

PWR 炉内構造物等点検評価ガイドライン  
[ベアメタル目視試験]  
(第1版)

2026年4月

一般社団法人 原子力エネルギー協議会  
炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会

## 本ガイドの位置づけ

本ガイドライン（以下「本ガイド」）は、従前より(一社)原子力安全推進協会(以下、JANSI)が策定・管理してきた「PWR 炉内構造物等点検評価ガイドライン[ベアメタル目視試験]（第1版）」（以下「従来のガイド」）を原文のまま原子力エネルギー協議会（以下、ATENA）の管理体制下で引き継いで使用するものである。本ガイドの内容については、ATENA 炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会を経て改訂が決定されるまでの間、変更は行わない。

### 運用時期

本ガイドの運用開始日は 2026 年 4 月とする。

### 運用上の注意

1. 本ガイドは従来のガイドを踏襲したものであり、運用上の変更はない。
2. ATENA は必要に応じて、炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会を経て改訂しますが、その場合は別途改訂履歴を明示する。

本ガイドラインの情報等の取扱いについては、以下のとおりとする。

（免責）

ATENA、ATENA 従業員、会員、支援組織等本書の作成に関わる関係者（「ATENA 関係者」）は、本書の内容について、明示黙示を問わず、情報の完全性及び第三者の知的財産権の非侵害を含め、一切保証しない。ATENA 関係者は、本書の使用により使用者その他の第三者に生じた一切の損失、損害及び費用についてその責任を負わない。使用者は、自己の責任において本書を使用するものとする。

（権利帰属）

本書の著作権その他の知的財産権（「本件知的財産権」）は、ATENA に帰属する。本件知的財産権は、本書の使用者に移転せず、また、ATENA の承諾がない限り、本書の使用者には本件知的財産権に関する何らの権利も付与されない。

2026 年 4 月  
原子力エネルギー協議会

# PWR 炉内構造物等点検評価ガイドライン

[ベアメタル目視試験]

(第1版)

2021年3月

一般社団法人 原子力安全推進協会  
炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会

## はじめに

我が国の原子力発電所では、安全・安定運転を確保するため、炉内構造物等の健全性を確認あるいは保証することが、重要な課題となっています。本ガイドラインは、このような重要性に鑑み、損傷発生の可能性のある構造物について、点検・評価・補修等に関する要領を提案するものです。

2000年に(社)火力原子力発電技術協会に発足した「炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会」は、2007年より日本原子力技術協会に継承され、さらに2012年11月の日本原子力技術協会の改組に伴い、炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会は、原子力安全推進協会に発展的に継承され、活動を継続しています。また、検討会での審議を経て制定する「炉内構造物等点検評価ガイドライン」は、関係者の利便性向上を図るため、関連情報と併せ協会ホームページより公開しています。

本ガイドラインの策定にあたっては、常に最新知見を取り入れ、見直しを行っていくことを基本方針としています。この方針に則り、現行版の発行後も最新知見の調査および収集に努めることといたします。検討会では、点検評価ガイドライン(個別及び一般)の改訂審議の都度、国内外の運転実績に関する情報活用と、点検評価手法の在り方について議論を重ねており、その成果をガイドラインのなかにも反映しつつあります。今後も継続的な改善提案に取り組み、より効果的な保全活動への合理的な資源配分を目指すことも検討課題といたします。

原子力発電の位置づけは地球温暖化防止のためにも重要であり、その具体化施策として原子力発電所の長期的な安全・安定運転への期待は高まりつつあります。本ガイドラインが原子力産業界で活用され、原子力発電所の安全・安定運転の一助になることを期待しております。

最後に、本ガイドラインの制定にあたり、絶大なご助言を賜りました学識経験者、電力会社、メーカーの方々等、関係各位に深く感謝いたします。

2021年3月

炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会  
委員長 望月正人

# PWR 炉内構造物等点検評価ガイドライン

## 改訂履歴

ガイドライン名：ベアメタル目視試験

| 改訂年月    | 版    | 改訂内容 | 備考 |
|---------|------|------|----|
| 2021年3月 | 初版発行 | —    |    |
|         |      |      |    |
|         |      |      |    |
|         |      |      |    |
|         |      |      |    |
|         |      |      |    |
|         |      |      |    |
|         |      |      |    |
|         |      |      |    |

### ガイドラインの責任範囲

このガイドラインは、原子力安全推進協会に設置された炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会において、専門知識と関心を持つ委員と参加者による審議を経て制定されたものである。

原子力安全推進協会はガイドライン記載内容に対する説明責任を有するが、ガイドラインを使用することによって生じる問題に対して一切の責任を持たない。またガイドラインに従って行われた点検、評価、補修等の行為を承認・保証するものではない。

従って本ガイドラインの使用者は、本ガイドラインに関連した活動の結果発生する問題や第三者の知的財産権の侵害に対し補償する責任が使用者にあることを認識して、このガイドラインを使用する責任を持つ。

## 炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会 委員名簿

(2021年3月現在, 順不同, 敬称略)

|     |        |                     |
|-----|--------|---------------------|
| 委員長 | 望月 正人  | 大阪大学                |
| 委員  | 笠原 直人  | 東京大学                |
| 委員  | 竹田 陽一  | 東北大学                |
| 委員  | 西本 和俊  | 大阪大学名誉教授            |
| 委員  | 水谷 義弘  | 東京工業大学              |
| 委員  | 森下 和功  | 京都大学                |
| 委員  | 浅山 泰   | 日本原子力研究開発機構         |
| 委員  | 古川 敬   | 発電設備技術検査協会          |
| 幹事  | 菊川 浩   | 東京電力ホールディングス (株)    |
| 幹事  | 日下 浩作  | 関西電力 (株)            |
| 幹事  | 小林 広幸  | 日本原子力発電 (株)         |
| 委員  | 沼田 和也  | 北海道電力 (株)           |
| 委員  | 豊嶋 慶徳  | 東北電力 (株)            |
| 委員  | 神長 貴幸  | 東京電力ホールディングス (株)    |
| 委員  | 稲垣 哲彦  | 中部電力 (株)            |
| 委員  | 長谷川 和宏 | 北陸電力 (株)            |
| 委員  | 越智 文洋  | 関西電力 (株)            |
| 委員  | 荒芝 智幸  | 中国電力 (株)            |
| 委員  | 滝川 雅博  | 四国電力 (株)            |
| 委員  | 木元 健悟  | 九州電力 (株)            |
| 委員  | 高村 賢也  | 電源開発 (株)            |
| 委員  | 椿 正昭   | 日立GEニュークリア・エナジー (株) |
| 委員  | 三橋 忠浩  | 東芝エネルギーシステムズ (株)    |
| 委員  | 和地 永嗣  | 三菱重工業 (株)           |
| 委員  | 太田 丈児  | 電力中央研究所             |
| 委員  | 杉江 保彰  | 原子力安全推進協会           |
| 事務局 | 関 弘明   | 原子力安全推進協会           |
| 事務局 | 堂崎 浩二  | 原子力安全推進協会           |
| 事務局 | 佐藤 寿志  | 原子力安全推進協会           |

PWR 炉内構造物等点検評価ガイドライン

[ベアメタル目視試験]

