

原子力発電所における弁不具合事象の分析

Study of Valve Malfunction Events in Nuclear Power Plants

木田 正則 (Masanori Kida)* 橋場 隆 (Takashi Hashiba)*

富岡 立行 (Tatsuyuki Tomioka)*

要約 国内外の原子力発電所の事故・故障情報を分析することは、原子力発電の信頼性向上を図るために有益である。弁は原子力発電所の安全で効率的な運転に重要な役割を担っており、また不具合の発生頻度も高いことから弁に係る不具合事象の分析を実施した。

本研究報告では、これまでに経験した日本および米国のPWR型原子力発電所の事故・故障情報のデータベースの中の弁不具合事象を分析すると共に、関連文献を調査することにより、重要事象の再発防止策を検討する。

まず、米国の事象は原子力発電所設置者事象報告(LER: Licensee Event Report)から、一方日本の事象は通商産業省への事故報告から分析に役立てるために弁不具合事象2次データベース(SDBVME: Secondary Data Base for Valve Malfunction Events)を構築した。次に、SDBVMEを利用して事象の原因分析および弁の重要度分類を行った。その結果、プラント出力に与える影響の観点から、タービン系統の主要弁である主給水制御弁、主蒸気隔離弁等が重要であることが明らかになった。一方、プラントの安全性に及ぼす影響の観点から、電動弁が重要であることが判明した。

このような弁不具合事象の調査分析から、設備面と運用管理面から7項目の再発防止策を考察した。

キーワード 原子力, 弁, 不具合, 事故情報, データベース, 分析, 再発防止

Abstract It is useful to analyze accident information of nuclear power plants at home and abroad with a view to enhancing the reliability of the plant. The valve plays an important role in safety and efficient operation of the plant, but the valve has many troubles, so an analysis of valve malfunctions has been made.

This report analyzes nuclear power plant valve malfunction events from the Japanese and the United States databases, examines relevant documents, and studies measures for preventing recurrence of similar events.

First, to help this analysis the Secondary Database for Valve Malfunction Events (SDBVME) has been structured from the Licensee Event Report (LER) in the United States and the accident reports to the Ministry of International Trade & Industry in Japan. By utilizing SDBVME, the causes of each event were analyzed and the importance of valves was evaluated. It became clear that the main valves in the turbine system, (for example, the feedwater regulating valve, the main steam isolation valve) are important because of the influence on the plant power level. On the other hand, motor-operated valves are important because of the influence on plant safety.

Based on this analysis, seven measures have been studied to improve facilities and practical operation for the prevention of recurrence of accidents.

Keywords nuclear power, valve, malfunction, accident information, database, analysis, prevention of recurrence

* (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

1. はじめに

国内外の原子力発電所の事故・故障情報を分析することから教訓を学び、同種の事故・故障を防止することは、原子力発電の信頼性向上を図るために有益である。当研究所においては、「非常用炉心冷却系（ECCS）作動事象」、「原子力プラント停止中における不具合事象」について分析を実施してきた。

原子力発電所の設備・機器の不具合発生状況をみると、弁に関する不具合発生件数が多い。このためプラントの安全で効率的な運転に重要な役割を担っている弁の不具合事象に注目し、過去に経験した国内外の弁の不具合事象の調査分析および海外文献の調査を行ったので、その概要を紹介すると共に、再発防止策について考察する。

2. 不具合事象の調査分析

2.1 事象の調査

2.1.1 情報源

国外の事象は、法律に基づき米国原子力規制委員会（NRC：Nuclear Regulatory Commission）への報告が義務付けられている原子力発電所設置者事象報告（LER：Licensee Event Report）¹⁾から、一方国内事象は、法律や大臣通達に基づき通商産業省に報告が義務付けられている事故報告²⁾から、それぞれ弁の不具合事象を抽出する。

2.1.2 調査対象期間

国外の事象は、1989年から1993年の5年間に報告された事象を、一方国内の事象は、1971年から1993年までに報告された事象を調査の対象とする。

2.1.3 調査対象プラント

ウエスティングハウス社（WH：Westinghouse Electric Corporation）型の加圧水型原子炉（PWR：Pressurized Water Reactor）で発生した事象を対象とする。

