

# 軽水炉の熱疲労による不具合事象の分析

## Analysis of Thermal Fatigue Events in Light Water Reactors

奥田 恭令 (Yasunori Okuda)\*

**要約** 軽水炉の熱疲労による不具合事象は、発電停止に至る冷却材圧力バウンダリの配管に、貫通クラックを発生させる重要事象の一つであり、国内外で数々の報告がなされている。

本稿では、これまでに報告された国内外の軽水炉の事故報告から、熱疲労による不具合事象に関するものを収集し、分析を行った。

その結果、熱疲労による不具合事象は、発生形態から7パターンに分類でき、軽水炉のうち加圧水型炉(PWR)では、沸騰水型炉(BWR)と比較して、その発生傾向は経年的傾向を示すことが明らかとなった。

プラントの高経年化において、運転年数の長期化、または設備改造に伴う熱疲労による不具合事象の発生を予防するためには、局所的な熱疲労の発生部位の正確な把握と、疲労状況のモニタリングが今後の課題である。

**キーワード** 熱疲労, キャビティフロー, サーマルストライピング, 熱成層

**Abstract** Thermal fatigue events, which may cause shutdown of nuclear power stations by wall-through-crack of pipes of RCRB (Reactor Coolant Pressure Boundary), are reported by licensees in foreign countries as well as in Japan. In this paper, thermal fatigue events reported in anomalies reports of light water reactors inside and outside of Japan are investigated.

As a result, it is clarified that the thermal fatigue events can be classified in seven patterns by their characteristics, and the trend of the occurrence of the events in PWRs (Pressurized Water Reactors) has stronger co-relation to operation hours than that in BWRs (Boiling Water Reactors). Also, it is concluded that precise identification of locations where thermal fatigue occurs and its monitoring are important to prevent the thermal fatigue events by aging or miss modification.

**Keywords** Thermal fatigue, turbulence penetration, thermal striping, thermal stratification.

## 1. はじめに

国内外の軽水炉の事故・故障状況から教訓を学び、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。われわれは、これまで「重要事象に関わる信頼性向上の研究」として「非常用炉心冷却系(ECCS)作動事象の分析」<sup>(1)</sup>「原子力発電所における水撃事象の分析」<sup>(2)</sup>等を実施してきた。

本稿では、経年的要因や設計不良により、冷却材圧力バウンダリの配管に貫通クラックを発生させ、運転停止を余儀なくさせる原因の一つである熱疲労による不具合事象に関する調査分析を実施した。

これまで、軽水炉で発生した熱疲労による不具合事象については、多くの分析が行われてきた。

米国原子力規制委員会(NRC)は、1979年に給水配管の熱疲労事象に対する分析結果をまとめ<sup>(3)</sup>、その後も米国原子力発電所で主要な事象が発生する度に多くの報告書等を発行してきた。<sup>(4-13)</sup>

特に1988年に発行したNUREG/CR-6582<sup>(13)</sup>ではPWRにおける一次系からの漏洩事象について、熱疲労を含めて調査し、傾向分析をまとめている。

次に1992年、BUSH S.H.は、熱疲労や応力腐食割れを含め配管の損傷事例について検討し、ASME Code Sec.XIの改訂案を示した。<sup>(16)</sup>

また1998年に開催された国際会議では、各国の主

\* (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

要研究成果の報告がされた。(17)

国内では、1999年に小林により、熱疲労においては、高サイクル疲労の原因となる熱成層化等の現象に注目する必要があることが指摘されている。(18)

1999年に日本原子力学会では、経年変化現象と熱流動に関する研究開発の現状をとりまとめ体系化した。(19)

本稿では、上記のような分析の状況を踏まえ、われわれのデータベース(20)等を使用することにより、軽水炉で経験した熱疲労による不具合事象を調査し、損傷の状況、原因と対策、および運転開始からの運転年数について整理分類を行い、熱疲労による不具合事象のパターン分類とその発生傾向について、暦年および運転年数別の分析を行い、再発防止上での課題を提言する。

## 2. 分析の方法

### 2.1 情報元

分析に使用した事故・故障情報の情報元は次のとおりである。

- 米国NRCの日報（DR：Daily Events Report）
- 米国電気事業者の事故報告書（LER：Licensee Event Reports）
- IAEA国際原子力発電所事故評価尺度（INES）に基づく情報
- 学会・国際会議における原子力発電所事故・故障情報
- 国内各電力会社プレス発表

### 2.2 熱疲労による不具合事象に対する調査

1970年から1999年までの国内外原子力発電所の事故・故障情報について前述の情報元にもとづき、次の項目について調査を実施した。

- ・発生プラント、および発生発見日
- ・発生時の運転状況、および損傷の状況
- ・熱疲労損傷の発生原因
- ・当該電力会社が実施した再発防止対策

### 2.3 熱疲労による不具合事象の経年変化調査

近年の発生状況を把握し、事象の継続性をみるために、入手した不具合事象の発生日月日から、暦年別発生率を算定し、PWRとBWRの比較を行った。

次に運転年数別発生率について整理を行い、PWRとBWRの発生状況の比較、および経年的傾向の有無について分析を行った。

具体的には、事象の発生発見日までの運転年数を、0～30年まで5年毎に6グループに分類し、それぞれのグループに当該する事象の件数を、グループに属する稼働炉数の累積で除して発生率を算定した。

### 2.4 熱疲労による不具合事象の分類

入手した情報から、温度変化の要因、機器の状態、発生時の特徴について整理のうえ、パターン分類を行い熱疲労による不具合事象の特徴を明確にした。さらに各パターンの発生状況を整理し、考察を行い再発防止上の課題について検討を行った。