目次

|        |                                      |       |
|--------|--------------------------------------|-------|
| 第1章    | 目的および適用                              | 1     |
| 1.1    | 目的                                   | 1     |
| 1.2    | 適用                                   | 1     |
| 1.3    | 用語の定義                                | 1     |
| 第2章    | 試験の考え方                               | 1     |
| 第3章    | 試験対象                                 | 2     |
| 第4章    | 試験手法                                 | 3     |
| 4.1    | 一般要求                                 | 3     |
| 4.2    | 試験員への要求                              | 3     |
| 第5章    | 試験時期                                 | 3     |
| 第6章    | 試験結果の評価                              | 3     |
| 第7章    | 漏えい源の特定及び処置                          | 4     |
|        | (解説 1-1) ベアメタル目視試験                   | 7     |
|        | (解説 2-1) 600系ニッケル基合金使用部位のみを対象とする理由   | 7     |
|        | (解説 2-2) 一次冷却水の漏えいの痕跡                | 9     |
|        | (解説 3-1) PWSCCが想定される部位               | 9     |
|        | (解説 4-1) 地金を目視する目的                   | 9     |
|        | (解説 4-2) 試験距離及び解像度                   | 9     |
|        | (解説 4-3) 一次冷却水の漏えい痕跡の保存              | 9     |
|        | (解説 6-1) 評価対象状態の評価                   | 9     |
|        | (解説 6-2) 複数の漏えい源の可能性                 | 10    |
|        | (解説 7-1) 亀裂進展評価及び破壊評価                | 10    |
|        | (解説 7-2) ほう酸腐食の腐食率の評価                | 10    |
| 付 録    |                                      |       |
| 付録 A   | Davis-Besse 原子炉容器上蓋ほう酸腐食事象について       | A-1   |
| 付録 B   | 米国におけるベアメタル目視試験要求                    | B-1   |
| 付録 C   | 米国のベアメタル目視試験の実例に基づく注意喚起              | C-1   |
| 参考資料 1 | PWR 炉内構造物等点検評価ガイドライン [ベアメタル目視試験] の概要 | 参 1-1 |

## 第1章 目的および適用

### 1.1 目的

本ガイドラインは、PWR 炉内構造物等点検評価ガイドライン [クラス1 容器 管台異材継手部] 及び [原子炉容器炉内計装筒] の点検手法の1つとなるベアメタル目視試験の具体的な要領を規定することを目的とする。

### 1.2 適用

本ガイドラインは、加圧水型軽水炉の耐圧部における600系ニッケル基合金を用いた異材継手とその周辺部（以下、地金）に適用する。ガイドラインの適用期間は、商業運転開始後の機器の供用期間中とする。

### 1.3 用語の定義

ベアメタル目視試験 (BMV : Bare Metal Visual Examination) :

保温材をはがして地金へのほう酸の付着を目視により確認する試験。ほう酸の付着物を確認した場合は、異材継手が漏えい源であることの確認まで行う。(解説 1-1)

評価対象状態 (Relevant Condition) :

目視点検中において観察される状態であって、補足試験、是正処置、補修/取替、又は評価を必要とするもの。本ガイドラインにおいては、具体的には、ほう酸腐食、ほう酸付着物、変色等の600系ニッケル基合金を用いた異材継手からの漏えいが疑われる状態を示す。

PWSCC (Primary Water Stress Corrosion Cracking) :

PWR 一次冷却水環境下で発生する応力腐食割れ。

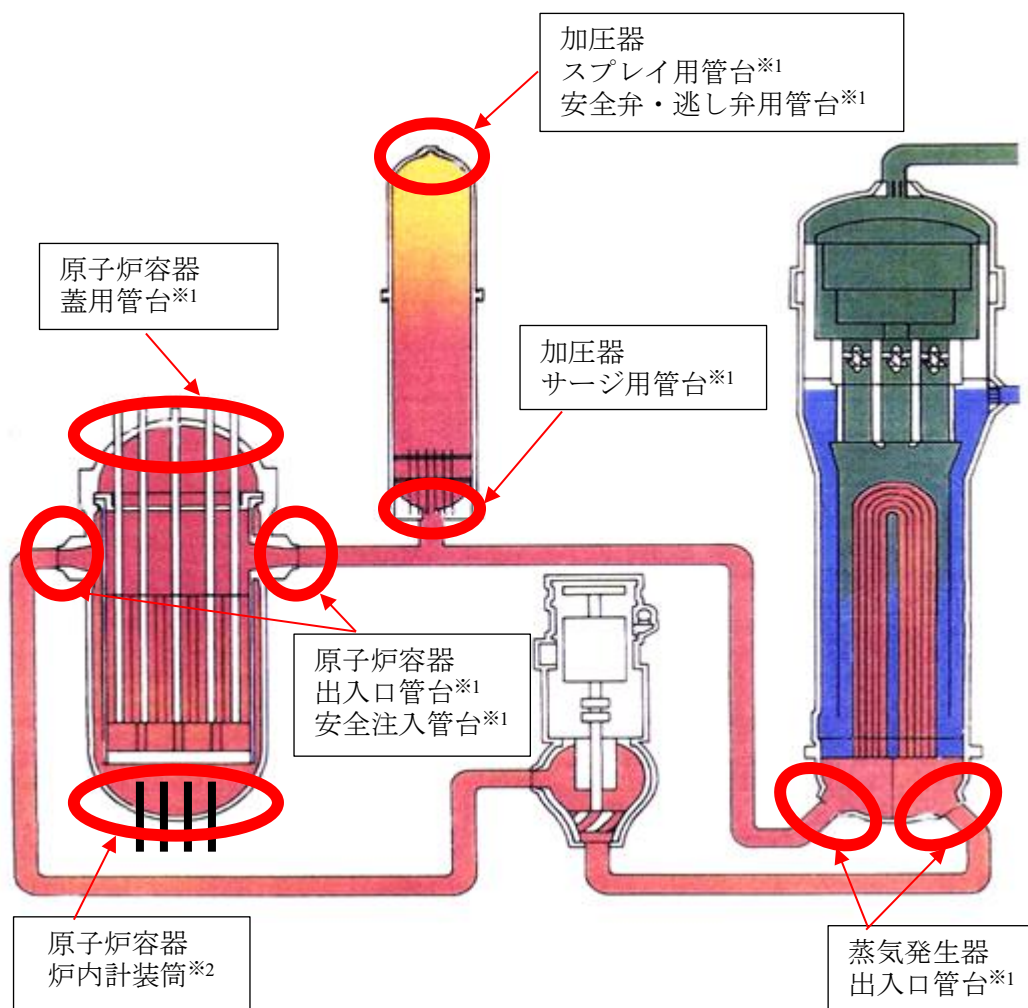
## 第2章 試験の考え方

試験の基本的な考え方を、以下に示す。

- (1) 600系ニッケル基合金を用いた異材継手とその周辺部を対象とする。(解説 2-1)
- (2) 保温材をはがして地金にほう酸の付着がないかを目視により確認することで、一次冷却水の漏えいの痕跡及び近傍の低合金鋼のほう酸腐食の有無を確認する。(解説 2-2)
- (3) 漏えいの痕跡及び近傍の低合金鋼のほう酸腐食がある場合は、ベアメタル目視試験に続く手順として、体積検査又は表面検査によって漏えい源を明確にすることで、異材継手からの漏えいを特定する。

### 第3章 試験対象

ベアメタル目視試験の対象部位は、耐圧部のうち、一次冷却水漏えいの原因となる劣化事象である PWSCC が想定される部位とする。(解説 3-1) 具体的な試験対象部位を図 3-1 に示す。



※1: 関連ガイドライン: PWR 炉内構造物等点検評価ガイドライン[クラス1 容器 管台異材継手部]

※2: 関連ガイドライン: PWR 炉内構造物点検評価ガイドライン[原子炉容器炉内計装筒]