2.2 データベース

2.2.1 2次データベースの構築

弁の不具合事象を調査するため、国外事象につい

ては、豊富な情報源である米国LERの中から目的とする事象を抽出して分析することとした。LERは、米国NRCが発電所で発生した事象について文書により報告することを義務付けているものであるが、事象内容の記述については自由記述である。従って、事象の進展の解明にあたっては、内容を注意深く解読する必要があり、多量の情報を分析するためには、それに適した形に整理し直す必要があった。そのため、抽出した個々の事象について、事象の状況・原因・対策等に整理するための様式を定め、弁不具合事象2次データベース（SDBVME：Secondary Data Base for Valve Malfunction Events）を構築することとした。

このSDBVMEは、市販のデータベースソフトを使用して作成し、事象の対象弁・原因・影響等の分類コード付けをすることにより発生事象の傾向把握・重要度分類を容易に行うことができる構成になっている。その一例を図1に示す。なお、国内事象についても同じデータベースにまとめることとした。このデータベース構築には、多大の労力を要したが、以降の分析評価に大いに役立てることができた。

2.2.2 事象の分類

SDBVMEでは、事象の類似性を明確にし、原因分析に役立たせるための分類を付加した。

(1) 弁分類

事象の対象弁の配置に着目し、弁名称、所属する系統等に分類する。

(2) 原因分類

事象発生の原因となった機器・部品、運用（人的要因）に分類する。

(3) プラント影響分類

弁の不具合から生じるプラント出力への影響、プラント安全機能への影響に分類する。

(4) その他の分類

上記の他、事象発生の年月日、プラントモード、運転・試験・作業別等の分類を付加する。

発生日	900825	情報NO : LER 445-90025-00	炉型 : PWR	メーカー : WH	出力 : 1161
ユニット名	Comanche Peak 1	参考情報 : な し	運開 : 9008	国 : 米	所有者 : TUEC

概要	出力運転中，NO.2主給水制御弁が制御系ボジシヨナファイードバックアームナットが緩んだため誤開し，蒸気発生器水位が高くなり，タービンが停止し，続いて，原子炉が自動停止した．	状況分類 プラントモード：〔 1 〕運転 出力影響：〔 2 〕自動停止 安全影響：〔 98 〕影響なし 発生区分：〔 1 〕顕在 状況区分：〔 1 〕運転
原因	大流量による主給水制御弁振動により制御系ボジシヨナファイードバックアームナットが緩んだ．	
対策	ボジシヨナが交換された．ファイードバックアームにロックワシヤが挿入された．	弁分類 名称：主給水制御弁 系統：〔 202 〕 FWS 機能：〔 2 〕制御弁 駆動：〔 3 〕空気作動 型式：〔 1 〕玉型弁 メーカー：Copes-Vulcan 口径：情報なし 流体：主給水
事象	97%出力運転中，NO.2主給水制御弁が制御系ボジシヨナの故障により誤開した．運転員は中央制御室から主給水制御弁を閉止しようとした．しかし，蒸気発生器水位が高くなり，タービンが停止し，続いて，原子炉が自動停止した．主給水制御弁故障の原因は，大流量による弁振動により制御系ボジシヨナファイードバックアームナットが緩んだためである．ナットが緩み，アームが外れてスプリングにより弁開ボジシヨンへ動作した．	
状況	対策として，ボジシヨナが交換された．ファイードバックアームにロックワシヤが挿入された． 主給水制御弁はCopes-Vulcan社製，ボジシヨナはBailey社製である．	原因分類 機器：〔 3 〕制御系ボジシヨナ 部品名：ファイードバックアームナット 故障モード：〔 6 〕緩み 運用：〔 97 〕 項目：〔 4 〕保守不良