## 3. 結果と考察

### 3.1 熱疲労による不具合事象の調査結果

調査の結果、1970年から1999年の間に発生した54件の事象を収集した。炉型別の事象の内訳を図-1に示す。

図に示すようにPWRは33件(61%)で、件数的にはBWRの21件(39%)と比較して多い結果となった。合計発生率としては、PWRが0.117[件/炉]、BWRが0.194[件/炉]で、BWRが高い結果となった。

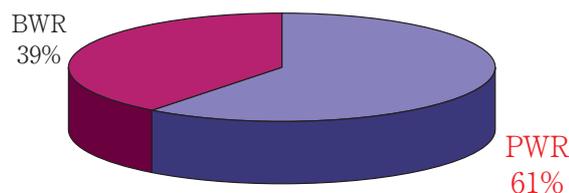


図1 炉型別熱疲労事象の状況

### 3.2 熱疲労による不具合事象の傾向分析結果

#### 3.2.1 暦年発生率

PWRとBWRを区別して暦年別にプロットし、直線近似（一次近似）した結果を図2, 3に示す。

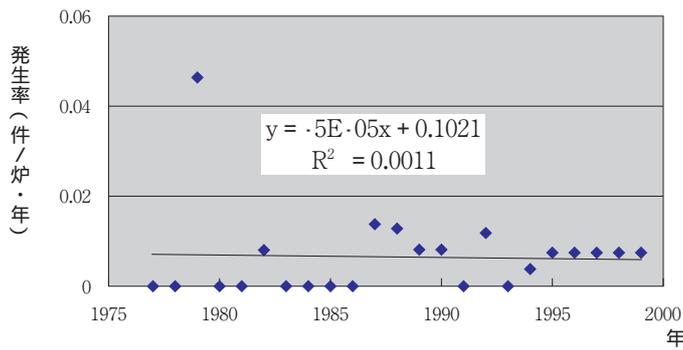


図2 発生年別発生率の推移 (PWR)

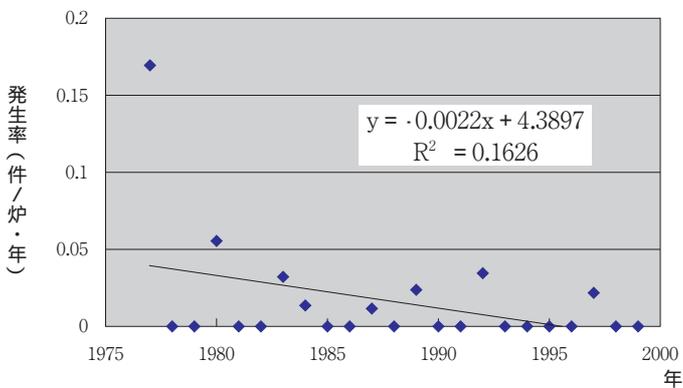


図3 発生年別発生率の推移 (BWR)

図に示すように発生傾向的には、PWR, BWRともに減少傾向にあるが、BWRの傾きが-0.0022[件/炉・年]であるのに対して、PWRはほぼ安定であり、減少傾向が弱い。

#### 3.2.2 運転年数別発生率

PWRとBWRを区別して運転年数別に発生率をプロットした結果を図-4, 5に示す。

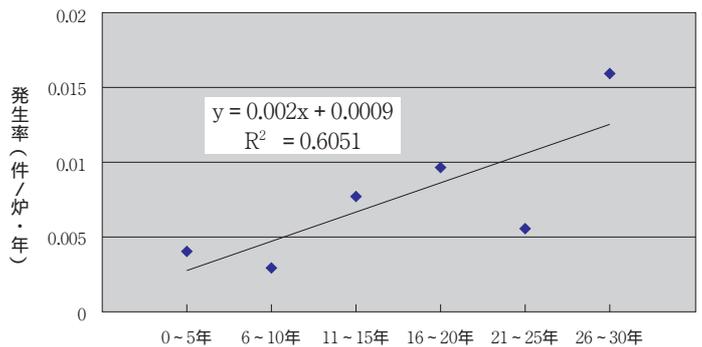


図4 運転年数別発生率の傾向 (PWR)

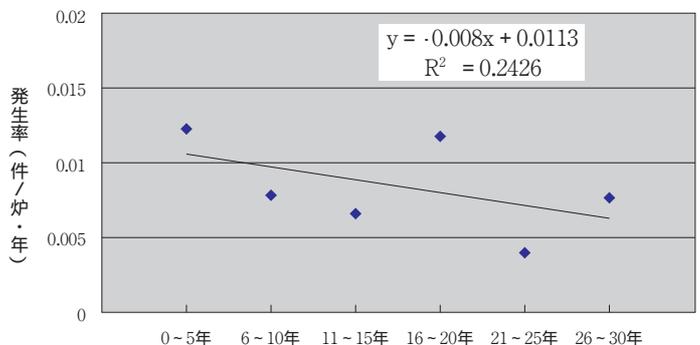


図5 運転年数別発生率の傾向 (BWR)

図に示すように、PWRでは熱疲労による不具合事象の発生状況は経年的傾向を示し、一次近似の結果としては、PWRの傾きが0.002[件/炉・年]となっており、PWRに経年傾向が見られる。

### 3.3 熱疲労による不具合事象の分類

パターン分類の結果を図6, 7に示す。

54件について、熱疲労による不具合事象の状況を把握し各不具合事象が全て一過性のものなのか、または共通的な要因によるものなのかを判断するために、温度変化の要因、機器の状態、発生時の特徴について整理を行った。

