

原子力発電所における振動関連不具合事象の 分析と再発防止対策

Analysis and Corrective Action of Vibration Related Malfunction Events in Nuclear Power Plants

富岡 立行 (Tatsuyuki Tomioka)* 嶋田 善夫 (Yoshio Shimada)†

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。原子力発電所の安全で効率的な運転に大きく影響している配管、弁等の機器の振動に起因する不具合事象の発生頻度が高いことから振動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・故障情報データベース中の振動に起因する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不具合事象2次データベース (SDBME: Secondary Data Base for Malfunction Events) を構築した。次に、SDBMEを利用して事象の原因分析を行った。その結果、プラント出力に与える影響の観点から、化学体積制御系の抽出ライン配管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、パッキレス弁および主給水配管が重要であることが判明した。このような不具合事象の調査分析から、設備面と運用管理面から4項目の再発防止策を考察した。

キーワード 振動, 不具合事象, 不具合事象2次データベース, 原因分析, 対策マップ, 再発防止対策

Abstract Analyzing accident information of nuclear power plants at home and abroad will enhance the reliability of the plant. The equipment, including pipes and valves, play an important role in the safety and efficient operation of the plant. Vibration causes many problems with this equipment, so an analysis of vibration related malfunctions have been made. This report analyzes nuclear power plant vibration related malfunction events from Japanese and United States databases, examines relevant documents, and studies measures for preventing the recurrence of similar events.

First, to help this analysis the Secondary Database for Malfunction Events (SDBME) has been structured from the Licensee Event Report (LER) in the United States and accident reports to the Ministry of International Trade & Industry in Japan. By utilizing SDBME, the causes of each event were analyzed and the importance of equipment was evaluated. It became clear that the letdown pipe in the chemical and volume control system is important because of their influence on the plant power level. At the same time, packless valves and the main feed water pipe are important because of their influence on plant safety. Based on this analysis, four measures have been studied to improve facilities and practical operation for the prevention of accidents.

Keywords vibration, malfunction event, secondary database for malfunction event, cause analysis, corrective action map, corrective action

* (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所
現 日本原燃(株) 六ヶ所本部再処理事業所

† (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、原子力発電所の信頼性向上を図るために有益である。そこで、従来から特定の事象について2次データベースの作成、事象の分析、対策の検討を実施してきた⁽¹⁾⁽²⁾⁽³⁾。

本報告では、原子力発電所において重要な役割を担っている配管・ポンプ・弁等の振動に起因する疲労等の不具合件数が多く発生していることから、従来と同様の手順により振動等のサイクル応力に起因する不具合事象に注目し、過去に経験した国内外の不具合事象の調査分析を行ったので、その概要を紹介し、状態監視や保全計画について留意する点等を考察する。

2. 不具合事象の調査分析

2.1 事象の調査

国外の事象は、法律に基づきNRC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書(LER: Licensee Event Report)⁽⁴⁾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⁽⁵⁾から、それぞれ振動等のサイクル応力によって加圧水型原子炉(PWR: Pressurized Water Reactor)で発生した不具合事象を抽出する。また、調査対象期間は、1980年から1996年の17年間とする。

ここでいう振動等のサイクル応力に起因する不具合事象とは、以下のとおりである。

(1) 振動を起因とする疲労、摩耗、誤動作事象

サイクル歪みを伴う機械振動、配管振動、流体振動を起因として配管溶接部等の疲労破壊、摩耗、ポンプ等のトリップリレーの誤動作に至ったものであり、過半数が疲労破壊不具合事象である。

(2) サイクル熱変動を起因とする熱疲労事象

流体の不十分な混合・弁漏洩により水平配管内に発生する熱成層の変動により配管部にサイクル

熱応力が発生し、配管またはその溶接部に熱疲労き裂が発生する熱疲労破壊事象である。

2.2 2次データベースの構築

振動等のサイクル応力に起因する不具合事象を調査するため、国外事象については、自由記述で記載されている米国LERから、事象の状況、原因、対策等に情報を整理し直し、不具合事象2次データベース(SDBME: Secondary Data Base for Malfunction Events)を構築することとした。

このSDBMEは、市販のデータベースソフトを使用して作成し、事象の対象設備、機器、原因、影響、対策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等を容易にできる構成になっており、その例を表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にした。