図 1 弁不具合事象調査票

2.3 事象調査結果

2.3.1 国外事象

過去5年間におけるLER情報の中から抽出した弁の不具合事象373件を弁の所属する系統別に分類した結果を図2に示す。

主給水系統の主給水制御弁に30件、主蒸気系統の主蒸気安全弁に22件、主蒸気隔離弁に19件、原

子炉冷却系統の加圧器安全弁に28件発生しており、これらの特定の弁に高い頻度で不具合が発生している。

2.3.2 国内事象

過去23年間に提出された事故報告の中から抽出した弁の不具合事象30件を系統別に分類した結果を図3に示す。

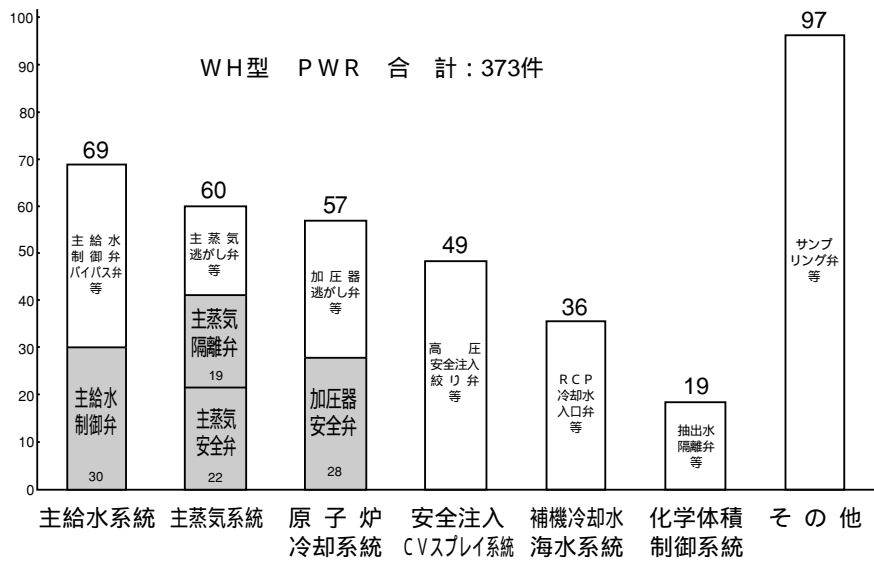


図2 弁不具合事象 発生状況 (米国)

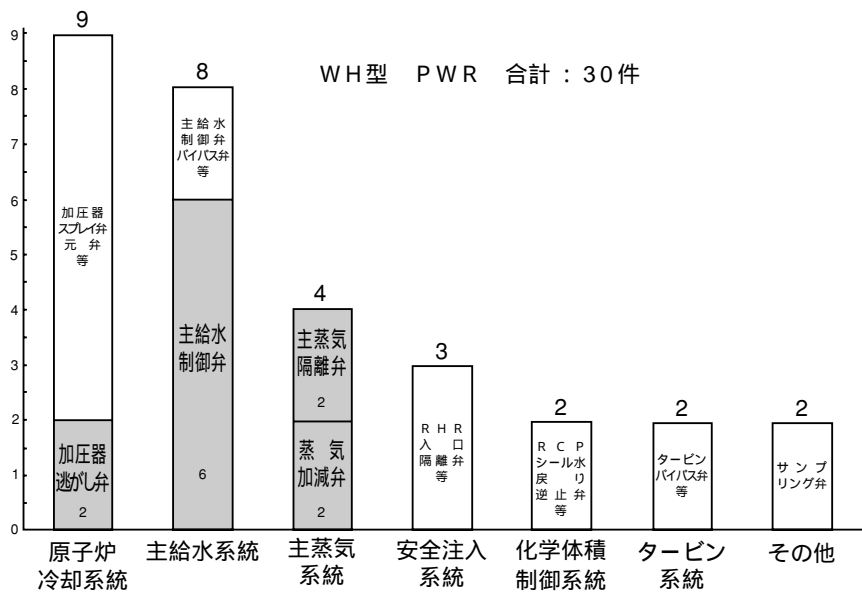


図3 弁不具合事象 発生状況 (日本)

主給水系統の主給水制御弁に6件と最も多く発生している。その他、主蒸気系統の主蒸気隔離弁、蒸気加減弁、原子炉冷却系統の加圧器逃がし弁にそれぞれ2件の発生が認められる。

2.4 事象の分析

2.4.1 国外事象の原因分析

抽出した373件の国外事象の内、最も発生件数の多い主給水制御弁について、事象発生の原因分析を行う。

主給水制御弁は主給水系統に位置する。主給水系統は脱気器タンクに貯えられた水をポンプにより加熱器を経て、蒸気発生器へ給水する系統である。主給水制御弁は蒸気発生器への給水流量を調節するために設置されており、給水流量、蒸気流量、蒸気発生器水位の3要素により制御される。この制御が適切でないため、主給水制御弁が予期せず誤閉止し、給水流量と蒸気流量に差が生じて原子炉が自動停止し、その後、非常用炉心冷却装置が作動した事象がみられる。