今回収集した情報には、熱疲労につながる温度変化としては、2種類が存在する。

即ち、一つが「低温水と高温水の接触」であり、もう一つが「系統全体の温度変化」である。

さらにそのような温度変化の要因となる機器の不具合があったかどうかについて、細分化した。

次に機器が正常な状態での低温水と高温水の接触が生じた不具合事象の特徴には二つあり、一つは「主配管から枝配管への流れ込み」もう一つは「温度差のある系統の合流」である。前者の場合を「パターン1」とした。後者については、さらに合流の結果「温水と冷水が混合」する場合と「温水と冷水が分離」する場合に細分化でき、前者を「パターン2」、後者を「パターン3」とした。

次に機器の不具合によって低温水と高温水の接触が生じた不具合事象の特徴には二つあり、一つは「温度差のある系統をしゃ断する弁の漏れ」ともう一つは「熱交換器胴変形に伴うスイッチング現象」である。前者については、さらに弁からの漏えいの形態により、弁のシート漏れとグランド漏れに細分化

されるため、前者を「パターン4」、後者を「パターン5」とした。また熱交換器胴変形に伴うスイッチング現象については、「パターン6」とした。

機器が正常な状態で、系統全体の温度変化が生じ、熱疲労に至った事象については、本来全て設計上考慮されておく必要があるため、設計基準からの逸脱という分類として、一つのパターンにまとめ「パターン7」とした。

