-1%	開圧低下：2 個(-3.6, -4.4)	ランダムな設定点スプレッド
計	開圧上昇	18 個	バネに関わる問題（劣化、合せ面接触面積不足等）	3 個
			ランダムなスプレッド	2 個
			不明	13 個
	開圧低下	27 個	ランダムなスプレッド	6 個
			ノズル荷重による影響	3 個
			製造上の問題（不適切な研磨）	1 個
			不明	17 個
	開失敗	1 個	不適切な組立による主軸の取付不良	1 個

4.4. PWR の主蒸気安全弁の設定点変動事例

PWRの主蒸気安全弁(MSSV)において設定点変動が認められた事例は、36件（35件の

LER) であり、以下では、年別に分けて各事例の概要を示す。

【2000年：7事例】

- (1) 異なる試験方法及び設定点ドリフトによる3個の主蒸気安全弁設定点の技術仕様不適合

プラント名：ANO-2号機（CE社製）

事象発生日：2000年9月14日

LER No.：50-368/2000-002-00

ANO-2号機には、主蒸気ヘッド各々に5個のMSSV（Crosby社製Model HA-65-FN）が取り付けられている。技術仕様(TS)では、運転モード1～3において、開圧が所定の設定点の $\pm 3\%$ 内にあるよう要求している。また、開圧が $\pm 1\%$ の許容範囲からずれていた場合には当該範囲内に戻すよう求められている。2000年9月14-15日、燃料取替停止に入る前、Crosby社の設定点確認装置(Set Pressure Verification Device：SPVD)を用いて、全てのMSSVについて試験が行われた。その結果、3個のMSSVにおいて、開圧がTSで規定される設定点より3%以上低いことが判明した。設定点の $\pm 1\%$ 以内になかったMSSVについては、許容範囲に入るまで調整と再試験が行われた。

<u>Tag Number</u>	<u>Setpoint</u>	<u>As-Found</u>	<u>Percent Deviation</u>
2PSV-1002	1078	1041.0	-3.4
2PSV-1003	1105	1094.9	-0.9
2PSV-1004	1105	1080.7	-2.2
2PSV-1005	1132	1118.2	-1.2
2PSV-1006	1132	1118.7	-1.2
2PSV-1052	1078	1044.3	-3.1
2PSV-1053	1105	1090.5	-1.3
2PSV-1054	1105	1072.1	-3.0
2PSV-1055	1132	1124.9	-0.6
2PSV-1056	1132	1086.5	-4.0

前回の燃料取替停止時に、MSSVに可撓型ディスク(flexidisc)が取り付けられた。ベンダーが可撓型ディスク設計に対するSPVDの性能確認を終了していなかったため、ANOでは、SPVDを用いた設定点確認を行うことができなかった。設定点確認は、ベンダーの施設において蒸気を用いて行われた。運転サイクル終了時に開圧が高い方にずれるという運転経験に基づき、開圧は許容範囲の低い側に設定された。当該状態に対する根本原因を特定するにあたって十分な運転履歴や物理的な証拠はなかったが、3つの要因が寄与因子として特定された。1つは、蒸気による開動作による確認を行った際に得られる試験結果と、SPVD開動作支援装置を用いた際に得られる試験結果との間に差異があることに関係している。この影響は、測定された設定点の差の原因として産業界において注目されてきた。2つ目は、運転サイクル終了時での開圧に関する過去の経験により、前回の停止時において設定した値が許容範囲の低い側（設定点の0～-1%）であったことに関係している。3つ目は、想定される設定点のドリフトである。MSSV開圧の反復性には、弁が設置されている時間、開動作の回数、ディスクの設計（平板型か可撓型か）など幾つかの要因が影響する。産業界の経験によれば、大型の安全弁ではTS許容限度を満足し

なくなるような設定点ドリフトの履歴がある。MSSVに対する最初の運転サイクルにおいて開圧を低めに設定したことと、異なる試験方法により生じた差異及び設定点のドリフトが組み合わさって、3個のMSSVで開圧が許容範囲より低くなったと考えられている。

(2) 主蒸気安全弁設定点の技術仕様許容範囲超過

プラント名：Davis Besse (B&W社製)

事象発生日：2000年3月29日

LER No.：50-346/2000-002-01

2000年3月27-28日、定格の約94%出力運転中、ASME規格の要求に従って、18個のMSSV (Dresser社製) 全てについて設定点試験が行われた。その結果、6個のMSSVにおいて、設定点が技術仕様(TS)許容値より1%以上高いことが判明した。なお、Davis Besseには、2つの蒸気ヘッダにそれぞれMSSVが9個ずつ取り付けられている。各ヘッダの9個のうちの2個では設定点が1050 psig、残りの7個は1100 psigである。

Valve Number	Desired Setpoint (psig)	As Found Setpoint (psig)	Offset (%)
SP17A3	1100	1115	1.4
SP17A5	1100	1138	3.0
SP17A9	1100	1163	5.7
SP17B1	1100	1119	1.7
SP17B6	1050	1070	1.9
SP17B7	1050	1093	4.0

MSSVの設定点がTS許容値を超えた原因として最も可能性が高いのは、シートとディスクの固着(galling)である。弁SP17B7に対する最初の試験では1093 psigで開いた(設定点：1050 psig)が、2度目の試験では1062 psigであった。最初の試験時に開圧が高いという現象は、Dresser社製3700シリーズの安全弁を使用する他のプラントでも認められており、EPRIは、MSSV固着の原因を調べるためのプロジェクトを開始した。その調査結果では、開圧高は、安全弁設置から30-90日以内に発生し、シートとノズルが固着した結果として起こるものであることが示されている。固着は保守を行った後にのみ起こっている。一般に、安全弁が1,2回開いた後、固着が繰返し起こることはない。ディスクとノズルとのインターフェースについて非研磨仕上げ(gray finish)を行うことで、固着の可能性が低減できる。本事象発生前、Davis Besseでは耐漏洩性を確保するために鏡面仕上げが行われており、保守後にMSSVを一旦再設置したら弁の開を行っていない。非研磨仕上げは、鏡面仕上げに比べて面が粗く、シートとノズルの表面間での固着を起こりにくくしている。EPRIと製造元(Dresser社)が電力会社グループと共同で行った検討により、ディスク材をオリジナルのステンレス鋼422から予め酸化処理を施したInconel X-750に変更することで保守後に開圧が高くなるという現象を排除できるものと結論付けられた。

開圧高が認められたMSSVについては、プラント運転を継続するために、許容範囲内に入るよう設定点の調整を行った。1個のMSSVが動作不能である場合に対するTSに従

って、中性子束高トリップ設定値を下げて試験が行われた。開圧高を示した4個のMSSV (SP17A5、SP17A9、SP17B6、SP17B7) を検査のために取り外した。他に、TS許容値より開圧が5%低かった2個のMSSV (SP17A7及びSP17B3) も検査のために取り外した。暫定措置として、これらに替えて、弁シートに未研磨仕上げを施した予備のMSSV が取り付けられた。MSSVのディスク材をオリジナルのステンレス鋼422から予め酸化処理を施したInconel X-750に変更することとした(2008年の燃料取替停止までには18個のMSSV全てをInconel X-750製ディスクのものと取り替える予定である)。

(3) 主蒸気安全弁開圧の技術仕様限度外

プラント名：Palo Verde-2号機 (CE社製)

事象発生日：2000年8月29日

LER No. : 50-529/2000-002-00

2000年8月26日15時39分、原子炉がトリップした。8月27日、高温待機状態において、Furmanite Digital Trevitest法を用い、MSSV (Dresser社製3700シリーズ) に対する開圧確認試験が行われた。この試験は、技術部門職員が、実際に開動作したMSSVの幾つかで開設定点が低い側にドリフトした可能性を示すデータを入手したことにより行われた。このデータに基づき、技術部門職員は、原子炉トリップ時に開いた11個のMSSVについて試験を行ったところ、そのうちの5個において、開圧が設計値の $\pm 3\%$ という技術仕様(TS)限度を下回っていることが判明した。他の6個の開圧はTS限度内であった。試験結果は以下の通りである。

PSV0574	1250 psig	-4.9%
PSV0576	1240 psig	-5.7%
PSV0578	1189 psig	-7.8%
PSV0579	1201 psig	-3.9%
PSV0560	1249 psig	-3.2%

データによれば、設定点のドリフトは、二次系圧力を逃がすために開いたMSSVの一部で起こった。しかし、このデータは暫定的なものであり、設置者は、MSSVの動作に影響を及ぼした要因について検討を継続している。開圧がTS限度より低かった5個のMSSVについて、調整と再試験を行った後に供用に戻された。設置者は、MSSVの開動作が起こった後に試験し必要に応じてリセットするよう拡大試験プログラムを実施している。また、MSSV開動作後に設定点をリセットすることを促すための手順変更について検討を進めている。

(4) 主蒸気安全弁開圧の技術仕様限度外

プラント名：Palo Verde-2号機 (CE社製)

事象発生日：2000年9月21日

LER No. : 50-529/2000-009-00

2000年9月21日、出力運転中、Furmanite Digital Trevitest法を用い、20個のMSSV (Dresser社製3700シリーズ) に関する開圧確認試験を行ったところ、1個のMSSV

(PSV0573)における開圧が設計値の $\pm 3\%$ という技術仕様(TS)限度外であることが明らかとなった。当該弁の設定点は1315 psigであったが、実際の開圧は1345 psigであり設定点より4.3%高かった。

MSSVの開圧試験結果が設定点の許容範囲である $\pm 3\%$ を超えるような故障モードとして2つある。1つは、固着と呼ばれる現象であり、開圧がその後の試験結果より2%以上高くなる(殆どの場合、2度目の開圧は設定点の $\pm 3\%$ 内に入る)。MSSVの設定点許容範囲からずれたのは、弁のディスクがノズルシートに固着したことによるものとされてきた。この現象は、主に、1運転サイクル未満の期間に供用状態に置かれている弁に影響を及ぼす。設置者は、ディスクの固着の根本原因を特定するに至っていないものの、当該発電所や産業界の実績により、MSSVが加熱され長期間にわたって比較的一定の温度で維持された結果として起こることが示唆されている。プラントの運転実績の向上が、MSSVをより長期の運転サイクルに晒すことになり、それに伴って生じる現象に寄与している。拡大試験による知見と産業界の運転経験に基づき、設置者は、正常な運転圧力及び温度で数多くの開動作を行うことにより、その後のディスク固着の発生可能性を低減できることを合理的に示している。更なる開動作により、弁ディスク及びノズル表面の酸化が起こりディスク固着による事象の発生可能性が下がるものと考えられている。2つ目の故障モードは、ドリフトであり、これは、物理的な変更を行わず連続して開動作を行った場合に開圧が変化するというものである。サーベランス試験実施時において、1回目と2回目の開圧試験の間に設定点の調整が行われた。当該試験に関連した状況により、固着によるものであることを特定することはできなかったが、以前の運転経験により、開圧高は固着による可能性が最も高いと判断された。開圧がTS限度より高いことが判明したPSV-573について、調整と試験が行われ、その後供用に戻された。

(5) 主蒸気安全弁の技術仕様要求不適合

プラント名：St Lucie-2号機 (CE社製)

事象発生日：2000年4月16日

LER No. : 50-389/2000-001-00

2000年4月16日、68%出力運転中、MSSV (Crosby社製HA-55-FN) の開圧試験が行われていた。試験に先立ち、予防措置として、各トレインで2個のMSSVの動作不能を許容できるよう、手順書に従って原子炉保護系(RPS)の出力レベル高トリップ設定値の調整が行われた(技術仕様(TS)では、各トレイン2個のMSSV動作不能に対して原子炉トリップ設定値を79.6%にするよう規定している)。サーベランス試験において、4個の弁が $\pm 1\%$ というTS限度の外で開いた。これら4個のMSSVについて、現場での調整と再試験が行われたが、開圧が3%以上低かった弁V8203は、供用から外されたままとなった。

設置者は、開圧が低くなった原因を設定点のドリフトによるものと判断した。V8203は、Crosby社による改修が行われたが、開圧が著しく低下した原因については特定されなかった。当該弁については、燃料取替停止時に取り外し、分解検査を行って、再試験による確認がなされた後に再設置されることとなっている。

Unit 2 Valve Tag	As Found Setting (psia)	Technical Spec. Setting (psia)	Deviation (%)
V8203	957.6	1000 $\pm$ 1%	- 4.2
V8204	981.8	1000 $\pm$ 1%	- 1.8
V8205	982.9	1000 $\pm$ 1%	- 1.7
V8206	987.1	1000 $\pm$ 1%	- 1.3

(6) 主蒸気安全弁の開圧試験不合格

プラント名：Salem-2号機 (W社製)

事象発生日：2000年10月31日

LER No. : 50-311/2000-004-00

2000年10月31日、第11回燃料取替停止時において、3個のMSSVについて試験が行われた。この試験は、NWS Technologies社が行った。3個のうちの2個（23MS13及び23MS14）が、技術仕様(TS)要求の許容基準を満足していなかった。実際の開圧が設定点の3%以内であったため、試験範囲の拡大は必要とされなかった。

Valve identification	TS Set point (psig)	As Found set point (psig)	Acceptable band (psig)	% Difference
23 MS 11	1125	1110	1113.8 - 1136.3	-1.3%
23 MS 14	1100	1086	1089.0 - 1111.0	-1.3%

弁ディスクとノズルの蒸気カッティングが認められたことから、TS許容基準を満足しなかった原因は、過度のシートリークによるものとされた。これら2個の弁については、分解、改修、調整、再試験が行われ、 $\pm 1\%$ というTS基準への適合性が確認された。また、2000年9月26日、TS設定点許容範囲を $\pm 1\%$ から $\pm 3\%$ に広げるという許認可変更要請がNRCに提出された。

(7) 主蒸気安全弁開圧の技術仕様限度外

プラント名：Seabrook (W社製)

事象発生日：2000年10月20日

LER No. : 50-443/2000-006-01

2000年10月20日11時02分、約65%出力運転中、Trevitest法を用いてMSSV（Crosby社製HA-75-FN）に関する試験を行ったところ、MS-V6の開圧が1245.5 psigであり技術仕様(TS)で許容される1185 psig $\pm 3\%$ という設定点を満足していないことが判明した。その後、MS-V6について2回の試験が行われたが、開圧は1186.6 psig、1185.2 psigであり、TSの基準を満足していた。そのため、当該弁に対する修理や調整は必要とされなかった。他の6個のMSSVと、試験範囲を拡大したことにより追加された2個について試験が行われたが、設定点の異常は認められなかった。

1個のMSSVだけで開設定点が許容範囲外にあったことに関するデータが不十分であったため、原因を特定することはできない。安全弁の開圧が許容範囲より高く、その後の試験では許容範囲内に入ったというシナリオは産業界を通して一般的なものである。この事例では、部品の経年劣化が最も可能性の高い原因である。今回試験を行ったMSSV

のうち他の3個は同じ設計である。また、残りの弁のうちの5個も同じ設計ではあるが、以前に可撓型ディスク (flexi-disc) が導入されており、これによってシートの耐漏洩性と許容範囲内への設定点の維持能力を高めている。本事象の発生前、MS-V6に対する最後の試験が行われたのは1995年11月3日であり、その時の開圧はTS基準を満足していた。可撓型ディスクを取り付けた弁は全てこれまでに試験が行われ開圧に関するTS基準を満足している。MSSV設定点の逸脱の原因をさらに理解するために、将来のMSSV試験時に更なる情報を収集する予定である。また、設定点の逸脱が起こりにくい新しいタイプのディスク（例えば、可撓型ディスク）を用いてMS-V6の改良を行う。この変更が既に行われている他のMSSVにより、良好な実績が示されている。暫定的ではあるが、取替までの間、各燃料取替停止時にMS-V6の試験を行うこととする。オリジナルのディスクを使用する他のMSSVについても、その取替が行われるまで、2回の燃料取替停止に1回の頻度で試験を行うこととなった。なお、弁の取替後は、ASME規格に示される通常の5年サンプリングプログラムに戻すことになる。

【2001年：4事例】

(1) 主蒸気安全弁設定点の技術仕様許容範囲外

プラント名：Crystal River-3号機（B&W社製）

事象発生日：2001年9月26日

LER No.：50-302/2001-002-00

2001年9月26日、定格出力運転中、蒸気発生器SG-AのMSSV（Dresser社製3707-RA／3777-QA）についてサーベランス試験を行っていたところ、MSV-33とMSV-42の開設定点が要求範囲外にあることが判明した。技術仕様(TS)における許容基準は規定値の $\pm 3\%$ である。MSV-42は規定値より5.1%高い圧力で、また、MSV-33は3.7%高い圧力で開いた。そのため、これらのMSSVは動作不能と宣言された。また、SG-Aにおける残りの6個についても試験が行われたが設定点は許容値内であった。同様の問題が複数の逃がし弁に見つかったことにより、ある期間にわたりこの設定点の問題が生じていた可能性がある。そのため、設置者は、この状態がプラント運転中に存在しており、TSで禁止されている状態として報告対象であると結論付けた。過去3年間にわたるサーベランス試験結果のレビューを行ったところ、1999年9月28日及び29日、97.6%出力運転中、SG-BのMSSVに関するサーベランス試験においてMSV-45とMSV-48の設定点が要求範囲外であることが判明した（MSV-45は規定値より3.3%低い圧力で開き、MSV-48は11.1%高い圧力で開いた）。これらのMSSVは動作不能と宣言され、また、SG-Bにおける残りの6個について試験が行われたが設定点は許容値内であった。

MSSVの設定点が許容範囲外にあったことに対する原因は特定されていないが、最も可能性の高い原因は、ディスクとシートの固着である。ディスクとシートの固着は、それらの表面が物理的に固着してしまうことであり、酸化膜が形成されることによってマルテンサイト鋼A422製ディスクがオーステナイト鋼A316製シートに溶け込み固着を引

き起こす。ディスクとシートの固着が起こるとその後最初の開に対する圧力が高くなり、開くことによって固着が解消される。ディスクとシートの固着に対する産業界の勧告は、**Inconel X-750**製ディスクを取り付けることである。この材料は**A422**材よりも硬くシートへの溶け込みが起こりにくい。もう1つの勧告は、再組立前にディスクとシートについて酸化処理を行うことである。現時点で、産業界は、これらの勧告により設定点問題を解決できるという明確な結論には至っておらず、所有者グループとベンダーによる検討が進められている。寄与因子としては経年劣化が挙げられた。経年劣化は、予防保全を殆ど行わずに長年にわたって使用する弁に起こるが、このプロセスは単に時間依存ではなく、保守間隔において弁が経験する全ての事象の結果として生じるものである。経年劣化は、弁を構成する部品の一般的な摩耗である。設定点のドリフトを引き起こす部品は1つではなく複数あり、僅かに摩耗した部品の累計である。産業界は、経年劣化を、設定点ドリフトの主要因であるとしている。産業界の専門家は、経年劣化を防止するための最善策を予防保全プログラム（弁の再組立）によるものと結論付けており、現在、**Crystal River-3**号機では、燃料取替停止前にシートリークが見つかった場合に限って**MSSV**の再組立が行われている。**MSV-33** (Dresser社製Model 3707RA)と**MSV-42** (Dresser社製Model 3707 RA)は、設定点が許容範囲外にあると判明してから4時間以内に動作可能な状態に戻された。また、1999年の事象時において、**MSV-45** (Dresser社製Model 3707RA)と**MSV-48** (Dresser社製Model 3777 QA)は、設定点が許容範囲外にあると判明してから4時間以内に動作可能な状態に戻された。

(2) 主蒸気安全弁開圧の技術仕様限度外

プラント名：Palo Verde-2号機（CE社製）

事象発生日：2001年3月19日

LER No.：50-529/2001-001-00

2001年3月19日16時38分頃、定格出力運転中、最近取り替えられた**MSSV**（Dresser社製**3707-R**）に固着の兆候が現れているか如何かを確認するために試験を行ったところ、同弁の開設定点が**1364 psig**（即ち、設計上の開圧**1315 psig**の+ 3.7%）であった。16時56分、運転部門の職員は、当該弁の動作不能を宣言した。その後、プラント手順書に従って、弁の開圧に関する調整が行われ、設計上の設定点の+/-1%以内に設定された。

本事象の原因は、弁ディスクがノズルシートに固着したことによるものと考えられている。**MSSV**の試験結果が許容される+/-3%という設定点を超えた場合に対して2つの主要な故障モードがある。1つは、弁ディスクがノズルシートに固着するという現象であり、これは、主として、1運転サイクル未満の期間に使用される弁に影響を及ぼす。固着現象は、その後の開圧試験から設定点が2%以上となる場合のモードであると考えられている。殆どの場合、2回目の開圧は**TS**で許容される設定点の+/-3%以内である。試験結果及び産業界の運転経験に基づき、設置者は、通常の運転圧力・温度で数多くの開操作を行うことでその後のディスクの固着が起こる可能性を低減できることを確認している。更なる開操作により弁ディスクとノズルの表面が酸化し弁ディスクの固着の可能性を低減でき

るものと信じられている。2つ目のモードは、ドリフトであり、試験による物理的な変更が行われなくても連続した開動作の間に開設定点が変化するというものである。固着は、試験中に1回しか起こらず（通常は、1回目と2回目の開動作の間）、また、ドリフトは開動作の間で起こるのが一般的であることから、故障モードを区別することができる。当該プラントにおける以前の運転経験と類似事象に基づき、固着による可能性が高いと考えられる。

(3) 主蒸気安全弁開圧の技術仕様限度外

プラント名：St. Lucie-2号機（CE社製）

事象発生日：2001年11月25日

LER No.：50-389/2001-002-00

2001年11月25日、MSSV（Crosby社製HA-55-FN）の設定点に技術仕様(TS)で要求されるサーバランス試験を行うために、原子炉出力は約68%に保持されていた。試験の結果、4個のMSSV（V8201、V8208、V8212、V8213）が+1%～-3%というTS限度外で開いた（残り5個のMSSVについて異常は認められなかった）。そのうちの2個（V8208とV8212）については、TSで規定される時間内に再試験と調整が行われた。試験中、2個のMSSVが動作不能の状態で運転を継続するために原子炉トリップ設定点が下げられた。弁V8213は分解点検を行うこととし供用から外されたままであった。また、残りの1個（V8201）についても観測された設定点が3%以上高く、弁を供用に戻す前に原因究明が必要であったため供用から外されたままとなった。

Table 1 As-Found Lift Settings				
Unit 2 Valve Tag	As-Found Setting (psig)	As-Found Technical Spec. Setting (psig)	Design (Nameplate) Setting (psig)	Percentage Deviation from Design
V8201	1023.8	955.3 to 995.3	985	+3.9
V8208	998.9	955.3 to 995.3	985	+1.4
V8212	1044.3	994.1 to 1035.7	1025	+1.9
V8213	1049.0	994.1 to 1035.7	1025	+2.3

弁V8208、V8212及びV8213における設定点が高かった原因は設定点のドリフトによるものであった。V8213は既に分解点検が行われたが、V8208とV8212については更なる是正措置は求められなかった。また、弁V8201の設定点異常は経年劣化によるものであった。V8201で観測された設定点は1023.8 psigであり、これは、985 psigという設計値より3.9%高い。サーバランス試験手順において、+/-3%を超える弁については調整を許容していないため、当該弁は供用から外されたままとなった。また、この手順では供用に戻す前に原因究明を行うことを義務付けている。V8201は所外に運び出され、Crosby社による分解点検と原因究明及びWyle研究所による再確認が行われた。暫定的な検査の結果、弁内部に汚れと錆が認められ、調整用ボルトとベアリングアダプタに放射状の傷跡が見つかった。また、スピンドル外径とガイドベアリング領域の内径にはデブリの堆積による錆が認められた。このデブリの堆積が設定点異常に寄与した可能性がある。さらに、弁の荷重トレイン内での放射状の傷跡も設定点異常に寄与したかもしれない。設置者は、内部の腐食を最小限に抑えるために、MSSVについて、72ヶ月ごとに定期的に

分解点検を行っている（1号機については、弁の材料が異なるため56ヶ月ごととしている）。設置者は、1994年以降の履歴を調べ、当該弁が経年劣化の影響により+3%基準を超えた最初のケースであると判断した。

(4) 主蒸気安全弁開圧の技術仕様許容限度超過

プラント名：Salem-1号機（W社製）

事象発生日：2001年4月13日

LER No.：50-272/2001-003-00

2001年4月13日、燃料取替停止中、技術仕様(TS)及びASME規格の要求に従い、5個のMSSV（Crosby社製HA-65W）について開圧に関するサーベランス試験を行ったところ、そのうちの1個（11MS11）が不合格となった。当該弁は、TSで要求される許容基準（規定値の $\pm 1\%$ ）を満足していなかった。観測された開圧は、規定値の-1%という下限値より低かった（TS設定点は1125 psig、許容範囲は1113.8～1136.3 psigであるのに対し、観測された開圧は1111 psigであった）。開圧が設定点の $\pm 1\%$ 以内に入っていなかったため、供用中試験プログラム(IST)に従って、MSSVの試験範囲が拡大され、さらに2個の弁について試験が行われたが、両弁ともTSで要求される許容基準を満足していた。

弁11MS11が許容基準を満足しなかった原因は、過度のシートリークによるものであった。MSSVの漏洩は、ディスクとノズルシートとの間で蒸気カッティングが生じることによる。蒸気カッティングは、系統圧力が設定点の90%を超えると起こる可能性があり、通常は、原子炉起動時に発生する。この時点で、系統圧力は逃がし弁が開くのに十分な状態である。このような状態が続くと（例えば、原子炉起動時）、蒸気流による侵食でシート表面に小さな溝ができる。これらの小さな溝は漏洩経路を形成し、そこを蒸気が流れディスクとノズルを侵食する。ベンダーの試験施設で当該弁の試験を行った際にこの現象が確認された。シートの気密性を設定点力の95%まで確保するために、異常の認められたMSSVについて改良が行われ、試験を行ってTSで要求される $\pm 1\%$ 基準に適合することが確認された。

【2002年：8事例】

(1) 主蒸気安全弁開設定點の技術仕様限度外

プラント名：ANO-1号機（B&W社製）

事象発生日：2002年9月25日

LER No.：50-313/2002-001-00

2002年9月24日、定例のMSSV（Dresser社製Model 3707R）サーベランス試験を開始し、9月27日に終了した。設定点の1%範囲内になかったMSSVについては、繰返し許容範囲内で開くまで調整と再試験が行われた。なお、技術仕様(TS)では、開圧が設定点の $\pm 3\%$ に入るよう規定している。

試験結果を全て説明できる単一の根本原因を特定することはできなかった。故障モード解析において5つの故障モード（バネの緩み、シートの固着、スピンドルの過渡の振れ(run out)、Crosby社設定点確認装置を用いた試験への変更、及び、蒸気ヘッダ圧力の振

動) が同定された。バネの緩みは、通常、長期間供用に置かれていたバネに関連する。この状態に関する評価を行っていた際、1996年に予備品として購入した弁もこのメカニズムに晒されていたかもしれないことが明らかとなった。これらの弁に対するバネのアセンブリは、ベンダーがプリセットを行うよう規定しておらず、また、バネ製造時ではASME規格の要求でもなかったため、プリセットが行われていなかった可能性がある。バネの変化により、プラントトリップ後に設定点がドリフトし、設定点より低い圧力で開くことがある。316SSというディスクの材料は、シート固着を起こしやすく、その結果として最初の開圧が高くなることがある。シートの固着は、シートとノズルの異種ステンレス鋼材間において分子レベルで発生する。この現象は、他の設置者により使用される類似設計の弁で起こってきた。さらに、316SS製スピンドルは、振れを起こしやすく、弁の開圧に影響を及ぼし得る。この試験では、ANO-1号機のMSSVに対して、Crosby社の設定点確認装置を初めて使用した。試験方法の間には固有の精度上の差異があり、試験方法の変更は結果に何らかの差をもたらすものと予想される。試験が行われた出力レベルでの主蒸気ヘッダ圧力振動は、通常のMSSV試験時に経験する圧力振動よりも大きかった。設定点確認装置は主蒸気ヘッダ圧力を平均化するわけではないため、開圧の計算には平均値を示していない圧力が使われた可能性がある。

"A" HEADER

<u>Valve Number</u>	<u>Setpoint</u>	<u>As-Found</u>	<u>Percent Deviation</u>
PSV-2692	1100	1141.4	+3.77
PSV-2693	1100	1107.5	+0.68
PSV-2694	1090	1122.8	+3.01
PSV-2695	1090	1094.9	+0.45
PSV-2696	1070	1060.8	-0.86
PSV-2697	1070	1016.3	-5.02
PSV-2698	1060	1041.5	-1.75
PSV-2699	1050	1038.3	-1.11