主給水制御弁事象30件の内、機器故障の原因が80%の24件を占める。図4に示すとおり、機器故障の中でも、制御系に係る原因が16件と大半である。

これら制御系の原因は、ポジションナ故障が13件、電磁弁漏洩等が3件である。

ポジションナ故障の原因を更に踏み込んでみると、弁振動によりフィードバックアームナットが緩み制御不調に至ったものが4件、制御空気配管の継ぎ目部の疲労破損・フィルタに異物混入したものが2件、取付時の公差が少なかったためパイロット弁ダイヤフラムが破損したもので、リングが劣化したもので、その他弁振動によりポジションナが作動不良に至ったものが5件あることが明らかになった。

主給水制御弁は大流量を常時制御するため振動が発生しやすく、制御系の感度が高いため制御系の調整に注意を必要とする。従って、制御系の信頼性をより向上させると共に、確実に保守を行うことが肝要であろう。

2.4.2 国内事象の原因分析

抽出した30件の国内事象の内、最も発生件数が多い主給水制御弁6件について事象発生の原因をみると、制御系ポジションナのパイロット弁やブースタニードル弁に異物が混入したことにより制御不調になったもの2件、制御系電磁弁がコイルの過熱により誤閉止して制御空気が喪失したもので、製作時の溶接不良や寸法不良により動作不良になったもの2件、弁切替操作ミスである。また、全ての事象が原子炉停止に至る事象であった。

国内の主給水制御弁事象は制御系に起因したものが多く、プラント出力に影響を与える事象であることは海外事象と同じ傾向にある。

2.4.3 弁の重要度分類

SDBVMEを活用し、プラント出力への影響の観点から弁の重要度を評価した。国外事象について、プラント寿命中に予測されるプラント出力影響事象回数を算出した結果を図5に示す。ここでプラント出力影響事象とは、弁の不具合によりプラント出力が低下した事象およびプラント停止期間が延長された事象をいい、プラント寿命は40年、プラント数は調査対象の52基とした。プラント安全機能とは、発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針⁽³⁾に従っている。主給水制御弁の値3.9の意味は、1つのプラントにおいて主給水制御弁の不具合により3.9回出力影響事象が発生すると解する。

これから、主給水制御弁、主蒸気隔離弁、給水ヒータ水位制御弁といったタービン系統の主要な弁が出力影響を与える観点から重要であることが明らかになった。

2.4.4 トラブルマップ

SDBVMEの事象の内容を理解しやすく整理するため、プラント出力に影響を与えた事象についてトラブルマップを作成した。トラブルマップは、弁の配置がわかる系統図に、どの弁に、どんな原因により、どのような不具合が発生し、その結果としてプラント出力がどの程度影響を受けたかをまとめたものである。その一例を図6に示す。

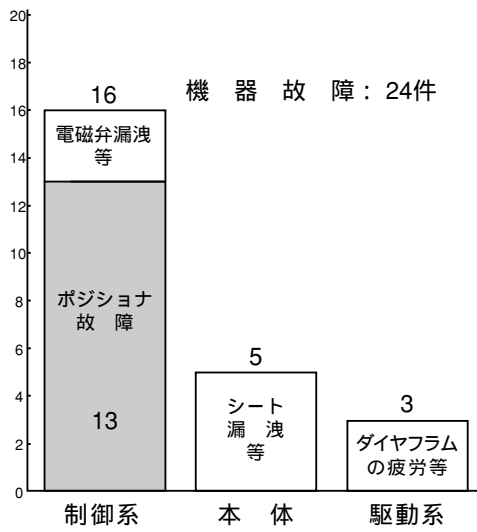


図4 主給水制御弁 機器故障の原因 (米国)

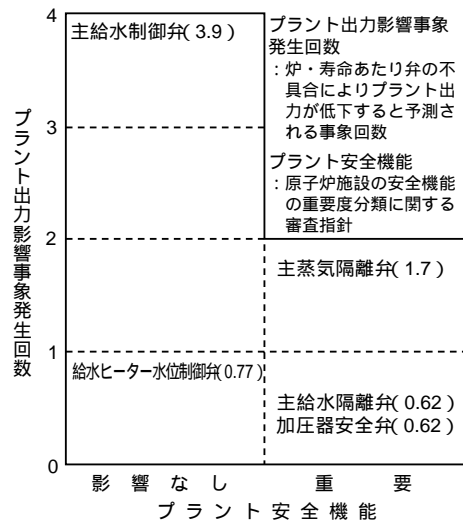


図5 弁の重要度分類 (米国)