ところで、SDBMEでは、事象の類似性を明確にするための分類を付加した。

(1) 設備分類

事象発生の原因となった設備・機器の分類

(2) 原因・対策分類

事象発生の原因および対策の分類

(3) その他の分類

事象発生の年月日、プラントモード、発生発見動機、プラントへの影響等

表1 2次データベースの出力例

発 生 日	900907	情報 No.:LER 445-90027-00	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:9009 国:米 所有者:TUEC
概 要	出力運転中、No.2主給水制御弁のポジションナーフィードバックアームがせん断破壊した。		原因区分:[11]設備不良
状 況 分 類	運 転 モード : [01] 出力運転 プラント影響 : [12] 手動停止 漏 洩 影 響 : [01] 影響なし 人 身 影 響 : [01] 影響なし 規 制 影 響 : [01] 影響なし	原 因	主給水制御弁のポジションナーフィードバックアームのせん断破壊の原因は、流体力による疲労である。
状 況 記 述	出力運転中、No.2主給水制御弁のポジションナーフィードバックアームがせん断破壊した。 このため、No.2蒸気発生器は過給水となり、プラントを手動停止した。		対策区分:[21]設計変更 対 策 流体力を低減させる制御弁内部設計の変更が予定されている。

2.3 事象調査結果

2.3.1 国外事象

L E R情報の中から抽出した振動を起因とする不具合事象209件を不具合機器の所属する系統別に分類した結果を図1に示す。

タービン系統の主給水機器に29件、原子炉冷却系統の原子炉冷却材ポンプに13件、タービン系統の補助給水機器に12件発生しており、これらのポンプ周辺箇所が高い頻度で不具合が発生している。

2.3.2 国内事象

事故報告の中から抽出した振動を起因とする不具

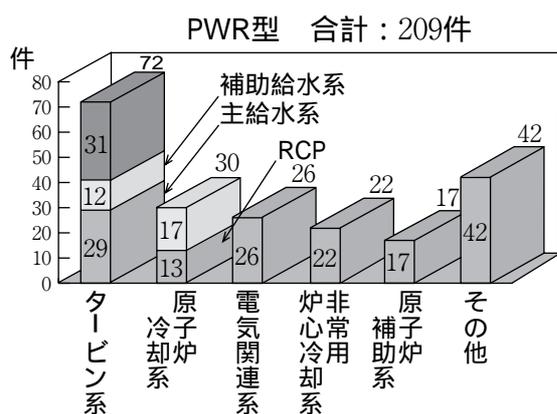


図1 振動に起因する不具合発生状況（米国）

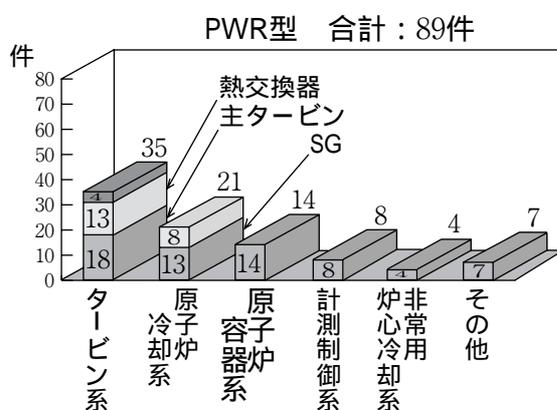


図2 振動に起因する不具合発生状況（日本）

合事象89件を不具合機器の所属する系統別に分類した結果を図2に示す。

タービン系統の主タービンに18件、熱交換器に13件、原子炉冷却系統の蒸気発生器に13件発生しており、これらの周辺箇所が高い頻度で不具合が発生している。

2.4 事象の分析

2.4.1 国外事象の原因分析

抽出した209件の国外事象の内、発生件数の多い主給水系統29件について、事象発生の原因分析を図3に示す。

主給水系統は、脱気器タンクに貯えられた加熱・脱気した給水を加熱器でさらに加熱し、蒸気発生器へ送水する系統である。

主給水系統事象29件の内、制御弁に起因するものが19件と66%を占めている、また、ポンプに起因するものが、5件であり、制御弁とポンプを合わせると83%と大半である。

また、制御弁故障の原因は、フィードバックアームナット緩み等のポジションの故障が14件であり、制御弁故障の原因の74%を占めている。

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に調整に十分注意する必要がある。

これらの主給水制御弁については、当社報告書

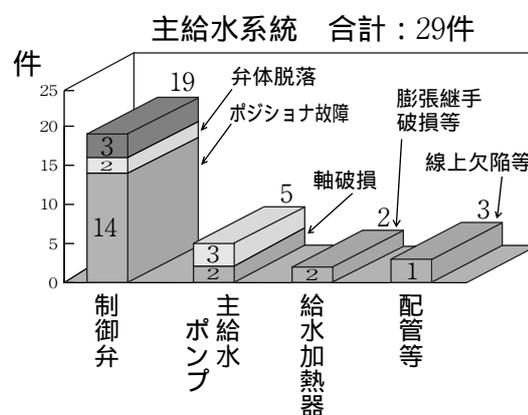


表3 主給水系統 不具合の原因（米国）

「原子力発電所における弁不具合事象の分析」(3)において調査・検討済である。

2.4.2 国内事象の原因分析

抽出した89件の国内事象の内、発生件数の多い主タービン系統18件の内訳は、タービン本体8件、蒸気加減弁等のタービンに付属する弁7件、湿分離加熱器に係るもの3件である。