"B" HEADER

<u>Valve Number</u>	<u>Setpoint</u>	<u>As-Found</u>	<u>Percent Deviation</u>
PSV-2684	1050	1015.9	-3.25
PSV-2685	1060	1072.4	+1.17
PSV-2686	1070	1081.5	+1.07
PSV-2687	1070	1077.4	+0.69
PSV-2688	1090	1032.0	-5.32
PSV-2689	1090	1052.9	-3.40
PSV-2690	1100	1138.4	+3.49
PSV-2691	1100	1059.6	-3.68

全てのMSSVは、設定点確認装置を用いて許容範囲内に調整された。また、幾つかのMSSVについては、原子炉起動後に原位置での追加試験を行うこととしている。なお、ANOでは、開圧設定時の試験と供用中の開圧試験に同一の試験装置を使用することとなった（予備のMSSVの再確認には設定点確認装置を利用する）。

(2) ディスク・ノズル固着と設定点ドリフトによる主蒸気安全弁試験の許容範囲超過

プラント名：Byron-1号機（W社製）

事象発生日：2002年3月8日

LER No.：50-454/2002-001-04

2002年3月7日、92%出力運転中、3月9日からの燃料取替停止に向けての準備として、MSSV（Dresser社製3707-R）の設定点試験が開始された。供用中試験(IST)プログラムを満足するためにMSSVの試験は各サイクルに行われる。ISTプログラムでは、合計20個のMSSVのうちの最低4個について試験を行うよう求めており、少なくとも5年に1度は20個の弁全てについて試験を行うことになる。2002年3月の停止時では、当初、性能上の懸念が生じた弁や以前にInconel X-750製ディスク材による改修を行った弁を含めて9個のMSSVについて試験を行う予定であった。しかし、試験不合格の弁があったため、試験対象が拡大され20個全てについて行われることとなった。これらの試験では、実際のMSSV開圧が技術仕様(TS)に従っていることを確認する。TSでは、開圧に関して $\pm 3\%$ を許容しており、また、試験を行った全ての弁を $\pm 1\%$ という許容範囲に設定するよう求めている。試験では、水圧試験装置を用い通常系統圧力で弁の実際の開圧を調べる。MSSVの試験は、プラントの手順書に沿って行われるが、手順書における許容基準では、調整を行わずに2回の連続した試験で要求値の $\pm 1\%$ 以内に入るよう要求している。2002年3月7日にMSSVの試験が開始され3月9日に終了した。20個のMSSVのうちの3個について行われた最初の開圧試験で、 $\pm 3\%$ というTS限度を超えた。しかし、そのうちの2つ（1MS014C及び1MS015C）について2回の開圧試験を行ったところ、調整を行わなくても $\pm 1\%$ 以内となった。そのため、これら2つのMSSVについては設定点調整が必要とされなかった。もう1つの弁（1MS014D）については調整が行われ $\pm 1\%$ 以内にしなければならなかった。

Valve	Tech Spec Setpoint (psi)	3% Tech Spec Limits (psi)	Initial Lift (psi)	% Diff.	Second Lift (psi)	As-Left Lift (psi)	1% Acc Crit Limits (psi)
1MS014C	1220	1183-1257	1266	+3.8%	1234	1218	1208-1232
1MS014D	1220	1183-1257	1264	+3.6%	1251	1218	1208-1232
1MS015C	1205	1169-1241	1255	+4.1%	1207	1211	1193-1217

MSSV 1MS014Cの開圧が $\pm 3\%$ というTS許容基準を超えた原因は、ステンレス鋼製ディスクとノズルの間で金属固着が起こり設定点が上昇したことによる。産業界の運転経験により、Dresser社製MSSV（Model 3707R）においてディスクとノズルの間で酸化による固着が起こり設定点が上昇する可能性があることが示されている。MSSV 1MS015Cの開圧がTS許容基準を超えた原因も、Inconel X-750製ディスクとノズルの間で酸化による固着が起こり設定点が上昇したことによるものと考えられている。当該弁では、以前にディスクの固着が起こっていたため前回の燃料取替停止時にX-750製ディスクが取り付けられた。今回の現象は、Byron発電所におけるX-750製ディスク材を使用したMSSVで酸化による固着が起こった初めての事例である。Braidwood発電所においても最近の

停止時にX-750製ディスク材を使用したMSSVの故障を経験している。米国内でX-750製ディスクの固着事象が起こったのは、Byron及びBraidwoodの2サイトだけである。Braidwood発電所では、根本原因分析を行ったが、X-750製ディスクの酸化による固着が起こる理由を特定するには至らなかったと結論付けている。MSSV 1MS014Dの開圧がTS許容基準を超えた原因は、設定点のドリフトによるものとされている。 $\pm 1\%$ 許容範囲内に戻すために調整が必要となったが、1回目と2回目の開動作でディスクの固着を示す2%を超えてはいなかった。当該弁について分解したが、1回目の開圧が許容範囲より高くなったことを説明するような材料の異常は認められなかった。1MS014C及び014Dは、X-750製ディスク材で再組立が行われた。X-750製ディスクで改修を行った弁についてバイアスをかけ $\pm 1\%$ 許容範囲の低い側に開圧を設定するよう手順書を改訂する予定である。この改訂により、X-750製ディスク材が今後の試験時におけるディスクの固着に対して余裕を持たせることになる。2号機における6個のX-750製ディスク付MSSV全てについて試験が行われたが、これらのMSSVは全て試験に合格し、ディスクの固着は認められなかった。

2003年9月、Byron-1号機において、20個のMSSV全てについて試験が行われたが、ディスクの固着現象を示したものはなかった。20個のうちの16個にX-750材が使用されている。2003年秋、Braidwood-2号機において、13個のMSSVに関する試験が行われ、1個だけに軽微なディスク固着が認められた。当該弁は、X-750材による改修を行っていないものであった。13個のうちの4個にX-750材が使用されている。2004年3月、Byron-2号機において、9個のMSSVに関する試験が行われたが、ディスクの固着現象を示したものはなかった。9個のうちの4個でX-750材が使用されている。2004年4月、Braidwood-1号機において、3個のMSSVに関する中間サイクル試験が行われたが、ディスクの固着現象を示したものはなかった。これら3個のMSSV全てにおいてX-750材が使用されている。Byron及びBraidwoodにおける2005年の燃料取替停止時のMSSV試験の結果、ディスクの固着による試験不合格はなかった。X-750材とベンダーによる酸化処理により、ディスクの固着現象はなくなってきている。

(3) 主蒸気安全弁の許容開圧超過

プラント名：D.C.Cook-1号機（W社製）

事象発生日：2002年5月3日

LER No.：50-315/2002-003-00

2002年5月2-3日、約52%出力運転中、20個のMSSV（Dresser社製3707-R）のうちの7個が技術仕様(TS)要求の開設定点を満足しなかった。TSでは、供用中の開圧に関して $\pm 3\%$ 、設定時の開圧に対して $\pm 1\%$ を許容している。

MSSVの試験不合格の原因は、ステンレス鋼製ディスクとノズルとの間で酸化固着が起こり弁の開圧が上昇したことによる。7個のMSSVにおける試験不合格は、最初の開圧試験で高くなりその後の開動作では低下したという特徴を有するものであった。これらのMSSVについては調整が行われ開圧は $\pm 1\%$ 許容範囲内になった。D.C.Cookにおいて

は、MSSV性能改善プログラムが進行中であるが、このプログラムでは、5年間のうちにオリジナルのディスクを予め酸化処理を施したInconel X-750製ディスクに取り替えることとなっている。試験不合格となった7個のMSSVのうちの5個については次回の燃料取替停止時に取り替えられる。他の6個のMSSVと2号機の12個のMSSVについてはその後の燃料取替停止時に取り替える予定である。

	Lift Pressure	Required Setpoint	Acceptable Range
1-SV-1A-4	1109 psig	1065 psig	+/-3% (1034-1096 psig)
1-SV-2B-4	1155 psig	1075 psig	+/-3% (1043-1107 psig)
1-SV-1B-4	1124 psig	1065 psig	+/-3% (1034-1096 psig)
1-SV-2A-2	1122 psig	1075 psig	+/-3% (1043-1107 psig)
1-SV-1B-3	1103 psig	1065 psig	+/-3% (1034-1096 psig)
1-SV-2B-1	1158 psig	1075 psig	+/-3% (1043-1107 psig)
1-SV-1B-1	1100 psig	1065 psig	+/-3% (1034-1096 psig)

(4) 主蒸気安全弁設定点の許容値超過

プラント名：Davis Besse (B&W社製)

事象発生日：2002年2月14日

LER No. : 50-346/2002-001-00

2002年2月14-15日、約95%出力運転中、ASME規格の要求に従って、主蒸気安全弁(MSSV)に関する設定点試験が行われた。2基の蒸気発生器(SG)各々には9個のMSSVが取り付けられている。9個のうちの2個では、その設定点が1050 psigであり、残り7個では1100 psigである。技術仕様(TS)では、全てのMSSVは運転モード1～3において動作可能であるよう規定しているが、MSSVに対する設定点許容範囲は規定されておらず、ASME規格の供用中検査に対する要求が参照されている(即ち、+/-3%許容基準となっている)。また、同TSでは、MSSVの逃がし容量(少なくとも1個は1050 psig +/-1%を超えておらず、1100 psig +/-1%を超える設定点のMSSVがないこと)に基づき、中性子束高トリップ設定値を下げることでMSSVが動作不能な状態での継続運転を認めている。18個のMSSV全てについて現場試験が行われた。4個のMSSVにおいて、設定点がASME規格の許容基準(+/-3%)を満足しなかった(設定点が要求値より3%以上高くASME規格の許容値を超えていた)ため、TSに従って動作不能とされた。残りの15個(14個の間違いと思われる)の開圧は+/-3%内であった。

Valve Number	Desired Setpoint (psig)	As Found Setpoint (psig)	Offset
SP17A4	1100	1154.8	+5.0%
SP17A9	1100	1179.4	+7.2%
SP17B3	1100	1153.9	+4.9%
SP17B4	1100	1136.8	+3.3%

3個のMSSV (SP17A4、SP17A9、SP17B3) において設定点が許容範囲よりも高くなった原因は酸化固着によるものである。燃料取替停止に入る前に、全てのMSSVには、**Type 422**マルテンサイト鋼製ディスクと**Type 316**オーステナイト鋼製ノズルが取り付けられていた。ノズルとディスクの酸化は、これら2種類の材料の酸化構造が似ていることによるもので、MSSVが高温の蒸気環境条件に設置された後に起こる。また、酸化固着は、ディスク及びノズルシートの改修（研磨）を行ったり**Type 422**マルテンサイト鋼製ディスクを新たに取り付けることにより生じる。これらのMSSVは、最初の開圧試験で高い圧力で開き、2度目の試験では許容範囲内で開いたが、これは、最初の開動作時における固着を示しており、産業界においてディスクの交換及びノズルの研磨を行った後の最初の開動作時に経験している酸化固着と整合が取れる。SP17B4において設定点が許容範囲を超えた原因は、不正確な試験方法による。当該弁では、固着の兆候を示していなかった。2002年以前に行われた所内試験には、水圧試験設備が使用された。この設備では、試験員に対して、弁を通過する蒸気流を音により検知することで安全弁が開き始めるかを調べ、蒸気圧の測定値と圧力ゲージからの水圧指示値を用いて開力を計算するよう求めているため、固有の不正確さがある。この試験方法を用いたことにより、弁の設定点は高めに調整された。2002年の試験では、設定点確認装置(set point verification device : SPVD)を使用した。SPVDを利用することによって、弁が開くタイミングの測定、圧力の読取や記録、試験結果の計算における潜在的なヒューマンエラーをなくすることになる。

各々MSSVの設定点がASME規格の許容値より高くなっていることが判明したため、当該MSSVは動作不能と宣言され、プラントの継続運転を行うために設定点が許容値内に調整された。TSに従い、中性子束高トリップ設定値を下げた状態で試験が行われた。開圧がかなり高かった3個のMSSV (SP17A4、SP17A9、SP17B3) と他の3個のMSSV (SP17A6、SP17B7、SP17B6) が取り外され、予め酸化処理の施されたX-750製ディスクを採用した予備品と取り替えられた。X-750材表面に形成される酸化層は、従来のステンレス鋼製ノズルに比べ、ノズル材の酸化層と固着する傾向が低い。これは、2つの酸化物の化学組成や結晶構造が異なることによる。EPRIのTR-113560及び産業界の運転経験によれば、Inconel材が酸化固着現象を緩和するため、MSSVに見られる最初の開動作時における開圧高が起こる可能性が低くなる。また、残り12個のMSSVに対するディスク材も次の2回の燃料取替停止時においてX-750に変更することとなっている。さらに、予備のMSSVについても運転中の改修時にInconel製ディスクを取り付け、その後の燃料取替停止時に予備品を設置する予定である。18個のMSSV全てに対し、2006年春の燃料取替停止終了までにInconel製ディスクを取り付ける予定である。なお、EPRIのTR-113560によれば、一旦酸化固着が解消されると、弁の材料に関係なく酸化層が残っている限り弁シートとノズルは再度固着する傾向はない。そのため、他の12個のMSSVについては、弁シート表面の改修を行わない限り酸化固着が起こりやすい状態ではない

はずである。酸化固着が起こらないことを確認するために、各ヘッドに関し、今停止時に改修を行わなかった1個のMSSVについて、定格出力運転再開から90日以内に運転中の試験を行うこととし、これら2個の弁のいずれかが3%許容範囲を超えて開いた場合、残りの10個の弁についても試験を行うこととした。また、サイトの手順書を改訂し、現場あるいは所外での試験に対して、線形電圧差変換器(LVDT)試験方法を用いた最も精度の高い方法で試験を行うよう要求することとなった。これにより、弁SP17B4で起こった不正確な試験方法による設定点変動は解消される。6個のMSSVに対する運転中の試験を行う前に手順書を変更する予定である。

(5) 主蒸気安全弁開圧の技術仕様限度外

プラント名：Palo Verde-2号機（CE社製）

事象発生日：2002年3月5日

LER No.：50-529/2002-001-00

MSSV（Dresser社製3700シリーズ）に対しては、技術仕様(TS)のサーベランス要求及びASME規格の要求により、5年に1度試験を行うよう求められている。しかし、Palo Verdeでは、以前の是正措置に従って、各燃料取替停止前に試験を行っている。TSサーベランス要求では、各MSSVの開圧が設計上の設定点の $\pm 3\%$ 以内に入らなければならないとしており、また、試験終了時には $\pm 1\%$ に戻さなければならないとしている。2002年3月5日12時54分頃、Furmanite Digital Trevitest方法を用いてMSSVの設定点確認試験が開始された。技術部門職員（電力会社の無資格者）は、MSSVに関する停止前試験を行ったところ、PSV0561に対する開圧は1289 psigであり、設計上の設定点（1250 psig）の $+3.1\%$ であった。運転部門職員は、同弁を動作不能と宣言し、TSの運転制限条件(LCO)に入った。弁の開圧は設計上の設定点の $\pm 3\%$ 内に戻されたため、13時、同弁は動作可能と宣言された。同弁は燃料取替停止中に $\pm 1\%$ 以内であることが確認されたものと取り替えられた。設置者は、MSSVの設定点許容範囲を超えたのは、設定点のドリフトによるものと考えている。弁は、固着の特徴を示しておらず、従って、弁シートの固着が本事象の原因とは考えられない。

(6) 4個の主蒸気安全弁の開圧試験時における許容基準不適合

プラント名：H.B.Robinson（W社製）

事象発生日：2002年10月9日

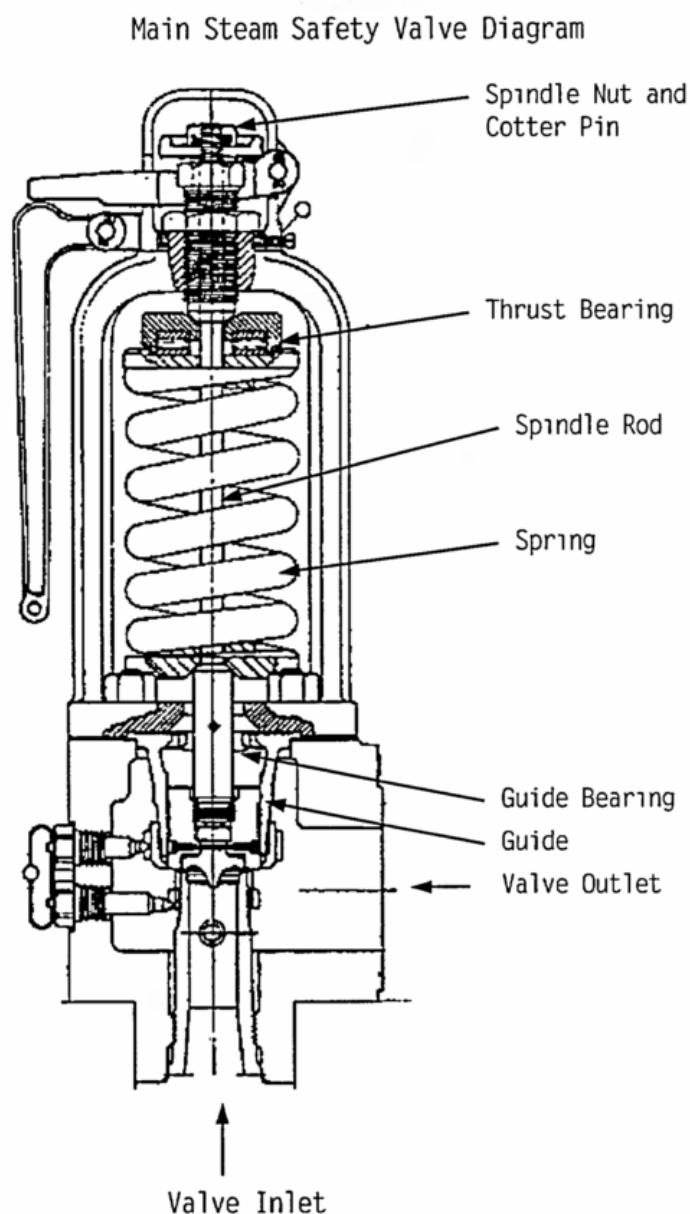
LER No.：50-261/2002-001-00

2002年10月9日8時29分、約93%出力運転中、MSSV（Crosby社製HC-65W, Type C）の試験が開始された。10月10日の試験終了時まで、12個のMSSV全てについて試験が行われた。そのうちの4個において設定点が試験許容基準よ

VALVE NUMBER	AS-FOUND LIFT PRESSURE (PSIG)	PERCENT EXCEEDANCE	STEAM GENERATOR
SV1-1A	1119	3.1%	A
SV1-2B	1156	4.1%	B
SV1-1C	1126	3.8%	C
SV1-2C	1187	6.9%	C

り高いことが判明した。最初の試験不合格は、10月9日9時48分に、SV1-2Bの試験中に明らかとなった。プラントは、弁の試験を行うために、9時43分に技術仕様(TS)の運転制限条件(LCO)に入っていた。同弁については調整が行われ、再試験を行って動作可能状態に戻されたため、10時23分、LCOから抜け出した。この試験不合格により、供用中試験プログラムに従って、既に選定されていた4個に加えて更に2個のMSSVに関する試験が求められた。2つ目の試験不合格は、10月9日12時50分に、SV1-2Cの試験中に明らかとなった。プラントは、弁の試験を行うために、12時47分にLCOに入っていた。同弁については調整が行われ、再試験を行って動作可能状態に戻されたため、13時27分、LCOから抜け出した。この試験不合格により、全てのMSSVについて試験を行うことが求められた。3つ目の試験不合格は、10月9日14時12分に、SV1-1Cの試験中に明らかとなった。プラントは、弁の試験を行うために、14時07分にLCOに入っていた。同弁については調整が行われ、再試験を行って動作可能状態に戻されたため、14時45分、LCOから抜け出した。4つ目の試験不合格は、10月10日11時23分に、SV1-1Aの試験中に明らかとなった。プラントは、弁の試験を行うために、11時22分にLCOに入っていた。同弁について再試験を行ったところ問題がなかったため、動作可能状態に戻され、11時45分、LCOから抜け出した。これら4つのMSSVは、いずれも $\pm 3\%$ という許容基準を満足していなかった。

4個のMSSVにおいて開圧が許容範囲を超えた根本原因は、ガイドベアリングに対してスピンドルの軽微なバンディングが起こったことで機械部品が損傷したことによる。スピンドルには摩耗が認められ、



これが、ガイドベアリングとスピンドルとの間における干渉に寄与した可能性がある。スラストベアリングに対するスピンドルのバインディングとスピンドルのドリフト（環境条件によるバネ特性の軽微な変化）が寄与因子と判断された。MSSVに関し、10月12日から11月13日までの燃料取替停止時において、弁の分解検査、スピンドルの交換、シーートの研磨などが行われた。また、停止前及び停止中の試験により、MSSVが動作可能であることが確認された。

(7) 主蒸気安全弁開設定点の技術仕様限度外

プラント名：St. Lucie-1号機（CE社製）

事象発生日：2002年9月28日

LER No. : 50-335/2002-001-00

2002年9月28日、MSSV（Crosby社製HA-55-FN）の開圧試験を行うために、原子炉出力は約68%に維持されていた。2個のMSSVは技術仕様(TS)の設定点要求を満足し、2個のMSSV（V8203及びV8214）は僅かながら低かった。TSでは、開圧を設定点（1000 psig 及び1040 psig）の+1～-3%と要求している。

Valve	Serial Number	Train	Set Pressure (psig)	As-Found Lift Pressure (psig)	TS Lift Setting Limits (+1%, -3%) (psig)	Set Pressure Deviation (psi / % of setpoint)
V8203	N55128-00-0003	A	985.3	954.9	≥ 955.3 and < 995.3	0.4 psi low / -3.0854%
V8206	N55128-00-0006	B	985.3	988.4	≥ 955.3 and < 995.3	Passed / +0.0032%
V8209	N55128-00-0009	A	1025.3	1034.7	≥ 994.1 and < 1035.7	Passed / +0.0092%
V8214	N55128-00-0014	B	1025.3	993.9	≥ 994.1 and < 1035.7	0.2 psi low / -3.0625%

原因は設定点のドリフトである。設定点の+3%を超えた弁はなかったため、公式な根本原因分析は要求されなかった。なお、ASME/ANSI規格によれば、開圧が設定点許容範囲外であってもマイナス側であれば故障と見なされない。V8203及びV8214を取り外し所外に運び出して、再加工、再確認を行って再度設置した。

(8) 主蒸気安全弁及び加圧器安全弁開圧の技術仕様許容限度超過

プラント名：Salem-1号機（W社製）

事象発生日：2002年10月16日

LER No. : 50-272/2002-006-00

4.3節【2002年】の(8)参照

【2003年：5事例】

(1) 主蒸気安全弁開圧の許容範囲外

プラント名：Byron-1号機（W社製）

事象発生日：2003年2月16日

LER No. : 50-454/2003-02-00

2003年2月16日、MSSV（Dresser社製Model 3707R）のInconel X-750製ディスクに関する性能情報を得るために6個のMSSVについて中間サイクル設定点試験が行われてい

た。この試験は、ディスク固着に鋭敏なInconel X-750材に関する以前の問題から生じた是正措置である。前回の燃料取替停止時（2002年3月）において、5つの弁（1MS013A、1MS014C、1MS014D、1MS015B、1MS016C）は、Inconel X-750材で改修された。残りの1個（1MS015C）については、2000年10月の停止時にInconel X-750材で改修された。同弁は2002年3月の停止時に開圧が許容範囲より高かったため今回の試験対象として選択された。2000年10月の停止時には、さらに3個のMSSVにInconel X-750製ディスクが取り付けられたが、これらの弁は500日以上長期供用後の試験に合格した。そのため、それらについては、ディスク固着の影響を受け易いとは考えられなかったため中間サイクル試験の対象とされなかった。技術仕様(TS)では、開圧に関して $\pm 3\%$ の範囲を許容しており、また、試験された全ての弁は設定点の $\pm 1\%$ に設定するよう求めている。設定点試験は、水圧試験装置を用いた通常の系統圧力で実際の開圧を調べる。MSSV試験は手順書に沿って行われたが、この手順書における許容基準では、連続した2回の開圧試験において、試験の間に調整を行わず、要求される開設定点の $+0\sim -1\%$ の範囲内にあるよう求めている。6個のMSSVに対する試験は、2003年2月16日に行われ、このうちの2個（1MS015B、1MS013A）に関する最初の開圧試験では、 $\pm 3\%$ というTS制限値（低い方で -3% ）を超えた。これらの弁は、許容基準の $+0\sim -1\%$ という範囲内にあるよう設定点の調整が必要とされた。

Valve	Tech Spec Setpt (psi)	$\pm 3\%$ Tech Spec As-Found Limits (psi)	Initial Lift (psi)	Initial lift % Diff.	As-Left Lift (psi)	$\pm 1\%$ Tech Spec As-Left Limits (psi)
1MS015B	1205	1169 – 1241	1167	-3.2%	1195	1193 – 1217
1MS013A	1235	1198 – 1272	1190	-3.6%	1227	1223 – 1247

原因は不明である。開圧が低くなった原因について、個々の弁の履歴、試験設備の較正、設定点試験方法、MSSVの弁体温度、過去の原子炉運転など様々な要因に関するレビューが行われたが、特定することはできなかった。但し、今回の試験（取り付けた状態でのTrevitesti試験）では、蒸気管圧力と弁の設定点との差を上回る駆動力を与えるために水圧装置が用いら、また、不合格となった2つの弁については、以前にベンダーによる蒸気ボイラーを用いた試験が行われていた。これら2つの試験方法における差異が開圧低下に関係している可能性がある。

(2) 主蒸気安全弁2個の開圧の許容範囲外

プラント名：Byron-1号機（W社製）

事象発生日：2003年9月16日

LER No.：50-454/2003-04-00

2003年9月16日、94%出力運転中、MSSV（Dresser社製Model 3707R）に関する設定点試験が開始された。供用中試験プログラム(IST)では、20個のMSSVのうちの少なくとも4個について試験を行い、5年に1回は20個全てについて試験を行うよう要求している。

しかし、試験不合格となったものがあったため、試験対象は20個全てに拡大された。これらのMSSV試験では、実際の開圧が技術仕様(TS)に従っていることを確認する。TSでは、開圧に関して $\pm 3\%$ の範囲を許容しており、試験を行った全ての弁について許容範囲を1%に設定するよう求めている。試験では、水圧試験装置を用いた通常の系統圧力で実際の開圧を調べる。MSSVの試験手順における許容基準では、2回続けて弁の開圧が設定点の1%以内になることを求めている。20個のMSSVのうちの2個に関する最初の開圧試験で、3%というTS限度を超えた。

Valve	TS Setpoint (psi)	3% TS Limits (psi)	Initial Lift (psi)	% Difference
1MS016A	1190	1160 - 1220	1143	-3.9%
1MS015D	1205	1175 - 1235	1163	-3.5%

2個のMSSVが試験に不合格となった原因は不明である。これらのMSSVについては、2005年春に計画されている次回の設定点試験において再度試験を行うこととなった。

(3) 主蒸気安全弁開圧の技術仕様限度外

プラント名：Palo Verde-3号機（CE社製）

事象発生日：2003年3月20日

LER No.：50-530/2003-01-00

MSSV（Dresser社製の3700シリーズ）は、技術仕様(TS)サーベランス要求及びASME規格に従って5年に1回の頻度で試験を行うよう要求されている。しかし、Palo Verdeでは、以前の是正措置に従って各燃料取替停止前に試験が行われている。試験は、承認された手順に従い、通常運転圧力及び温度条件下で実施される。TSでは、MSSVの開圧を設計開圧の $\pm 3\%$ 以内にするよう求めている。試験終了時において、MSSVは設計開圧の $\pm 1\%$ に戻さなければならない。2003年3月20日9時8分ごろ、Furmanite Digital Trevitess方法を用いてMSSVに関する設定点確認試験が開始された。試験の結果、MSSV PSV0578に対する開圧は1333 psigであり、設計設定点(1290 psig)の $+3.3\%$ であった。運転部門の職員は、当該MSSVを動作不能と宣言しTSの運転制限条件(LCO)に入った。プラントの手順書に従って弁開圧の調整が行われ設計設定点の $\pm 1\%$ 以内に戻された。そのため、10時、運転部門は同弁を動作可能と宣言しLCOから抜け出した。

設置者は、MSSVの開圧が許容範囲外であった原因を設定点のドリフトによるものと結論付けた。MSSVには、固着の特徴は認められず、従って、弁座の固着が原因とは考えられない。

(4) 主蒸気安全弁開圧の技術仕様限度外

プラント名：Turkey Point-3号機（W社製）

事象発生日：2003年2月27日

LER No.：50-250/2003-04-00

2003年2月27日、燃料取替停止に向けて出力降下中、MSSVに関する試験を行うために約60%出力に維持されていた。9時28分、MSSV RV-3-1410（蒸気発生器SG-Cに設置されている）について試験を行ったところ開圧が設定点より6.2%高かったため同弁は供