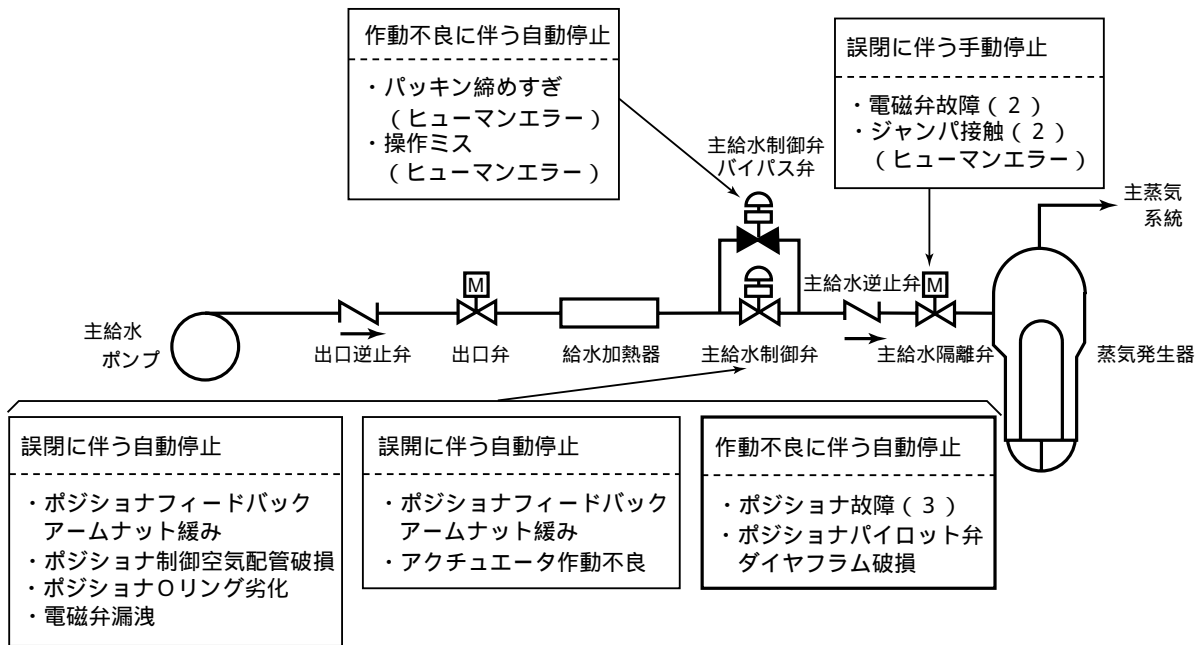


図6 トラブルマップ (主給水システム 米国)

3. 海外文献の調査

3.1 文献の調査

3.1.1 情報源

NRCが安全上重要であると考えられる問題について発行する Information Notice⁽⁴⁾, Bulletin⁽⁵⁾,

Generic Letter⁽⁶⁾ から弁の不具合に係る情報を抽出する。

3.1.2 調査対象期間

海外文献情報は、1988年から1994年の7年間に発行された文書を調査の対象とする。

3.1.3 文献調査結果

過去7年間におけるNRC情報の中から、弁の不具合に係る情報として80件を抽出した。これら弁不具合に係る情報を弁型式別に整理した。この発生状況を図7に示す。

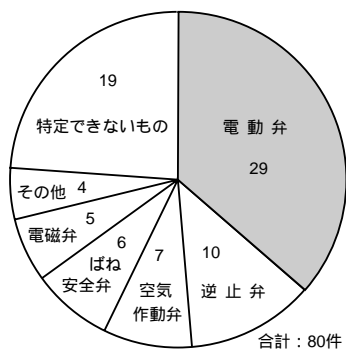


図7 海外文献調査 発生状況

電動弁の不具合情報が29件と最も数多く発生しており、安全上重要と考えられる。1985年、Sequoyah発電所2号機で給水部分喪失の際、4台の主給水隔離弁の内2台が開かなかった電動弁の不具合事象が発生した。この原因は設計面の駆動トルク設定の不適切であった。この事象を契機としてNRCは安全系電動弁が設計流量、設計差圧の条件では作動しない故障が発生すると判断し、作動試験を実施するよう勧告した。最近、安全系電動弁のトルク設定や圧力ロッキングの問題がクローズアップされている。