しかし、機器の不具合によって、系統全体の温度変化が生じ、熱疲労による不具合事象に至った事例は存在しなかったため、分類から除外した。

以上のように各不具合事象は、共通的な要因で分類できることが分かった。

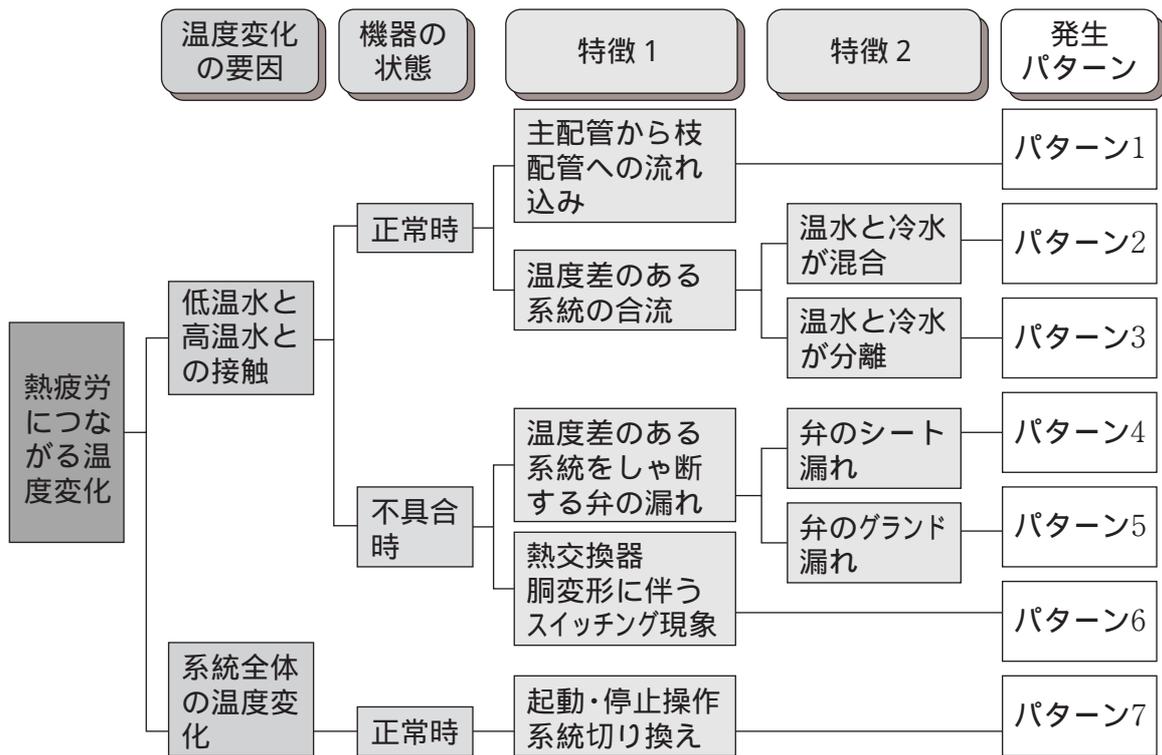


図6 PWRの熱疲労による不具合事象発生状況の分類方法

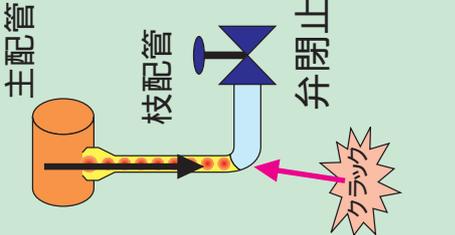
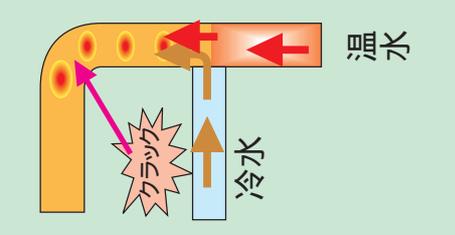
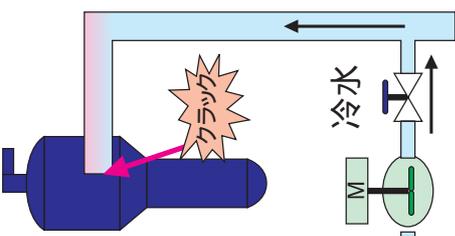
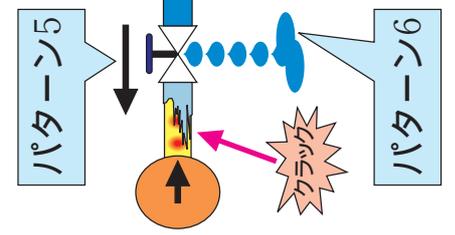
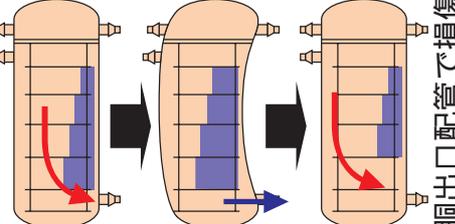
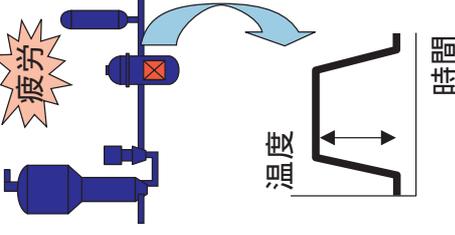
<p>パターン分類</p>	<p>パターン1 系統構成による「主配管から枝配管への流れ込み」</p>	<p>パターン2 低温水と高温水の合流（混合）</p>	<p>パターン3 低温水と高温水の合流（分離）</p>	<p>パターン4、5 「弁のリーク」による温度差のある流体の混合</p>	<p>パターン6 熱交換器の変形による「スイング現象」</p>	<p>パターン7 「起動・停止」による加熱・冷却その他系統切替等</p>
<p>説明図</p>						
<p>物理現象</p>	<p>熱成層</p>	<p>温度ゆらぎ</p>	<p>熱成層</p>	<p>熱成層</p>	<p>温度ゆらぎ</p>	<p>熱サイクル</p>

図7 分類項目毎のPWR熱疲労による不具合事象発生状況の図解

### 3.3 考察

#### 3.3.1 パターン別不具合事象発生状況

パターン別の熱疲労による不具合事象の発生状況を図 - 8, 9に示す。

#### 3.3.2 パターン別発生状況の考察

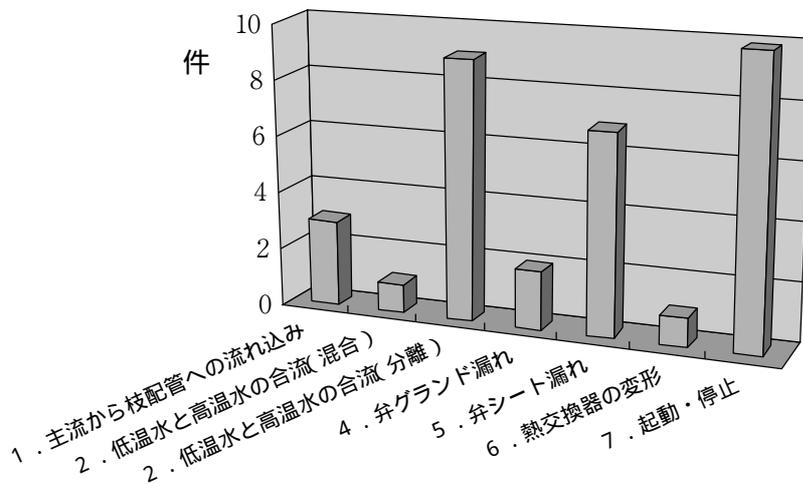


図8 パターン別熱疲労による不具合事象 (PWR)

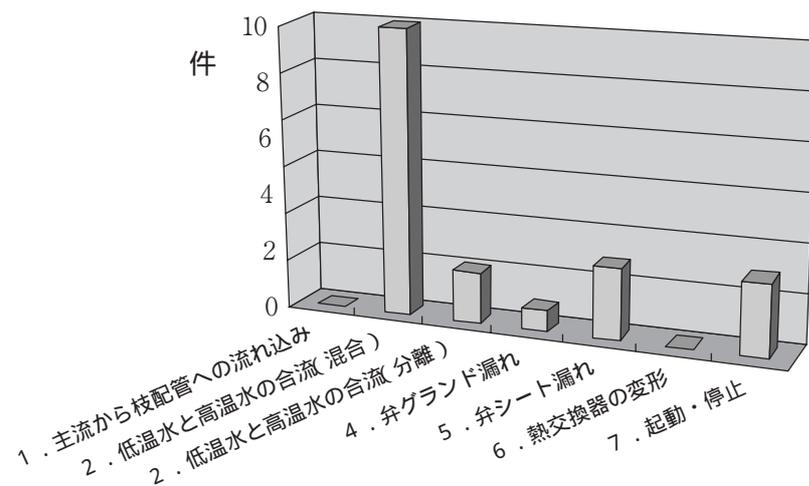


図9 パターン別熱疲労による不具合事象 (BWR)

#### 3.3.2.1 パターン1 系統構成による「主配管から枝配管への流れ込み」

##### (1) 不具合事象の概要と代表事例

このパターンは、主配管を流れる高温水が、低温水の滞留している枝配管に流れ込み、両者の境界層が周期的に変化することにより、枝配管内面の温度が周期的に変化して、熱疲労を起こす現象であり、我が国では「キャピティーフロー」と称され<sup>(14)</sup>、米国では「Turbulence Penetration」と呼ばれた<sup>(13)</sup>。