用外と宣言された。技術仕様(TS)で許容される設定点は $\pm 3\%$ である。その後、同弁について2回の試験が行われたが、いずれも設定点の $\pm 1\%$ 以内であった。原因は、ノズルとディスクの接触面の熱膨張によるノズルーディスクの固着と判断された。

午後2時38分、RV-3-1402（蒸気発生器SG-Aに設置されている）について試験を行ったところ開圧が設定点より4.8%高かったため同弁は供用外と宣言された。その後、同弁について2回の試験が行われたが、いずれも設定点の $\pm 1\%$ 以内であった。原因は、ノズルーディスクの固着によるものと判断された。

午後4時31分、RV-3-1406（蒸気発生器SG-Bに設置されている）について試験を行ったところ開圧が設定点より8.2%高かったため同弁は供用外と宣言された。その後、同弁について調整を行い再度試験を行ったところ、設定点の $\pm 1\%$ 以内で開いた。しかし、原因は分からなかったため、同弁は供用外とされたままとなった。

午後10時20分、RV-3-1411（蒸気発生器SG-Cに設置されている）について試験を行ったところ開圧が設定点より7.4%高かったため同弁は供用外と宣言された。その後、同弁について再度試験を行ったところ問題はなかった。原因はノズルーディスクの固着によるものと判断された。

Table 1 As-Found Lift Settings			
Valve Number	Design Setpoint	As-Found Setpoint	As-Found Percentage
RV-3-1402	1115 psig	1169.0 psig	104.84 %
RV-3-1406	1100 psig	1190.6 psig	108.24 %
RV-3-1410	1085 psig	1152.4 psig	106.21 %
RV-3-1411	1100 psig	1181.4 psig	107.40 %

弁内部の検査により、RV-3-1402, 1410, 1411に対する開圧高の原因はノズルーディスクの固着によるものであることが確認された。ノズルーディスクの固着は、加熱中に硬い材料(410 SS) のディスクにより軟らかい材料(316 SS)のノズルに摩損が生じると接触面間での熱膨張に差異が生じることによって起こり得る。これら小さな摩損玉(gall beads)によりディスクとノズルが固着してしまう。こうした状況下において、最初の開圧がその後の開圧よりも高くなる。固着に対する従来の対策は、安全弁の分解点検時においてノズルとディスクの表面を再加工することであった(通常、ディスクを交換する)。しかし、固着の発生傾向が高くなっており、シートの表面仕上げに関連していることが注目された。以前のMSSV分解点検手順では、弁シートの表面を鏡面仕上げするよう規定していたが、仕上げの品質については規定していなかった。そのため、ベンダーによって品質の異なる仕上げ状態となる。その後、ノズルとディスクの固着が起らないよう、MSSVの表面仕上げは、L4-L8プロファイル（4-8 μ インチ仕上げ）に適合するよう規定された。

RV-3-1406の履歴をレビューしたところ、以前の燃料取替停止時において、幾つかの弁の構成変更が行われていたことが明らかとなった。弁のバネが、巻径の大きなものと

交換されていた。この巻径の大きなバネでは、バネの巻径に合わせるために、正確な設定点を達成できるよう機械加工された新しいバネワッシャを取り付ける必要があった。新しいバネワッシャは従来のものより厚く、ヨークロッドとヨークのショルダー間に約3/8インチ厚さのC形状スペーサを取り付ける必要があった。こうした変更により、バネが伸び設定値調整を要求範囲に下げることが可能となった。スペーサにより弁を要求される値に設定することが可能となったが、C形状のスペーサがヨークロッドとヨークナットとの間の接触面を維持していなかったため、運転サイクルにおいて多少の形状不安定が生じた。その結果、ミスアラインメントが起こり設定点の変動する結果となった。

(5) 主蒸気安全弁開圧の技術仕様限度外

プラント名：Turkey Point-4号機（W社製）

事象発生日：2003年10月2日

LER No.：50-251/2003-02-00

2003年10月2日、燃料取替停止に向けての出力降下中、約49%出力に維持された状態で、MSSV (Crosby社製HA-55-FN) に関する試験が行われた。その結果、MSSV RV-4-1400（蒸気発生器SG-Aに設置されている）の開圧は、設定点力よりも4.01%高い1128.5 psigであった。この圧力は、技術仕様(TS)許容値である1085 psig $\pm$ 3%（1052.5～1117.5 psig）より高かったため、同弁は動作不能と宣言された。その後、RV-4-1400について再度試験を行ったところ、開圧は1097 psigであった（設定点より1.19%高い）。同弁の調整を行って設定点の $\pm$ 1%以内に戻した。その後、同弁について、更に2回の試験を行ったところ、いずれも設定点の1%以内であった。弁の調整と試験を行い設定点の1%以内にあることが確認されたが、ASME規格の要求に基づき、原因の特定と是正措置が取られるまで同弁を供用に戻さなかった。その後、RV-4-1400の分解点検と試験を行って供用に戻した。RV-4-1400が試験に不合格となったため、供用中試験(IST)プログラムに従って試験対象範囲を拡張、計画されていた4個の逃がし弁に更に2個を加えて試験が行われた。その結果、これら全てのMSSV (RV-4-1400以外) に対する開圧は、設定点の $\pm$ 3%以内であった。

弁内部の検査結果に基づき、RV-4-1400に対する開圧高の原因は、ノズルとディスクの固着によるものと判断された。ノズル-ディスクの固着は、加熱中に硬い材料(410 SS)のディスクにより軟らかい材料(316 SS)のノズルに摩損が生じると接触面間での熱膨張に差異が生じることによって起こり得る。これら小さな摩損玉(gall beads)によりディスクとノズルが固着してしまう。こうした状況下において、最初の開圧がその後の開圧よりも高くなる。固着に対する従来の対策は、安全弁の分解点検時においてノズルとディスクの表面を再加工することであった（通常、ディスクを交換する）。しかし、固着の発生傾向が高くなっており、シートの表面仕上げに関連していることが注目された。RV-4-1400の分解点検を行い、固着に関連する摩損をなくすようシート表面の研磨が行われた。しかし、将来の固着の発生可能性を提言するために、L4-L8プロファイル（4-8 μ インチ仕上げ）になるよう粗めの表面仕上げが規定された。さらに、MSSVにおける

固着の発生を最小限に抑えるために異なる材質のディスクに関する評価を行うこととした。

【2004年：3事例】

(1) 主蒸気安全弁開設定点の許容範囲超過

プラント名：Palisades（CE社製）

事象発生日：2004年10月23日

LER No.：50-255/2004-003-02

2004年10月23日、モード6において、MSSV RV-0706に関する所外試験を行ったところ、開圧が技術仕様(TS)設定点の $\pm 3\%$ という許容範囲を満足していないことが判明した。2004年9月16日に、RV-0710 が許容範囲を満足していなかったことが分かっているため、今回は2つ目のSRV設定点不良となる。その後、プラントを出力運転に復帰した後に所外及び現場での試験が行われ、さらに9個のMSSVが開圧試験に不合格となり、結局、24個のMSSVのうち11個が試験不合格となった。これらのMSSVにおける開圧はいずれも許容範囲を超えるものであった。要求に従って最終的な開圧が設定された。また、より頻度の高い弁の試験を行うために、保守及び試験計画が策定された。

Valve	Steam Generator A or B	As-Found Setpoint Acceptance Criteria	As-Found Setpoint	% Deviation	Second Lift	Tested In Place or Removed	Date Tested
RV-0704	A	1025 psig (995.3 to 1054.7)	1146.3	11.8	1017.6	Installed	12/2/04
RV-0706	A	1025 psig (995.3 to 1054.7)	1083	5.65	990	Removed	10/23/04
RV-0707	B	1025 psig (995.3 to 1054.7)	1058	3.22	998	Removed	10/24/04
RV-0710	B	1005 psig (975.9 to 1034.1)	1037.4	3.22	990.2	Installed	9/16/04
RV-0712	B	1005 psig (975.9 to 1034.1)	1039.3	3.41	999.5	Installed	12/9/04
RV-0713	A	1005 psig (975.9 to 1034.1)	1079.8	7.44	1004	Installed	12/3/04
RV-0714	A	1005 psig (975.9 to 1034.1)	1061.2	5.59	1006.6	Installed	12/3/04
RV-0716	A	1005 psig (975.9 to 1034.1)	1077.9	7.25	989	Installed	12/8/04
RV-0717	A	985 psig (956.4 to 1013.6)	1020.5	3.6	969.2	Installed	12/8/04
RV-0718	A	985 psig (956.4 to 1013.6)	1027.8	4.35	984.8	Installed	12/8/04
RV-0720	B	985 psig (956.4 to 1013.6)	1017.8	3.33	969.1	Installed	12/9/04

原因は、ディスクーシートの固着と弁のスピンデルガイド軸受のバインディングが組み合わさったことによる。産業界の運転経験により、ディスクーシートの固着は開圧が再試験時の開圧に比べて約30 psi高いことによって明らかとなる可能性がある。試験に不合格となった11個のMSSVは全て2度目の試験時の開圧が大きく低下していたことを示しており、ディスクーシートの固着が起こった可能性を示唆している。

(2) 主蒸気安全弁開圧の技術仕様許容限度超過

プラント名：Salem-1号機（W社製）

事象発生日：2004年4月9日

LER No.：50-272/2004-001-01

2004年4月9日、燃料取替停止中、10個のMSSV（Crosby社製HA-65W）のうちの1個が開圧試験に不合格となった。当該弁に対する開圧は規定値の -3% という限度より低かった。当該弁に対する設定点は、1110 psig $\pm 3\%$ である。さらに2個のMSSVについて試験を行ったところ、特に問題はなかった。

Valve Id	As found (psig)	TS Setpoint (psig)	Acceptable band (psig)	% Difference (psig)
13MS13	1076	1110	1076.7 – 1143.3	-3.1%

当該弁については所外の試験施設において分解され、内部部品について検査が行われた。その結果、シートやディスクにおいて蒸気カッティングや損傷は認められなかった。また、スピンドル（ステム）やガイドの摩損もなかった。検査により、上部及び下部のバネキャップがいずれも10%未満ではあったがバネ終端と接触していたことが明らかとなった。所外の試験施設におけるバネの標準では、接触している部分の3/4～7/8を全面接触と規定している。さらに、下部のバネ終端は、コイルと接触しておらず、また、バネ終端は180度ではなく約90度離れていた。ベンダーの施設における内部検査に基づき、設定点ドリフトの原因は、バネとバネキャップが満足な状態になかったことによるものとされた。この状態は、加圧器安全弁において以前に分かっていたが、蒸気発生器の安全弁では気づいていなかった。ベンダーの修理手順には、バネとバネキャップに対する検査属性と許容基準が示されている。この状態は、以前のMSSV分解時には認められなかった。当該MSSVは、試験による確認が得られている予備品と取り替えられた。また、MSSVのバネを取り替えることとし、取替用のバネについては所外の試験施設によりオリジナルのバネと同じ検査基準を用いて検査を行うこととした。バネキャップについては必要な接触免責を確保するためにバネ終端まで重ね合わせることにした。さらに、所外の試験施設による承認を得た手順に従って弁の再組立と試験を行う予定である。

(3) 主蒸気安全弁設定点の技術仕様限度外

プラント名：Turkey Point-3号機（W社製）

事象発生日：2004年9月25日

LER No.：50-250/2004-002-00

2004年9月25日、原子炉は、燃料取替停止に向けての出力降下中にMSSVの試験を行うために約50%出力に維持されていた。蒸気発生器SG-BのMSSV RV-3-1405の開圧は1136.1 psigであり、技術仕様(TS)の許容設定点 (1085 psig $\pm$ 3% : 1052.5～1117.5 psig) より4.71%高かった。10時15分、MSSV RV-3-1405は供用外と宣言された。その後、RV-3-1405について1119.1 psig (TS許容値の3.14%上) で試験が行われた。さらに、調整を行った後に2度にわたって試験が行われたが、要求される設定点の $\pm$ 1%以内であった。しかし、ASME規格に基づき、原因が特定、是正されるまで当該弁は供用に戻されなかった。22時30分、RV-3-1405は動作可能と宣言された。RV-3-1405が試験に不合格となったため、供用中試験(IST)プログラムにより、試験対象範囲を拡げ、RV-3-1400とRV-3-1401に対する試験が行われた。これらのMSSVは全て、要求される設定点の $\pm$ 3%以内であった。

弁内部に関する検査に基づき、RV-3-1405に対する開圧が高かった原因は、バネとバネワッシャとの間に腐食がゆっくりと形成されたことによるものと判断された。バネ、バネワッシャ及びスラスト軸受けには過度な腐食が認められた。バネとバネワッシャと

の間の腐食によりバネの圧縮が増加し、開圧が最大許容値より高くなった。認められた腐食は、弁内の鋼製機器が腐食環境（塩分を含む空気、雨など）と作用したことによる。外部環境との相互作用を防ぐために保護グリース被覆を施すことにより、弁内の機器は保護される。しかし、この保護被覆は、1995年9月21日にRV-3-1405の分解検査が行われた時に使用されたもので、Never-Seez (G44)であった。ベンダーの書類によれば、この製品（Never Seez Nickel）は、耐食材として意図されたものではない。Never Seezは、金属表面を簡単に被覆処理し外部環境との相互作用を防ぐことによりある程度の耐食性を確保していたが、長期間にわたる持続性は確かではない。従って、2000年に、Never Seezの使用を止め、Texaco Mutifak EP2グリースが使用された。Texaco Mutifak EP2グリースは、金属表面を腐食から守るために設計された潤滑用グリースである。Never Seezを耐食材として使用したことが本事象の寄与因子であると考えられ、2000年にTexaco Mutifak EP2に変更したのは適切な是正措置とみなされる。RV-3-1405については、本停止時に分解検査が行われた。保守記録をレビューしたところ、1つの例外はあるものの、他の全てのMSSVについて、2000年にTexacoグリースの使用を開始した後に分解検査が行われている。1つの弁RV-3-1407については、耐食材の変更前に分解検査が行われたが、前回の燃料取替停止時の試験に合格している。RV-3-1407に関する巡回点検の結果、RV-3-1405と比べ軽微な腐食（主として変色）が認められた。RV-3-1405については、設定点を1085 psig $\pm$ 1%以内に調整した。RV-3-1407については、次回の燃料取替停止時に分解検査を行うこととなった。

【2005年：2事例】

(1) 主蒸気安全弁開設定点の許容基準超過

プラント名：Point Beach-2号機（W社製）

事象発生日：2005年4月20日

LER No.：50-301/2005-001-00

2005年4月20日、定例の燃料取替停止中、供用中試験(IST)を行うために3個のMSSV（Crosby社製HA-65W）が取り外され設定点も容量も同じ同型のCrosby社製弁に取り替えられた。取り外されたMSSVは、Wyle研究所に送られボイラーによる設定点及びシートリック試験が行われた。そのうちの1個について試験を行っていたところ、開圧が許容基準を超えた。原因は特定されていないが、当該弁はプラント運転中動作可能ではなかったものと考えられる。当該弁についてその後3回の設定点試験が行われた。1回目の試験では、1170 psigで開いたが、この圧力は規定値1125 psigより4%高いものであり、設置者による1.93%という許容基準を超えている。その後、10分間隔で2回の試験が行われたが、いずれも設置者による許容基準内であった（2回目の試験では1123 psigで開き、3度目は1118 psigで開いた）。これらの開圧試験の前に、1012 psigで漏洩試験が行われたがこれには合格していた。弁を開いた後に1012 psigでシートリック試験を行ったが蒸気漏洩が認められ不合格となった。設定点異常が認められたMSSVは、2000年11月20日に

設置されてから供用に置かれていた。同じ供用時間である他の2個のMSSVについても開圧試験を行ったがいずれも設定点の1%以内で開き合格した。これら3個のMSSVのグループは、供用期間が最長であったために試験対象とされた。

1個のMSSVにおける設定点異常の原因は特定されていない。2000年に行われた保守では、同弁が系統から取り外され、3回の開圧試験が行われた。その後、2000年11月1日にCrane Nuclear社職員による改修が終了し、11月3日にWyle研究所において10分間隔で4回の設定点試験が行われたが、全て1125 psig $\pm$ 1%という設置者の許容基準に合格した。以前の保守記録によれば、2005年4月20日の弁異常を予期させるような兆候は認められていない。ASME規格に従って他に2個のMSSVに対する試験が行われたが、いずれも設置者の許容基準を満足していた。

(2) 複数の主蒸気安全弁設定点の技術仕様限度外

プラント名：St. Lucie-1号機（CE社製）

事象発生日：2005年10月16日

LER No. : 50-335/2005-005-00

2005年10月16日、約68%出力運転中、MSSV（Crosby社製HA-55-FN）に関する技術仕様(TS)試験が行われ、その結果、3個のMSSV（V8201、V8210、V8212）が $\pm$ 1/-3%というTS限度外で開いた。これら3個のMSSV、即ち、V8201、V8210及びV8212の開圧はそれぞれ1013.9 psig、1043.9 psig、1054.6 psigであり、TS許容基準（V8201：955.3～995.3 psig、V8210及びV8212：994.1～1035.7 psig）を超えていたが、ASME規格の閾値3%以内であった。弁V8210とV8212については開圧確認試験が行われ、調整した後の再試験に合格し供用に戻された。弁V8207については、Wyle研究所で分解検査を行うために取り外されたため確認試験は行われなかった。

殆どの安全弁設定点異常は試験によって明らかとなり、当初、開圧の許容範囲からのずれは設定点ドリフトによるものと考えられた。設定点ドリフトは、数多くの変化によるものであり、オリジナルの設備較正後に時間とともに徐々に起こる。しかし、正しい設定点での開失敗は、必ずしも設定点ドリフトによるものではない。腐食性固着やシーートの固着(micro galling)は産業界における共通の問題であった。幾つかの事例では、潜在的な原因を見つけるために2度目の試験（確認試験）が行われた。弁が要求される設定点近傍で開いた場合その弁は腐食性固着や微小摩損を経験したかもしれない。V8210とV8212の確認試験の結果は、データと整合しており、要求される設定点を達成するためこれらの弁に対する調整が行われた。調整された設定点の再現性は試験により確認され、これによって設定点ドリフトが最も可能性の高い原因であると示されている。V8207については予防保全プログラムに従って分解点検が行われることとなっているため確認試験が行われなかった。従って、TS試験で高い方に設定点がずれた原因はシーートの固着もしくは設定点のドリフトである。

【2006年：7事例】

(1) 主蒸気安全弁の逃がし試験時における技術仕様要求の設定点許容範囲超過

プラント名：Beaver Valley-1号機 (W社製)

事象発生日：2006年2月12日

LER No.：50-334/2006-001-00

2006年2月12日、翌日の燃料取替停止に向けて出力降下中の60%出力において、Trevitesting法によるMSSVの技術仕様(TS)サーベランス試験が行われた。当該試験では、水圧試験装置を用いた通常の系統圧力で実際の開圧を調べる。主蒸気ヘッドCの5個のMSSV (101C、102C、103C、104C、105C) に関する最初の開圧試験は、開圧に対してTSで要求される許容基準 (+/-3%) を満足しなかった。これら5個のMSSVは、2004年11月の燃料取替停止時に取替品として設置された新しい弁である。多くの弁が開圧に対するASME許容基準 (+/-3%) を満足しなかったため、試験対象が3基の蒸気発生器(SG) における15個のMSSV全てに広げられた。主蒸気ヘッドA及びBに関連する10個のMSSVは、元々設置されていた弁であるが、これらは全て調整なしで試験に合格した。

101Cに対する設定点は1075 psig +/-3% (1042.8～1085.7 psig) であり、最初の開圧は1115.4 psig (設定点より3.8%上)、2回目の開圧は1047.7.6 psig (設定点より2.6%下) であった。調整を行った後、2回続けて設定点の +/-1% 以内になるまで試験が行われ、最終的な開圧は1067.7 psig と 1073.5 psig であった。102Cに対する設定点は1085 psig +/-3% (1052.5～1095.8 psig) であり、最初の開圧は1134.5 psig (設定点より4.6%上)、2回目及び3回目の開圧はそれぞれ1074.9 psig (設定点より0.9%下)、1074.5 psig (設定点より0.98%下) であった。そのため、当該弁については、2回続けて設定点の +/-1% 以内になるための調整は必要なかった。103Cに対する設定点は1095 psig +/-3% (1062.2～1105.9 psig) であり、最初の開圧は1158.1 psig (設定点より5.8%上)、2回目の開圧は1078.6 psig (設定点より1.5%下) であった。調整を行った後、2回続けて設定点の +/-1% 以内になるまで試験が行われ、最終的な開圧は1091.1 psig と 1091.7 psig であった。104Cに対する設定点は1110 psig +/-3% (1076.7～1121.1 psig) であり、最初の開圧は1153.4 psig (設定点より3.9%上)、2回目の開圧は1091.9 psig (設定点より1.6%下) であった。調整を行った後、2回続けて設定点の +/-1% 以内になるまで試験が行われ、最終的な開圧は1115.3 psig と 1114.5 psig であった。105Cに対する設定点は1125 psig +/-3% (1091.3～1136.2 psig) であり、最初の開圧は1169.7 psig (設定点より3.97%上)、2回目及び3回目の開圧はそれぞれ1117.8 psig (設定点より0.6%下)、1120.1 psig (設定点より0.4%下) であった。そのため、当該弁については、2回続けて設定点の +/-1% 以内になるための調整は必要なかった。

最初の開圧が高かった原因は、前回の燃料取替停止時に設置されたMSSVにおける422ステンレス鋼製ディスクとノズルとの間の酸化による固着であると判断された。この材料は、長期にわたって連続的にプラントを運転すると酸化による固着という現象を起こしやすい。今回の燃料取替停止時において、主蒸気ヘッドCの5個のMSSVは全て取り外し、酸化処理済のInconel X-750製ディスクと被膜処理済のノズルを有する安全弁に交換

することとした。主蒸気ヘッドCの1個のMSSVについては中間サイクル試験を行うためのアクションプランを策定することとした。

(2) 複数の主蒸気安全弁の試験不合格

プラント名：D.C.Cook-2号機（W社製）

事象発生日：2006年3月23日

LER No.：50-316/2006-002-00

2006年3月23日と24日、MSSV（Dresser社製3700シリーズ）に関するTrevitertest試験が行われた。この試験において、20個のMSSVのうちの5個が、技術仕様(TS)で要求される開設定点を満たしていなかった。

Valve Number	Setpoint (psig)	As Found (psig)	% Deviation	Last Tested
2-SV-1A-3	1065	1098.43	3.14	05/14/03
2-SV-2A-1	1075	1112.68	3.51	05/13/03
2-SV-1B-1	1065	1103.88	3.65	05/13/03
2-SV-1B-4	1065	1111.08	4.33	05/14/03
2-SV-2A-4	1075	1110.18	3.27	05/14/03

原因は、ノズルとディスクの固着によるものである。EPRIは、プラント所有者とともに、Dresser社製Model 3700弁で開設定点が高くなるという以前の事象を調査し、その原因をディスク固着という状態であると結論付けた。出力運転中、ディスクーシート表面とノズルとの間には弱アルカリの水様液状態が存在する。こうした環境条件は、酸化膜の形成を促進し、この酸化膜は時間の経過とともに成長し、「酸化ロッキング」あるいは「ディスク固着」として知られる機械的な固着を引き起こす。これらの結果から、酸化処理されたInconel X-750製ディスクを使用することで、ディスク固着の程度を緩和することができる。Inconel材表面に形成される酸化層とノズル材の酸化層は、化学組成および結晶構造が異なるため、これら2つの酸化層が結合する傾向は低くなる。設置者は、既に、1、2号機の全てのMSSV及び予備のMSSVにX-750製ディスクを取り付けている。X-750製ディスクを取り付けた後、産業界は、X-750製ディスクも固着する可能性があることを明らかにした。開設定点が3%許容基準を超えるのに十分な固着が起こるには長期にわたってX-750製ディスクを使用する必要がある。2006年の燃料取替停止時のTrevitertest試験に不合格となった5個のMSSVは、2003年5月に試験が行われている。この期間は、酸化が再び成長するに十分な時間である。設置者は、この現象に気づいており、当該現象を十分理解し確実に対処できるようベンダー及び産業界とともに検討を進めている。20個のMSSVは全て2006年春の燃料取替停止時に試験が行われた。1号機では、2005年春の燃料停止時において、全てのMSSVについて試験を行い、1個のMSSVでディスク固着に起因する異常が認められた。この試験は、既に発生しかけていたディスク固着を解消する機会となった。

(3) 主蒸気安全弁設定点の超過

プラント名：Ginna（W社製）

事象発生日：2006年10月7日

LER No. : 50-244/2006-007-00

2006年10月7日、モード1の状態、MSSV 3508に関する試験（弁を取り付けたままの試験）を行ったところ、開圧が技術仕様(TS)で規定される設定点(1085 psig)の+1/-3%という許容範囲を満たさなかった。開圧が許容範囲を超えたのは、これが2度目であり、1度目は、開圧が規定値より1.39%高かった。以前に、同様の試験を行った際、弁3515が許容範囲を満足しなかったが、この弁もそれ以前に許容範囲を超えており、その時は規定値より1.09%高かった。他の弁についても試験を行ったところ許容範囲内であったが、以前の開圧に比べて高くなっていた。

本事象に関する原因分析は完了しておらず、ベンダーによる具体的な試験条件と試験時に用いた設備に関する評価を待っている。この評価には、ベンダーの施設での試験が含まれている。事象後の措置として、MSSV 3515及び3508に対し、要求される設定点の+/-1%以内に調整した。2006年10月31日、燃料取替停止からのプラント再起動時に、MSSVの試験を行い、全てのMSSVにおいて、開圧の低下が認められたが、+1%~-3%の許容範囲内であった。

(4) 主蒸気安全弁の開設定点許容範囲超過

プラント名 : Palisades (CE社製)

事象発生日 : 2006年3月26日

LER No. : 50-255/2006-002-00

2006年3月26日、運転モード1において、MSSV RV-0710に関する試験が行われ、その結果、開圧が+/-3%という技術仕様(TS)の許容範囲(+/-3%)を満足していないことが判明した。RV-0710に対する最初の開圧は規定値より6.73%高かった。3月25日にRV-0707に対して行われた同様の試験でも開圧が規定値より6.75%高かったため、今回が2回目の異常となった。さらに6個のMSSVを取り外して所外の施設において試験を行ったところ、開圧は設定点の+/-3%という許容範囲を満足した。なお、TSでは、24個のMSSVのうち最低23個が運転モード1~3において動作可能であるよう要求している。しかし、ある期間において、2つのMSSVで開圧が満足していない原因が生じた可能性があるため、要求された数のMSSVが過去のプラント運転中において動作可能でなかったと推定される。従って、この状態はTSで禁止された状態として報告対象となる。

主たる原因は、ディスクシート酸化固着とスピンドルガイド軸受けの固着の組合せによるもの判断された。この原因による開圧上昇の現象は、最初の試験が2回目の試験に比べて30 psigもしくはそれ以上の開圧となるという特徴がある。産業界による運転経験では、殆どの場合、2度目の開圧が+/-3%という許容範囲を満たすことを示している。これは、RV-0707及びRV-0710のケースにも当てはまり、いずれの弁も2度目の試験では調整を行わなくても開圧が大きく低下し+/-3%という許容範囲を満足している。8個の弁において、スピンドルガイド軸受けが固着する可能性を軽減するために、そのクリアランスが大きくされた。残りの弁についても同様の変更を行う予定である。

(5) 複数の主蒸気安全弁の許容基準外

プラント名：South Texas Project-1号機（W社製） 事象発生日：2006年9月25日

LER No.：50-498/2006-004-00

原子炉停止に入る前、1基あたり12個のMSSV（Dresser社製3700）について試験が行われ、 $\pm 3\%$ という範囲の外で開いた場合には動作不能と宣言される。弁は24時間以内に運転可能な状態に戻されるか、出力領域中性子束高トリップ設定点を下げなければならない。さらに、弁が最初の開圧試験に不合格となった場合、ASME/ANSI規格に従って更なる弁の試験を行うことが求められる。全ての弁は必要に応じて設定点の $\pm 1\%$ に調整される。2006年9月25日、6個のMSSVのうちの2個（MSSV 7440A及び7440B）について試験を行ったところ、設定点より3%高かった。さらに4個のMSSVを選択して試験を行ったが、いずれも $\pm 3\%$ という許容範囲内で開いた。不合格となった2個のMSSVは、前回の停止時において分解検査が行われていたことが判明したため、原因を理解するために、前回の停止時に分解検査が行われた他の2個のMSSVについて試験を行うこととなった。このうちの1個（MSSV 7430C）は、3%より高い圧力で開き、もう一方（MSSV 7340）は、3%より1.5 psi低い圧力で開いた。試験した4個の弁について、設定点の $\pm 1\%$ 以内で開くよう調整が行われた。