4. 再発防止策の考察

弁の不具合事象調査からプラント出力に影響を与える重要な弁を抽出すると共に、海外文献調査からプラントの安全上重要な電動弁を抽出し、同種の不具合発生を避けるために再発防止策を考察した。その過程を図8に示す。

(1) 出力影響上重要なもの

a. 空気作動制御弁ポジションフィードバックアームナットの緩み止め

主給水制御弁が弁振動により制御系ポジションフィードバックアームナットが緩んだため制御不調となり、蒸気発生器水位が変動し、原子炉が停止した事象が数多く発生している。給水ヒータ水位制御弁も同型式の空気作動制御弁であり、制御系ポジションの不具合事象がみられる。

日本では既に制御系ポジションを2重化する対策が採用されているが、更に信頼性向上のため、制御系ポジションフィードバックアームナットにワッシャを配置することおよび保守時にナットを確実に締める配慮が重要である。

b. オートリセット型電磁弁の採用

主蒸気隔離弁の制御系電磁弁のクラッチアーム接続部の製作仕上げが不正確で

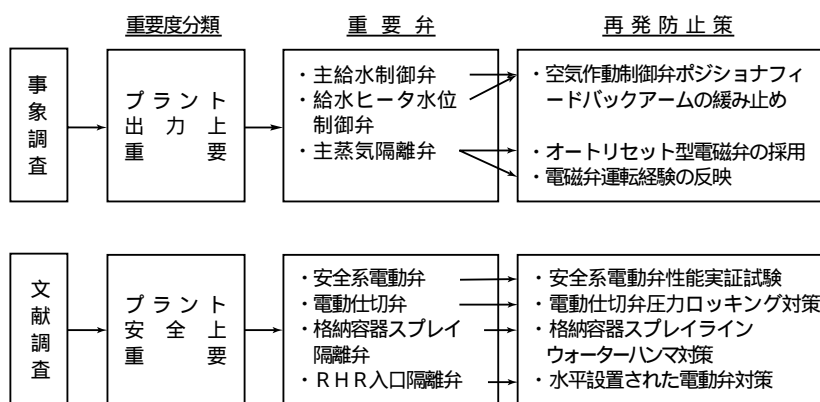


図8 再発防止策

あったため、クラッチのかみ合いが不安定な状態になっていた。運転中の盤および床の振動により電磁弁クラッチが外れたため電磁弁が誤閉止した。制御空気が供給できなくなり主蒸気隔離弁が誤閉止した。このため蒸気発生器の水位が低下し、原子炉が自動停止した事象がある。

再発防止のため、制御系電磁弁クラッチアーム接続部の品質管理基準を厳重にすることにより、クラッチの掛かりを安定させている。更に信頼性向上のために、クラッチがない構造であり、故障率も低いオートリセット型電磁弁を採用することが望ましい。

c. 電磁弁の運転経験反映

電磁弁は可動部が少なく、取付けが簡単であるため、原子力プラントに数多く使用されている。電磁弁の故障により安全系の複数の機器が影響を受けることがある。

設計面では、雰囲気温度の上昇が部品の寿命を短くする、励磁によるコイル昇温がシート寿命を短くする、スプリングの選定に注意する必要がある。一方保守面では、弾性部品の有効寿命を確認し交換頻度を明確にする。制御用空気に湿分・油が入り込まないようにする。リング潤滑剤の選定に留意する必要がある。これらについて国内プラントの設計・保守に反映を検討することが望ましい。

(2) 安全上重要なもの

a. 安全系電動弁性能実証試験

米国では安全系電動弁が設計流量、設計差圧の条件では駆動トルクが不足し、適正に作動しない事象が発生している。NRCの勧告により安全系電動弁の性能試験を実施した結果、駆動トルク算出の設計に問題がみられた。