国内では、1999年に美浜2号機余剰抽出配管からの漏えいに対する原因調査において、この現象による熱疲労損傷が確認された。

##### (2) 不具合事象の発生状況

PWRでのみ全部で3件発生している。発生部位は一次冷却系 (RCS) コールドレグ側ドレン系統, RCSクロスオーバーレグ側ドレン系統, 及びRCSと余熱除去系統 (RHRS) 接続部である。特に枝配管の温水と冷水との混合域に残留応力のある溶接部や、曲げ加工が存在した場合に損傷に至っている。

##### (3) PWRの経年的傾向

パターンに対するPWRの運転年数別発生率を図 - 10に示す。報告された3件のうち1件は、運転開始22年後に当該配管を取り替えており、その後

5年後に不具合事象が発生しているが、残りの2件については、運転開始後21年目及び25年目（推定）で発生するまで、当該部に対する不具合事象を見つけてはできなかった。また発生部位が溶接部や曲管部等熱影響部で発生していることから、熱影響部の残留応力がどの程度かに依存するため、経年的要素はないと考えられる。

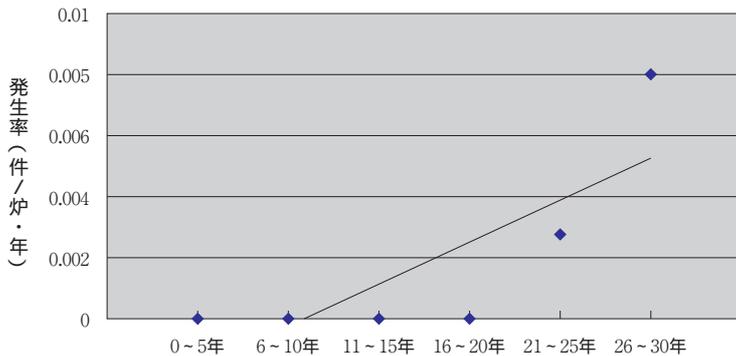


図10 PWR運転年数別発生率（パターン1）

### 3.3.2.2 パターン2 「低温水と高温水の合流（混合）」

#### (1) 不具合事象の概要と代表事例

このパターンは、互いに流れのある二つの配管の合流部で、低温水と高温水が合流し、両者が完全に混合するまでの間の混合領域において、低温水と高温水の影響による「温度ゆらぎ」が、数Hzから数百kHzの周期で配管内面で発生し、熱疲労を起こす現象である。

この現象は、「Thermal Striping」と呼ばれ、現在も研究がさかんに行われている。我が国でも「サーマルストライピング」と称されている。<sup>(15)</sup>

1998年に仏国Civaux 1号機の余熱除去系で、余熱除去クーラ出口ラインと同バイパスラインの合流部下流側エルボ溶接部で、試運転中という供用開始後比較的短時間で、割れに至ったという事例がある。<sup>(13)</sup>

#### (2) 不具合事象の発生状況

BWRの中で最も多く、21件中12件（57%）発生している。これはASEA-ATOM製の特殊なBWRに

おいて、1980年から1983年にかけて、給水系と原子炉冷却材浄化系の合流部で発生したものと、国内BWRで1977年から1983年にかけて、制御棒駆動用水戻りノズル部や給水ノズル、循環水ポンプケーシングカバーで見つかったものである。ASEA-ATOM社製の不具合については、特殊なケースとして整理でき、また国内BWRについてもすべて改造等の対策が取られている。

PWRは前述のCivaux 1号機の1件だけであり、国内のPWRとは施工が異なることから同種の不具合は発生しないものと考えられる。

また損傷部位については、ノズル等構造的に弱い部分や溶接部等熱影響の受けやすい部分で発生している。

### 3.3.2.3 パターン3 「低温水と高温水の合流（分離）」

#### (1) 不具合事象の概要と代表事例

このパターンは、系統構成や配管の配置状況と配管内の流速が低速であるときや滞留している条件が重なることにより、低温水と高温水が分離し、熱成層化した結果、その温度境界層が流れの変動につれて変化することで、配管内面の温度が変化し、熱疲労を起こす現象で、「Thermal Stratification」と呼ばれた。我が国では「熱成層」現象と称されている。

この現象の代表例としては、1990年にBeaver Valley 1号機で、補助給水系から高温の蒸気発生器（SG）に低流量で連続して冷水を注入中に、蒸気発生器に至る水平な給水配管内で発生していることが確認された。<sup>(22)</sup>

#### (2) 不具合事象の発生状況

PWRで2番目に発生件数が多く、蒸気発生器に接続される給水系の水平管内でクラックが発見された不具合事象が、1977年から1980年にかけて7件、最近でも1992年に2件発生しており、PWRの33件中9件（27%）を占めている。その原因としては、運転開始初期の運転実績が浅い段階で、起動・停止時に

SGへ冷水を間欠的に注入したり、低流量で連続して注入した結果、熱成層の発生を招いたものである。BWRでも2件の報告がある。

### 3.3.2.4 パターン4 弁のリークによる温度差のある流体の混合（グランド漏れ型）

#### (1) 不具合事象の概要と代表事例

弁の封水部は「グランド」と呼ばれ、そこから弁の外に流体が漏えいすることは「グランド漏れ」と呼ばれている。このパターンでは、グランド漏れの程度が変化することにより、温度変化が起こり、弁のボンネットや弁近傍の溶接部等で熱疲労が発生するものである。このパターンの代表的な事例としては、1988年に玄海1号機<sup>(17)</sup>で、RHRS入口隔離弁グランド部からのリークにより、通常低温水が滞留している当該水平配管の上部にRCSからの高温水が流入して、その結果弁体の膨張により、シート部の間隙が小さくなって、グランド漏れが少なくなり、再度弁体の冷却により間隙が大きくなって、グランド漏れが増加するという周期的な現象の結果、当該隔離弁の上流側の配管エルボ部における溶接頂部で熱疲労が起こった不具合事象が挙げられる。