2号機の前回停止時に分解検査が行われた4個のMSSVについても試験が行われた。その結果、1個は3%範囲外で開き、残り3個は設定点より高かったものの3%範囲内であった。これらの弁についても設定点の $\pm 1\%$ 以内で開くよう調整が行われた。

主たる原因は、ノズルシートとディスクにおいて成長した酸化層による固着であると判断された。「酸化固着」のメカニズムにより、最初を開く際にディスクとシートを分離させるのに必要な圧力が大きくなる。一旦開くと酸化固着が解消されその後の開動作では小さな圧力で済む。不合格となったMSSVから取り外されたディスクの破壊試験により、酸化固着がシートとディスクの間で起こっていたことが確認された。ノズルシートは前回停止時に磨かれており、酸化層の成長を促進した。2基の原子炉において長時間運転中に弁の開動作やクールダウンは起こっておらず、酸化固着が解消されることはなかった。前回停止時に磨かれた弁及び1号機のMSSV 7420Cについては供用中のディスクとシートの調整開動作(conditioning lift)を行うこととした。これらの開動作により、ノズルシートとディスクシート表面に十分厚い酸化層が形成されることを担保することになる。

(6) 複数の主蒸気安全弁の許容基準外

プラント名：South Texas Project-2号機（W社製） 事象発生日：2006年9月25日

LER No.：50-498/2006-004-00

本節【2006年】の(5)参照

(7) 主蒸気安全弁開圧の技術仕様限度外

プラント名：Turkey Point-3号機（W社製）

事象発生日：2006年3月5日

LER No. : 50-250/2006-002-01

2006年3月5日、モード1において、MSSVの試験のために約50%出力で運転中であつた。蒸気発生器SG-CのMSSV RV-3-1412の開圧は1154.6 psigであり、技術仕様(TS)許容設定点 (1115 psig $\pm$ 3% : 1081.6~1148.4 psig) より3.55%高かつた。午前5時40分、当該弁は動作不能と宣言された。当該弁に関する再試験が行われたが、開圧は1148.4 psigであり、TS許容設定点より2.99%高かつた。その後、当該弁に関する調整を行い、2度にわたる試験を行って1115 psigという所定の設定点の $\pm$ 1%以内にあることが確認された。さらに、約8時間後に再度試験を行ったところ、1123.2 psig、1125.5 psigで開きTS要求値の $\pm$ 1%以内であつた。そのため、午後8時、当該弁は動作可能と宣言された。RV-3-1412が試験に不合格であつたことから、供用中試験(IST)プログラムに従って試験範囲を拡大し、RV-3-1408とRV-3-1406に関する試験が行われた。しかし、RV-3-1406はTS許容値内で開かず試験に不合格となつたため、他のMSSV全てに対する試験が求められた。試験の結果、残りのMSSVは全てTS規定値の $\pm$ 3%以内であつた。SG-BのMSSV RV-3-1406に対する開圧は1154.3 psigであり、TS許容設定点 (1100 psig $\pm$ 3% : 1067~1133 psig) より4.9%高かつた。午前11時25分、当該弁は動作不能と宣言された。当該弁に関する再試験が行われたが、開圧は1081.8 psigであり、TS許容設定点より1.65%低かつた。その後、当該弁に関する調整を行い、3度にわたる試験を行って1100 psigという所定の設定点の $\pm$ 1%以内にあることが確認された。そのため、午後2時20分、当該弁は動作可能と宣言された。

RV-3-1412については、2003年2月27日における設定点は1110.3 psigであり、開圧が1154.6 psigであつたことから、サイクル21運転中に44.3 psigドリフトしたことになる。シートの平均口径を24.626 in²と仮定すると、観測された開圧の上昇は1091ポンドのディスクを持ち上げるのに必要となる力の増加に相当する。この力の増加は、可動部と固定部との間の摩擦の増加もしくは腐食生成物によってバネの予荷重が増加したことに伴う設定点の上昇によるものである。設定点試験を繰り返した結果は、殆ど同じ大きさの開圧が認められ、この特殊な原因であることを示している。EPRIの逃がし安全弁試験及び保守ガイドをレビューしたところ、MSSVの設定点が高い方にドリフトすることに対する典型的な原因は、内部の軽微な腐食性固着、ガイドとディスクホルダー表面の軽微な腐食及びガイドとディスクホルダー表面間におけるバインディング（例えば、ガイド／ディスクホルダーの1面に点在した摩損）であることが判明した。RV-3-1412は、分解検査のために所外に運び出された。開圧試験結果と分解検査時の観測に基づき、開圧が高くなった原因は、ディスクホルダーとガイドとのインターフェースやバネとワッシャにおける腐食であるとされた。腐食生成物は、弁における鋼製機器の腐食環境（塩分を含む空気、雨など）との相互作用に起因する。これらの機器に対する環境条件からの保護は、グリース被膜保護を用いて外的影響との相互作用を防ぐことである。この問題に対処するために2000年に講じられた是正措置は、腐食防止材としてのNever Seezの使用

を中止し、Texaco Mutifak EP2グリースを使用することであった。この是正措置を講じた後の2001年にRV-3-1412の分解検査が行われたが、それが最後の分解検査であった。新しい腐食防止材に切り替えるという是正措置は、今回の燃料取替停止時における2つの試験不合格という結果（1つだけが腐食に起因するものである）に基づき、有効であるとは考えられている。今回の停止時において、12個のMSSVのうちの10個が試験に合格した。十分な量の腐食防止材が使用され腐食環境から適切に保護されるようMSSV修理手順の改良が行われる予定である。RV-3-1412は、サイクル22燃料取替停止時に、Inconel製ディスクを用いた予備品と取り替えられた。

一方、RV-3-1406の設定点変動の原因は、ノズルとディスクの固着(micro-bonding)である。設定点試験では、開圧試験後に約30 psiの圧力低下が示されたが、これは、固着の前兆である。観測された設定点試験結果における変化は73 psiであった。ノズルとディスクの固着は、加熱時における接触面間の熱膨張の違いにより、硬い方のディスク(565 SS)が軟らかい方のノズル(316 SS)に微小な摩損を引き起こすと発生する。これらの小さな擦傷くずによりディスクとノズルが融解する。固着に対処するために以前に講じられた是正措置には、シートの研磨と、シート及びディスク表面仕上げの変更が含まれていた。最後に行われた弁の分解検査において、当該弁には、ASTM A 566 Grade 616ステンレス鋼製ディスクが取り付けられ、約4-8 rmsの表面仕上げが施された。この是正措置は、摩損耐性の向上に有用であると考えられるが、固着を排除することがなかった。固着に対処するために取られたもう1つの是正措置は、ステンレス鋼製ディスクをInconel製ディスクと取り替えることである。RV-3-1406については分解検査が行われ、固着に対する耐性を上げるためにディスクはInconel製と交換された。

Turkey Pointでは、全てのMSSVについて、ステンレス鋼製ディスクをInconel製ディスクに取り替える予定である。3号機については、12個のMSSVのうちの9個で既にInconel製ディスクが取り付けられている。残り3個（RV-3-1402、1407、1408）はグレイ仕上げに研磨されたり、鏡面処理後の試験に合格したディスクを有しており、2007年9月の燃料取替停止時にInconel製ディスクの取付を検討している。4号機については、12個のMSSVのうちの2個で既にInconel製ディスクが取り付けられている。2006年10月、2008年4月及び2009年10月に予定されている燃料取替停止時にディスクの取替を計画している。暫定的に、これらのMSSV（ステンレス鋼製ディスクで鏡面仕上げを施したもの）については、各燃料取替停止時に試験を行うこととしている。

【MSSV設定点変動事例のまとめ】

上記36件のMSSV設定点変動事例について、その変動の程度と主たる原因、並びに、原因別集計結果を表4.4に示す。

同表に示すように、開圧が許容範囲の上限値より高くなったMSSVの数は80個であり、そのうちの約70%（54個）はディスクーノズルシートの酸化固着によるものである。この酸化固着は、ディスクとシートの表面が物理的に固着してしまうことであり、出力運

転中、ディスクとノズルシートとの間が弱アルカリの水様液状態となって酸化膜が形成され、これによりステンレス鋼（例えば、マルテンサイト鋼A422）製ディスクが別のステンレス鋼（例えば、オーステナイト鋼A316）製シートに溶け込むことによって起こる。固着が起これると最初の開動作時に対する圧力が高くなり、一旦開くことによって固着が解消される。ディスクとシートの固着については別の原因、即ち、加熱時におけるディスクとノズルシートの接触面間で熱膨張の違いによるものも認められている。この現象は、接触面材料の熱膨張の違いにより、硬い材料のディスク（例えば、565 SS）が軟らかい材料のノズル（例えば、316 SS）に微小な摩損を引き起こしその結果生じる小さな擦傷くずによりディスクとノズルが融解することによってディスクとノズルシートの固着が発生する。この固着により設定点が高い側に変動したMSSVは5個あるがこれらはいずれもTurkey Pointにおいて認められたものである。その他の原因としては、バネワッシャの腐食に伴うバネの圧縮増加、鍍の蓄積に伴う内部部品の経年劣化、弁スピンドルのバインディングによる内部部品の機械的損傷など内部部品の不具合（8個）や、不正確な開圧試験方法を用いたことによる誤差（1個）などがある。一方、開圧が許容範囲の下限値を下回っていたMSSVの数は27個であるが、その約半分については原因が特定されていない。原因が特定されている14個のうちの6個はバネの緩みなどバネに関わる問題によるものであり、5個は異なる試験方法／装置を用いたこと（開圧設定時の確認試験方法と供用中試験に用いられた試験方法が異なっている）により試験結果に差異が生じたことが原因となっている。さらに、残りの3個については蒸気カッティングによる弁シートのリークが原因である。

表 4.4 MSSV 設定点変動事例のまとめ

プラント (LER No.)	発生 年月日	設定点 許容範囲	該当する弁の数 (変動幅：%)	原因
ANO-2 (2000-002-00)	2000 年 9 月 14 日	+/-3%	開圧低下：3 個(-3.1, -3.4, -4.0)	開圧を低めに設定したとこと、異なる試験方法による差異の組合せ
Davis Besse (2000-002-01)	2000 年 3 月 29 日	+/-1%	開圧上昇：6 個(+1.4 ~+5.7)	ディスクーシートの固着
Palo Verde-2 (2000-002-00)	2000 年 8 月 29 日	+/-3%	開圧低下：5 個(-3.2 ~ -7.8)	不明
Palo Verde-2 (2000-009-00)	2000 年 9 月 21 日	+/-3%	開圧上昇：1 個(+4.3)	ディスクーシートの酸化固着
St. Lucie-2 (2000-001-00)	2000 年 4 月 16 日	+/-1%	開圧低下：4 個(-1.3 ~ -4.2)	不明
Salem-2 (2000-004-00)	2000 年 10 月 31 日	+/-1%	開圧低下：2 個(-1.3, -1.3)	蒸気カッティングによるシートリーク
Seabrook (2000-006-01)	2000 年 10 月 20 日	+/-3%	開圧上昇：1 個(+5.1)	内部部品の経年劣化

表 4.4 MSSV 設定点変動事例のまとめ

プラント (LER No.)	発生 年月日	設定点 許容範囲	該当する弁の数 (変動幅：%)	原因
Crystal River-3 (2001-002-00)	2001 年 9 月 26 日	+/-3%	開圧上昇：2 個(+3.7, +5.1)	ディスクーシートの酸化固着
Palo Verde-2 (2001-001-00)	2001 年 3 月 19 日	+/-3%	開圧上昇：1 個(+3.7)	ディスクーシートの酸化固着
St. Lucie -2 (2001-002-00)	2001 年 11 月 25 日	+1/-3%	開圧上昇：4 個(+1.4 ~+3.9)	不明(3 個)、内部部品の経年劣化(1 個)
Salem-1 (2001-003-00)	2001 年 4 月 13 日	+/-1%	開圧低下：1 個(-1.2)	蒸気カッティングによるシートリーク
ANO-1 (2002-001-00)	2002 年 9 月 25 日	+/-3%	開圧上昇：3 個(+3.01, +3.49, +3.77) 開圧低下：5 個(-3.25 ~-5.32)	ディスクーシートの酸化固着 バネの緩み
Byron-1 (2002-001-04)	2002 年 3 月 8 日	+/-3%	開圧上昇：3 個(+3.6, +3.8, +4.1)	ディスクーシートの酸化固着
DC Cook-1 (2002-003-00)	2002 年 5 月 3 日	+/-3%	開圧上昇：7 個(+3.3 ~+7.7)	ディスクーシートの酸化固着
Davis Besse (2002-001-00)	2002 年 2 月 14 日	+/-3%	開圧上昇：4 個(+3.3 ~+7.2)	ディスクーシートの酸化固着(3 個)、不正確な試験方法による誤差(1 個)
HB Robinson (2002-001-00)	2002 年 10 月 9 日	+/-3%	開圧上昇：4 個(+3.1 ~+6.9)	スピンドルのバインディングによる内部部品の損傷
Palo Verde-2 (2002-001-00)	2002 年 3 月 5 日	+/-3%	開圧上昇：2 個(+3.1, +3.4)	不明
St. Lucie-1 (2002-001-00)	2002 年 9 月 28 日	+1/-3%	開圧低下：2 個(-3.06, -3.09)	不明
Salem-1 (2002-006-00)	2002 年 10 月 15 日	+/-3%	開圧上昇：1 個(+4.71)	内部部品のミスアラインメント
Byron-1 (2003-002-00)	2003 年 2 月 16 日	+/-3%	開圧低下：2 個(-3.2, -3.6)	試験方法による差異
Byron-1 (2003-004-00)	2003 年 9 月 16 日	+/-3%	開圧低下：2 個(-3.5, -3.9)	不明
Palo Verde-3 (2003-001-00)	2003 年 3 月 20 日	+/-3%	開圧上昇：1 個(+3.3)	ディスクーシートの酸化固着
Turkey Point-3 (2003-004-00)	2003 年 2 月 27 日	+/-3%	開圧上昇：4 個(+4.8 ~+8.2)	ディスクーノズル接触面の熱膨張による固着(3 個)、バネワッシャの形状欠陥(1 個)
Turkey Point-4 (2003-002-00)	2003 年 10 月 2 日	+/-3%	開圧上昇：1 個(+4.01)	ディスクーノズル接触面の熱膨張による固着
Palisades (2004-003-02)	2004 年 10 月 23 日	+/-3%	開圧上昇：11 個(+3.22 ~+11.8)	ディスクーシートの酸化固着

表 4.4 MSSV 設定点変動事例のまとめ

プラント (LER No.)	発生 年月日	設定点 許容範囲	該当する弁の数 (変動幅：%)	原因	
Salem-1 (2004-001-01)	2004 年 4 月 9 日	+/-3%	開圧低下：1 個(-3.1)	バネキャップの取付不良	
Turkey Point-3 (2004-002-00)	2004 年 9 月 25 日	+/-3%	開圧上昇：1 個(+4.71)	バネとワッシャの間の腐食による圧縮増加	
Point Beach-2 (2005-001-00)	2005 年 4 月 20 日	+/-2%	開圧上昇：1 個(+4)	不明	
St. Lucie-1 (2005-005-00)	2005 年 10 月 16 日	+1/-3%	開圧上昇：3 個(+1.48, +2.89, +2.93)	ディスクーシートの固着(1 個)、不明(2 個)	
Beaver Valley-1 (2006-001-00)	2006 年 2 月 12 日	+1/-3%	開圧上昇：5 個(+3.8 ~+5.8)	ディスクーシートの酸化固着	
DC Cook-2 (2006-002-00)	2006 年 3 月 23 日	+/-3%	開圧上昇：5 個(+3.14 ~+4.33)	ディスクーシートの酸化固着	
Ginna (2006-007-00)	2006 年 10 月 7 日	+1/-3%	開圧上昇：1 個(>+1)	不明	
Palisades (2006-002-00)	2006 年 3 月 26 日	+/-3%	開圧上昇：2 個(+6.73, +6.75)	ディスクーシートの酸化固着	
STP-1 (2006-004-00)	2006 年 9 月 25 日	+/-3%	開圧上昇：3 個(>+3)	ディスクーシートの酸化固着	
STP-2 (2006-004-00)*	2006 年 9 月 25 日	+/-3%	開圧上昇：1 個(>+3)	ディスクーシートの酸化固着	
Turkey Point-3 (2006-002-01)	2006 年 3 月 5 日	+/-3%	開圧上昇：2 個(+3.55, +4.9)	バネとワッシャの間の腐食(1 個)、ディスクーノズル接触面の熱膨張による固着(1 個)	
計	開圧上昇	80 個	ディスクーシートの酸化固着		54 個
			ディスクーノズル接触面の熱膨張による固着		5 個
			内部部品の経年劣化、損傷、腐食、取付不良		9 個
			設計上の問題（バネワッシャの形状欠陥）		1 個
			内部部品のミスアラインメント		1 個
			不正確な試験方法		1 個
			不明		9 個
	開圧低下	27 個	バネに関わる問題（緩み等）		6 個
			蒸気カッティングによるシートリーク		3 個
			異なる試験方法／装置を用いたことによる差異		3 個
不明			15 個		

* STP-1 号機に対する LER 2006-004

5. おわりに

本報告書では、安全弁や逃がし安全弁の設定点変動問題について、NRCの対応経緯と、2000年から2006年にかけて米国の原子力発電所において発生した該当事例に関する情報を収集しその内容を紹介した。これらの事例について特徴をまとめると、以下の通りである。

- (1) 2000年から2006年の間に54基のプラントから合計87件のLERにおいて94の該当事例が報告されており、54基のうち18基はBWR、36基はPWRである。
- (2) 対象期間において運転中であったBWRプラントは35基であるが、約半数（18基）のプラントでSRVの設定点変動を経験しており、31件のLER（35事例）が提出されている。9基のプラントでは設定点変動が繰り返し起こっており、特に、Hope Creekでは5回、Pilgrimでは4回経験している。
- (3) PWRについては、対象期間において運転中であったプラント基数は69基であるが、そのうちの36基においてPSVもしくはMSSVの設定点変動が確認されており、56件のLER（59事例）が提出されている。また、プラントメーカー別に見ると、W社製では48基中22基（32件のLER、35事例）、CE社製では14基中8基（17件のLER、17事例）、B&W社製では7基6基（7件のLER、7事例）において設定点変動が起きている。
- (4) W社製プラントにおける35事例のうち15件はPSV、20件はMSSVに関するものである。PSVの設定点変動を経験しているプラントは12基であるが、繰り返し発生しているのは3件と少ない(Braidwood-2号機、Comanche Peak-2号機、Diablo Canyon-2号機)。同様に、MSSVについては14基で設定点変動を経験しているが、複数回発生しているプラントは3基である(Byron-1号機、Salem-1号機、Turkey Point-3号機)。ただし、これら3基のプラントでは、いずれも3回のMSSV設定点変動が認められており、また、Byron-1号機とSalem-1号機ではPSVの設定点変動も経験している。
- (5) CE社製プラントにおける17件のうち5件がPSV、12件がMSSVの設定点変動事例である。PSVの設定点変動は4基のプラントで認められており、繰り返し発生しているプラントはSt. Lucie-2号機のみである。一方、MSSVについては、6件のプラントで設定点変動を経験しており、そのうちの4件では複数回起きている。特に、Palo Verde-2号機では2000年から2002年までの3年間に4件のLERを提出している。また、Palo Verde-2号機とSt. Lucie-2号機では、PSV、MSSVのいずれについても設定点変動を経験している。
- (6) B&W社製プラントについては、7件の事例のうち3件がPSV、4件がMSSVに関するものである。Davis BesseにおいてMSSVの設定点変動を2回経験しているが、他の5基のプラントでは1回ずつしか経験していない。

一方、設定点の変動が認められた弁の数は、SRVが125個（開圧上昇：91個、開圧低下：34個）、PSVが45個（開圧上昇：18個、開圧低下：27個）、MSSVが107個（開圧上昇：

80 個、開圧低下：27 個）である。

また、設定点変動の原因については、以下のような傾向が見られる。

- (1) **SRV** については、パイロット弁のディスクとシートとの間における腐食性固着が原因となって設定点が高い側に変動する傾向が強い。腐食性固着による設定点変動の程度は比較的大きく **10%**を超える場合もある。これに対し、設定点の低い側への変動では、シートリークを原因とするケースが比較的多いが、変動幅は高い側への変動に比べては小さい。
- (2) **PSV** については、原因が特定されていないものが多いが、そのほとんどは設定点変動幅が小さい。これに対し、件数は少ないが、バネに問題が生じた場合には設定点が高い側に変動する傾向がある。
- (3) **MSSV** については、ディスクとシートとの間における酸化固着あるいは熱膨張による固着が原因となって設定点が高い側に変動する傾向が強い。また、こうした固着が起こると設定点変動の程度が比較的大きく **10%**を超える場合もある。一方、設定点が低い側に変動したケースでは、原因が特定されているケースが少なく原因に基づく明確な傾向は把握できない。しかし、設定点の低い側への変動は、近年減少傾向にあり、また、その変動幅も比較的小さい。

なお、我が国においては、安全弁や逃がし安全弁の設定点変動事象に関する報告はないが、これは、設定点試験や報告基準が米国と異なっていることによるものと考えられる。即ち、米国では、供用中試験(**in-service testing: IST**)により設定点変動が認められた場合、その状態がプラント運転中においても存在していたものとして技術仕様の要求に照らし合わせ、運転制限条件から逸脱していれば **LER** としての報告が求められる。これに対して、我が国では、基本的には **IST** というプラクティスはなく、また、仮にプラント停止中に安全弁や逃がし安全弁の設定点試験を行って変動が認められたとしてもその状態が停止時に対する保安規定の運転制限条件を逸脱していなければ報告対象とはならない。安全弁や逃がし安全弁は、原子炉の過圧を防止するとともに圧力バウンダリを構成する重要な機器であるため、報告対象か否かに拘わらず設定点変動が認められた場合にはその原因を明らかにして対応策を講じることが重要である。本稿の分析結果がその対応を取るにあたって参考となれば幸いである。

参考文献

- (1) Nuclear Regulatory Commission, *Special Study: Safety and Relief Valve Reliability*, AEOD/S92-02, (1992).
- (2) 例えば、South Texas Project Unit 1, *Pressurizer Safety Valves Setpoints Discovered Outside Required Tolerances*, LER No. 50-498/2001-002-00, (2001)
- (3) Nuclear Regulatory Commission, *Recent Operating Experience Associated with Pressurizer and Main Steam safety/Relief Valve Lift Setpoints*, Information Notice 2006-24, (2006).
- (4) Nuclear Regulatory Commission, *Standard Technical Specifications: General Electric Plants BWR/4*, NUREG-1433, Vols.1 & 2, Rev. 3.0, (2004).
- (5) Nuclear Regulatory Commission, *Standard Technical Specifications: Babcock and Wilcox Plants*, NUREG-1430, Vols.1 & 2, Rev. 3.0, (2004).
- (6) Nuclear Regulatory Commission, *Standard Technical Specifications: Combustion Engineering Plants*, NUREG-1432, Vols.1 & 2, Rev. 3.0, (2004).
- (7) Nuclear Regulatory Commission, *Standard Technical Specifications: Westinghouse Plants*, NUREG-1431, Vols.1 & 2, Rev. 3.0, (2004).
- (8) Nuclear Regulatory Commission, *Operating Problems with Target Rock Safety-Relief Valves at BWRs*, Bulletin 80-25, (1980).
- (9) Nuclear Regulatory Commission, *Failure of Safety/Relief Valves to Open at a BWR*, Information Notice 82-41, (1982).
- (10) Nuclear Regulatory Commission, *Failure of Safety/Relief Valves to Open at a BWR – Interim Report*, Information Notice 83-39, (1983).
- (11) Nuclear Regulatory Commission, *Failure of Safety/Relief Valves to Open at a BWR – Final Report*, Information Notice 83-82, (1983).
- (12) Nuclear Regulatory Commission, *Target Rock Two-Stage SRV Setpoint Drift*, Information Notice 86-12, (1986).
- (13) Nuclear Regulatory Commission, *Target Rock Two-Stage SRV Setpoint Drift Update*, Information Notice 88-30, (1988).
- (14) Nuclear Regulatory Commission, *Target Rock Two-Stage SRV Setpoint Drift Update*, Information Notice 88-30 Supplement 1, (1990).
- (15) Nuclear Regulatory Commission, *Resolution of Generic Safety Issue B-55, "Improved Reliability of Target Rock Safety Relief Valves"*, Regulatory Summary Issue 2000-012, (2000).
- (16) Nuclear Regulatory Commission, *Pressurizer Safety Valve Reliability*, Information Notice 86-92, (1986).

- (17) Nuclear Regulatory Commission, *Setpoint Testing of Pressurizer Safety Valves with Filled Loop Seals Using Hydraulic Assist Devices*, Information Notice 88-68, (1988).
- (18) Nuclear Regulatory Commission, *Pressurizer Safety Valve Lift Setpoint Shift*, Information Notice 89-90, (1989).
- (19) Nuclear Regulatory Commission, *Pressurizer Safety Valve Lift Setpoint Shift*, Information Notice 89-90 Supplement 1, (1990).
- (20) Nuclear Regulatory Commission, *Engineering Evaluation Report: Additional Factors Affecting the Lift Setpoint of Pressurizer Safety Valves*, AEOD/E90-09, (1990). Nuclear Regulatory Commission, *Leakage Found on Bottom Mounted Instrumentation Nozzles*, Information Notice No. 2003-11, (2003).
- (21) Nuclear Regulatory Commission, *Pressurizer Safety Valve Lift Setpoint Shift*, Information Notice 89-90 Supplement 2, (1991).
- (22) Nuclear Regulatory Commission, *Changes in Pressurizer Safety Valve Setpoints before Installation*, Information Notice 91-74, (1991).
- (23) Nuclear Regulatory Commission, *Malfunction of a Pressurizer Code Safety Valve*, Information Notice 93-02, (1993).
- (24) Nuclear Regulatory Commission, *Main Steam Safety Valve Failures Caused by Failed Cotter Pins*, Information Notice 84-33, (1984).
- (25) Nuclear Regulatory Commission, *Main Steam Safety Valve Test Failures and Ring Setting Adjustments*, Information Notice 86-05, (1986).
- (26) Nuclear Regulatory Commission, *Main Steam Safety Valve Test Failures and Ring Setting Adjustments*, Information Notice 86-05 Supplement 1, (1986).
- (27) Nuclear Regulatory Commission, *Reliability of Main Steam Safety Valves*, Information Notice 86-56, (1986).
- (28) Nuclear Regulatory Commission, *Inaccuracy of Safety Valve Set Pressure Determinations Using Assist Device*, Information Notice 94-56, (1986).
- (29) Nuclear Regulatory Commission, *Main Steam Safety Valve Setpoint Variation As a Result of Thermal Effects*, Information Notice 96-03, (1996).
- (30) Nuclear Regulatory Commission, *Failure of a Main Steam Safety Valve to Reseat Caused by an Improperly Installed Release Nut*, Information Notice 96-61, (1996).
- (31) Nuclear Regulatory Commission, *Inadequate Main Steam Safety Valve (MSSV) Setpoints and Performance Issues Associated with Long MSSV Inlet Piping*, Information Notice 97-09, (1997).
- (32) Nuclear Regulatory Commission, *Failure of a Boiling Water Reactor Target Rock Main Steam Safety/Relief Valve*, Information Notice 2003-01, (2003).