この最も発生件数の多い主タービン本体について、事象発生の原因は、動翼の疲労によるもの4件、静翼の疲労によるもの2件、グランドシールフィンとロータの接触2件となっている。

2.4.3 対策マップ

米国のSDBMEから国内プラントへの反映するべ

き対策を抽出するため、プラント出力に影響を与えた主な事象について対策マップを作成した。

この対策マップは、簡略な系統図に対象機器、原因、不具合状況、対応状況が表現されているものであり、電中研のトラブルマップを参考に作成したものである。このマップを国外で発生した事象に適用して、国内プラントにおけるトラブルを未然防止するための対策発見に利用した。具体的には、国外の発生状況を把握しやすいように視覚的に表現し、さらに国内において既に経験した事象であり対策検討中のもおよび、設備、仕様等が異なるものを対策反映対象外としてトラブル未然防止対策の反映が必要な項目を抽出した。

図4にその例を示す。

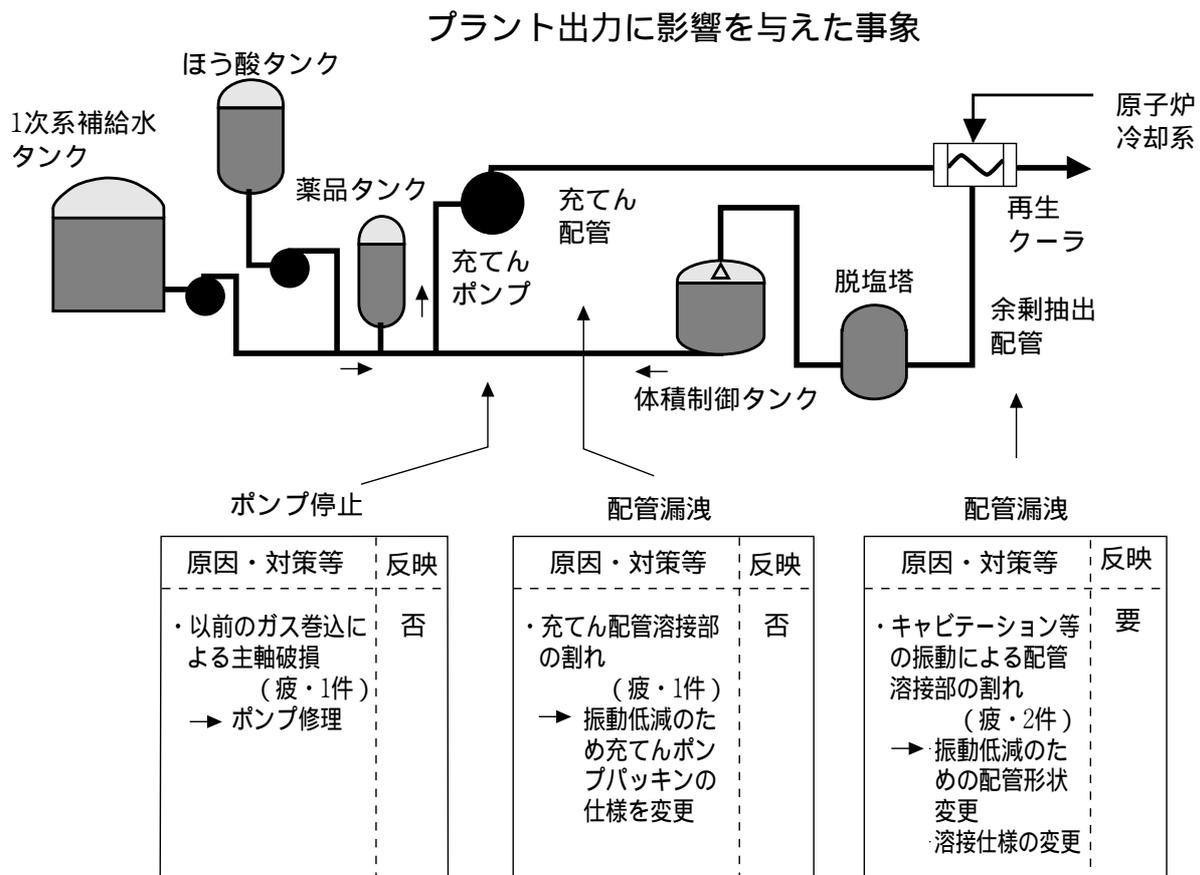


図4 対策マップ(化学体積制御系)