#### (2) 不具合事象の発生状況

PWRでは、上述の玄海1号機を含め2件、BWRでも1件と件数的には少ない。全ての事象で、事前に格納容器サンプの水位上昇でグランド漏れの兆候が見られている。

### 3.3.2.5 パターン5 弁のリークによる温度差のある流体の混合（シート漏れ型）

#### (1) 不具合事象の概要と代表事例

このパターンは、パターン4とは異なり、弁のシート漏れにより、配管内に温度変化が発生し、熱疲労に至るものである。

代表的な事例として、1987年に米国Farley 2号機

で発見<sup>(23)</sup>されたECCS配管の漏えいに対する原因調査の過程で、逆止弁のシート漏れにより高温水と低温水が周期的に混ざり合うことで、配管内面において温度変化が発生し、熱疲労に至ったという不具合事象がある。

#### (2) 不具合事象の発生状況

PWRが33件中7件（21%）、BWRが21件中3件（14%）発生している。このパターンの不具合事象が多い理由としては、弁のシート漏れという現象が運転監視上見つけにくいことに起因していると考えられる。内訳としては、PWRでは、7件中5件がRCSとECCSとの接続する仕切弁・逆上弁のシート漏れ、加圧器スプレー弁のシート漏れが1件、RCSのドレン弁が1件と、全てRCS接続部で発生している。一方、BWRでは高圧注入系が1件、原子炉隔離時冷却系が1件、そして小口径配管の弁シート漏れに対する注意喚起が1件となっており、特定の系統への偏りはない。この点については、PWRはRCSの系統圧が高いために、RCSに接続するECCS等待機系の枝配管部において、熱疲労を受けやすい環境にあると考察できる。特にECCS配管については、PWRはすべて、RCSの枝配管として構成されているのに対し、BWRは改良型BWRの余熱除去系注入ラインを除き、直接原子炉圧力容器に接続されており、器内圧も低く、熱疲労の影響を受けにくい環境と言える。

### 3.3.2.6 パターン6 熱交換器の変形によるスイッチング現象

#### (1) 不具合事象の概要と代表事例

このパターンは、これまでのような一般的な分類ではなく、内筒を持つ熱交換器固有の現象で、1999年敦賀2号機で世界で初めて確認された。<sup>(24)</sup>内筒を持つという特殊な形状の熱交換器で、上側のパイパス流が大きい場合、下側に冷たい水の層が徐々に大きくなり、熱交換器の胴が上下の温度差により反り返り、それまで比較的温かい水が流れていたのが、ある限度を超えると、冷たい水が流れ出し、それを

周期的に繰り返すことにより、下流側配管に熱疲労が生じたものである。

3.3.2.7 パターン7 起動・停止

(1) 不具合事象の概要と代表事例

このパターンは、通常の運転や事故に伴い、系統全体の温度変化による熱応力を受けることによる熱疲労である。これについては、各国で設計上の基準が整備されており、例えば日本においては通商産業省告示第501号「発電用原子力設備に関する構造等の技術基準」(以下、告示501号)があるが、この基準に対する逸脱が原因で、熱疲労による損傷に至る事象である。国内の例は1989年に福島第一発電所1号機において、蒸気乾燥器ドレンチャンネルで不具合が発生したことが報告されている。<sup>(25)</sup>

海外では、1987年に米国Trojan発電所で、昇温時および降温時に加圧器サージラインの配管が動いたため、配管ホイップ防止構造物の配管クランプに予期しない回転が発生した事例などがある。<sup>(27)</sup>

(2) 不具合事象の発生状況

件数的に見た場合には、PWRの中で最も多く、33件中10件(30%)であった。またBWRでも21件中3件(14%)で比較的割合が高い。合計では54件中13件(24%)である。

これは熱疲労による不具合事象として、報告されているものの半数近くが、本来設計上想定し得る熱疲労に対し、対応が不十分であったことを示している。

これに対し、国内のプラントでは、前述のとおり1

件のみである。これは告示501号に基づく技術基準にもとづく設計・施工の妥当性を示すとともに、我が国の品質管理の高さを証明するものであると考える。

(3) PWRの経年的傾向

運転年数別発生率で経年的傾向を示したPWRについて、パターン7の状況を整理した結果を図-11に示す。

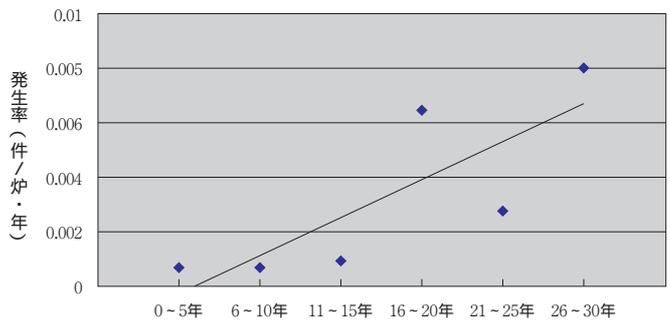


図11 PWR運転年数別発生率(パターン7)