付録 米国原子力規制委員会発行の規制関連書簡

(1) Bulletin No. 80-25 : BWR における Target Rock 社製逃がし安全弁の運転上の問題 (1980 年 12 月 19 日発行)

対象事例の概要

Pilgrim では、3 ヶ月間に Target Rock 社製逃がし安全弁(SRV)に関して 5 件の事象が発生した。1980 年 7 月 25 日及び 8 月 1 日に発生した 2 件の事象では、SRV-D が手動デマンドに対して開失敗した。また、10 月 1 日には、当該 SRV が手動制御操作時に再閉に失敗した。さらに、10 月 7 日及び 31 日には、別の SRV (SRV-A) が原子炉運転中に誤って開き、その後繰返し操作を行ったにも拘わらず再閉に失敗した。最初の 3 件の事象は、SRV 自体の故障であったが、残りの 2 件は窒素供給設備の圧力制御の異常によるものであった。

Pilgrim における SRV は、Target Rock 社製 2 段式 SRV でパイロット付の弁である。2 段式 SRV は、パイロット弁で漏洩が起こり主ディスクの再着座を妨げる傾向を示していた 3 段式 SRV に置き換わるものとして設計されたものである。Pilgrim における 3 段式 SRV の取替は、1980 年 5 月の燃料取替停止時に行われた。Pilgrim には 4 個の 2 段式 SRV と 2 個のバネ荷重式安全弁が取り付けられている。

1980 年 7 月 25 日に SRV-D が開失敗した際、当該事象は、ソレノイド駆動部の故障によるものと判断された。製造時に、Loctite (ナット及びボルト用の接着剤) を過剰に使用したためにソレノイドのプランジャがボンネットにくっ付いて空気圧が駆動部に入るのを妨げる結果となった。

1980 年 8 月 1 日における SRV-D の 2 度目の開失敗について調査が行われたが、明確な原因は分からなかった。調査では、弁のパイロット部を取り外し、分解、検査及び試験が行われた。しかし、ピストンやガイドなどの主弁内部に対する検査や試験は行われなかった。

1980 年 10 月 1 日における SRV-D の再閉失敗は、主弁のピストンとガイドの間に異物が入り込んだことによるものと結論付けられた。この結論は、異物は見つからなかったがピストンとガイドの表面に傷跡が認められたことに基づくものである。

1980 年 10 月 7 日及び 31 日における 2 件の事象では、SRV-A が誤って開き原子炉冷却系(RCS)が減圧された。これらの事象は、窒素供給設備における過圧によって SRV-A が開きそのままの状態となった。GE 社は、最近、空気圧高によって発生したこれら 2 件の事象に関して勧告を出している。

運転認可を有するかあるいは近い将来に運転認可を得る BWR 所有者が取るべき対応

1. 2 段式 SRV の取付や取替を行っていないか、あるいは、現在取替を行っている場合には、品質管理手順を開始しソレノイド駆動部の使用前に過剰な Loctite に対する検査を行うこと。Target Rock 社製のソレノイド駆動部が既に取り付けられている場合には、その作動実績（即ち、出力運転時の高温環境条件下で約 3 ヶ月経過した後設計通

り機能すること)もしくは次回の燃料取替停止時における最高圧力条件下での機能試験により同駆動部の作動性を確認すること。また、報告書に2段式SRVを作動させた実績を全て含めること。

2. 2段式か3段式かに関係なく、SRVが設計通り機能せず、その原因が明らかになっていないため是正措置が講じられていない場合には、標準運転手順書において、弁全体を供用から外して分解、検査、調整を行うと共に、供用に戻す前に適切な動作を確認するために蒸気による設定点の試験を行うよう要求しなければならない。これらの分解検査要求は、少なくとも定期サーバランス要求に適用するものと同等でなければならない。また、これらの要求を含めるために運転手順書の適切な改訂を行わなければならない。
3. 過圧状態の可能性やその程度を検討するためにSRVの空気供給設備のレビューを行わなければならない。供給圧により弁の不具合が起こるか否かを判断できるよう、空気供給が過圧になる可能性を、SRVの作動に必要なソレノイド弁の最高運転圧能力と比較しなければならない。逃がし弁などの保護装置をSRVの近傍に取り付け、ソレノイド駆動装置の運転圧能力を超える供給圧に対して保護するよう設定しなければならない。また、空気供給の過圧に対するソレノイド駆動部の感受性を緩和するための設計変更や取替を検討しなければならない。さらに、空気供給設備の故障(高圧か低圧)を制御室運転員に知らせなければならない。供給圧については、SRVにできる限り近い箇所及び2つ以上の空気源を繋ぐ逆止弁の下流で測定すべきである。供給圧が高くなったり低くなったりした場合への対応を運転員が取れるよう適切な運転手順書を用意しなければならない。
4. 上記3つの事項の各々に対する見解を本Bulletin発行から90日以内に提示しなければならない。上記3に示した設備の更新は、取替や設計変更を行うという結論を出して必要な部品が入手可能となってから6ヶ月以内に完了しなければならない。また、この更新の終了時には報告をしなければならない。

(2) Information Notice No. 82-41 : BWRにおける逃がし安全弁の開失敗(1982年10月22日発行)

対象事例の概要

1982年7月3日、Hatch-1号機において、定格出力運転中、高圧信号の誤発信により原子炉がスクラムした。グループ1隔離(主蒸気隔離弁、主蒸気ドレン隔離弁及び再循環ループサンプル隔離弁の閉)が起こった際、主タービンはトリップしなかった。高圧注入系(HPCI)と原子炉隔離時冷却系(RCIC)が自動起動し注入が行われ、再循環ポンプがトリップした。その後、主タービンを手動でトリップさせた。原子炉水位が回復し水位高トリップ設定値まで達した際、HPCI、RCIC及び給水ポンプのタービンがトリップした。

逃がし弁が作動しなかったため、0.5 psi/secの速さで原子炉の再加圧が続き高圧スクラム設定値を超えた。約1180 psigに達したところで、3個の逃がし安全弁(SRV)が自動的に

作動し原子炉圧力を逃した。SRV が閉止して直ぐに、主蒸気隔離弁を手動で開けたため、原子炉は冷却、減圧され冷態停止に移行した。冷却と減圧が行われていた間、残り 8 個の SRV の手動操作が行われ適切に機能した。

Hatch-1 号機に取り付けられている SRV は、Target Rock 社製 2 段式 SRV (Model 7567F) である。自動的に開いた 3 個の SRV は同じ蒸気ラインに取り付けられており、設定点は、それぞれ、1080、1080、1090 psi であった。残り 8 個の SRV の設定点は、1080、1090、1100 psi であった。

本事象後、全ての SRV についてパイロット部を取り外し Wyle 研究所に送り、そのままの状態を試験を行った。その結果、6 個は 1 回目の試験、また、4 個は 2 回目の試験、残りの 1 個は 3 回目の試験で合格した（バネの設定値調整は行っていない）。最初の作動時における開圧は平均で設定点より 0.9% 高く、最も高い開圧は設定点を 4.1% 超えていた。どの弁にも漏洩の兆候は認められなかった。また、機械的な損傷もなかった。

他に、3 つの設置者から、Target Rock 社製 2 段式 SRV の試験において設定点の $\pm 1\%$ 以内での作動に失敗したという報告がなされている（LER 50-259/81-25、50-296/81-74、50-293/81-62、50-260/82-27 : Pilgrim における弁の過度な漏洩と内部部品の損傷は、Hatch や Browns Ferry、Millstone における問題とは全く異なるものであることを示している可能性がある）。Hatch-1 における上記事象は、設定点で開失敗した弁の割合、及び、弁開に必要な設定点を超える圧力という点で最も重要である。

GE 社と Target Rock 社は、設置者とともに、弁の作動失敗の原因調査を行った。GE 社による分析では、開圧が高くなった原因として最も可能性の高いのは、ラビリンスシール部における摩擦とパイロットディスクのシート固着の組合せであることを示唆している。緩やかな再加圧と弁が長期にわたって作動しなかったことも当該事象に対する寄与因子であると考えられる。

原因を究明し SRV の作動性を改善するために、設置者は、Hatch において、1 号機の 11 個の SRV のうち 9 個について定期的に作動させるというプログラムを策定した。残りの 2 個については定期的な作動を行わずその後の試験に用いる予定である。2 号機の弁についても同様のプログラムを課す予定である。また、設置者は、Wyle 研究所で追加の SRV について行うべき試験を選定するために GE 社や他の設置者と調整を行っている。ディスクーシート境界面やラビリンスシール部における力の大きさを評価するために、0.5 psi/sec で設定点の 103% まで加圧され作動しなかった弁を診断試験の候補とすべきである。さらに、物理的な損傷を見つけるために内表面の検査を行う予定である。Millstone-1 号機の 3 個の SRV に対する最近の試験で、こうした候補が 2 つ見つかった。

(3) Information Notice 83-39 : BWR における逃がし安全弁の開失敗—中間報告（1983 年 6 月 17 日）

対象事例の概要

1983年2月10日、設置者6社とGE社、Target Rock社による会合において、SRVの試験結果に関する報告がなされた。この試験では、11個のSRVが対象とされた（6個：Millstone-1号機、1個：Browns Ferry、4個：Hatch-1号機）。このうちの7個が設定点の103%で作動しなかったため、追加試験の対象とされた。7個のうちの5個では、ラビリンスシール部に摩擦痕が認められ、他の2個では、パイロットディスクーシートの固着が示された。そのうちの1個についてGE社の研究所で冶金学的試験が行われた。当該弁と、別の研究所において冶金学的試験が行われた他の2個の弁に関する暫定報告書では、ディスクに認められた灰黒色の薄膜がステライト製ディスクの腐食生成物であることを示している。この薄膜の主成分は、コバルト、クロム及び酸素である。また、ディスク材料の成分である鉄と珪素が認められた。これらの試験及び他の試験の結果、漏洩が設定点ドリフト問題に関係していないものと判断された。

1983年1月17日、FitzPatrickにおいて、主蒸気隔離弁閉と再循環ポンプトリップにより原子炉が89%出力運転からスクラムした。その後のトランジェント状態時に、SRV(Target Rock社製、設定点 1090 psig)が開かなかった。プロセス計算機によれば、原子炉圧力は1120 psigに達し、別のSRV(Target Rock社製、設定点 1140 psig)が開いた。当該事象は、比較的速いトランジェントであったため、SRVの開失敗は、SRVの固着が緩やかな圧力上昇時にのみ起こるという仮説に矛盾する傾向にある。これら2個のSRVのパイロット部をWyle研究所に送り試験を行ったところ、それぞれの設定点の103%以内で作動した。

ディスク固着及びラビリンスシールによる影響の度合いを調べるために漏洩のないSRVのディスクーシートについて試験が行われている。現在、冶金学的試験の候補について絞り込みがなされており、本年秋に試験プログラムによる結論が出るものと期待されている。

Target Rock社は、弁内部の設計変更に関する調査を進めており、この変更により固着問題が軽減されるものと期待されている。当該変更は、電力会社に提供される前に試験を行うこととなっている。ラビリンスシールの摩擦を軽減するための炭素ブッシングとパイロットディスクの設計見直しが検討されている。

(4) Information Notice 83-82 : BWRにおける逃がし安全弁の開失敗—最終報告(1983年12月20日)

対象事例の概要

1982年7月3日、Hatch-1号機において、定格出力運転中、高圧信号の誤発信により原子炉がスクラムした。グループ1隔離が起り、高圧注入系(HPCI)と原子炉隔離時冷却系(RCIC)のタービンが自動起動し注入が行われ、再循環ポンプがトリップした。その後、原子炉水位高設定値で、HPCI、RCIC及び給水ポンプのタービンがトリップした。逃がし弁が作動しなかったため、原子炉の再加圧が続き高圧スクラム設定値を超え1180 psigに達したところで、11個の逃がし安全弁(SRV)のうちの3個が作動し原子炉圧力を逃した。SRVが閉止して直ぐに、主蒸気隔離弁を手動で開けたため、原子炉は冷却、減圧され冷態停止

に移行した。冷却と減圧が行われていた間、残り 8 個の SRV の手動操作が行われ適切に機能した。11 個の SRV の設定点は、1080、1090、1100 psig であった。

本事象に対応して、設置者は、所有者グループを結成し、Target Rock 社製 2 段式 SRV を使用する他の電力会社や GE 社、Target Rock 社とともに、当該事象の原因と他のプラントからの SRV の試験における設定点変動の原因を調べるための試験プログラムを開始した。

合計 34 個の SRV が試験対象とされ、その結果から、ラビリンスシールの摩擦とディスクシートへの固着が設定点変動現象の原因であると結論付けられた。ラビリンスシールの問題は、設計上の許容クリアランスより低くなることによるものであることが判明した。これは、建設当時からの状態であったか、あるいは、運転中に発生したクリープによる可能性がある。また、ディスクシートへの固着問題は、ステライト材の腐食によるものであった。Hatch における問題は、以前の事象において、原子炉の環境条件下で分解した非イオン性の塩素化炭化水素が一次系に侵入し冷却材電導率が 21 マイクロオーム/cm、pH が 4.6 となったことに関係している可能性が高い。ステライト材はこのタイプの腐食を受け易い。

GE 社代表との議論に基づき、NRC スタッフは、設定点の高い側へのずれを最小限に抑えるために保守手順書の改訂準備を進めているものと理解している。

(5) Information Notice 84-33 : 割りピンの破損による主蒸気安全弁の故障（1984 年 4 月 20 日）

対象事例の概要

1984 年 2 月 9 日、St. Lucie-2 号機から、主蒸気安全弁(MSSV)の開動作を伴う原子炉トリップ後、同弁が部分的に開固着した旨報告がなされた。同弁の再閉には約 40 分を要した。3 月 2 日、Davis Besse から、主蒸気隔離弁(MSIV)が閉止した後、MSSV が開固着したとの報告があった。この事象では、蒸気発生器が空の状態となった。また、その後、MSSV は交換された。

上記 2 件の事象は、MSSV の開動作時にスピンドルの緩めナット(release nut)が回転したことによるものであった。緩めナットがスピンドルの動きを妨げていたため、主蒸気圧力が再閉圧力まで低下した際、MSSV は再閉できなかった。この緩めナットの回転は、割りピンの破損と MSSV 開動作時のスピンドルの振動によるものであった。Davis Besse においては、後日、割りピンの破片が見つかり、錆が認められた。これらの故障は、製造元が異なる MSSV において起こっている（St. Lucie : Crosby 社製、Davis Besse : Dresser-Consolidated 社製）。NRC スタッフは、類似設計の安全弁や逃がし安全弁においてこの種の故障が起こる可能性があると考えているが、現時点で他の製造元からの弁に関する更なる情報は無い。

上記 2 件の事象に対するフォローアップとして、割りピンの交換や他の MSSV における割りピンの検査などが行われた。Davis Besse では、手順書を改訂し、ステンレス鋼製割りピンの使用を求めるとともに、取外し後の割りピンの再利用を禁止することとした。St.

Lucie-2 号機では、再発防止のために、MSSV から手動開機構の部品を取り外し調査を行ったが、NRC スタッフは、当該問題に対するこのアプローチに関し如何なる結論が出されたかについて把握していない。

(6) Information Notice 86-05: 主蒸気安全弁の故障とリング設定調整 (1986 年 1 月 31 日)
対象事例の概要

1984 年秋、Seabrook の設置者は、定格流量試験により適切なベントスタックの寸法を決めるために、主蒸気安全弁(MSSV)を Wyle 研究所に送った。定格流量を設定するために、Wyle 研究所では、Crosby 社製 MSSV (Model 6R10) のディスクの移動距離を測定した。試験の結果、同弁が工場で設定したリング設定値 (+155 ノッチ) で所定のディスク移動距離を達成できないことが明らかとなった。ディスクの移動距離は、要求される蒸気流量を確保するのに必要な全開位置の 50%であった。最大口径のテール配管を用いた場合でも適切な開度を達成できなかった。

1985 年 7 月、リング設定値の適性を評価するために追加試験が行われた。これらの試験では、工場出荷時のリング設定値が最小のテール配管背圧で要求されるディスク移動距離が達成できるかどうかを評価するとともに、180~390 psig という背圧範囲に対してディスク移動距離への影響を調べることとなった。これらの試験において、上部 (ガイド) リングの設定値は、+155~0 に調整され、さらに、要求されるディスク移動距離を達成するために+155~+25 に調整された。その後、設置者は、弁の製造元と協議し、ガイドリングに対して+25、下部 (ノズル) リングに対して-25 (オリジナルの設定値) というリング設定にすることに合意した。

大口径の二次系安全弁に対するこうした定格流量試験は、通常、設置者やベンダーによって行われるものではなく、また、ASME 規格 Section III においても求められていない。代わりに、小口径の弁から得られるデータを外挿することによって弁の確認が行われる。

殆どの PWR における MSSV は、必ずしも Seabrook の MSSV と同じモデルや同じ製造元ではないが、一般に、弁サイズの範囲の上限である。このため、多くの MSSV に対して定格流量による実証試験が行われておらず、不正確なリング設定がなされているという懸念がある。さらに、一次系安全弁に対する定格流量試験を行った際にリング設定値に関して同様の問題が認められた。従って、これらの MSSV は、設計要求に合致した逃がし容量を確保することができない可能性がある。

NRC は、引き続き関連する情報の入手と評価を行う。NRC により具体的な対応を求められることが確定した場合には、別途通知することになる。

(7) Information Notice 86-05 Supplement 1: 主蒸気安全弁の故障とリング設定調整 (1986 年 10 月 16 日)

対象事例の概要

(Seabrook における事例)

1984 年秋、主蒸気安全弁(MSSV : Crosby 社製)について試験を行うために、Wyle 研究所に同弁が送られた。試験の結果、工場で設定したリング設定値で適切なディスク移動距離を達成できないことが明らかとなった。追加試験を行った後、所定のディスク移動距離を確保するためにリング設定値を工場での設定値から調整した。

(Vogtle における事例)

1986 年 5 月 14 日、設置者は、出荷時のリング設定値（ノズルリング設定値：+150、ガイドリング設定値：-45）の適性を調べるために、プラントに設置が予定されている 20 個の Crosby 社製 MSSV のうちの 5 個について試験を行った旨 NRC に報告した。弁の当該設定値では、所定の逃がし能力を達成できなかった（逃がし流量は所定の値の 75%であった）。その後、20 個の MSSV 全てを Crosby 社の高流量試験施設に搬送し試験を行うとともに、設計逃がし能力を達成するのに必要な調整が行なわれた。多くの弁において、最終的なリング設定値は、出荷時の設定値とかなり異なっていた。

(Millstone-3 号機の事例)

1986 年 7 月 29 日、MSSV の検査を行っていた際、上部及び下部の調整リングがベンダー（Dresser 社）推奨の設定値に設定されていないことが判明した。調査の結果、手順書が不適切であったことにより、ベンダーが機能試験後にリングをリセットしなかったことが明らかとなった。設置者は、全てのリングをベンダー推奨の設定値にリセットした。

(Susquehanna-1,2 号機)

設置者職員は、Susquehanna に設置されている Crosby 社製逃がし安全弁(SRV)の呼称 6R10 が Seabrook の MSSV と同じであることに気付いた。しかし、この 6R10 はモデル番号ではなく、入口、オリフィス及び出口のサイズを表わすものであり、当該プラントの SRV は、Seabrook や Vogtle の MSSV と同じモデルではない。しかし、これらの弁には、弁の能力と吹出し量を定めるための調整リングが付いている。そのため、IN 86-05 及び本 Supplement は BWR にも適用可能である。

(8) Information Notice 86-12 : Target Rock 社製 2 段式逃がし安全弁の設定点ドリフト (1986 年 2 月 25 日)

背景

Target Rock 社製 2 段式逃がし安全弁(SRV)は、3 段式 SRV において発生した誤開や再閉失敗という問題を解決するために設計された。2 段式 SRV では、試験時に設定点のドリフトが起こっており、特に、1982 年 7 月、Hatch-1 号機において 11 個の SRV 全てが原子炉スクラム後の隔離時に設定点より高い圧力で開かなかったため（3 個の SRV が 1180 psig で開きその後のトランジェント応答は正常であった）、重要な関心事となった。この事象の後に結成された所有者グループ、GE 社及び Target Rock 社は、設定点ドリフトの原因に関する調査を行い、解決策を検討した。主たる原因は、ラビリンスシール部の摩損とディス

クーシートの腐食性固着によるものであることが明らかとなった。解決策は、(1)ラビリンスシール部において十分なクリアランスが維持されていることを確認するために保守プログラムを強化することと、(2)ディスクの材料を変更して酸化膜がシートの酸化膜に固着しにくいものとするのであった。

保守プログラムの強化は、殆どのプラントにおいて実施されている。1983年12月に IN 83-82 が発行され、それ以後、あるプラントにおいて行われた試験によれば、 $\pm 1\%$ という技術仕様の許容範囲内にあった SRV は少数であり、多くの SRV が設定点の 5%以内であった。また、固着した SRV が 1 個ある。

データベースが拡充されるにつれて、設定点ドリフトが解決していないことが明らかとなっている。NRC 原子炉規制局(NRR)は、1985年3月の所有者グループ宛レターにおいて、保守プログラムの強化による便益は認識しているものの、それだけでは問題解決に不十分であるという結論を示した。その後、所有者グループは、ディスク材をステライト合金製シートに対して酸化固着が起こりにくい材料に変更することとし、現行のステライト合金に代わって、析出硬化性のステンレス鋼が選定された。

対象事例の概要

1982年の Hatch-1 号機の事象後、Wyle 研究所において、設定点を決めるための蒸気圧試験と、設定点の 3%以内で開かなかった SRV の設定点ドリフトの原因を調べるための診断試験が行われた。ディスクがどの程度固着するかを調べるために、Brunswick の SRV に対する試験では、蒸気が入ってくる前にディスクが固着するか否かを調べるが必要となる。この試験は、ステムをシートから離しシートの下方を窒素で加圧することにより行われる。ディスクが拘束されていないため、5 psi の窒素圧で開くものと予想される。窒素圧は、ディスクーシートの固着の程度を示すものであるが、ラビリンスシールの問題は、繰返し試験において蒸気による開圧力が大きく低下することによって示される。

1986年1月7日、Brunswick の設置者は、2号機における 11 個の Target Rock 社製 2 段式 SRV について Wyle 研究所で試験を行ったところ、そのうちの 6 個が 200 psi という窒素圧で開かず、他の 4 個が許容範囲外で開き、1 個が許容範囲内で開いたと報告した。これらの弁に関する窒素圧試験を終了し、設置者は、自動減圧系(ADS)及び手動モードでの動作性を確認するために、固着した弁のうちの 4 個をソレノイド駆動装置を用いて開けるよう指示した。これら 4 個には適切に作動した。また、設定点が 1105 psig である 5 つ目の弁は、1219 psig の蒸気圧を掛けた段階で開いた。6 つ目の SRV は、追加試験を行う前に分解された。2号機は、弁内部に関する保守プログラムを強化して 2 サイクルの運転を終了していたが、ディスクの取替は行われていなかった。これらの試験結果は、NRC に報告がなされた他の設置者による試験結果と大きく異なっていた。影響を受けた弁の数やディスクの固着程度により、NRC は強い関心を抱いている。固着した 5 個の弁と残り 5 個の弁については、分解と改修を行う前に必要回数の蒸気圧試験が行われ問題なく終了した。これは、ラビリンスシール部のクリアランスが十分であったことを示している。固着した弁のうちの 4 個

と他の弁 2 個については、新しい材料のディスクに取り替えることとなっている。

1986 年 1 月 9 日、1219 psig の蒸気圧で開いた弁の内部について NRC 検査官による検査が行われ、その結果、当該ディスクには、外見上、以前に観測されたディスクとの違いがない旨報告された。蒸気に晒されたディスク部は灰白色の膜に覆われているように見えた。ラビリンスシールには極く僅かな摩耗痕が認められた。設置者職員は、1982 年に Hatch で経験した一次系水化学変動のような厳しい固着に寄与した可能性のある状況を特定することができなかった。設置者は、蒸気ライン C の 3 個の弁に僅かなドリフトが見られること、また、それらが同一のドライウェル区画内に位置することに注目した。当該ラインの主蒸気隔離弁は、燃料サイクル末期直前の約 6 週間にわたって閉止された状態に置かれており、この期間中に軽微な一次系水化学変動が起こった。また、設置者は、ドライウェル温度の問題と高圧注入系からの蒸気漏れが、寄与因子である可能性があると述べている。

Hatch-1 号機の 11 個の弁に関する最近の試験結果から、2 個の弁がディスクシート固着を調べるための窒素圧試験に対して許容範囲外にあることが明らかとなった。2 個の弁が許容範囲外で開き、1 個は漏れが大きく窒素圧試験ができない状況にあった。また、残りの弁は設定点の 6%未満の圧力で開いた。なお、Brunswick 及び Hatch の弁に対する試験は、同じ手順書に従って行われた。

それぞれのプラントにおいて、半数の SRV に析出硬化性ステンレス鋼製ディスクが取り付けられる予定である。Hatch-1 号機と Brunswick-2 号機には新しいディスクが取り付けられた。運転経験データの収集は、12～18 ヶ月の間に開始することになるであろう。

Brunswick における問題と Target Rock 社製 2 段式 SRV の設定点ドリフト問題に関する NRC の調査は、十分な解決に至るまで継続される。

(9) Information Notice 86-56：主蒸気安全弁の信頼性（1986 年 7 月 10 日）

対象事例の概要

IN 86-05 についての検討を行っていた際、以下に示すように、主蒸気安全弁(MSSV)に関する問題が試験時、出力運転時あるいはスクラムからの復旧操作時に起こっていることが明らかとなった。

主蒸気安全弁問題（1981 年 1 月 1 日～1986 年 3 月 1 日）

問題	弁の個数	プラント 基数	試験時の事象 件数	出力運転時の 事象件数	スクラム後の 事象件数
開失敗	13	6	5	0	1
再閉失敗	15	9	2	1	8
誤開	6	4	2	3	1
漏洩	7	4	1	3	0
設定点ドリフト					
高	44	10	11	0	1
低	97	14	18	3	3
不明	75	11	14	0	0

MSSV に関わる事象報告書が数多く提出されているが、以下では、より重要な事象 4 件について記載する。

(North Anna-2 号機)

サイトでの試験装置における最高圧力 (1147~1161 psig) で 15 個の弁のうちの 8 個が開かない可能性があった。その後、15 個の弁全てを Wyle 研究所に送り、更なる試験が行われた。その結果、開圧は 1105~1223 psig の範囲であった (規定された設定値は 1085+/-11 ~1135+/-11 psig である)。全ての弁について改修が行われ、設定点は技術仕様の制限値内に調整された。

(Salem-2 号機)

燃料取替停止後の加熱中に 1 個の弁で漏洩が起こった。スピンドルナット(spindle nut)をフォーク型レバーから取り外した後、弁は再開した。しかし、その後開いた際には再開しなかったため、強制的に閉じた。その後、他の 2 個の弁が早まって開いた。これらの弁についても強制的に閉止した。後日、4 つ目の弁が開いた際、動作不能と宣言された。20 個の MSSV 全てについて試験を行い、適切な設定点にリセットした。設置者は、設定点ドリフトの原因を特定することはできなかった。

(Oconee-2 号機)

2 個の MSSV が迅速に再開しなかった。これらの弁は、原子炉スクラムを伴うトランジェント後に 1010 psig ではなく 900 psig で再開した。

(Calvert Cliffs-2 号機)

1995 年 10 月 19 日、16 個の MSSV について、設定点をチェックし必要に応じて調整を行うために試験が行われた。当該プラントには 2 基の蒸気発生器(SG)があり、各々の蒸気ヘッドに 8 個の MSSV が取り付けられている。16 個のうちの 11 個が規定外にあると判断された (技術仕様要求は設定点の +/-10 psi であるのに対し実際の開圧は 22~69 psi 高かった)。

議論

PWR における MSSV の開失敗に対する安全上の重要性は、二次系の過圧と二次系圧力バウンダリ健全性喪失の可能性にある。再開失敗は、過冷却トランジェントや、通常よりも低い SG 水位を引き起こす。出力運転中の誤開は、原子炉スクラムに至る。漏洩は、適切な弁の機能遂行以外の問題も引き起こす傾向にある。設定点が低い側にドリフトすると弁の誤開を引き起こし、また、蒸気発生器伝熱管破損(SGTR)の際に破損側 SG の MSSV の設定点が要求値より低いと破損側 SG からの放出に至る。設定点が高い側にドリフトすると、二次系圧力が ASME 規格で規定される系統圧力限度を超える可能性がある。

(10) Information Notice 86-92 : 加圧器安全弁の信頼性 (1986 年 11 月 4 日)

対象事例の概要

(St. Lucie-2 号機)

1986 年 4 月 17 日、燃料取替停止中、技術仕様(TS)の設定点が 2515 psig $\pm$ 1%である 3 個の加圧器安全弁(PSV)についてベンチ試験を行ったところ、弁 V-1200 が 2554 psig (TS 設定点上限より 14 psi 高)、V-1201 が 2893 psig (TS 設定点上限より 353 psig 高)で開き、また、V-1202 は漏洩しており試験ができなかった。V-1201 に関する問題は、ベローズにおける孔に起因するもので、ホウ酸により弁の内部が汚染、腐食し固着を引き起こした。V1202 のシートは激しい蒸気カッティングを受けていた。V-1200 の軽微な設定点ドリフトは、18 ヶ月間にわたる運転に対して正常なものと考えられた。これらの弁は全て供用に移す前に修理がなされた。

(McGuire-1 号機)

1986 年 9 月 2 日、1 号機の PSV の 1 個が TS 要求の設定点 2485 psig $\pm$ 1%より 85 psi 低い 2375 psig で開いたとの報告がなされた。弁が全閉する前に一次系は 1800 psig まで減圧された。この事象は、供用中の漏洩試験のための加圧時に起こった。その後のベンチ試験において、同弁の実際の開圧は 2320 psig であることが判明した。分析の結果、最後に行われた試験において、弁の設定点を定めるために 3 回の開動作が行われ開圧が低くなる傾向を示していたことが分かった。バネあるいは座金の下方にデブリが入ったためバネが伸びて設定点のドリフトが起こったものと考えられた。バネが適切に着座した際、設定点が安定した。弁再閉時の圧力が低かったのは、設置者がブローダウン調整リングをベンダー推奨値から 137 ノッチずれて設定したことによる。残りの PSV について検査を行ったところ、そのうちの 1 個にリング設定値の調整ミスが認められた。この調整ミスは、保守職員が行ったサイト内での再調整によるものであった。3 つ目の PSV のリングは、ベンダーが設定したもので正しく設定されていた。2 号機には、ベンダーが設定した PSV が 2 個、保守職員が設定した PSV が 1 個あった。プラントの技師は、リングの設定値について記録を取っており、それによれば、設定値はベンダー推奨値と同じであった。従って、2 号機の PSV は動作可能と判断された。