図 3-1 ベアメタル目視試験の対象部位

## 第4章 試験手法

ベアメタル目視試験は耐圧部における一次冷却水漏えいの痕跡及び近傍の低合金鋼のほう酸腐食の有無を確認し、異材継手が漏えい源であることを確認することが目的であり、以下の要領で実施する。

### 4.1 一般要求

- ・ 試験対象の地金を目視で観察し、「評価対象状態」の有無を確認する。
- ・ ベアメタル目視試験は、試験対象の系統圧力を下げた状態で実施してもよい。
- ・ 通常時に保温材等で覆われており、地金を直接目視できない機器については、保温材等を取り外し、試験対象の地金を直接目視できる状態にする。(解説 4-1) ただし、ファイバースコープ等により保温材下の地金を遠隔目視できる場合は、保温材等を取り付けたまま試験してもよい。
- ・ 直接目視試験は、試験対象部から 1.2m 以下の距離で実施する。(解説 4-2)
- ・ 試験対象部は、表面において 18%中性灰色カード上の幅 0.8mm の黒線が識別できるか、又は 540 ルクス以上の明るさとなる環境とする。(解説 4-2)。
- ・ 試験範囲は、可能な限り対象表面の 100%とする。
- ・ 「評価対象状態」が確認された場合は、その痕跡を保存した状態で (解説 4-3)、第 6 章以降を実施する。

### 4.2 試験員への要求

試験員は、VT-2 及び VT-3 を実施する技量を有する者であることに加え、過去の海外事例等をもとに、異材継手からの漏えいの痕跡及び近傍の低合金鋼のほう酸腐食を検出するための教育訓練を受けている者とする。

## 第5章 試験時期

ベアメタル目視試験の実施時期は、試験対象の形状、一次冷却水漏えい原因である PWSCC 発生の可能性、国内外の運転経験、予防保全実績等を考慮し、個別の点検ガイドラインにて部位ごとに決定する。

## 第6章 試験結果の評価

地金の目視確認による試験の結果、「評価対象状態」が認められた場合は、以下を留意し、評価を実施する。

- ・ 評価に先立って、「評価対象状態」を写真等により記録する。
- ・ 「評価対象状態」のうち、ほう酸水の析出物等に対して、漏えい源の特定、及びその証拠の取得が完了するまでは、ほう酸水による析出物等が除去されるような清掃をしてはならない。
- ・ 「評価対象状態」がほう酸水により生じたものであるか評価する。(解説 6-1)
- ・ 「評価対象状態」がほう酸水によるものと評価された場合、ほう酸水の発生源を特定する。
- ・ 「評価対象状態」が試験対象の異材継手周辺に存在する場合は、他の発生源から漏えいした一次冷却水に起因したものであることが明確であっても、異材継手からも漏えいしている可能性を考慮し、異材継手からの漏えいの有無を確認する。(解説 6-2)

## 第7章 漏えい源の特定及び処置

「評価対象状態」の評価結果に応じて、以下の漏えい源の特定及び処置を実施する。  
ベアメタル目視試験、漏えい源の特定及び処置まで含めた対応フローを図7-1に示す。

### (1) 漏えい源が異材継手の可能性があると評価された場合

- ・ 異材継手で PWSCC が発生している可能性があることから、内面又は外面からの体積検査 (UT) により異材継手における亀裂の有無を確認する。幾何学的形状等により UT が適用できない部位については、UT の代わりに、表面検査 (PT 又は ECT) を実施してもよい。
- ・ 異材継手に亀裂が認められた場合は、その亀裂の大きさ、形、方向を記録する。
- ・ 見つかった亀裂に対して、亀裂進展評価及び破壊評価による構造健全性の評価を行う。(解説 7-1)
- ・ ほう酸腐食による減肉が認められた場合は、正確な腐食量 (残肉厚) を測定し、構造健全性の評価を実施する。更に、一次冷却水の漏えい状況から想定されるほう酸腐食率を評価し、構造健全性が喪失されるまでの裕度を評価する。
- ・ 亀裂、又は JSME 発電用設備規格維持規格評価章 EB-1200 判定基準の EB-1220 目視試験により構造健全性に影響を与える恐れがあると判定された腐食に対し、補修又は取替えを行う。なお、評価を実施せずに、補修又は取替えを選択してもよい。
- ・ 「評価対象状態」が確認された部位に対しては、1 運転サイクル後の計画停止時に、再度地金の目視試験を行い、「評価対象状態」の有無を確認する。

### (2) 漏えい源が異材継手でないと評価された場合

- ・ 漏えい発生源となっている部位の補修、取替又は是正処置を実施する。
- ・ 「評価対象状態」を清掃した後に、再度目視試験を実施する。
- ・ 耐圧部にほう酸腐食による減肉が認められる場合は、腐食量 (残肉厚) を測定し、構造健全性の評価を実施する。更に、ほう酸水の漏えい状況から想定されるほう酸腐食率を評価し、構造健全性が喪失されるまでの裕度を評価する。(解説 7-2)
- ・ 腐食による減肉によって構造健全性を維持できない場合は、補修又は取替えにより構造健全性に対する要求を満足する状態に復旧する。なお、評価を実施せずに、補修又は取替えを選択してもよい。
- ・ 「評価対象状態」が確認された部位に対しては、1 運転サイクル後の計画停止時に、再度地金の目視試験を行い、「評価対象状態」の有無を確認する。