図に示すとおり、パターン7では経年的傾向を示すことが明らかとなった。

PWRのパターン7の損傷場所と発生までの運転年数、及び経年的要素の有無について、表-1に示す。

その結果、過去の事例としては、経年的傾向を示すものの、今後将来において、経年的対策が必要と考えられるのは、RCPサーマルバリアであると考えられる。

国内では、RCPの型式によっては冷却材による加熱の影響を受けないような配慮がなされている。ま

	損傷場所	件数	運転年数	経年的要素
1	蒸気発生器上部胴円錐の円周溶接部	3	1~18	当該プラント固有の給水リング位置
2	加圧器付属配管	2	11~17	運転操作
3	サーマルスリーブセーフエンド	2	10~23	B&W型の再生熱交換器を有しないプラントで発生
4	RCPサーマルバリア	2	26*1	封水による冷却と冷却材による加熱
5	化学体積制御系充てん配管	1	18	詳細不明

\* 1 1件の発生年月日は不明

表-1 PWRパターン7に対する不具合事象の発生状況

た、当該箇所は定検時に点検されており、その健全性は維持されていると言える。しかし、今後とも注意を払う必要があると考える。

#### 4. 再発防止上の検討

##### 4.1 パターン1 系統構成による「主配管から枝配管への流れ込み」

このパターンの特徴は、系統を運転中、見かけ上正常な運転パラメータを示しながら、局所的にかつ徐々に配管が熱疲労により劣化することである。このパターンの3事象において、運転パラメータや特別な監視システムにより事前に、兆候が確認された事例はなかった。現状の原子力発電所では、このパターンの現象がどこで発生し、漏洩につながる程度かどうか連続的にモニタリングされていない。

従って、キャピティーフローの現象の解明と、熱疲労の発生する可能性のある熱影響部（溶接部等）の正確な把握、供用期間中におけるクラック進展予測評価及びその結果にもとづく、不具合発生可能性部位の排除が今後の課題である。

##### 4.2 パターン2 「低温水と高温水の合流（混合）」

このパターンもパターン1と同様に一見正常な系統の局所的な部位で発生する熱疲労の一種である。特にサーマルストライピングは、未だ現象が十分解明されていない部分があり、今後、現象の解明と、熱疲労の発生する可能性のある熱影響部（溶接部等）の正確な把握、供用期間中におけるクラック進展予測評価及びその結果にもとづく、不具合発生可能性部位の排除が今後の課題である。

##### 4.3 パターン3 「低温水と高温水の合流（分離）」

運転開始当初、PWRで補助給水ポンプによる間欠的な冷水注入操作がなされていたことに起因しており、現在は、間欠注入しないように運用変更がなされており、再発の恐れはないと考えられる。なお、

BWRについては、全てプラント固有の事象であり、反映すべき事項はないと考えられる。

##### 4.4 パターン4 弁のリークによる温度差のある流体の混合（グランド漏れ型）

7パターンの内、唯一兆候が把握できるものである。国内においては、定検時に主要弁のグランド部の点検がなされており、再発の可能性は低いと考えられるが、今後とも防止に向け継続的な対応が必要であると考えられる。

##### 4.5 パターン5 弁のリークによる温度差のある流体の混合（シート漏れ型）

中森の報告<sup>(26)</sup>によれば、国内約100カ所の調査結果から、弁シート漏れの最大量は、せいぜい10kg/h程度であり、熱疲労を起こすしきい値として考えられる100～200kg/hに対して十分低いことから、再発の可能性は低いと考えられる。国内においては、定検時に弁シート漏れに対する点検が行われているが、今後も再発防止のための継続的な対応が必要と考えられる。

##### 4.6 パターン6 熱交換器の変形によるスITCHING現象

敦賀2号機の事故の後、同種の熱交換器を有する高浜3、4号機、川内1、2号機、泊1、2号機の健全性が確認され、さらに再発防止のため、類似箇所の点検等再発防止対策が順次実施されており、再発の恐れはないと考えられる。

しかし、設計段階で予期し得なかった熱交換器の挙動の結果、熱疲労損傷へと発展した不具合事象であるため、設計レビューが形骸化しないようなくみづくりが今後の課題である。

##### 4.7 パターン7 起動・停止

このパターンにおいて実際に発生した報告があったのは、国内では1件のみであったが、海外で発生した箇所についても、国内では定検時に点検を実施

しており、再発の可能性は低いことが確認できた。今後も再発防止のため、冷却率・加熱率の遵守を徹底するとともに、ECCSの作動による冷水注入や加熱率・冷却率の超過といった大きな過渡変化の際には、応力評価により設計想定を超えていないことを確認することに対する義務付けが今後の課題である。

また経年的要因の強いRCPサーマルバリアについては、国内ではその型式の相違や定期検査での対応により発生可能性は低いが、今後とも注意を払う必要があると考える。

## 5. おわりに

国内外原子力発電所の事故・故障情報に対し、熱疲労不具合事象に着目して関連する情報を整理し、その結果から発生状況のパターン分類と経年的傾向と再発防止対策に対する検討を実施した。以下に得られた結果について述べる。

- (1) 熱疲労事象全54件のうちPWRはその61% (33件) を占めるが、合計発生率ではBWRの方が高い。
- (2) 暦年別発生率は減少傾向にあるものの、PWRの方が減少率が低い。また運転年数別発生率における推定発生率では、PWRは経年的傾向を示している。
- (3) 熱疲労の原因から、7パターンに分類でき、件数別に見た場合には、PWR・BWRともパターン7「起動・停止」が比較的多い。それ以外でもPWR・BWRともパターン5「弁のリークによる温度差のある流体の混合(シート漏れ型)」が多く、弁シートリークの対応の困難さを示している。また運転初期の不具合として、PWR・BWRともに給水系において、PWRではパターン3「低温水と高温水の合流(分離)」が多く、BWRではパターン2「低温水と高温水の合流(混合)」が多い。
- (4) 各パターン毎の分析結果から再発防止のための今後の課題として次のものが挙げられる。
  - a. パターン1「主流から枝配管への流れ込み」及びパターン2「低温水と高温水の合流(混合)」については、低温水と高温水の混合領域の予測技術の確立及び混合領域における溶接部の排除
  - b. 熱疲労発生状況モニタリング技術の確立
  - c. 新設計レビューの体制の確立
  - d. 熱疲労現象を回避するための運転操作方法の確立
  - e. 弁のグランド漏れ・シート漏れに対する早期対応と補修時の熱疲労評価の実施