(ANO-2 号機)

1986 年 9 月 15 日、29%出力運転中、2 個の PSV が誤って開き直ぐに再閉した。これによって、クエンチタンクの水位と圧力が上昇し、また、原子炉冷却材圧力が 4 psig 低下した。9 月 25 日、原子炉トリップ後、クエンチタンクのパラメータとテール配管の温度により、1 個もしくは 2 個の PSV の開が示された。設置者による試験の結果、これらの設定点が TS 要求の 2485 psig $\pm$ 1%より低いことが判明した。1 個は 2365 psig で開き、もう 1 個は 2430～2455 psig の間で開いた。これらの事象が発生する前の停止時に、弁の開圧を設定する際に誤った試験装置を用いていたことが明らかとなった。弁の製造元は、正しい装置とともにサイトに職員を派遣し、弁は正しく再設定された。

1983 年 1 月 1 日から現在までの設置者事象報告(LER)を調べたところ、他に 20 件の事象が起こっており、32 個の弁が関わっていることが判明した。設定点ドリフトに関わるものが 18 個、シート漏洩に関するものが 12 個、設定点が高かったものが 1 個、動作不能とさ

れたものが1個である。

1983年1月1日から現在までのPSV問題

弁の状態	プラント名	弁の数
動作不能	SEQUOYAH-1	1
漏洩	SALEM-2	3
	SALEM-1	3
	MILLSTONE-2	1
	SEQUOYAH-2	1
	SEQUOYAH-2	1
	BEAVER VALLEY-1	1
	SUMMER	1
	SEQUOYAH-2	1
	CALVERT CLIFFS-2	1
設定点ドリフト	BEAVER VALLEY-1	1
設定点ドリフト高	FT CALHOUN	1
	SALEM-2	3
	SALEM-1	3
	MILLSTONE-2	1
	PALISADES	1
	SUMMER	1
	YANKEE-ROWE	1
	ANO-1	1
設定点ドリフト低	SEQUOYAH-1	1
	SEQUOYAH-2	3
	YANKEE-ROWE	1

(11) Information Notice 88-30 : Target Rock 社製2段式逃がし安全弁の設定点ドリフトー更新 (1988年5月25日)

対象事例の概要

1982年7月2日、Hatch-1号機において、11個のTarget Rock社製2段式逃がし安全弁(SRV)が全て設定点 1080 psig、1090 psig、1100 psig で開失敗した。1本の主蒸気管に取り付けられている3個のSRVが開き原子炉冷却系(RCS)の圧力を逃がすまでに、RCS圧力は1180 psigまで上昇した。この事象は、SRVの設定点ドリフトについて懸念を生じさせた。

設置者、GE社及びTarget Rock社は、Hatch-1号機における事象の原因に関する検討を開始した。Target Rock社製2段式SRVを有する他の電力会社も、当該問題に関する解決策の検討を行うために、所有者グループに加わった。

同様の問題は産業界全体にわたって認められており、それらの報告では、設定点ドリフトを経験した弁の数が増えドリフトの程度が大きくなりつつあることを示している。当該問題は、結局、(1)製造時の許容範囲強化によるラビリンスシール部の固着と(2)ディスク及びシート材の酸化による膜形成に伴うディスクーシートの固着のいずれか、もしくは、両方と特定された。

これらの問題に対処するために、追加保守が行われ、弁の改修とラビリンスシール部の許容範囲外にあることが判明した部品の取替が行われた。幾つかのケースではこの保守が

有効であることが示されたが、ディスクーシート固着による問題は継続した。シート材との酸化膜を形成しない材料 **PH-13-8Mo** が新しいディスク材に選定された。現在、あるプラントにおける弁の約半数に新型ディスクを取り付けた後に弁の性能に関する試験が行われている。

試験結果

1987 年 5 月、**Hatch-1** 号機の弁に関する試験を行い、新型ディスクに関する試験の最初の結果が得られた。新型ディスクを取り付けた 5 個の弁のうち 4 個では、試験前に漏洩のあったパイロット弁が付いていた。これら 4 個のパイロット弁のうちの 1 個だけが試験前に漏洩がなかった。蒸気試験前に漏洩がなかった弁については、ディスクが固着していないか否かを調べるために、まず、窒素による試験が行われた。当該弁は 5 psig の窒素圧で開いた。残りの 4 個の弁は設定点の 2% 以内で開いた。技術仕様(TS)の限度は設定点の $\pm 1\%$ である。これらのうちの 1 個は漏洩しボンネットの圧力が安定せず、パイロットディスク開から主ディスク開までの時間遅れが過大となった。その後、残りの弁について試験が行われた。11 個の弁全てに対する試験結果は **Tabel 1** に示されている。

新型ディスク **313** と **1186** では、その蒸気部において、従来型ディスクの試験時に見られたものよりも固着性が低く軟らかい酸化が確認された。また、シート部は輝いており、従来型ディスクの試験時に見られた腐食の帯は認められなかった。ディスク **1189** と **1002** は類似の腐食特性を示していたが、明らかに周辺全体に蒸気が吸い込まれたことによるものであった。ディスク **1189** には、ディスクとシートの間に異物が噛みこんでいた痕跡が認められた。1 個の弁のスタビライザディスク（ステライト鋼製）では、従来型ディスク（ステライト鋼製）で以前に確認された腐食と同じ黒ずんだ硬い固着性の高い腐食が認められた。新型ディスクを **GE** 社に渡し試験を行うとともにこの新型ディスクを別の新型ディスクと取り替えるが、従来型ディスクの取替は行わないこととなった。

1988 年初頭に **Brunswick-2** 号機で行われた試験報告書において、**PH13-8Mo** 製ディスク付の弁が、設定点の $+1.9\%$ 、 -0.1% 、 -1.2% 、 $+0.6\%$ 、 $+4.0\%$ で開いたことが示されている。1 個の弁については試験が行われなかった。ステライト 6 製ディスク付の従来型の弁は、設定点の $+9.3\%$ 、 -1.4% 、 -0.2% 、 $+0.6\%$ 、 $+2.6\%$ で開いた。詳細は、**Table-2** に示す。

Hatch-2 号機における試験結果によれば、**PH13-8Mo** 製ディスク付の弁は、設定点の $+2.9\%$ 、 $+1.8\%$ 、 $+0.7\%$ 、 -1.1% で開いた。また、ステライト製ディスク付の従来型の弁は、設定点の $+1.5\%$ 、 $+0.3\%$ 、 $+4.1\%$ 、 $+0.2\%$ 、 $+2.8\%$ 、 $+1.6\%$ で開いた。詳細は、**Table-3** に示す。

これらの試験結果では、新型ディスク付の弁が、従来型ディスク付の弁より良好な性能を示しているように見える。また、従来型ディスク付の弁は、以前より良い性能であるように見える。

データの分析が終了した際、**Brunswick-2** 号機の弁の $+4.0\%$ ドリフトと **Hatch-2** 号機の弁の $+2.9\%$ ドリフトの原因が特定できれば、**PH13-8Mo** がステライト 6 に代わるものとして立証されるかもしれない。**NRC** は、試験プログラムのフォローを継続する予定である。

Table-1

1987 年の Hatch-1 号機 Target Rock 社製 SRV に関する試験結果

Disc	Valve Identifier		TS	Setpoint As-Found	Var	Leak[1]	
	SN					Prior	Post
New	1189		1090	1072	-1.65%	Yes	Yes
New	313		1080	1096	+1.48%	Yes	No
New	1002		1080	1101	+1.94%	Yes	Yes
New	1186		1100	5 (N2)	LT 1%	No	No
New	1190[2]		1100	1083	+1.55%	Yes	Yes
Old	1006		1090	1093	LT 1%	Yes	Yes
Old	1187		1090	1076	-1.28%	Yes	Yes
Old	1011		1080	1146[3]	+6.11%	No	No
Old	1009		1080	1053	-2.50%	Yes	Yes
Old	1004		1090	1101	+1.01%	Yes	Yes
Old	1003		1100	1116	+1.45%	Yes	Yes

SN = Serial Number

TS = Technical Specifications

Notes:

- [1] Pilot disc leakage.
 [2] Originally mounted on a Hatch body, but was removed due to leakage past the main disc. Remounted on a slave (Wyle) body. Pilot leakage was so great that the 30-minute stabilization of the bonnet temperature was waived.
 [3] Failed to lift when tested on 5 psig nitrogen.

Table-2

1988 年の Brunswick-2 号機 Target Rock 社製 SRV に関する試験結果

Part Number	Valve Identifier			TS	Setpoint As-Found	Var	Leak[1]	N2 Test
	Disc	SN	SL					
2B21-F013A	New	1109	A	1105	1126	+1.9%	Yes	No
2B21-F013B	Old	1103	A	1125	1230	+9.3%	Yes	No
2B21-F013C	Old	1099	B	1105	1090	-1.4%	No	Failed
2B21-F013D	New	1102	B	1115	1114[2]	-0.1%		
2B21-F013E	Old	1105	B	1115	1113	-0.2%	Yes	No
2B21-F013F	Old	1091	C	1105	1112	+0.6%	No	Failed
2B21-F013G	New	1106	C	1105	1092	-1.2%	Yes	No
2B21-F013H	New	1107	D	1115	1122	+0.6%	Yes	No
2B21-F013J	New	1108	D	1125	1170	+4.0%	Yes	No
2B21-F013K	Old	1101	C	1115	1144[2]	+2.6%		
2B21-F013L	New	1104	B[3]					

SN = Serial Number

SL = Steamline

TS = Technical Specifications

Notes:

- [1] Pilot disc leakage.
 [2] Second lift, valve was inadvertently lifted without recorder running.
 [3] Retainer bolts removed, spring preload lost, no as-found test done.

Table-3

Hatch-2 号機 Target Rock 社製 SRV に関する試験結果

Valve Identifier		TS	Setpoint As-Found	Var	Leak[1]
Disc	SN				
Old	301	1100	1116	+1.5%	Yes
New	302	1100	1132	+2.9%	Yes
Old	303	1110	1114	+0.4%	Yes
New	306	1110	1130	+1.8%	Yes, badly
New	307	1110	1118	+0.7%	Yes, badly
New	308	1090	1078	-1.1%	Yes
Old	310	1090	1135	+4.1%	No
Old	312	1090	1092	+0.2%	Yes
Old	314	1090	1121	+2.8%	Yes
New	315	1100	1109	+0.8%	Yes
Old	1001	1100	1118	+1.6%	Yes

SN = Serial Number

TS = Technical Specifications

Notes:

[1] Pilot disc leakage.

(12) Information Notice 88-30 Supplement 1 : Target Rock 社製 2 段式逃がし安全弁の設定点ドリフトー更新 (1990 年 2 月 2 日)

対象事例の概要

1982 年 7 月 2 日、Hatch-1 号機において、11 個の Target Rock 社製 2 段式逃がし安全弁 (SRV) が全て設定点 1080 psig、1090 psig、1100 psig で開失敗した。1 本の主蒸気管に取り付けられている 3 個の SRV が開き原子炉冷却系(RCS)の圧力を逃がすまでに RCS 圧力は、1180 psig まで上昇した。この事象は、SRV の設定点ドリフトについて懸念を生じさせた。

設置者、GE 社及び Target Rock 社は、Hatch-1 号機における事象の原因に関する検討を開始した。Target Rock 社製 2 段式 SRV を有する他の電力会社も、当該問題に関する解決策の検討を行うために、所有者グループに加わった。

同様の問題は産業界全体にわたって認められており、それらの報告では、設定点ドリフトを経験した弁の数が増えドリフトの程度が大きくなりつつあることを示している。当該問題は、結局、(1)製造時の許容範囲強化によるラビリンスシール部の固着と(2)ディスク及びシート材の酸化による膜形成に伴うディスクーシートの固着のいずれか、もしくは、両方と特定された。

これらの問題に対処するために、追加保守が行われ、弁の改修とラビリンスシール部の許容範囲外にあることが判明した部品の取替が行われた。幾つかのケースではこの保守が有効であることが示されたが、ディスクーシート固着による問題は継続した。シート材との酸化膜を形成しない材料 PH-13-8Mo が新しいディスク材に選定された。現在、あるプラントにおける弁の約半数に新型ディスクを取り付けた後に弁の性能に関する試験が行われている。

試験結果

1987 年及び 1988 年の Hatch-1 号機、Brunswick-2 号機及び Hatch-2 号機における最初の試験により、PH13-8Mo 製ディスクの性能がステライト製ディスクの性能を大きく改善するものであることが示された。しかし、1988 年、Fermi-2 号機における試験結果は、さほど楽観的なものではなかった。

プラント	試験実施年	ディスク材	変動範囲
Hatch-1 号機	1987 年	ステライト	-2.50～+6.11%
		PH13-8Mo	-1.65～+1.94%
Brunswick-2 号機	1988 年	ステライト	-1.40～+9.30%
		PH13-8Mo	-0.10～+4.00%
Hatch-2 号機	1988 年	ステライト	+0.20～+4.10%
		PH13-8Mo	-1.10～+2.90%
Fermi-2 号機	1988 年	PH13-8Mo	-0.20～+4.28%

その後、NRC は、Hatch-2 号機の弁に関する以下の試験結果を、設置者事象報告(LER)として受け取った。

Valve No	Disc Material	Setpoint (psig)	As-found SP (psig)	Deviation (percent)
F013A	PH13-8 Mo	1100	1077	- 2.09
F013B	Stellite	1090	1199	+10.00
F013C	PH13-8 Mo	1090	1129	+ 3.58
F013D	Stellite	1100	1115	+ 1.36
F013E	Stellite	1110	1135	+ 2.25
F013F	Stellite	1090	1103	+ 1.19
F013G	Stellite	1090	1150	+ 5.50
F013H	PH13-8 Mo	1110	1227	+10.54
F013K	PH13-8 Mo	1100	1201	+ 9.18
F013L	PH13-8 Mo	1110	1137	+ 2.43
F013M	Stellite	1100	1118	+ 1.64

新型ディスクの変動幅は-2.09～+10.54%である。特に弁 F013H と F013K に注目すべきである。この変動幅は、新型ディスク付の弁で以前に報告されていない固着の程度を反映している。

1989 年 11 月 1 日、Brunswick-2 号機の設置者は、新型ディスク付の弁 F013L が試験時に 1242 psig という 10.4%高い圧力で開いたと報告した。

所有者グループ、GE 社及び Target Rock 社は、ディスクシートへの固着を解決するための今後の対応について計画策定を進めており、NRC は、当該問題に関する監視を継続することとしている。

(13) Information Notice 88-68 : ループシールを満水にした状態での水圧支援装置による加圧器安全弁の設定点試験 (1988 年 8 月 22 日)

対象事例の概要

1986年8月30日、Diablo Canyon-1号機の設置者は、3個の加圧器安全弁(PSV)について、ループシールを満水にした状態で水圧支援装置(hydraulic assist device)による試験を行った。これらのPSV(RCS-1-8010A、B、C)における最初の開圧は、それぞれ、2747.8、3028.0、2661.0 psigであった。要求されていた設定点は2485 psig $\pm$ 1%である。この試験方法では、弁システムの変位を表示するために試験リグの水圧を監視し、これによって開圧を推定する。設置者は、ループシールがドレンされていなかったため、最初の開動作に関して推定された開圧は正確ではないと結論付けた。蒸気と水の物理的特性が異なるため、シート部を通して移動した水による弁システムの変位はほとんど生じなかった。その後、水圧の上昇に伴って蒸気が弁内に入り、より大きな変位が生じたため、誤って高い開圧が予測された。ループシールをドレンした後、再び弁の開圧を測定したところ、2464、2493、2503 psigであり、いずれも技術仕様(TS)限度(2485 psig $\pm$ 1%)内であった。

1988年4月2日、Sequoyah-2号機の設置者は、弁漏洩の原因が設定点低によるものであるかどうかを調べるためにPSVの設定点に関する試験を行った。試験は、水圧支援装置を用い、外部ヒータにより温度を上げ、原子炉圧力を1700 psigと通常運転圧力の間にし弁シートに水シールを維持した状態で行われた。設定点の計算に必要なデータを取るために、弁開に必要な力をロードセルにより測定しチャートに記録した。ディスクの開動作は、ロードセル記録の傾きに生じる変化により判断され、試験担当官が放出配管を流れる流体の音を聞くことにより確認された。要求される設定点は2485 psig $\pm$ 1%であったが、3個のPSV(2-68-563、2-68-564、2-68-565)に対する最初の開圧は、2634、2678、2660 psigであった。設定点の調整が行われ、水シールを再形成した後、PSVの再試験が行われた。

1988年4月8日、冷態停止中、Sequoyah-2号機のPSVがWyle研究所に送られ、ベンチ試験とシートの改修が行われた。弁の開動作は、120 Fまで過熱され窒素により過圧された水を用いて行われた。弁システムの開は、ステムに取り付けた線形電圧差変換器(linear voltage differential transformer : LVDT、精度0.001インチ)により直接測定され、ステムの変位がチャートに記録された。開動作は、圧力チャート上のピークにより示されLVDTの主軸変位測定値によって確認された。2個の弁については、試験前に内部部品の一部が取り替えられていた。3個のPSV(2-68-563、2-68-564、2-68-565)に対する開圧は、2435と2384 psig、2430と2432 psig、2390 psigであった。

設置者は、Sequoyah-2号機のPSVに対する試験結果を受けて設定点の調整を行ったが、これによって弁の設定点がTS限度からずれたものと判断した。この状況は、安全弁の早まった開動作に至る可能性があった。

Diablo Canyonの設置者は、試験実施前にPSVのループシールをドレンすることとした。Sequoyahの設置者は、今後の試験を行うためにPSVをWyle研究所に送ることを計画している。

水圧支援装置は、媒体として飽和蒸気を用いバネ駆動式安全弁の設定点について行う試験において正確であることが示されてきた。しかし、水や二相流を用いて安全弁の設定点

に関する試験については正確であることが示されていない。**Diablo Canyon-1** 号機と **Sequoyah-2** 号機での試験は、ループシールを満水にした状態で **PSV** の試験を行うと当該装置により不正確な結果が得られることを示しているものと考えられる。不正確な結果が信じられ弁が再設定されると、弁の設定点が低くなり弁の漏洩や誤った開動作に至るような状況になる可能性がある。

(14) Information Notice 89-90 : 加圧器安全弁の開設定点変動 (1989 年 12 月 28 日)

対象事例の概要

1989 年 10 月、Westinghouse 社は、プラント所有者に対し、加圧器安全弁(PSV)上流にループシールがあるプラントにおいて同弁の設定点が ASME 規格及び技術仕様(TS)の要求値からずれる可能性があることを通知した。最近の運転経験と試験データにより、開圧設定時の条件と異なる状況で PSV を作動させると同弁の開圧がオリジナルの設定点から 1% 以上変動することが示されている。Westinghouse 社は、Crosby 社製 PSV について、300 F の水で形成されたループシールを用いて設定点を設定し、その後ループシールをドレンして蒸気により開圧をチェックしたところ、4~8%の設定点変動が確認された。ASME 規格の Section III では、安全弁について設定点の $\pm 1\%$ という許容範囲に設定するよう求めており、また、TS では PSV の設定点を $2485 \pm 1\%$ に規定しているため、幾つかのプラントは、弁の設定点を設定する際に使用した条件と異なる環境で PSV が動作していれば、TS や ASME 規格に適合していない設定点で運転している可能性がある。また、幾つかのプラントにおける TS には、「設定点が通常運転温度及び圧力で弁の環境条件に対応していなければならない」という脚注が設けられている。

Westinghouse 社からのレターでは、蒸気で PSV の設定点を設定し水を含むループシールで作動させることについて安全上の問題を具体的に示した。実際の開圧が $2485 \text{ psig} \pm 1\%$ より 4~8%高くなることもあり得るため、ある種の事象シナリオに対して、こうした PSV の設定点が高い側に変動することにより一次系の過圧に至る可能性がある。従って、これらのシナリオに対しては許認可基準において PSV の利用可能性が用いられているが、こうしたシナリオに関するプラント固有の解析により、加圧器やその関連配管に対して適切な圧力限度を超えないことを示しても良い。

PSV のループシールには、保温材が取り付けられていたり、あるいは、取り付けられていないこともあり、また、ヒータが付いていたり、そうでない場合もある。保温材のないループシール及び保温材の付いているループシールの水の温度は、それぞれ、約 140 F、300 ~400 F である。ループシール水の温度は、PSV の温度と開圧に影響を及ぼす。ループシール付の PSV に関する設定点の設定方法は、産業界により整合性の取られたものとなっていない。調査の結果、PSV の設定点が設定された際の入口条件には、蒸気、窒素及びループシール水の状態が含まれていることが示された。結果的に、実際の PSV の開圧は、設定方法や PSV 上流側の実際の流体条件によって高すぎるか、あるいは、低すぎることもあり

得る。

議論

実際の PSV の運転条件と、設定点の設定時の条件に整合性がないことは、安全上重要であり、TS 適合性に影響を及ぼす。PSV は、過圧防止に対して十分低く、また、原子炉冷却系(RCS)の運転圧付近で開くことがないよう十分高い設定点で動作可能であることが不可欠である。PSV に対する設定点の設定を蒸気で行いループシール水で作動させると、実際の開圧が高くなり TS 不適合となるほか、事故時における設計圧の 110%という許容限度を超える一次系の過圧に至る可能性がある。一方、PSV の設定点をループシール水で設定した場合、ループシール水がなくなると実際の PSV 開圧が低くなる。この状況は TS 不適合となり、RCS の運転圧付近で PSV が開くことになる。こうした PSV の早まった開動作が繰返し起こると PSV の再閉機能を損ね、隔離できない小 LOCA に至る可能性が生じる。室素により設定点が設定されループシール水により作動する PSV の実際の開圧への影響はまだはっきり分かっていない。

V.C.Summer において、PSV 漏洩によりループシールが喪失したという事例が 2 回起きている（1989 年 5 月 17 日と 8 月 25 日）。同炉における PSV の設定点は高温水で設定され、ループシール配管に水がなくなったことによって実際の開圧が低くなった。PSV は早まって開き、その結果、RCS の減圧が起こった。また、高温水で設定点の設定を行っていた Diablo Canyon では、PSV の漏洩が起こった。PSV の漏洩は、テール配管の温度監視装置と音響式漏洩モニタにより検知され、その後、プラント停止に至った。

V.C.Summer において、PSV の設定点はループシールの構成に基づくものである。設置者は、ループシールを維持するための措置を講じてきた。PSV の弁箱入口とループシールの温度を監視するためにループシールに熱電対が取り付けられた。弁箱入口の温度が予め設定された温度を超えると、ループシールの喪失が起こる兆候と見なされ、設置者はループシールの復旧を行うためにプラントを停止させるための対応を取るようになる。設置者は、次の燃料取替停止時に PSV ループシールの撤去を検討している。

1989 年 10 月、Surry-2 号機の PSV の 1 個に漏洩が認められ、その後の試験を行うために、Westinghouse 社の West Service Center に送られた。同炉の PSV の設定点は蒸気により設定されていた。試験結果から、蒸気及びループシールを用いた場合の開圧が著しく異なっていることが判明した。設置者は、TS 要求に適合させるため、水条件下で PSV の再設定を行った。しかし、その後、保守後圧力試験を行ったところ、ループシール水が喪失したことにより、PSV-C が 2335 psig という RCS 圧力で開き、2255 psig で再閉した。この事象を受けて、設置者は、PSV の設定点の設定を蒸気で行うという以前の方法に戻すこととした。1989 年 11 月 10 日、設置者は、PSV の設定点許容範囲を 2 号機の PSV に関する試験データで観測された値に上げるために、運転サイクル 10 の残りの期間に対して 1 号機及び 2 号機の TS 変更を要請した。この TS 変更要請は、PSV の設定点を高くしても加圧器逃がし弁(PORV)が動作可能であれば RCS 圧力が設計圧の 110%未満に維持されることを

安全解析で示したことによって裏づけされたものである。TS 変更は、少なくとも 1 個の PORV の作動可能であることと、タービントリップによって直接原子炉トリップに至ることを担保するために設置者が補償対策を講じるという条件付で承認された。

(15) Information Notice 89-90 Supplement 1 : 加圧器安全弁の設定点変動 (1991 年 4 月 3 日)

対象事例の概要

1989 年 5 月 28 日、V.C.Summer において、加圧器安全弁(PSV)の 1 個が誤開し、その結果、原子炉冷却系(RCS)が減圧されたため、運転員は手動による原子炉停止操作を開始した。RCS 圧力が 1850 psig という安全注入の起動設定値に達する前に同弁は再閉した。その後、RCS 圧力は約 2000 psig で安定した。

1990 年 7 月 15 日、San Onofre において、主蒸気安全弁(MSSV)の 1 個が約 1025 psig でおよそ 2 分間にわたって開いた。同弁の最低設定点は、1103 psia である (公称値: 1114 psia)。更なる試験を行ったところ、他に 4 個の MSSV が最低設定点の 20~30 psi 低い圧力で開いた。これらの弁については最近改修が行われていた。

議論

電力会社は、設定点の変動が安全弁の弁箱と弁蓋の温度変化によるものであることを示した。弁の温度が上昇すると弁箱に膨張が生じ弁蓋が伸びる。これによってバネ圧が軽減され弁の開圧が低下する。

San Onofre 及び V.C.Summer の職員は、弁に保温材を取り付けたことにより弁箱と弁蓋の温度が上昇する可能性があるかと判断した。保温材のない状態で弁の試験を行い設定点を調整した場合、弁設置後に保温材を取り付けることにより弁箱の温度が予想外に高くなり設定点が低下する可能性がある。Calvert Cliffs の職員は、弁箱温度に 120 F の変化が生じると安全弁の設定点が 60~150 psi 変動するものと判断した。また、Millstone-3 号機の職員は、安全弁設定点の著しい低下が実際の使用温度より低い温度で弁の設定を行うことによって起こることを示した。ANO-2 号機では、弁温度測定値に基づき、プラントが提示した弁温度データを用いて Wyle 研究所により PSV の改修と調整が行われた。弁を設置しプラントを高温待機状態まで加熱した後、プラント職員は、弁の温度が以前に記録された温度より高くなったことにより安全弁の開圧が 25 psi 低下したことに気付いた。ANO-2 号機における温度誤差は、より精度の高い温度監視を行うために弁に取り付けることができる熱電対ではなく、携帯用の測定装置を用いたことによる。また、弁の保温材の変更も設定点の変動に寄与した可能性がある。これらの事象では、プラント運転中の環境条件と同一の条件で弁の試験を行う必要があることを示している。

PSV の設定点に影響を及ぼし得る他の要因は、NRC の運転データ分析評価局(AEOD)が最近発行した技術報告書 E90-09 において議論されている。この報告書では、設置者事象報告(LER)により報告された PSV の設定点変動事例について根本原因をまとめている。同報

告書で議論されている根本原因は、独立した試験により全てが確認されているわけではなく、従って、その情報を使用するに当たっては注意する必要がある。

Westinghouse 社と所有者グループは、1990 年 11 月と 12 月に安全弁の試験を行った。これらの試験では、蒸気、ループシール及び窒素を用いている。試験の目的は、これらの媒体を用いた試験に関連した設定点の誤差の大きさを調べることにある。これらの試験は、弁の設定点に影響を及ぼす要因の幾つかを明らかにするのに有用であるかもしれない。これらの試験の結果についてレビューが行われた後、必要に応じて本 IN に対する Supplement を出すことになる。

(16) Information Notice 89-90 Supplement 2 : 加圧器安全弁の開設定点変動 (1991 年 9 月 5 日)

対象事例の概要

IN 89-90 において、NRC スタッフは、Westinghouse 社が幾つかのプラントの加圧器安全弁(PSV)について設定点の試験を行ったことに注目し、弁の設定点を蒸気を用いて設定した場合、満水状態のループシールに取り付けられた場合より設定点が 4～8%高い側に変動する可能性があることを示した。Westinghouse 社は、弁シートに対して、通常運転時と同じ流体（サブクールのループシール水）を用いてより正確に PSV の設定を行おうとしていた際に設定点の変動を見つけた。Westinghouse 社は、幾つかのプラントの PSV について、試験施設のループシール配管に弁を取り付けループシールを満水にして入口圧力を設定点まで上げるにより、設定点の試験と調整を行った。試験実施後、この方法により設定された PSV において、要求されている設定点より 200 psi 低い通常運転圧で開くという事象が 3 件発生した（1989 年 5 月及び 8 月：V.C.Summer、1989 年 10 月：Surry-2 号機）。IN 89-90 で議論したように、ループシールが喪失することにより弁の設定点が低い側に変動すると思われた。