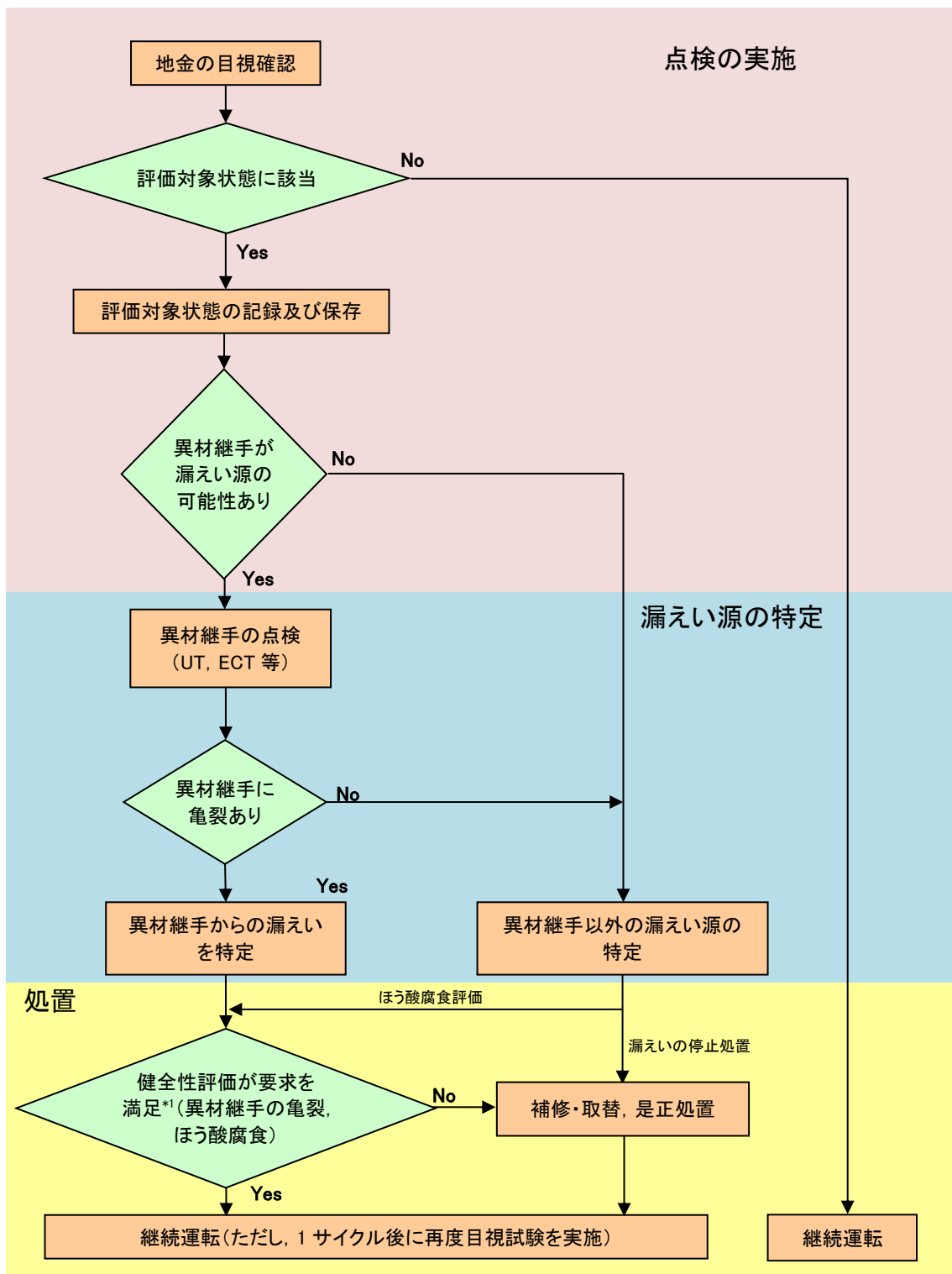


図 7-1 ベアメタル目視試験における対応フロー

# 解 説

#### (解説 1-1) ベアメタル目視試験

ベアメタル目視試験は、保温材をはがして地金へのほう酸の付着を目視により確認する試験である。NRA 文書「実用発電用原子炉及びその附属施設における破壊を引き起こす亀裂その他の欠陥の解釈」(原規技発第 2001159 号) では、「ベアメタル検査」と記載されているが、本ガイドラインでは「ベアメタル目視試験」と呼ぶ。

#### (解説 2-1) 600 系ニッケル基合金使用部位のみを対象とする理由

本ガイドラインで扱う部位には、600 系ニッケル基合金及び 690 系ニッケル基合金が使用されている。600 系ニッケル基合金では国内外のプラントにおいて PWR 一次系環境下の応力腐食割れ (PWSCC) が発生しており、一方 690 系ニッケル基合金については PWSCC の事例の経験がない。690 系ニッケル基合金については使用経験自体が短いため、知見拡充を目的に 600 系ニッケル基合金 及び 690 系ニッケル基合金の PWSCC 感受性について、定荷重 SCC 試験にて評価されている。定荷重 SCC 試験の試験条件は以下のとおり。

##### [定荷重 SCC 試験条件]

水質：PWR 一次系模擬水中

温度：360°C (温度加速)

応力：300~600MPa

600 系ニッケル基合金及び 690 系ニッケル基合金の定荷重 SCC 試験結果を図 解説 2-1 及び図 解説 2-2 に示す (出典：北海道電力 泊 1 号機 PLM 報告書)。600 系ニッケル基合金においては PWSCC が発生しているが、690 系ニッケル基合金では、実機温度を上回る 360°C の加速条件においても PWSCC は発生していない。したがって、本ガイドラインで想定する経年劣化事象は、600 系ニッケル基合金使用部位の PWSCC とする。

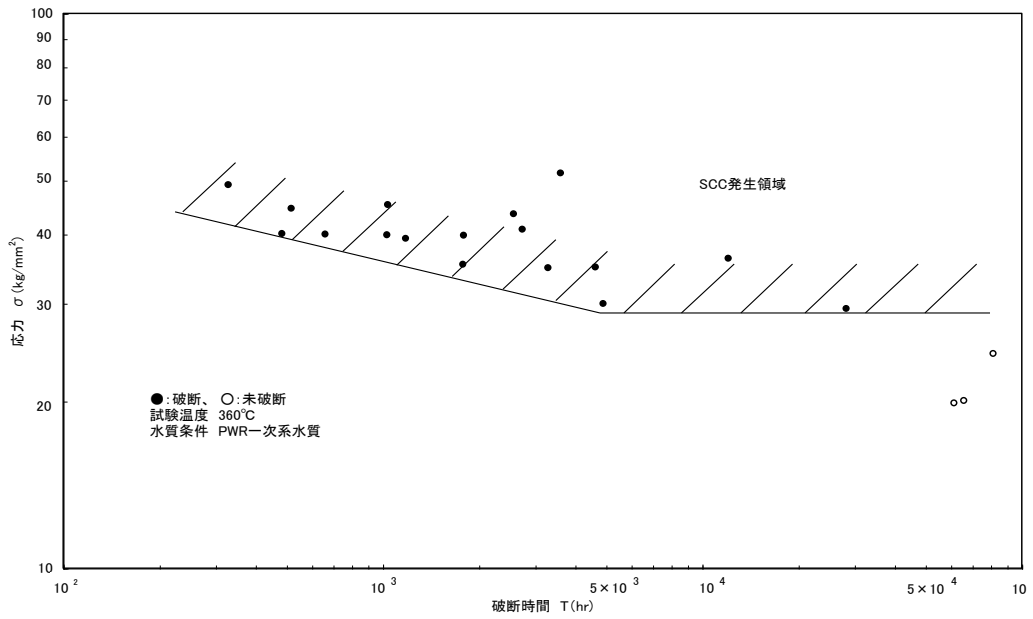
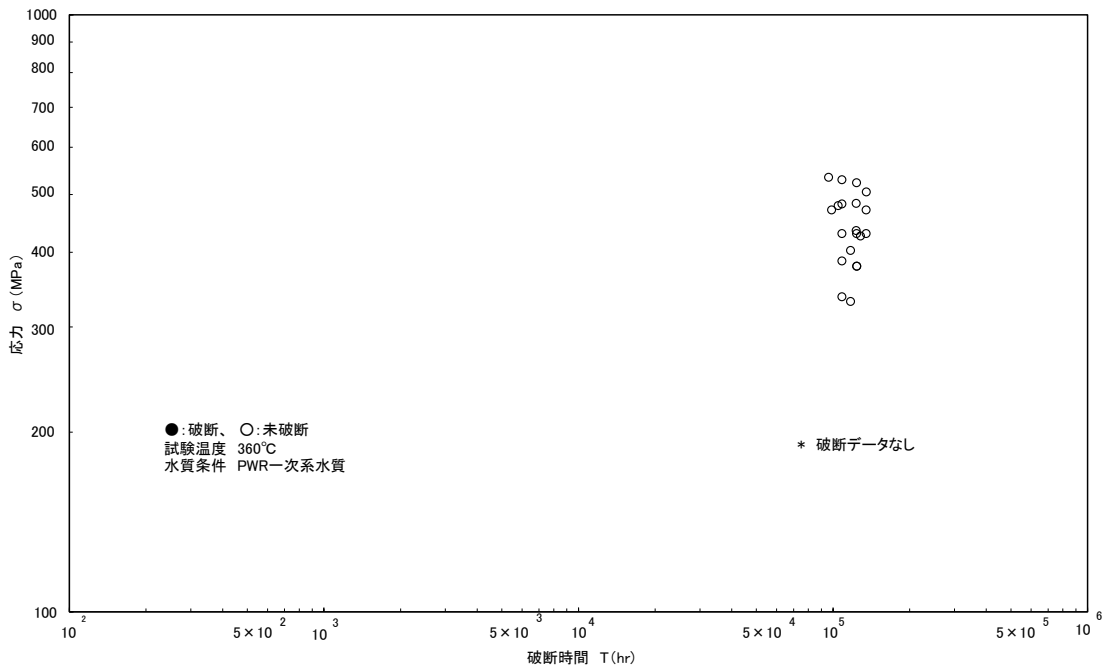