3. 海外文献の調査

3.1 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⁽⁶⁾, Bulletin⁽⁷⁾, Generic Letter⁽⁸⁾から振動に起因する不具合に係る情報を抽出する。

なお、文献調査は、1980年から1996年に発行されたものを調査の対象とする。

3.2 文献調査結果

NRC情報の中から振動等に起因する不具合に係る情報として46件を抽出した。これらの不具合に係る情報を機器別に整理した。この状況を図5に示す。

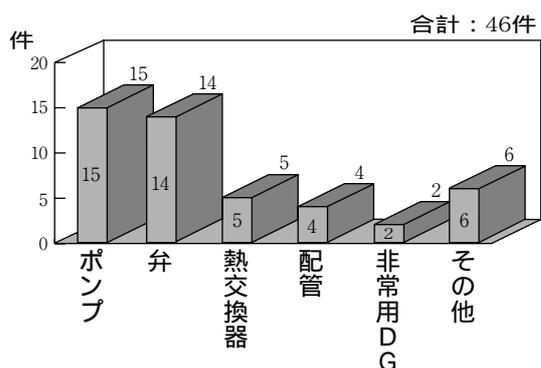


図5 海外文献調査発生状況

動的機器であるポンプの不具合情報が15件と最も多く、弁の不具合情報が14件とこれに続いている。なお、ポンプの不具合情報には余熱除去系ポンプ、電動消火ポンプ等のポンプの低流量運転による軸損傷等が含まれる。

また、静的機器についても、蒸気発生器細管損傷等の熱交換器が5件、ウォータハンマを含む配管の不具合事象が4件発生している。

4. 再発防止策の考察

4.1 具体的再発防止策の考察

振動等に起因する不具合事象調査から対策マップを用いてプラント出力に影響を与える機器を抽出し、海外文献の調査からプラントの安全性に影響を与える機器を抽出し、さらに国内においても同様の設備運用であり未経験事象を抽出した。これらの情報から教訓を反映するように具体的な再発防止策を考察した。

図6にその考察検討過程をしめす。

4.1.1 プラント出力に影響を与える事象

- (1) 化学体積制御系抽出ライン制御弁・オリフィス下流配管のキャビテーション対策

化学体積制御系抽出ラインの制御弁・オリフィス等の絞り部の下流側でキャビテーションが発生

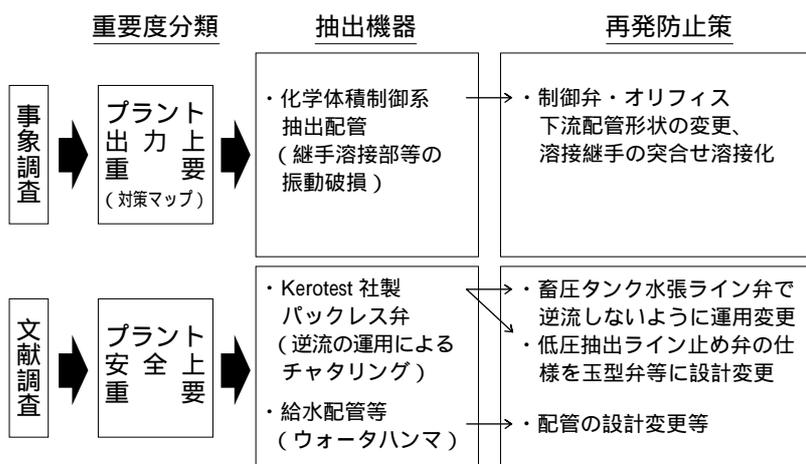


図6 再発防止対策の検討

し、その振動による関連機器のサイクル疲労により、強度的に弱いすみ肉溶接部等が損傷し、1次系インベントリの減少により、原子炉を手動停止した事象が多く発生している。

日本では、主要配管の配管溶接部を強度のある突合せ溶接にする等の対策が採用されているが、制御弁等の関連機器にも影響が及ぶ可能性がある。この周辺は、放射線量が高いため、常に目視点検はできないが、振動計設置等の遠隔監視の配慮が重要である。

4.1.2 プラント安全性に影響を与える事象

(1) 蓄圧タンク水張ライン弁運用対策

ケロテスト社製のパックス弁は、逆流が生じると、振動やウォータハンマを発生させ、配管や配管溶接部を損傷するため、蓄圧タンク水張ライン弁周辺の配管が損傷する事象が発生している。