1990 年、所有者グループは、これら 3 件の事象に関する懸念と、蒸気及びサブクールのループシール水に対する設定点に 4～8%の差異が生じたことを示す予備試験の結果について対処するために、Westinghouse 社に幾つかのタイプの PSV に関する追加試験を行わせた。これらの試験の結果では、弁スピンドルの動き（即ち、ディスクの開動作）を正確に測定することにより、蒸気とループシール液体とで極く僅かな設定点変動しか認められなかったことを示した。また、これらの試験により、実際の PSV の設定点が系統の運転圧に近すぎたため、上記 3 件の事象においてループシール水の喪失による設定点の低い側への変動として観測された状況が起こったことが示された。ループシール試験施設においてディスクの開動作を正確に測定しなかったことにより、Westinghouse 社は、明らかに PSV の設定点を低く設定していた。また、Westinghouse 社は、ループシールをパージするのに必要な時間が 1981 年の安全弁に対する EPRI の試験プログラムで測定された時間より長かったことに気付いた。

議論

飽和蒸気とサブクールのループシール水を用いた PSV 設定点に関する最近の試験において、以前に観測され NRC スタッフが IN 89-90 で述べたような大きな設定点変動は認められなかった。ディスクの開動作を正確に測定したところ、サブクールのループシール水を用いた試験では、温度に大きな差があったものの PSV の設定点は蒸気に対するものとほとんど同じであった。従って、これらの試験結果は、蒸気を用いて設定された弁がシートに対して蒸気もしくはサブクールのループシール水で設定された場合にほとんど同じ圧力で開き始めることを示している。しかし、最も至近の試験を行っていた際、ループシールをパージするのに必要な時間が EPRI の試験プログラムのデータから求められた時間より長いことが明らかとなった。ループシールのパージが行われ安全弁が全開状態となるまで系統の蒸気圧は逃がされない。そのため、ループシールをパージするために必要な時間が長くなると、一次系の最高圧力が上昇することになる。系統の設計余裕が小さければ、急速な加圧により許容限度を超える可能性がある。

満水のループシールによる設定点試験に関する懸念に対応し、Westinghouse 社も、設定点試験の標準を策定している ASME 規格委員会に対して、PSV の設定点試験問題に関する質問状を提出した。ASME の Section III 及び OM 規格委員会は、飽和蒸気的环境下で使用され満水のループシールに取り付けられる安全弁については蒸気による試験を行うべきであることを規定するために、設定点試験要求を明確にすることで、当該問題に対応した。また、Section III 規格委員会は、最高系統圧力を評価する際に満水のループシールによる影響を考慮すべきであると述べている。

最近の安全弁試験を行っていた際に、Westinghouse 社は、窒素を用いた試験を実施し飽和蒸気による試験で得られた設定点と比較した。その結果、窒素と蒸気との間の設定点の差はループシール水と蒸気との間の設定点の差よりも大きいことが判明した。また、窒素と蒸気に対する設定点については、弁個別に相関を取る必要があることが明らかとなった。

(17) Information Notice 91-74 : 加圧器安全弁設置前の設定点変動 (1991 年 11 月 25 日)

対象事例の概要

Duke Power 社は、運転後試験時にしばしば確認されてきた Dresser 社製加圧器安全弁 (PSV) における過度な設定点変動について調査を行っている。この調査により、設定点の変動が PSV 設置前に既に起こっていた可能性があることが判明した。Duke Power 社は、1991 年初頭の燃料取替停止時に Catawba と Oconee から取り外された PSV について試験を行ったところ、設定点が $\pm 1\%$ という技術仕様 (TS) 許容範囲を著しく逸脱していることが判明したため、調査を開始した。試験対象とされた 5 個の PSV はいずれも TS 限度を満足せず、平均で 5% を超える逸脱が認められた (4 個は高い側、1 個は低い側へ変動していた)。その後、TS 基準内に設定され試験にも合格していた 2 個の PSV について試験を行ったところ、設定点が許容できない範囲にあった。1 個では設定点が 2.2% 高く、別の 1 個では 5.6% 高か

った。

調査において、Duke Power 社は、当初、設定点試験後に、設置前 jack-and-lap 手順を用いたことが設定点変動の寄与因子であると判断した。この手順では、PSV の部分的な分解を行い、バネを圧縮した状態に維持するとともに、シート漏洩の原因となり得る鏡面の不連続部を取り除くためにシート表面の研磨を行う。設置者職員は、jack-and-lap プロセスに適用した管理の適性に疑問を抱いた。手順管理が追加され、改訂された jack-and-lap 手順を用いて PSV の設定と試験が行われた。計算により、新しい jack-and-lap 手順に起因した設定点の変動では 0.5%を超えないことが示された。しかし、新しい手順を実施した後の再試験では、上述したように、設定点が 2.2%高くなり、以前の設定による 1%変動より大きくなることが明らかとなった。当該試験で 1%という TS 限度を上回る設定点変動が認められたことは、jack-and-lap 手順が必ずしも設定点変動の原因ではないことを示唆しているが、その一方で、設定点が最近経験した変動よりも小さいという事実は、以前の jack-and-lap 手順が当該問題に大きく寄与している可能性を示している。

設定前試験において 5.6%高くなった弁については、次回の燃料取替停止時に設置するための取替用としてのプロセスを問題なく処理した。従って、設置者は、当該弁に対する jack-and-lap 手順の管理を 2.2%高くなった弁に対するほど綿密には行わなかった。

Duke Power 社は、PSV 設定点の過度の変動の原因を幾つか特定し、最も可能性高いものとして以下の 2 つを検討している。

(Jack-and-lap 手順により解決された設定点試験時の弁の漏洩)

設定点試験時に弁が漏洩してれば、弁のハドルチェンバーが部分的に加圧され、その結果、弁シート部が大きくなって開動作に必要な圧力を下げる。設置者のプラクティスであるように、漏洩がある状態で設定点の調整や試験を行い、その後設定点の確認を行わずに jack-and-lap プロセスにより漏洩修理を行うと、開動作に必要な圧力はオリジナルの設定より大きくなる。

(jack-and-lap プロセスに関する不適切な管理)

jack-and-lap プロセスでは、弁を部分的に分解しシート表面の研磨を行う。その後に設定点の確認が行われなければ、当該プロセスにより誤差が生じる可能性がある。

Duke Power 社は、設定点変動の原因として以下の事項を取り上げた。

- ・ 確認試験で行われた 3 回の開動作における望ましくない傾向を認識し損なったこと
- ・ 設定点の再確認を行わずにリング調整を実施したこと
- ・ 温度による影響 (IN 89-90 に記載されている状況)
- ・ バネの性能の変化 (例えば、腐食や、バネ/バネワッシャ摺動面の不適切な潤滑)
- ・ シートの固着
- ・ 取扱時や搬送時における衝撃
- ・ 様々な試験プロセスパラメータ (例えば、蒸気の質、加圧速度、弁設置に関する変数、設備の較正エラー、職員のエラー)

調査結果に基づき、Duke Power 社は、PSV について、各燃料取替停止時において以下のような改修及び試験シーケンスを行うよう規定する計画であると報告した。

- ・ 弁を試験台に取り付け、電気ヒータと熱電対にストラップを設ける。2 つの熱電対は、弁入口フランジや下部及び上部の蓋から 120 度離して設置する。
- ・ 加熱に対する設定点の 90% で飽和蒸気を弁に供給する。
- ・ 適切な弁の温度を維持するためにヒータと熱電対を用いる際、弁の内部部品を蒸気によって加熱する。
- ・ 弁の出口に鏡面プローブを取り付けその表面での蒸気凝縮を観測することにより弁の漏洩試験を行う。「如何なる漏洩も許容されない」という基準を適用する。
- ・ 漏洩が認められた場合、jack-and-lap プロセスによる弁の修理を行う。
- ・ 弁システムが持ち上がるまで 100～200 psi/秒の速さで蒸気圧を上げることにより最初の設定点を決める。
- ・ 設定点が $\pm 1\%$ 限度内にない場合、設置者に通知するとともに、所定の限度内になるまで弁の設定点調整と再試験を行う。
- ・ 所定の設定点限度内に 3 回続けて入るまで試験を行う。
- ・ ディスクシート境界面に鏡面プローブを通し目視による蒸気凝縮を確認することにより、定格の 93% 圧での漏洩試験を行う。「如何なる漏洩も許容されない」という基準を適用する。
- ・ 漏洩が認められた場合、jack-and-lap プロセスによる弁の修理を行う。修理後、弁を蒸気ヘッドに取り付け設定点の確認を行う。
- ・ 設定点確認後に漏洩が認められなければ、次回の燃料取替時までの予備として弁を梱包し発電所に搬送する。

上記試験に続いて、Duke Power 社は、Catawba の PSV について再試験を行った。この弁は、上記のシーケンスに従って改修及び設定が行われ予備として保管されていた。5 回の動作を行って設定点の調査が行われ、各動作時においてオリジナルの設定点の 1% 以内であった。これは、より厳格に管理された改修及び試験が設定点変動の大きさを軽減するのに有用であることを示している。不運にも、当該弁は軽微な漏洩があったため試験には不合格となった。

議論

産業界は、PSV 及び主蒸気安全弁(MSSV)の設定点が信頼できないことを認識している。最近、NRC スタッフは、NPRDS のデータをレビューし、米国のプラントにおける PSV が設定点試験の 40% 以上で不合格となっていることに気付いた。NRC スタッフは、未報告の事例があることから実際のこの数字はもっと高い可能性があると考えている。Duke Power 社は、上記の調査において、以前に十分認識されていなかった設定点変動の原因を同定した。この調査により、変動の原因となるような操作を全て行った後に設定点試験を行うことの必要性が示された。この例では、漏洩を是正するために設置前に用いられる

jack-and-lap 手順が設定点の変動を引き起こす可能性がある。多くの設置者は、設定点試験自体がしばしば漏洩を引き起こす可能性があるため、漏洩を是正するための手順（jack-and-lap 手順など）を実施した後に設定点の試験を行いたくないと考えている。設置前の僅かな漏洩であっても運転中に蒸気カッティングに至り漏洩量が増加して設定点の変動を引き起こす可能性があるため漏洩自体を許容することはできない。設置者は、弁を設置する前に行う保守、設定、試験及び他の操作により綿密な管理を行う必要があるかもしれない。

Duke Power 社は、Dresser 社製 PSV について設定点変動の調査を行った。Dresser 社は、米国の原子力発電所の約 3 分の 1 に同種の弁を供給している。しかし、設計や設定点試験、保守プラクティス、漏洩是正プラクティスなどの類似性により、同様の問題は他の製造元による PSV でも存在し得る。

(18) Information Notice 93-02 : 加圧器安全弁の不具合（1993 年 1 月 4 日）

対象事例の概要

1992 年 7 月 3 日、Fort Calhoun において、電気的変動が生じ、その後一次系圧力高により原子炉がトリップした。2 個の加圧器逃がし弁(PORV)と、2 個の加圧器安全弁(PSV)のうちの 1 個(RC-142)が 16.75 MPa (2430 psia)未満の圧力で開いた（適切な設定点は、17.24 MPa (2500 psia) +/-1%である）。逃がし弁は、原子炉冷却系(RCS)圧力が 16.20 MPa (2350 psia)まで低下した時点で閉止した。PSV は開いたままであったため、圧力は低下し続け、その後、約 12.03 MPa (1745 psia)になった時点で再開した。その後圧力は上昇し約 13.27 MPa (1925 psia)で当該 PSV が再び開いた。圧力の低下につれて、同弁は約 6.89 MPa (1000 psia)で部分的に再開した。プラントが冷態停止状態に移行するまで同弁からの漏洩は継続した（テール配管温度により確認された）。設置者は、同弁を取り外して Wyle 研究所に送って検査と試験を行った。

議論

Fort Calhoun に設置される安全弁は、入口 3 インチで出口 6 インチの Crosby 社製弁 Size 3K6, Style HB-86-BP, Type E である。1980 年初頭、EPRI は、ループシールを有し背圧が掛けられた Crosby 社製安全弁の試験を行った。この試験の結果から、ループシールの初期放出あるいは蒸気放出から水の放出への移行の際に弁のチャタリングが起り得ることが示された。

設置者は、PSV RC-142 が、ループシールからの放出による最初の開動作時にチャタリングを起こしたものと信じている。このチャタリングにより調整ボルトのロックナットが緩み調整ボルトが部分的に後方にずれた。その後、二度目の開動作時に、一次系の水が RC-142 から約 5 分間にわたって放出され、それに引き続き、約 6.9 MPa (1000 psia)の圧力で部分的に閉じた。水の放出により更なるチャタリングが起り、調整ボルトが後方にずれて弁の設定点が約 10.18 MPa (1477 psia)まで低下した。

調整ボルトが再び後方にずれることがないように、Crosby 社は特殊な機械的施錠装置を設計し Fort Calhoun の 2 個の PSV に取り付けた。また、Crosby 社は、調整ボルトのロックナットに対し 400 ft・lbf のトルクを掛けるよう規定した。この値は、PSV の検査や試験に対して Wyle 研究所が用いた手順書には規定されていなかった。

NRC の拡大検査チーム(AIT)は、Fort Calhoun と Wyle 研究所における設置者の活動を監視した。Wyle 研究所において、PSV RC-142 のロックナットが弁ボンネット頂部から約 3 ～6 mm (1/8～1/4 インチ) ずれていることが判明し、手で回すことができた。調整ボルトは、バネのゼロ圧縮位置から 19.5 フラット回転した位置にあるものと判断された。Crosby 社の計算により、この位置が約 10.18 MPa (1477 psia) という設定点に対応することが示された。1992 年 3 月、Wyle 研究所において、同弁は、17.24 MPa (2500 psia) $\pm$ 1% に設定されていた。

弁の内部部品を取り外したところ、ベローズアセンブリが第 1 溶接部の両端で破損していることが明らかとなった。また、ディスク挿入部はディスクホルダーに噛みこんでいた。ディスク挿入部は、ディスクリングの頂部表面から約 0.05 mm (0.002 インチ) 下まで食い込んでいた。ディスクリングはノズルリング上にあり、弁が適切に再開しなかったことを示していた。

1992 年 8 月 22 日、PSV RC-142 が再び早まって開いた際、更なる問題が明らかとなった。同弁は、RCS 圧力が約 16.53 MPa (2397 psia) まで上昇した際に開いた。この圧力は、通常の設定点である 17.24 MPa (2500 psia) $\pm$ 1% より約 4% 低かった。しかし、同弁は漏洩もなく適切に再開した。

早まって開いたことにより、2 個の PSV は Wyle 研究所に戻され追加検査と試験が行われた。Wyle 研究所が RC-142 について検査を行ったところ、ノズルシートに軽微な傷が見つかっただけで良好な状態にあった。Wyle 研究所において RC-142 の試験を試みた際、以下のような状態と困難に注目した。

- ・ RC-142 にはステンレス鋼製ノズルと炭素鋼製弁箱が付いている。
- ・ 弁の開動作前後において弁内外の温度が上昇したため、プラントの通常運転状態を模擬するために「低温」状態で弁の試験を行うという最初の試みが計画通り進められなかった。

しかし、試験により、設定点は、ノズル温度が上昇すると高くなり、弁箱温度の上昇につれて低下することが明らかとなった。設置者は、弁の試験を、設定点付近で飽和蒸気を用い実際の保温材を取り付けて「高温」の上限温度で行う必要があると結論付けた。Wyle 研究所により用いられた保温材はその組成と取付方法がプラントの保温材とは若干異なっており、弁内部の温度分布に影響を及ぼした。飽和蒸気を用いた試験から得られたデータにより、設定点は、弁ノズルの熱膨張により最初は高くなり、その後の弁箱温度の上昇につれて低くなることが確認された。弁の温度が安定すると設定点も安定した。この状態は、プラントにおいて行われた Trevitest 試験時にも確認された。この試験の結果を受けて、設

置者は、安全解析を実施し、PSV の圧力設定点が+6% (1.03 MPa (150 psi)) ずれても RCS が過圧事象に耐えられ、また、-4% (0.69 MPa (100 psi)) ずれても安全弁に対する不必要なチャレンジを課すことはないものと判断した。また、設置者は、PORV と原子炉圧力高トリップに対する設定点を 0.35 MPa (50 psi) 下げた。長期的対策として、ループシールの撤去を検討している。

試験終了後、Wyle 研究所において、2 個の PSV は 2500 psia $\pm$ 1% という技術仕様(TS) 設定値に再設定された。その後、これらの弁は Fort Calhoun に戻され再設置された。

設置者は、1992 年 8 月 22 日に RC-142 が早まって開いた原因が試験時において実際の保温材ではなく Wyle 研究所の保温材を使用したことによるものと信じている。Wyle 研究所の保温材を用いた試験では、実際のプラントの保温材を用いた場合に比べて、弁の温度が低くなった。試験方法の相違により、設定点に約 3% の差異が生じた。

(19) Information Notice 94-56 : 支援装置を用いた安全弁の不正確な設定点設定 (1994 年 8 月 11 日)

対象事例の概要

1993 年 8 月、Palo Verde において、主蒸気安全弁(MSSV)の設定点試験を行っていた際、最初の 9 個のうちの 8 個の開圧が予想より低いことが判明した。技術仕様(TS)では公称値の $\pm$ 1% という許容範囲であったが、実際の開圧は、設定値の 1.8~5.4% 下であった。設置者は、これまで Palo Verde で行われてきた MSSV 試験では設定点より高くなる傾向を示していたため、今回の試験結果は異常であると考えた。MSSV の試験は、通常の蒸気圧と、Furmanite 社製の Trevitest 支援装置を用いて、主蒸気ヘッドに取り付けた状態で行われた。設置者は、開圧が全て予想より低く、また、これらの弁が以前に Westinghouse 社の Western Service Center 研究所において定格圧力の蒸気により設定されていたため、Trevitest 支援装置を用いて測定された設定点が間違っている可能性があるかと想定した。

MSSV の Trevitest 試験を行った後、設置者は、Furmanite 社に対して、支援装置による試験と定格圧力試験との間の差を調べるために比較試験を行うよう手配した。合計 37 個の弁について試験が行われ、Furmanite 社は、2 つの試験方法の間に生じたオフセットを考慮するために、Trevitest 試験による設定点を決める際に用いた計算式を修正する必要があることに気付いた。具体的には、蒸気圧が作用するディスク面積を Palo Verde の MSSV (Dresser 社製 Model 3707R) 用に調整された。

議論

Trevitest 装置は、取り付けたまの状態で系統の運転圧状況下において安全弁の開圧を測定するために用いる装置であり、安全弁のステムに取り付けられ弁ディスクに掛かる圧力とバネの力をバランスさせるために必要な力を付加する。そのため、系統圧と支援装置により付加されるステムの力を測定することにより、弁の開圧を計算し、系統圧が作用するディスク面積で支援装置の力を割ることで支援装置の力を対応する圧力に変換する。

計算式には、装置の重量を考慮するためのファクタや、ステムの力を計算するための較正用ファクタなどを含むことがある。Furmanite 社は、この計算式において直接測定できない唯一のパラメータがディスクの面積であると述べている。このパラメータは、蒸気圧が作用するディスクの表面の面積となるべきものである。そのため、Furmanite 社は、平均のシート口径を計算し使用した。

Palo Verde の設置者の要請を受けて行われた比較試験の結果に基づき、Furmanite 社は、開圧を計算するために使用するシート面積を調整した。比較試験に基づいて調整されたディスク面積は、以前に設定された値より小さかった。開圧測定における誤差は、試験実施時の運転圧の相対的な大きさと支援装置の力に依存する。Palo Verde の MSSV に対する比較試験において、オフセット誤差は設定点の 1～2%であることが判明した。この誤差の大きさは、弁のモデルによって異なるであろう。

Furmanite 社は、1994 年 3 月 16 日、同タイプの MSSV の試験に Trevitest 装置を使用している他の 8 つの設置者に当該情報を送付した。他の Dresser 社製や Crosby 社製の MSSV 及び加圧器安全弁(PSV)についても、Trevitest 装置を用いた試験が行われている。この IN に示した調整幅は、Dresser 社製 Model 3707R の MSSV にのみ適用されるため、他の Dresser 社製や Crosby 社製の MSSV 及び PSV におけるオフセットは現時点で不明である。オフセット誤差が適切に考慮されていない場合、安全弁が早まって開いたり、過渡時に系統圧力が計算値より高くなる可能性がある。

(20) Information Notice 96-03 : 熱的影響による主蒸気安全弁の設定点変動 (1996 年 1 月 5 日)

対象事例の概要

1995 年 9 月 22 日、ANO-2 号機において、燃料取替停止に入る前の約 83%出力運転中、設定点試験支援装置を用いて主蒸気安全弁(MSSV)の試験が開始された。最初の弁について、設定点より 6.1%高い圧力まで加圧して試験を行ったが開かなかった。設置者は、試験を中断し手順をレビューした。次の弁について試験を行ったところ、設定点より 4.3%高い圧力で開き、更に、3 個目の弁について設定点より 5.9%高い圧力で開かなかった。設置者は、現場試験を中止し、原子炉のクールダウンを行った後に 10 個の MSSV 全てを取り外し Wyle 研究所に送って試験と改修を行った。ANO-2 号機における MSSV は Crosby 社製の Model HA-65-FN である。

1995 年 9 月 30 日、Wyle 研究所において、定格圧力の蒸気により 1 個の MSSV (現場試験で開かなかった弁) に関する試験が行われた。同弁は、設定点より 0.97%高い圧力で開いた (技術仕様(TS)では、-3/+1%という許容範囲が求められている)。設置者は、2 つの試験結果の不整合について調査を行い、2 つの試験における開圧の差異が弁の試験時における熱的環境の違いによるものであると判断した。現場試験は、約 35℃(95 F)という雰囲気温度で保温材無しの弁について行われたが、Wyle 研究所での試験は、約 60℃(140 F)という

雰囲気温度で保温材付の弁について実施された。プラントの環境条件（保温材無しの状態を含め）を模擬して再試験を行ったところ、設定点より **5.7%** 高い圧力で開き、現場試験の結果と同様であった。**Wyle** 研究所において、プラントの熱的環境条件を模擬して全ての **MSSV** に関する試験を行ったところ、**10** 個中 **5** 個が **TS** 要求の設定点許容範囲を満足しなかった。このうちの **2** 個は設定点の **+6%** を超えていた。**MSSV** の開圧が **TS** の許容範囲を超えていたため、設置者は、解析を行い、実際の開圧を用いて設計基準事象時に **MSSV** が適切な過圧防止機能を維持していたこと（一次系及び二次系の圧力が系統設計圧力の **110%** を超えないこと）を示した。

議論

NRC との議論において、**Wyle** 研究所の試験実施者は、顧客が別のガイダンスを提供しない場合にはデフォルトの熱的環境条件を使用する旨述べている。また、彼らは、設置者が事前に試験手順を承認することも明らかにした。さらに、ほとんどのプラントにおいて、実際の熱的環境条件を模擬するよう求めていなかったが、最近では多くのプラントが詳細な熱的環境要求を提示していることも明らかにした。多くの設置者は、設定点試験時に運転環境に関する周辺温度を模擬するよう要求している **ANSI/ASME** の **OM** 規格に頼っている。

ANO-2 号機の **MSSV** に対して行われた試験は、安全弁の開圧が熱的環境条件によって著しく変動し、その影響度合いは弁によって異なる可能性があることを示している。

(21) Information Notice 96-61：緩めナットの取付不良による主蒸気安全弁の再開失敗 (1996 年 11 月 20 日)

対象事例の概要

ANO-1 号機には、蒸気発生器(**SG**)-**A** と **B** の各々に **8** 個の **MSSV** が設置されている。1996 年 5 月 19 日、給水トランジェントが起こり原子炉がトリップした。蒸気ヘッダ **B** の **6** 個の **MSSV** は設計通り開いたが、そのうちの **1** 個 (**PSV-2685**) が閉失敗した。同弁が開固着したため、緊急時手順に従って、**SG-B** の二次系が隔離されドライアウトの状態となった。**SG-A** の **MSSV** は本事象中開かず、**SG-A** は利用可能な状態にあった。

設置者は、弁スピンドルの緩めナット(**release nut**)の取付が不適切であったため **PSV-2685** が再開に失敗したものと判断した。本事象後、緩めナットが弁スピンドルに取り付けられている位置が低すぎたため、割りピンにより解放ナットが適切に固定されていないことが明らかとなった。割りピンによりナットの回転防止ができなかったため、弁の開動作時に起こった振動によりナットが回転しステムが下方に移動して持上げレバー機構にもたれかかった。ナット底部とレバー頂部との間に隙間がなくなり（ナットが所定位置にあればこの隙間が確保され熱変動時においてスピンドルの膨張／収縮が許容される）、弁が開いたままの状態となった。

本事象に関するレビューを行った結果、設置者は、ステムの割りピン孔に関して緩めナ

ットの適切な位置の設定に関連する指示書が不適切であったことが当該問題の寄与因子であるものと結論付けた。この指示書は、ベンダーのガイダンスに基づくものであり、緩めナットと持上げレバーとの間の隙間を $1/16 \sim 1/8$ インチと規定していた。 $1/16$ という最小値は、隙間への熱的影響に適応するのに十分な空間を確保するために必要であったが、 $1/8$ という最大値は、不必要な制限値であり、ナットが割りピンにより十分に固定され回転を防止していることを確認する必要性から注意をそらしてしまった。設置者は、ナットとレバーとの間の隙間に関する混乱を避けるために保守手順書を改訂し、ナットの設計変更を行った。これによって、割りピンとナットとの間の適切な結合がより確実なものとなった。その後の対策において、設置者は、手動開装置が不必要であると判断し、全ての MSSV からレバーとナットのアセンブリを取り外した。また、設置者は、緩めナットと割りピンの間の結合状態が望ましくない MSSV を見つけた。これらの MSSV は、SG-A 及び B からの主蒸気ヘッドに取り付けられていた。トランジェントにより両ヘッドの弁が開いて再開に失敗した場合、原子炉の崩壊熱除去は、現行の緊急時運転手順に規定される細流給水 (trickle-feed) プロセスにおいて主給水もしくは非常用給水により行われたであろう。

議論

緩めナットが回転した結果として MSSV が再開に失敗したという事象は他でも起こっている。1984 年 2 月、St. Lucie-2 号機において、1 個の MSSV が作動後に部分開で固着した。1984 年 3 月には、Davis Besse において、1 個の MSSV が開固着し SG がドライアウトした。これら両事象とも、割りピンが腐食により破損したためナットが回転した。対策として、割りピンがステンレス鋼製のものに取り替えられたり、あるいは、ナットが回転して下方に移動した場合に接触する持上げ機構の部品が取り外された (IN 84-33 参照)。また、1993 年、Crystal River-3 号機において、緩めナットが割りピンと分離したため、1 個の MSSV が再開に失敗した。

設置者は、緩めナットから割りピンが紛失している状況についても報告してきた。1989 年 5 月、ANO-1 号機において、割りピンが紛失したため 1 個の MSSV が再開に失敗した。Oconee では、1996 年 10 月 14 日と 24 日、検査により、2 号機の 16 個の MSSV のうちの 4 個、3 号機の 16 個の MSSV のうちの 2 個で、割りピンの紛失が見つかった。1996 年 10 月 31 日、Millstone-3 号機において、20 個の MSSV のうちの 2 個で割りピンの紛失が見つかったと報告されている。

ANO-1 号機、Davis Besse、Crystal River 及び Millstone における MSSV は、Dresser 社製であったが、St. Lucie と Oconee の弁は Crosby 社製であった。

(22) Information Notice 97-09 : 不適切な主蒸気安全弁の設定点と弁入口配管の長さに関する性能問題 (1997 年 3 月 12 日)

対象事例の概要

Millstone-2 号機の設置者は、主蒸気管圧力が許容値を超えないよう主蒸気安全弁(MSSV)

の設定点を決める際に使用した計算についてレビューを行った。その結果、主蒸気管と MSSV との間の動的圧力損失がモデル化されていなかったため計算結果が不適切である可能性があると考えられた。設置者による設計基準事象の過渡解析において、配管の長さによる影響をモデル化していない。配管における動的圧力低下を考慮すると、MSSV の逃がし容量が減少する可能性がある。従って、従来の計算結果は、主蒸気管圧力をかなり小さく見積もることになり、最大圧力の計算値が主蒸気系に対する設計圧の 110%を超える可能性がある。また、弁入口配管が長いことに起因してかなりの動的圧力低下が生じ、MSSV の性能が不安定になる可能性がある。

議論

PWR に対する主蒸気圧力は、一般に、主蒸気隔離弁の閉止あるいはタービントリップの際に最大となる。こうした事象後に、MSSV から定格の主蒸気流量と同量の蒸気を逃がすことができる。これらの高流量によってかなりの動的圧力低下が生じる可能性がある。