図 解説 2-1 600系ニッケル基合金の定荷重 SCC 試験結果



出典：泊 1 号機 PLM 報告書

図 解説 2-2 690系ニッケル基合金の定荷重 SCC 試験結果

#### (解説 2-2) 一次冷却水の漏えいの痕跡

プラント運転中に耐圧部から一次冷却水が漏えいした場合、一次冷却水は気化されて、ほとんどのケースでほう酸の析出が生じる。ほう酸の析出が無く、腐食等の異常が確認された場合は、何らかの原因でほう酸が取り除かれた可能性を考え、周囲に漏えい源が無いことを確認する必要がある。

#### (解説 3-1) PWSCC が想定される部位

PWSCC が想定される部位として、600 系ニッケル基合金が使用される管台とセーフエンドの溶接継手、蓋用管台及び炉内計装筒を対象とする。690 系ニッケル基合金が使用される部位については、解説 2-1 に示すとおり、PWSCC が発生していないことから対象外とする。なお、PWSCC の対策として、予防保全として妥当性が確認された応力改善工法を施工した部位に関しては、PWSCC 発生の可能性が低いと判断し、試験の対象から除外できる。

#### (解説 4-1) 地金を目視する目的

地金を目視することで 600 系ニッケル基合金を用いた異材継手からの一次冷却水の漏えいの痕跡及び近傍の低合金鋼のほう酸腐食の有無を確認し、漏えい源を明確にすることで、異材継手部からの漏えいを特定することができる。保温材を取り付けた機器の場合、漏えいの痕跡や近傍のほう酸腐食は保温材の外からでは検知できない可能性があり、全てを検知するためには、保温材等の干渉物を取り外し、直接地金を目視することが必要である。

#### (解説 4-2) 試験距離及び解像度

試験対象部における漏えいの痕跡及び近傍の低合金鋼のほう酸腐食を検出する目的として、試験距離及び解像度は VT-3 相当で妥当と判断し、JSME 発電用原子力設備規格維持規格 VT-3 の要求を準用する。

#### (解説 4-3) 一次冷却水の漏えい痕跡の保存

一次冷却水の漏えいの痕跡及び近傍の低合金鋼のほう酸腐食が認められた場合、その発見した状態 (As-found) を、漏えい源が特定され、その証拠を採取するまで保存する。漏えい源の評価が不十分な状況で清掃した場合、漏えい痕跡による漏えい源の評価が不可となるため、漏えい源の可能性が否定できない部位に対して、UT、ECT 等の非破壊試験を実施し、漏えい源であるか評価する。

#### (解説 6-1) 評価対象状態の評価

ほう酸水による付着物が強固に固着している場合は、ほう酸水によるものか、それ以

外の要因によるものかを判別するため、評価前にバキュームやエア一等の軽微な清掃を実施してもよい。ただし、ほう酸水による付着物が除去されてしまうと、その後の評価で漏えい源を特定することが困難になるため、軽微な清掃を実施する前に、As-found の評価対象状態を記録すると共に、サンプル等の漏えい源を特定するために必要な証拠は採取しておく必要がある。

#### (解説 6-2) 複数の漏えい源の可能性

一次冷却水の漏えいの痕跡及び近傍の低合金鋼のほう酸腐食が認められた場合、漏えいの痕跡が複数の漏えい源から漏えいした一次冷却水により付着したものである可能性を考慮しなければならない。米国 Davis-Besse 発電所における原子炉容器上蓋のほう酸腐食事例では、原子炉容器上蓋管台の 600 系ニッケル基合金溶接部 PWSCC からの漏えいによる低合金鋼のほう酸腐食が、原子炉容器上蓋上部の制御棒駆動装置フランジからの漏えいの痕跡により気づかれず、補修されない状況が長時間続いて、深刻な減肉に至った。

#### (解説 7-1) 亀裂進展評価及び破壊評価

亀裂進展評価は、対象部位の材質、環境に応じた劣化モードを考慮して評価する。耐圧部の亀裂進展評価及び破壊評価は、JSME 発電用原子力設備規格維持規格 EB 章クラス 1 機器の欠陥評価等を参考に実施する。

#### (解説 7-2) ほう酸腐食の腐食率の評価

ほう酸腐食による低合金鋼の減肉の傾向は、部位、温度、漏えい量等に影響される。ほう酸腐食の減肉進展の評価は、EPRI の Boric Acid Corrosion Guidebook (TR-1000975) 等を参考に実施する。

# 付 録

## 付録A Davis-Besse 原子炉容器上蓋のほう酸腐食事象について

### 1. 目的

本付録は、2002年に米国 Davis-Besse 発電所で発生した原子炉容器上蓋(B&W社製)の低合金鋼部のほう酸腐食事象を紹介し、ほう酸腐食の重大性及びベアメタル目視試験の重要性を周知することを目的とする。

### 2. 米国 Davis-Besse 発電所 原子炉容器上蓋のほう酸腐食

#### 2.1 事象の概要

2002年2月に米国 Davis-Besse 発電所において、原子炉容器の上蓋貫通部(図 A-2.1)を検査した結果、上蓋頂部近くに位置する#1~#3の3本の制御棒駆動装置用管台(CRDM管台)にPWSCCによる貫通亀裂が確認された。

2002年3月、この亀裂を補修するために#3管台に設置していた加工装置を取り外していたところ、#3管台が隣接管台に接触するまで大きく谷側に傾いた。調査の結果、図 A-2.2に示すように、#3管台廻りの上蓋低合金鋼部に板厚の減損部が確認され、減損部の板厚の残存厚さは最小で約10mm(上蓋内面のステンレスクラッド厚さに相当)であった。これは、CRDM管台貫通部からの漏えいを長年放置したことによるほう酸腐食が原因であった。