## 謝辞

本調査の実施に当たり、当研究所潜在事象プロジェクト小林主査、並びに中村副主任研究員、佐々木副主任研究員には、貴重な助言とご指導を頂きました。ここに記して感謝の意を表します。

## 文献

- (1) 麻坂 顯一 加藤 啓之 木田 正則 原 信一 熊田 雅充, 非常用炉心冷却系 (ECCS) 作動事象の分析, INSS JOURNAL No.2, pp.169-179 (1995).
- (2) 佐藤 正啓 柳 千裕, 原子力発電所における水撃事象の分析, INSS JOURNAL No.6, pp.103-112 (1999).
- (3) NRC, Cracking in Feedwater System Piping, Bulletin 79-13 (1979).
- (4) NRC, Cracking in Piping of Makeup Coolant Line at B&W Plants, Information Notice 82-09 (1982).
- (5) NRC, Piping Thermal Deflection Induced by Stratified Flow, Information Notice 84-87 (1984).
- (6) NRC, Safety Injection Pipe Failure, Information Notice 88-01 (1988).
- (7) NRC, Unexpectes Piping Movement Attributed to Thermal Stratification, Information Notice 88-80 (1988).
- (8) NRC, Unisolable Crack in High Pressure Injection Piping, Information Notice 97-46 (1997).
- (9) NRC, Thermal Stresses in Piping Connected to Reactor Coolant System, Bulletin 88-08

- (1988) .
- ( 10 ) NRC , Pressurizer Surge Line Thermal Stratification , Bulletin 88-11 ( 1988 ) .
- ( 11 ) NRC , Resolution of Generic Issue 69 : High Pressure Injection /Makeup Nozzle Cracking in Babcock and Wilcox Plants , Generic Letter 85-20 ( 1985 ) .
- ( 12 ) NRC , Review of Industry Efforts to Manage Pressurized/Water Reactor Feed water Nozzle, Piping, and Feeding Cracking and Wall Thinning , NUREG/CR-6456 ( 1997 ) .
- ( 13 ) NRC , NRC Assessment of Pressurized Water Reactor Primary System leaks , NUREG /CR-6582 ( 1999 ) .
- ( 14 ) 中森 信夫 ( 三菱重工 ) 他 , 枝管内における熱成層現象 , 第30回日本伝熱シンポジウム , 講演論文集Vol.2 pp.654-648 ( 1993 ) .
- ( 15 ) 日本原子力学会 , 「経年変化と熱流動」特別専門委員会 , 原子力プラントの経年変化と熱流動 , pp80-131 ( 1999 ) .
- ( 16 ) BUSH. S. H. ( Pacific Northwest Lab., WA ) , Failure Mechanism in Nuclear Power Plant Systems , Tarans ASME J Pressuer Vessel Technol Vol.114 , No.4 , pp.389-395 ( 1992 ) .  
ISPN/OECD-NEA/WANO
- ( 17 ) ISPN/OECD-NEA/WANO , Experience with Thermal Fatigue in LWR Piping Caused by Mixing and Stratification , Specialists Meeting Proceedings Paris,France 8-10 June 1998 , 予稿集 ( 1998 ) .
- ( 18 ) 小林 英男 ( 東工大 ) , 配管のトラブル対策 配管の熱疲労と振動疲労の損傷事例と教訓 , 高圧ガス Vol . 36 , No.8 , pp.701 707 ( 1999 ) .
- ( 19 ) 日本原子力学会 「経年変化と熱流動」特別専門委員会 , 原子力プラントの経年変化と熱流動 ( 1999 ) .
- ( 20 ) 奥田 恭令 柳 千裕 , 原子力発電所技術情報に関するデータベースの構築について , INSS JOURNAL No.6 , pp.195-201 ( 1999 ) .
- ( 21 ) IAEAホームページ , What is PRIS ? , <http://www.iaea.or.at/programmes/a2/what.html>.
- ( 22 ) NRC , Thermal Stratification in Feedwater System Piping , Information Notice 91-38( 1991 )
- ( 23 ) NRC , Thermal Stresses in Piping Connected to Reactor Cooling Systems , Bulletin 88-8( 1988 ).
- ( 24 ) 日本原子力発電 ( 株 ) , 敦賀発電所2号機一次冷却水漏えいに係る原因と対策について , 1999年10月25日付プレス発表[http://www.japc.co.jp/Today/Today\\_h/111025.htm](http://www.japc.co.jp/Today/Today_h/111025.htm).
- ( 25 ) 通商産業省資源エネルギー庁公益事業部原子力発電安全管理課 , 原子力発電所運転管理年報平成2年版 , pp.349-350 ( 1990 ) .
- ( 26 ) 中森 信夫 ( 三菱重工 ) 他 , Research on Thermal Stratification in Unisolable of Reactor Coolant Pressure Boundary , ISPN / OECD - NEA / WANO , Experience with Thermal Fatigue in LWR Piping Caused by Mixing and Stratification , Specialists Meeting Proceedings Paris,France 8-10 June 1998 , 予稿集 , pp.229-240.
- ( 27 ) NRC , Unexpected Piping Movement Attributed to Thermal Stratification , Information Notice 88-80 ( 1988 ) .