Millstone-2 号機には、2 本の主蒸気管各々に 8 個の逃がし安全弁が取り付けられている。長さ 6.1 m (20 ft) の主蒸気管を通る定格流量による圧力低下は 689 kPa (100 psi) 程度となる。各 MSSV に対して配管の長さをモデル化していないことにより、実際の MSSV の放出容量は過大に見積もられ、主蒸気管圧力の最大値は過小評価された。主蒸気管と MSSV の間にある口径が比較的小さく (6 インチ)、比較的長い (20 ft) の配管は、最大圧力の過小評価の程度に寄与したが、配管の全体の長さによる動的圧力損失は解析において考慮すべきである。細くて長い配管を有していないプラントや大きな多岐管を有するプラントについては、MSSV にそれほど大きな圧力低下はないであろう。しかし、実際の配管の配置構成によっては計算結果に大きな影響を及ぼすかもしれない。

また、MSSV の入口配管が長いと、MSSV の安定性に影響を及ぼす可能性がある。動的圧力低下が十分大きい場合、弁が開いた後の入口圧力が直ぐに閉止圧力以下に下がるため、弁ディスクがチャタリングを起こすかもしれない。過度の系統圧を逃がし切れないため、弁が再度開き、チャタリングが繰返し起こるであろう。

プラントにもよるが、当該解析は、設計者、原子炉蒸気供給系のベンダー、燃料ベンダーあるいは設置者により行われる。例えば、燃料ベンダーは、過渡解析を実施するかもしれないが、過渡解析の入力となる系統圧力の損失は設計者により提供されることが多い。その結果、過渡解析における圧力損失を組織間のデータ交換に含めるよう適切な管理を行うことが重要である。

(23) Regulatory Issue Summary 2000-012: 一般安全問題 B-55、「Target Rock 社製逃がし安全弁の信頼性向上」の解決

背景

現在、22 基の BWR の主蒸気系に Target Rock 社製逃がし安全弁(SRV)が取り付けられている。誤開とそれによる原子炉冷却系のブローダウン、技術仕様(TS)要求を著しく超えた圧

力での開動作など、これらの SRV の不適切な作動が幾つか起こっている。Target Rock 社製 SRV には 2 種類の設計がある。初期の設計は、3 段式 SRV であり、誤開と再閉失敗という経験を有しているが、そのほとんどは 1970 年代に起こっている。もう 1 つの設計は 2 段式 SRV であり、3 段式の改良で誤開をなくすために設計された。現在、11 基の BWR において 3 段式が用いられており、11 基の BWR では 2 段式を用いている。

一般安全問題(GSI) B-55 は、3 段式 SRV に関する懸念に基づき、NRC スタッフにより「中」程度の優先課題とされた。1978 年初頭、2 段式 SRV が幾つかの BWR に設置され、運転中やサーバランス試験中に、これら 2 段式 SRV が TS 限度を超えた圧力で開くという問題が生じている。その結果、NRC スタッフは、この設定点の変動を GSI B-55 に含めた。

問題の概要

BWR 所有者グループ(BWROG)、GE 社及び個々の設置者は、3 段式及び 2 段式の SRV の性能を向上させるために幾つかの対策を講じてきた。3 段式 SRV について、設置者は、GE 社による勧告に従って、通常運転圧力と SRV の設定点との間の余裕を大きくするために SRV の設定点を高くするという変更を行っている。また、3 段式 SRV に関する保守及び試験の頻度を高くしている。これらの活動は、3 段式パイロット弁のシート漏洩を減らすことを目的としており、長年にわたる運転経験を通してその効果が見られている。2 段式 SRV については、設定点が高い側にずれるという問題の主たる原因がパイロット弁のディスクとシートの腐食性固着によるものと判断された。この腐食性固着を防止するために、幾つかの設計改良が提案、実施され、最終的には以下の 3 つの設計変更により性能が著しく改善された。

- ① イオンビーム注入プラチナ製パイロット弁ディスクの取付
- ② ステライト 21 製パイロット弁ディスクの取付
- ③ 圧力作動スイッチの追加設置

イオンビーム注入プラチナ製及びステライト 21 製のパイロット弁ディスクにより、ディスクとシートとの腐食性固着が起りにくくなり 2 段式 SRV の性能が改善されている。また、圧力作動スイッチは、外部空気圧により適切な設定点で SRV を作動させ腐食性固着による影響を防ぐ。

BWROG 及び個々の設置者により対策が講じられ Target Rock 社製 SRV の性能が改善されたため、NRC スタッフは GSI B-55 を終結した。即ち、NRC スタッフは、BWROG 及び設置者が Target Rock 社製の 3 段式及び 2 段式 SRV の性能を著しく改善させ、必要に応じて SRV 性能の評価と改善を継続するものと判断し、当該 GSI の結果として新たな要求の必要はないと判断した。今後、SRV 性能を改善させるために対策を取る必要があると判断した場合、現行の品質保証、保守規則及び規格基準の規則（10 CFR 50 Appendix B、10 CFR 50.65 及び 10 CFR 50.55a）により、更なる改善に向けての規制上の対応を提示する。

(24) Information Notice 2003-01 : BWR の Target Rock 社製逃がし安全弁の故障 (2003 年 1 月 15 日)

対象事例の概要

2002 年 4 月、Hatch1 号機において、燃料取替停止後、1J 位置の逃がし安全弁(SRV)で漏洩が起こった。パイロット弁の漏洩と仮定しそれを止めようとして、設置者は、定格の圧力と温度で当該 SRV の開閉動作を繰返し行った。その結果、同弁は全開に失敗しその後の再閉にも失敗した。漏洩箇所を特定するために設置者はタービン補機系の起動操作を継続したが、その間に SRV の真空破壊装置が故障し未特定のドライウェル漏洩となった。漏洩率が技術仕様(TS)の許容値を超えたためプラントは停止された。

1 号機に設置されている SRV は、Target Rock 社製の 2 段式 SRV である。主弁の内部部品 (Figure 1 参照) は、主ピストンがガイド内を移動することができるよう主ピストンを主ステムにねじ止めし、ロックタブワッシャを取り付けて、ロックタブにステムナットを取り付けることにより組み立てられている。ピストンとステムにはそれぞれ 100 ft-lbs、50 ft-lbs のトルクが掛けられ、ロックタブはステムナットを固定するために曲げられている。2002 年 4 月の停止後の SRV 検査において、当該 SRV の主ディスクとシートとの間に 0.003 インチの隙間があることが判明した。当該弁を分解し検査を行ったところ、ステムナットとピストンの緩みが見つかった。ステムナットは手で取り外され、また、ピストンもステムから手で外された。しかし、ステムのねじ山は著しく損傷しており、ピストンもステムナットの部分までねじ山がなくなっていた。ガイドの内側には、ピストンエッジによる細長いへこみと摩耗痕が認められた。

1999 年に発生した事象では、試験台で別の SRV が故障した。この故障は、4 回目の弁作動時に起こり、ステムナットがステムから脱落し予荷重バネ部に引っかかった。その結果、非一様の力がピストンに掛かり、その結果、ピストンがガイド内で傾いた。ステムナットにはトルクがなくなっており、ロックタブがあるにも拘わらずステムから外れかかっていた。この故障の後、設置者は、ステムナットとピストンの両方に掛かるトルクをチェックするためのプログラムを策定した。ほとんどのケースで、ステムナットとピストンのトルクがなくなっていることが判明した。

SRV 1J の故障が起こった後、2002 年 4 月の燃料取替停止時に取り外された 3 個の SRV について詳細な検査を行ったところ、全ての SRV においてステムナットとピストンにトルクが掛かっておらず、また、ステムのねじ山にも摩耗が認められた。さらに、ピストンと接するよう設計されているステムショルダーにも損傷の兆候が見られた。同年 10 月、別の 3 個の SRV を取り外し試験、分解、検査を行った。その結果、3 個とも蒸気圧で首尾よく開閉したが、分解検査によりステムナットとピストンにトルクが掛かっていないことが明らかとなった。2 個の SRV のねじ山は良好な状態であったが、1 個の SRV (1F) にはねじ山の著しい損傷が見られた。ステムショルダーの損傷の程度は弁ごとに異なっていた。

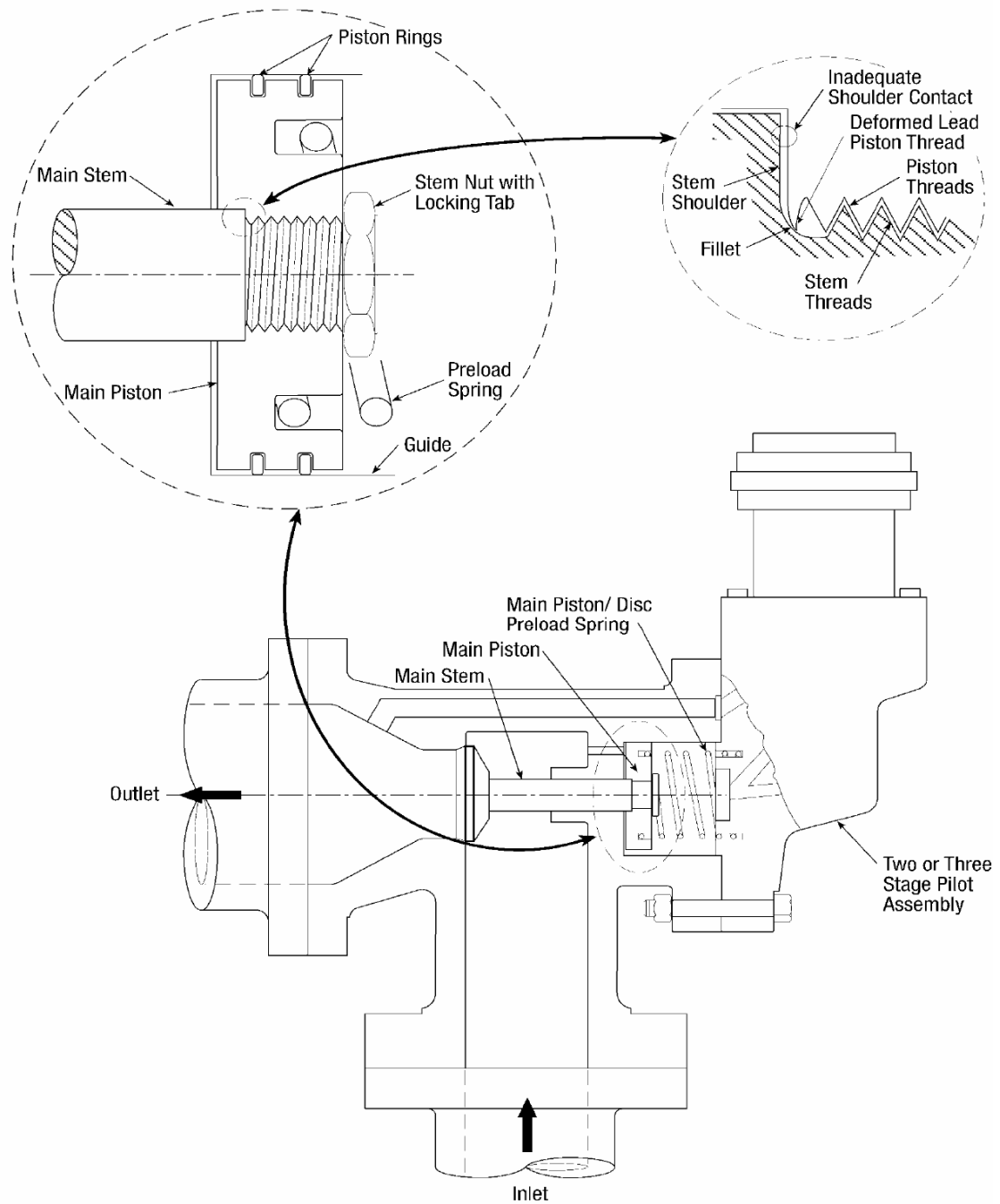


Figure 1 Target Rock Safety/Relief Valve

設置者は、トルクの喪失と弁内部部品の損傷が弁ステムとピストンの製造許容誤差及び適切な保守点検を行わずに長期間供用したことに起因するものと考えている。また、設置者は、故障した **SRV 1J** と損傷した **SRV 1F** が約 20 年間にわたって保守を行うことなく使用されたものと信じている。現在、設置者は、各停止時に幾つかの **SRV** を取り外し、少なくとも 6 年ごとに全ての **SRV** について検査及び保守を行うこととしている。

議論

SRV 1J の故障を受けて、設置者は、根本原因分析を実施し、独立のエンジニアリング会社に委託して別の根本原因分析を行った。設置者は、SRV の故障が、ステムとピストンに関する製造時の裕度及び適切な検査・保守を行わずに長期間供用に置いたことに関連しているものと考えている。独立した根本原因分析により、ピストンのねじ山がショルダーの隅肉に接触し、ステムショルダーとピストンショルダーの接触を妨げていたことが判明した。ピストンがステムに適切に取り付けられていなかったため、運転時の振動と弁の動作によりねじ山が損傷し、弁の故障に至った。弁ベンダー（Curtiss Wright Flow Control 社）は、弁組立の際、適切なショルダー間の接触を担保するために、検査及び改修に関する手順の変更を行った。GE 社は、Hatch の SRV において見つかった劣化に対処するために Service Information Letter を発行する予定である。

上記の状況は、欠陥を見つけ必要な是正措置を講じるために SRV の主弁について定期的な検査を行うことの重要性を強調している。Target Rock 社製の 2 段式及び 3 段式 SRV は全て類似設計の主弁を有している。米国内では、現在、11 基の BWR において 2 段式 SRV が、また、11 基の BWR において 3 段式 SRV が使用されている。

Target Rock 社製 SRV の主弁で見つかった上記問題は、Regulatory Issue Summary 2000-12 で議論された SRV のパイロット弁の問題とは関連していない。

(25) Information Notice 2006-24 : 加圧器／主蒸気逃がし安全弁の開設定点に関する最近の運転経験（2006 年 11 月 14 日）

対象事例の概要

NRC スタッフは、設置者事象報告(LER)をレビューし、2001 年から 2006 年 8 月までの間に、72 件の LER において、加圧器安全弁(PSV)、主蒸気安全弁(MSSV)あるいは逃がし安全弁(SRV)が技術仕様(TS)で許容されている設定点許容範囲を満足していないという事例を取り上げている。具体的には、2001 年に 11 件、2002 年に 17 件、2003 年に 9 件、2004 年に 6 件、2005 年に 14 件、2006 年（8 月時点）に 8 件の該当する LER があることに NRC スタッフは注目している。

PSV、MSSV 及び SRV は、通常、停止時に試験される（停止時に取り外され、その後、試験が行われる）。許容基準外にあることが判明した際、これらの弁は、開圧が TS で要求される制限値の外にある状態でプラントの出力運転時に使用されてきた。そのため、設置前に弁の信頼性を担保するために適切な予防／是正措置を講じることが重要である。

多くの LER では、包括的な根本原因分析と是正措置について記述している。2005 年と 2006 年の LER では、主たる根本原因と寄与因子の中にランダムな設定点のドリフト、腐食による弁ディスクとシートの固着、弁シートの微小な擦傷、異物混入、製造あるいは設置上の欠陥が含まれていることが示されている。設定点のドリフトは、数多くのランダムな変数の結果であり、通常、較正及び設定からの時間の関数と考えられている。腐食による固着と微小な擦傷は、設計上の問題や運転条件に関連した産業界における共通の問題であ

る。計画あるいは実施された是正措置の中には、出現する故障メカニズムを特定し発生を防止するために、弁ディスクを予め酸化した材料(**pre-oxidized X-750 Inconel** : 腐食に対する感受性が低いとされている)に交換したり、試験の間隔を変更したり、また、運転経験の活用を高めるといったものが含まれている。

運転経験では、新たな故障メカニズムあるいは根本原因が出現する可能性のあることを示している。例えば、**2005 年のある LER (FitzPatrick LER 2005-002)** において、SRV のパイロット開圧が許容値より高く、その原因が球状カラー(**spherical collar**)の面取り(**chamfer**)がなかったことに起因して SRV のパイロット棒(**pilot rod**)と球状カラーとの間で内部固着が起こったことによるものであると報告している。産業界の運転経験とベンダーの製造経験により以前に同様の故障がなかったことが示されているため、当該事例はユニークなケースと考えられている。

2005 年及び 2006 年の LER に対する NRC スタッフの評価により、見つかった状況における弁の設定点が **ASME** の制限値内もしくは事故解析の範囲内であったため、個々の事例の安全上の重要性が概して低いか最小であることが判明した。しかし、**2005 年のある LER (Peach Bottom-3 LER 2005-004)** では、1 個の SRV が試験時に再閉に失敗したと報告している。プラント運転中に SRV が作動していたら、開状態のままとなりトランジェントを引き起こしさらに複雑なトランジェントに発展していたであろう。設置者は、その原因を、所外施設での弁の再組立の際に主バネの向きを間違えたことにあるとしている。

2005 年以降、NRC 検査官は、弁の開設定点が許容範囲外にあることを迅速に同定し是正するための措置がタイムリに取られていないことに対して、10 CFR 50 Appendix B Criterion XVI の non-cited violation を幾つか見つけた。これらは全て安全上の重要性は十分低いものの、その数及び報告事例が多いことから、様々なプラントでの弁の設定点問題が強調されている。

議論

PSV、MSSV 及び SRV は、過圧防止に対する ASME 規格の要求を満足するよう使用され、系統圧力が設計圧力の 110% という制限値を超えないよう設計される。また、これらの弁は、想定事故（例えば、外部電気負荷の喪失、通常の給水の喪失）の影響を緩和するに当たってクレジットが取られる。**ASME の圧力制限値を超えると、系統機器の損傷、漏洩の増加を引き起こしたり、あるいは、原子炉の運転再開前に追加的な応力解析を行うことが必要となる。**

この長年にわたる問題に対処するために産業界はこれまでに努力をしてきたにも拘わらず、**2001 年から 2006 年 8 月までの間に、開圧が TS 制限値から外れているという LER が 72 件も報告されている。**ランダムな設定点ドリフトは、認識されている現象であり、根本原因に関する議論の対象とすることは妥当である。しかし、ある特定のプラントで、弁の開圧が許容範囲内でないことが何度か起こっており、これは、他に原因があることを示唆している。こうした他の原因を特定し是正するにあたって、数多くの運転経験があり、こ

れらを活用することが有用である。許容範囲外にあったという最近の事例の安全上の重要性は極めて小さいが、許容できる弁の性能を確保するために、幾つかのプラントでは、サーベランス及び保守をより頻繁に行うことが必要であるとされている。

国際単位系（SI）

表 1. SI 基本単位

基本量	SI 基本単位	
	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質の量	モル	mol
光度	カンデラ	cd

表 2. 基本単位を用いて表されるSI組立単位の例

組立量	SI 基本単位	
	名称	記号
面積	平方メートル	m ²
体積	立方メートル	m ³
速度	メートル毎秒	m/s
加速度	メートル毎秒毎秒	m/s ²
波数	毎メートル	m ⁻¹
密度（質量密度）	キログラム毎立方メートル	kg/m ³
質量体積（比体積）	立法メートル毎キログラム	m ³ /kg
電流密度	アンペア毎平方メートル	A/m ²
磁界の強さ	アンペア毎メートル	A/m
（物質量の）濃度	モル毎立方メートル	mol/m ³
輝度	カンデラ毎平方メートル	cd/m ²
屈折率	（数の）1	1

表 5. SI 接頭語

乗数	接頭語	記号	乗数	接頭語	記号
10 ²⁴	ヨタ	Y	10 ⁻¹	デシ	d
10 ²¹	ゼタ	Z	10 ⁻²	センチ	c
10 ¹⁸	エクサ	E	10 ⁻³	ミリ	m
10 ¹⁵	ペタ	P	10 ⁻⁶	マイクロ	μ
10 ¹²	テラ	T	10 ⁻⁹	ナノ	n
10 ⁹	ギガ	G	10 ⁻¹²	ピコ	p
10 ⁶	メガ	M	10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ³	キロ	k	10 ⁻¹⁸	アト	a
10 ²	ヘクト	h	10 ⁻²¹	ゼプト	z
10 ¹	デカ	da	10 ⁻²⁴	ヨクト	y

表 3. 固有の名称とその独自の記号で表されるSI組立単位

組立量	SI 組立単位			
	名称	記号	他のSI単位による表し方	SI基本単位による表し方
平面角	ラジアン ^(a)	rad		m・m ⁻¹ =1 ^(b)
立体角	ステラジアン ^(a)	sr ^(c)		m ² ・m ⁻² =1 ^(b)
周波数	ヘルツ	Hz		s ⁻¹
力	ニュートン	N		m・kg・s ⁻²
圧力，応力	パスカル	Pa	N/m ²	m ⁻¹ ・kg・s ⁻²
エネルギー，仕事，熱量	ジュール	J	N・m	m ² ・kg・s ⁻²
工率，放射束	ワット	W	J/s	m ² ・kg・s ⁻³
電荷，電気量	クーロン	C		s・A
電位差（電圧），起電力	ボルト	V	W/A	m ² ・kg・s ⁻³ ・A ⁻¹
静電容量	ファラド	F	C/V	m ⁻² ・kg ⁻¹ ・s ⁴ ・A ²
電気抵抗	オーム	Ω	V/A	m ² ・kg・s ⁻³ ・A ⁻²
コンダクタンス	ジーメン	S	A/V	m ⁻² ・kg ⁻¹ ・s ³ ・A ²
磁束	ウェーバ	Wb	V・s	m ² ・kg・s ⁻² ・A ⁻¹
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²	kg・s ⁻² ・A ⁻¹
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A	m ² ・kg・s ⁻² ・A ⁻²
セルシウス温度 ^(d)	セルシウス度	°C		K
光照射度	ルーメン毎平方メートル	lx	cd・sr ^(c)	m ² ・m ⁻² ・cd=cd
（放射性核種の）放射能	ベクレル	Bq	lm/m ²	m ² ・m ⁻¹ ・cd=m ² ・cd
吸収線量，質量エネルギー分与，カーマ線量当量，周辺線量当量，方向性線量当量，個人線量当量，組織線量当量	グレイ	Gy	J/kg	m ² ・s ⁻²
	シーベルト	Sv	J/kg	m ² ・s ⁻²

- (a) ラジアン及びステラジアンの使用は、同じ次元であっても異なった性質をもった量を区別するときの組立単位の表し方として利点がある。組立単位を形作るときいくつかの用例は表 4 に示されている。
- (b) 実際には、使用する時には記号rad及びsrが用いられるが、習慣として組立単位としての記号“1”は明示されない。
- (c) 測光学では、ステラジアンの名称と記号srを単位の表し方の中にそのまま維持している。
- (d) この単位は、例としてミリセルシウス度m°CのようにSI接頭語を伴って用いても良い。

表 4. 単位の中に固有の名称とその独自の記号を含むSI組立単位の例

組立量	SI 組立単位		
	名称	記号	SI 基本単位による表し方
粘着力のモーメント	パスカル秒	Pa・s	m ⁻¹ ・kg・s ⁻¹
表面張力	ニュートン毎メートル	N・m	m ² ・kg・s ⁻²
角速度	ニュートン毎メートル	N/m	kg・s ⁻²
角加速度	ラジアン毎秒	rad/s	m・m ⁻¹ ・s ⁻¹ =s ⁻¹
熱流密度，放射照度	ラジアン毎平方メートル	rad/s ²	m・m ⁻¹ ・s ⁻² =s ⁻²
熱容量，エン트로ピー	ワット毎平方メートル	W/m ²	kg・s ⁻³
質量熱容量（比熱容量），質量エン트로ピー	ジュール毎キログラム	J/K	m ² ・kg・s ⁻² ・K ⁻¹
質量エネルギー（比エネルギー）	ジュール毎キログラム	J/(kg・K)	m ² ・s ⁻² ・K ⁻¹
熱伝導率	ワット毎メートル毎ケルビン	J/kg	m ² ・s ⁻² ・K ⁻¹
体積エネルギー	ジュール毎立方メートル	W/(m・K)	m・kg・s ⁻³ ・K ⁻¹
電界の強さ	ジュール毎立方メートル	J/m ³	m ⁻¹ ・kg・s ⁻²
体積電荷	ボルト毎メートル	V/m	m・kg・s ⁻³ ・A ⁻¹
電気変位	クーロン毎立方メートル	C/m ³	m ⁻³ ・s・A
誘電率	クーロン毎平方メートル	C/m ²	m ⁻² ・s・A
透磁率	ファラド毎メートル	F/m	m ⁻³ ・kg ⁻¹ ・s ⁴ ・A ²
モルエネルギー	ヘンリー毎メートル	H/m	m ⁻³ ・kg・s ⁻² ・A ²
モルエン트로ピー	ジュール毎モル	J/mol	m ² ・kg・s ⁻² ・mol ⁻¹
モル熱容量	ジュール毎モル毎ケルビン	J/(mol・K)	m ² ・kg・s ⁻² ・K ⁻¹ ・mol ⁻¹
照射線量（X線及びγ線）	クーロン毎キログラム	C/kg	kg ⁻¹ ・s・A
吸収線量率	グレイ毎秒	Gy/s	m ² ・s ⁻³
放射強度	ワット毎ステラジアン	W/sr	m ⁴ ・m ⁻² ・kg・s ⁻³ =m ² ・kg・s ⁻³
放射輝度	ワット毎平方メートル毎ステラジアン	W/(m ² ・sr)	m ² ・m ⁻² ・kg・s ⁻³ =kg・s ⁻³

表 6. 国際単位系と併用されるが国際単位系に属さない単位

名称	記号	SI 単位による値
分	min	1 min=60s
時	h	1 h=60 min=3600 s
日	d	1 d=24 h=86400 s
度	°	1°=(π/180) rad
分	′	1′=(1/60)°=(π/10800) rad
秒	″	1″=(1/60)′=(π/648000) rad
リットル	l, L	1 l=1 dm ³ =10 ⁻³ m ³
トン	t	1 t=10 ³ kg
ネーパ	Np	1 Np=1
ベル	B	1 B=(1/2) ln10 (Np)

表 7. 国際単位系と併用されこれに属さない単位で SI単位で表される数値が実験的に得られるもの

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
電子ボルト	eV	1 eV=1.60217733 (49) × 10 ⁻¹⁹ J
統一原子質量単位	u	1 u=1.6605402 (10) × 10 ⁻²⁷ kg
天文単位	ua	1 ua=1.49597870691 (30) × 10 ¹¹ m

表 8. 国際単位系に属さないが国際単位系と併用されるその他の単位

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
海里		1 海里=1852m
ノット		1 ノット=1 海里毎時=(1852/3600) m/s
アール	a	1 a=1 dam ² =10 ² m ²
ヘクタール	ha	1 ha=1 hm ² =10 ⁴ m ²
バール	bar	1 bar=0.1 MPa=100kPa=1000hPa=10 ⁵ Pa
オングストローム	Å	1 Å=0.1 nm=10 ⁻¹⁰ m
バール	b	1 b=100fm ² =10 ⁻²⁸ m ²

表 9. 固有の名称を含むCGS組立単位

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
エルグ	erg	1 erg=10 ⁻⁷ J
ダイン	dyn	1 dyn=10 ⁻⁵ N
ポアズ	P	1 P=1 dyn・s/cm ² =0.1 Pa・s
ストークス	St	1 St=1 cm ² /s=10 ⁻⁴ m ² /s
ガウス	G	1 G=10 ⁻⁴ T
エルステッド	Oe	1 Oe=10 ⁻⁴ (4π) A/m
マクスウェル	Mx	1 Mx=10 ⁻⁸ Wb
スチル	sb	1 sb=1 cd/cm ² =10 ⁴ cd/m ²
ホト	ph	1 ph=10 ⁴ lx
ガリ	Gal	1 Gal=1 cm/s ² =10 ⁻² m/s ²

表 10. 国際単位に属さないその他の単位の例

名称	記号	SI 単位であらわされる数値
キュリー	Ci	1 Ci=3.7×10 ¹⁰ Bq
レントゲン	R	1 R=2.58×10 ⁻⁴ C/kg
ラレム	rad	1 rad=1 cGy=10 ⁻² Gy
レム	rem	1 rem=1 cSv=10 ⁻² Sv
X線単位		1 X unit=1.002×10 ⁻⁴ nm
ジャンマ	γ	1 γ=1 nT=10 ⁻⁹ T
ジャンスキー	Jy	1 Jy=10 ⁻²⁶ W・m ⁻² ・Hz ⁻¹
フェルミ		1 fermi=1 fm=10 ⁻¹⁵ m
メートル系カラット		1 metric carat=200 mg=2×10 ⁻⁴ kg
トル	Torr	1 Torr=(101 325/760) Pa
標準気圧	atm	1 atm=101 325 Pa
カロリ	cal	
マイクロン	μ	1 μ=1μm=10 ⁻⁶ m