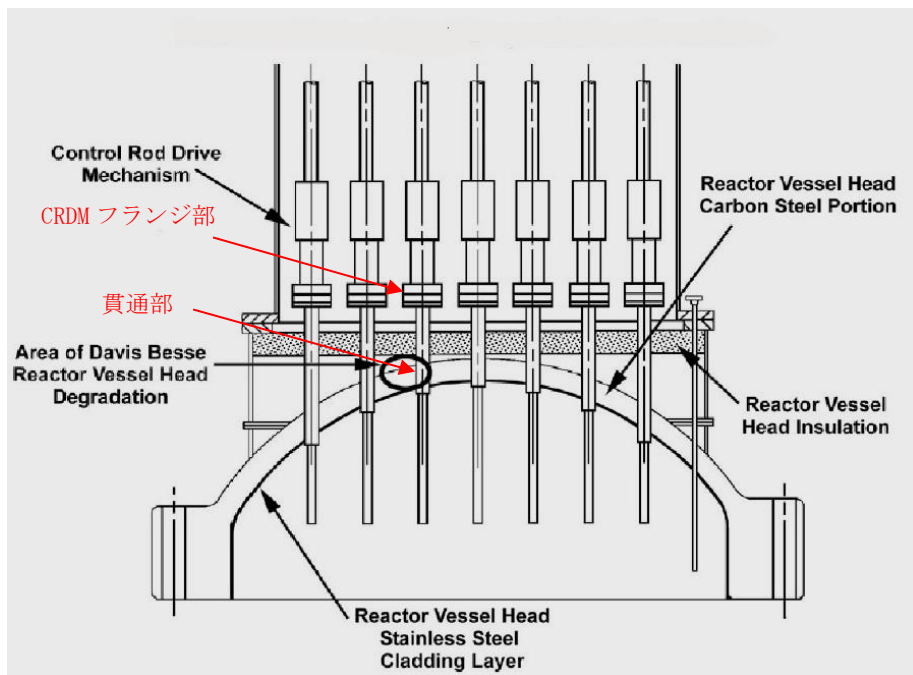


図 A-2.1 RV 上蓋模式図<sup>(3)</sup>

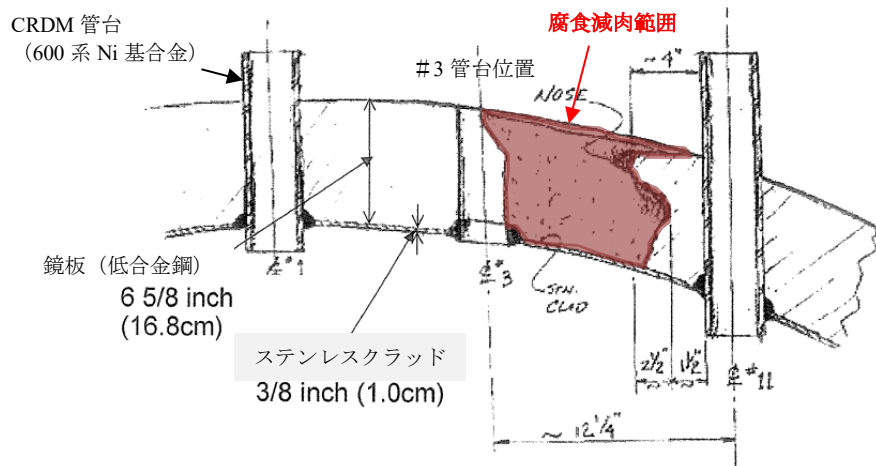


図 A-2.2 上蓋低合金鋼のほう酸腐食<sup>(2), (3)</sup>

## 2.2 本事象が顕在化するまでの経緯

本事象を受け、NRCはLessons Learned Task Force(LLTF)を設置して、本事象の発生要因について調査した。その結果、2002年にほう酸腐食が顕在化するまでの経緯を踏まえると、早ければ1996年の時点で管台からの漏えいを特定することができたと結論付けられている。ほう酸腐食が顕在化するまでの状況は以下のとおり。

- 事業者は、以前からCRDMフランジ部からの漏えいを認識しており、5定検毎に漏えい停止処置としてフランジ部のガスケット交換を行っていた。しかし、ガスケット交換時の時間に制約があることに加え、フランジ部からの漏えいに起因して上蓋のほう酸腐食が問題になるとは考えていなかったことから、漏えいが発生している全てのフランジ部のガスケット交換を行わなかった。
- 1996年(第10回定検)、1998年(第11回定検)及び2000年(第12回定検)の燃料交換時にビデオにより上蓋外面の状態が確認されており、1996年の時点では既に上蓋外面にはほう酸が析出していることが確認されていた。この際、上蓋頂部は軽い粉塵程度の堆積物であったが、一部の管台では、多量に析出している状況であった。(図A-2.3)
- 1996年～2000年にほう酸の堆積物が確認された際に、これを除去するために清掃を実施した。しかし、堆積物が完全に除去されていなかったため、堆積物

の下に埋もれた上蓋の状態が分からず、低合金鋼の腐食評価も実施していなかった。この際、事業者は、堆積物の清掃の目的が、除染活動の一環と考えており、腐食評価等を目的とした清掃であるとは認識していなかった。

- 2002年にBulletin 2001-01の要求に基づきCRDM管台の非破壊検査を実施した結果、PWSCCによる貫通亀裂が確認され、補修時に隣接領域の低合金鋼のほう酸腐食が顕在化した。

NRCに設置されたLLTFにより、ほう酸腐食の主要因はCRDM管台貫通部からの漏えいであるが、上記の経緯を鑑みると、1996年時点ではCRDM管台貫通部からの漏えいを特定できたと結論付けられた。

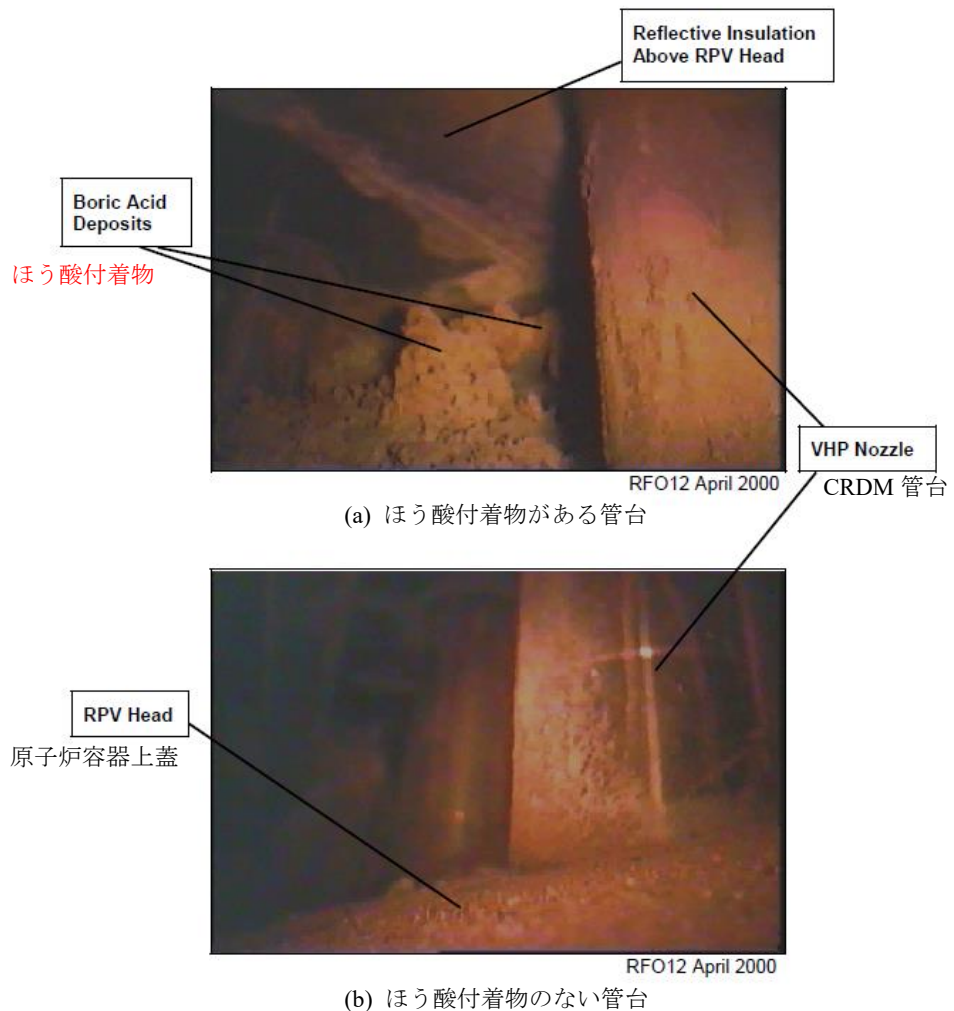


図 A-2.3 2000 年第 12 回定検時の Davis-Besse 発電所上蓋頂部画像<sup>(3)</sup>

### 2.3 本事象における問題点

2.2 節で述べたほう酸腐食が顕在化するまでの経緯を鑑みると、問題点として以下が考えられる。今後、日本国内でベアメタル目視試験をする際は、この問題点を意識して実施する必要がある。