日本でも当該部に同種の弁を使用しているプラントが一部あり、タンク水張時において蓄圧タンク間移送運用をしないようにすることが有効である。

(2) 低圧抽出ライン止め弁仕様変更対策

ケロテスト社製のパックス弁は、逆流が生じると、振動やウォータハンマを発生させ、配管や配管溶接部を損傷するため、低圧抽出ライン止め弁ライン配管が損傷する事象が発生している。

日本でも当該部に同種の弁を使用しているプラントが一部あり、玉型またはベローズシール弁への弁仕様の変更が有効である。

(3) ウォータハンマ対策

給水、補助給水、高圧注入ラインにおいて、前後に差圧のある逆止弁または電動弁の弁体シート部の漏洩により低圧配管側へ移動した高圧水が減圧沸騰したために水蒸気が発生する。この時発生した水蒸気が配管内に残留し、配管に低温の水が流入した時に蒸気が凝縮することが原因でウォータハンマが発生する事象が多い。

日本では、既にウォータハンマに対する十分な防止対策が採用されているが、電動弁を含む系統ラインの設計変更は、ウォータハンマの原因にな

ったり、周辺機器の健全性に影響をあたえるため、このような電動弁を含む系統ラインの設計変更時においては、今後も十分な設計検討が重要である。

4.2 一般的再発防止策の考察

以上に原子力発電所において教訓を反映するように具体的な再発防止策を示したが、振動に起因する不具合事象は、設計・製造・運用・保守等の各原子力発電所の環境条件に大きく影響されるため、以下に不具合防止に係る一般的考察も具体的考察に合わせて示す。

4.2.1 設計面

経験に基づく技術進歩によって、設計・製作規格等の基準の見直しが行われるが、不具合が発生する機器は、古い規格のものが多いと考えられるがさらに分析する必要がある。

このため、基準等の見直しにあたっては、機器への反映が重要となると考えられる。

また、電気計装部品のはんだ付け等の非強度部材の疲労による局所的な損傷がシステム全体に影響をあたえることが多いため、設計にあたってはこのような非強度部材についても十分検討する必要がある。

さらに、継手部においては、ソケット溶接が許されているが、一般に疲労強度は低く、特にルート部溶込不良時には極端に信頼性が低いために、旧設計のプラントであっても突合わせ溶接に変更するのが望ましい。

4.2.2 運用・保守

振動に起因する不具合の損傷メカニズムとして多い疲労損傷の発生部位では溶接部が多く、流体振動・圧力変動・温度変動・共振等が複合的に作用している場合が多いと考えられる。

このため、配管の分岐部・継ぎ手部の振動調査・流体状況調査に基づく不具合発生防止対策を計画的に行うことが機器の健全性の維持につながると考えられる。

5. まとめ

振動等のサイクル応力に起因する不具合はプラントの安全で効率的な運転に影響をあたえることが多い。このため、振動等のサイクル応力に起因する不具合事象の調査分析および海外文献の調査を行った。

不具合事象がプラント出力に与える影響の観点から主給水制御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プラントの安全性に及ぼす影響については、ウォータハンマが重要であることが明らかになった。

このような調査分析結果から同種の不具合の発生を避けるために、次の再発防止対策を考案した。

- (1) 設備面
 - a. 化学体積制御系抽出ライン制御弁・オリフィス下流配管のキャビテーション対策
 - b. 低圧抽出ライン止め弁仕様変更対策
 - c. ウォータハンマ対策
 - (2) 運用管理面
 - 蓄圧タンク水張ライン弁運用対策
- 国内の原子力発電所において現状における対策と

本研究報告の再発防止対策について比較検討されることを推奨する。

文献

- (1) 富岡立行ほか，原子力プラント停止中における不具合事象の分析，INSS JOURNAL No.2，159 - 168，1995
- (2) 麻坂顯一ほか，非常用炉心冷却系（ECCS）作動事象の分析，INSS JOURNAL No.2，169 - 179，1995
- (3) 木田正則ほか，原子力発電所における弁不具合事象の分析，INSS JOURNAL No.3，177 - 185，1996
- (4) Code of Federal Regulation (CFR) Title 10 Part 50.73 (a)(2)()
- (5) 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
- (6) NRC原子炉規制局が発行する通知
- (7) NRCが1954年原子力法第182条a項に基づき発行する通達
- (8) NRC原子力規制局がCode of Federal Regulation (CFR) Title 10 Part 50.54 (f) に基づき発行する文書