米国での性能試験の内容を調査すると

共に、電動弁性能予測プログラムによる解析評価等により駆動トルク的设计上の確認を実施することが有効である。更に、代表的な電動弁の性能実証試験により作動を確認することが望ましい。

b. 電動仕切弁圧力ロッキング対策

海外では電動仕切弁の圧力ロッキングやサーマルバイディングが数多く発生している。弁固着時間が長い場合、モータ電流が急激に増大し、モータ損傷に至った事象がみられる。圧力ロッキングは、系統圧力降下後もボンネット内に高圧力が残り、開弁時に大きな駆動トルクが必要となり電動仕切弁が開くのに失敗する事象である。サーマルバイディングは、弁が閉止した後に冷却され、弁箱が収縮して弁体と弁箱が固着する事象である。圧力ロッキング、サーマルバイディングは通常の試験では発見できない故障メカニズムである。

従って、安全系電動仕切弁について、圧力ロッキング、サーマルバイディングが発生する可能性を評価し、必要があれば圧力逃がしバランス管・均圧穴の設置、平行仕切弁の採用、熱源から適正間隔を確保する等の対策を実施することが有効である。

c. 格納容器スプレイラインウォータハンマ対策

格納容器スプレイポンプを運転した際、配管に存在する空気がウォータハンマ作用により圧縮され、過渡的高圧力が発生した。このため格納容器スプレイ隔離弁が作動不能になった。原因はベント弁のない高位置の配管に空気溜まりが存在したことである。

格納容器スプレイ系統構成により、配管・熱交換器内に空気溜まりがある場合、配管・熱交換器内の空気除去を十分行い、ポンプ運転後に系統が加圧されて

いないことを確認する運用管理の強化が必要である。

d. 水平設置された電動弁対策

水平に設置された余熱除去入口隔離弁は弁軸が水平方向であるため、駆動装置自重により弁が傾いた状態で開閉する。従って、弁の支点であるパッキン部分に接触・漏洩が発生しやすい。

水平に設置された電動弁がある場合、水平方向から軸直方向に変更する必要がある。応急対策として、弁パッキン部の面圧バラツキを減少させるためスペーサを設置することや保守時に弁軸のセンターを確認することが有効である。

5.まとめ

弁はプラントの安全で効率的な運転に重要な役割を担っている。この弁の信頼性向上を図るため、国内外の弁の不具合事象の調査分析および海外文献の調査を行った。

弁の不具合が原子力プラント出力に与える影響と安全性に及ぼす影響を勘案して弁の重要度を評価した。弁の不具合事象の調査から、プラント寿命中に予測される出力影響事象発生回数を算出した。その結果、プラント出力に与える影響の観点から、主給水制御弁、主蒸気隔離弁、給水ヒータ水位制御弁といった弁が重要であることが明らかになった。一方海外文献の調査から、NRC情報の発生頻度を数えた。この結果、プラントの安全性に及ぼす影響からは電動弁が重要であることが判明した。

このような調査分析結果から、同種の不具合発生を避けるために再発防止策を考察した。

(1) 設備面

a. 安全系電動弁性能実証試験

- b. 電動仕切弁圧力ロック対策
- c. オートリセット型電磁弁の採用
- d. 水平設置された電動弁対策

(2) 運用管理面

- a. 空気作動制御弁ポジションナフィードバックアームナットの緩み止め
- b. 電磁弁の運転経験反映
- c. 格納容器スプレイラインウォータハンマ対策

以上の再発防止策については、容易に実施に移せるもの、長期の技術開発・実証試験が必要なもの等が含まれている。国内の原子力発電所において、それぞれの設備を鑑みた上で、現状の対策と本研究報告の再発防止策について比較検討されることを推奨する。本研究報告が原子力発電所の信頼性向上に寄与することができれば幸いである。

参考文献

- (1) Code of Federal Regulation (CFR) Title 10 Part 50.73(a)(2)(iv)
- (2) 電気事業法第106条、電気関係報告規則第3条、原子炉等規制法第67条、実用発電用原子炉の設置・運転等に関する規則第24条第2項
- (3) 発電用軽水型原子炉施設の安全機能の重要度分類に関する審査指針、1990.8.30、原子力委員会決定
- (4) NRC原子炉規制局が発行する通知
- (5) NRCが1954年原子力法第182条a項に基づき発行する通達
- (6) NRC原子炉規制局がCode of Federal Regulation (CFR) Title 10 Part 50.54(f)に基づき発行する文書