#### 【問題点①】当該部の漏えいが他部位に及ぼす影響

本事象では、事業者が CRDM フランジ部からの漏えいが上蓋に及ぼす影響を認識できていなかった。CRDM フランジ部からの漏えいは、上蓋のほう酸腐食の直接的な要因ではないが、フランジ部からの漏えいによる堆積物が上蓋を覆ってしまい、CRDM 管台貫通部からの漏えいに気づけなかったことが、間接的に影響していた。

#### 【問題点②】ほう酸による堆積物の清掃

本事象では、事業者が清掃を除染活動の一環と考えていた。本事象の場合、ほう酸堆積物を完全に除去しなかったため、上蓋のほう酸腐食に長年気づけなかった。清掃は、ほう酸付着部やその近傍部位の健全性を確認することが重要な目的の1つであることを認識する必要があった。

### 2.4 安全文化醸成の取組み

本事象を受けて、NRC は、事業者の安全文化醸成の取組を安全規制の対象として Reactor Oversight Process (ROP) に取り込み、2006 年 7 月 1 日から運用を開始した。

- 安全文化を十分に扱えるよう ROP における横断的要素（cross-cutting issue；「ヒューマン・パフォーマンス（HP）」「問題を発見・是正する仕組み（PI&R）」「安全を重視した作業環境（SCWE）」の3要素）について検査マニュアル・チャプター及び検査手順を改訂し、評価する方法を明確化。
- ROP の規制対応マトリックスでパフォーマンスが低下しているプラントに対する安全文化に関する特別な検査の必要性を判断するプロセスを開発。
- 特別な安全文化に対する評価を実施するためのプロセスを開発。

また、国内における ROP の取り組みを考慮した原子力規制検査の一環として、NRA は、2020 年 4 月より基本検査運用ガイドの運用を開始した。本ガイドのうち、「供用期間中検査に対する監督（BM1050\_r0）」には、非破壊検査のサンプリング対象として、ベアメタル目視試験が挙げられている。本ガイドでは、検査要領書、記録の作成・管理等の QA 面の確認に加えて、ほう酸の漏えいが発見された場合の腐食率の評価及び腐食が原因で生じた構造又は原子炉冷却材圧力バウンダリの健全性の喪失の影響評価についても確認することが要求されている。

### 3. 参考文献

- (1) 渡辺憲夫, 高原省五, 米国の加圧水型原子力発電所における Alloy600 製圧力バウンダリ構成機器の一次冷却水応力腐食割れ事例分析, JAERI-Review 2006-027, 2006年9月
- (2) 渡辺憲夫, 米国の加圧水型原子力発電所における原子炉圧力容器上蓋損傷事例の分析, JAEA-Review 2004-015, 2004年7月
- (3) NRC, Degradation of the Davis-Besse Nuclear Power Station Reactor Pressure Vessel Head Lessons-Learned Report, 2002
- (4) NRC, Davis-Besse Reactor Pressure Vessel Head Degradation Overview, Lessons Learned, and NRC Actions Based on Lessons Learned, NUREG/BR-0353 Rev. 1, 2008
- (5) 一木邦康, 米国発電所で実施されている安全文化醸成に資する諸活動についての分析, INSS JOURNAL, Vol.19, 2012年

## 付録 B 米国におけるベアメタル目視試験要求

### 1. はじめに

本付録は、米国におけるベアメタル目視試験要求及びその概要を示す。

### 2. 米国のベアメタル目視試験

#### 2.1 試験目的

ベアメタル目視試験は、保温材を外して対象表面を直接観察することで、耐圧バウダリからの漏えいの痕跡や、隣接するフェライト鋼機器の腐食を確認することが目的である。

#### 2.2 対象部位

米国においては以下の 3 つの規格でベアメタル目視試験が要求されている。各規格の検査要求を表 B-1.1 に示す。

これに加えて、原子炉容器上蓋に関しては、NRC Regulatory Issue Summary (RIS) 2018-06<sup>(注1)</sup>が発行されている。この RIS は、2015 年と 2016 年に発生した ASME CC-N-729 で要求されるベアメタル目視試験を誤って解釈した 2 件の事例を周知し、ベアメタル目視試験を実施する際の、注意喚起を促すものである。2 件の事例の内容は、付録 C に示す。

ASME CC-N-729 「Alternative Examination Requirements for PWR Reactor Vessel Upper Heads With Nozzles Having Pressure-Retaining Partial-Penetration Welds Section XI, Division 1」

ASME CC-N-770 「Alternative Examination Requirements and Acceptance Standards for Class 1 PWR Piping and Vessel Nozzle Butt Welds Fabricated With UNS N06082 or UNS W86182 Weld Filler Material With or Without Application of Listed Mitigation Activities Section XI, Division 1」

ASME CC-N-722 「Visual Examinations for PWR Pressure Retaining Welds in Class 1 Components Fabricated With Alloy 600/82/182 Materials Section XI, Division 1」

(注 1) RIS 2018-06 「CLARIFICATION OF THE REQUIREMENTS FOR REACTOR PRESSURE VESSEL UPPER HEAD BARE METAL VISUAL EXAMINATIONS」

### 2.3 評価の流れ

米国におけるベアメタル目視試験の全体の評価の流れを以下に示す。

- ① 保温材等を取り外し、点検対象の表面（地金）の評価対象状態（腐食、ほう酸析出、変色等）の有無を直接目視により確認する。
- ② 評価対象状態が確認された場合は、以下の処置を実施するまで運転を認めない。
  - (1) 漏えい源を特定し、是正処置又は補修／取替により漏えいを停止させる。
  - (2) ほう酸腐食に対して適切な検査と評価ができるよう、ほう酸析出物や残留物を必要程度除去し、ベアメタル目視試験により、腐食程度を確認する。
  - (3) ほう酸腐食が確認された場合は、機器の構造健全性に及ぼす影響を評価し、必要最小板厚を下回る場合は、補修／取替を行う。
- ③ 原子炉容器上蓋管台又は突合せ溶接部からの漏えいの可能性が認められた場合は、以下の処置を講じるまで運転を認めない。
  - (1) 上蓋管台及びその溶接部は UT 及び ECT、突合せ溶接部は UT を用いて亀裂が無いことを確認する。
  - (2) 亀裂がある場合は、補修／取替により漏えいを停止させる。

以上

表 B-1.1 米国のベアメタル目視試験要求

| 規格            | 対象部位                          |  | 点検範囲                          | 検査間隔             |        |
|---------------|-------------------------------|--|-------------------------------|------------------|--------|
| ASME CC-N-729 | 原子炉容器上蓋                       | 600 系ニッケル基合金製の管台及び溶接部を有する原子炉容器上蓋 (PWSCC 対策なし)        | 最外周管台から外側 25mm を包絡する範囲の 95%以上 | 毎定検              |        |
|               |                               | 耐 PWSCC 性に優れた材料を用いた管台及び溶接部を有する原子炉容器上蓋                |                               | 3 定検もしくは、5 年の短い方 |        |
|               |                               | ピーニングにより応力低減された 600 系ニッケル基合金製の管台及び溶接部を有する原子炉容器上蓋     |                               | 2 定検             |        |
| ASME CC-N-770 | クラス 1 機器の 600 系ニッケル基合金製突合せ溶接部 | 運転温度 329℃を超えるホットレグ (PWSCC 対策なし)                      | 溶接部表面                         | 毎定検              |        |
|               |                               | 運転温度 329℃以下のホットレグ (PWSCC 対策なし)                       |                               | 毎定検              |        |
|               |                               | 運転温度 274℃以上 304℃未満かつ、外径 14 インチ未満のコールドレグ (PWSCC 対策なし) |                               | ISI 間隔           |        |
|               |                               | 運転温度 274℃以上 304℃未満かつ、外径 14 インチ以上のコールドレグ (応力低減対策なし)   |                               | ISI 間隔           |        |
| ASME CC-N-722 | クラス 1 機器の 600 系ニッケル基合金製耐圧溶接部  | 原子炉容器  | 炉内計装筒貫通部                      | 全貫通部             | 2 定検   |
|               |                               |  | 計装接続部                         | 全接続部             | ISI 間隔 |
|               |                               | 蒸気発生器  | 水室鏡ドレン管貫通部                    | 全貫通部             | ISI 間隔 |
|               |                               |  | 一次側ホットレグ計装接続部                 | 全接続部             | 毎定検    |
|               |                               |  | 一次側コールドレグ計装接続部                | 全接続部             | ISI 間隔 |
|               |                               | 加圧器  | ヒーター貫通部                       | 全貫通部             | 毎定検    |
|               |                               |  | 計装接続部                         | 全接続部             | 毎定検    |
|               |                               | 配管   | ホットレグ計装接続部                    | 全接続部             | 毎定検    |
| コールドレグ計装接続部   | 全接続部                          |  | ISI 間隔                        |                  |        |

付録C 米国のベアメタル目視試験の実例に基づく注意喚起

1. はじめに

本付録は、2015年と2016年に米国で発生した原子炉容器上蓋のベアメタル目視試験における実例を紹介し、日本国内で同様の事例が発生しないよう試験実施者に注意喚起するものである。なお、本事例については、NRC Regulatory Issue Summary (RIS) 2018-06” CLARIFICATION OF THE REQUIREMENTS FOR REACTOR PRESSURE VESSEL UPPER HEAD BARE METAL VISUAL EXAMINATIONS” で、その概要が報告されている。

2. 米国のベアメタル目視試験の事例紹介

2015年と2016年に発生した2件の事例を表C-2.1及び表C-2.2に示す。

表C-2.1 事例①

|      |  |
|------|--|
| 発生年  | 2015年  |
| プラント | PWRプラント  |
| 概要   | <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉容器上蓋のベアメタル目視試験で頂部付近にほう酸と思われる堆積物が確認された。</li> <li>ASME CC-N-729の要求に従うと、堆積物がCRDM管台貫通部からの漏えいによる可能性がある場合は、評価対象状態(Relevant condition)と位置付けて、CRDM管台からの漏えいとの関連を調査することが要求されている。</li> <li>しかしながら、事業者は、<u>CRDM管台貫通部からの漏えいに起因するものであるとは考えず、更なる分析(例えば、付着物の靱性評価、化学分析等)により、漏えい源を特定することなく、強力な洗浄を行い、付着物を完全に除去した。</u></li> <li>その後、<u>CRDM管台貫通部以外からの漏えいであることを断定しようとしたが、付着物を完全に除去したために、断定できなかった。</u>つまり、CRDM管台貫通部からの漏えいも完全に否定できない状況となった。</li> <li>その結果、ASME CC-N-729に基づき、CRDM管台貫通部の非破壊検査(UT, ECT)を実施して貫通部に亀裂がないことを確認するか、管台の補修又は取替のいずれかを選択する必要性が生じた。</li> </ul> |

表 C-2.2 事例②

|      |   |
|------|---|
| 発生年  | 2016 年  |
| プラント | PWR プラント  |
| 概要   | <ul style="list-style-type: none"> <li>原子炉容器上蓋にほう酸と思われる堆積物が確認された。堆積物は、数本の CRDM 管台を覆っており、上蓋全体も軽く覆っている状況であった。</li> <li>事業者は、堆積物による影響が特に大きい箇所を評価対象状態と位置付け、漏えい源を特定するための追加調査を実施した。</li> <li>しかし、<u>堆積物の影響が小さい部位は、評価対象状態と位置付けず、漏えい源を特定するために必要な追加調査を実施せず強力な洗浄を行い、堆積物を完全に除去した。</u></li> <li>その結果、<u>堆積物の影響が小さい部位において、CRDM 管台貫通部からの漏えいでないことを証明することができなくなり、ASME CC-N-729 に基づき、CRDM 管台貫通部の非破壊検査 (UT, ECT) を実施して貫通部に亀裂がないことを確認するか、管台の補修又は取替のいずれかを選択する必要が生じた。</u></li> </ul> |

### 3. 本事例における問題点

2 章で示した 2 件の事例の問題点として、以下が挙げられる。

NRC は、評価対象状態は、発見されたままの状態の評価されるべきとのスタンスであり、日本国内でベアメタル目視試験をする際は、この点を意識して実施する必要がある。

- ほう酸と思われる付着物（原子炉冷却材の漏えいの痕跡）を確認しながら、その状態を「評価対象状態」と位置付けなかった。ASME CC-N-729 では、評価対象状態を“腐食、ほう酸付着、変色などの原子炉冷却材の漏えいの証拠を含む”と定義しており、評価対象状態と識別する必要があった。
- 漏えい源を特定する前に、堆積物等の評価対象状態を完全に除去するような強力な洗浄を行ってしまった。評価対象状態は、漏えい源を特定するための重要な手掛かりになる（例えば、軽微な洗浄により除去されない場合は、運転中に形成された密着性のほう酸堆積物の証拠となる）。

以上

## PWR 炉内構造物等点検評価ガイドライン〔ベアメタル目視試験〕の概要

### 1. 目的及び適用

#### 1.1 目的

本ガイドラインは、PWR 炉内構造物等点検評価ガイドライン〔クラス 1 容器 管台異材継手部〕及び〔原子炉容器炉内計装筒〕の点検手法の 1 つとなるベアメタル目視試験の具体的な要領を規定することを目的とする。

#### 1.2 適用

本ガイドラインは、加圧水型軽水炉の耐圧部における 600 系ニッケル基合金を用いた異材継手とその周辺部（以下、地金）に適用する。ガイドラインの適用期間は、商業運転開始後の機器の供用期間中とする。

### 2. 試験対象

ベアメタル目視試験の対象部位は、耐圧部のうち、一次冷却水漏えいの原因となる劣化事象である PWSCC が想定される部位とする（図 2-1 参照）。

### 3. 試験の考え方

- (1) 600 系ニッケル基合金を用いた異材継手とその周辺部を対象とする。
- (2) 保温材をはがして地金にほう酸の付着がないかを目視により確認することで、一次冷却水の漏えいの痕跡及び近傍の低合金鋼のほう酸腐食の有無を確認する。
- (3) 漏えいの痕跡及び近傍の低合金鋼のほう酸腐食がある場合は、ベアメタル目視試験に続く手順として、体積検査又は表面検査によって漏えい源を明確にすることで、異材継手からの漏えいを特定する。

### 4. 試験手法

#### 4.1 一般要求

一般要求として以下を規定する。

- ・試験対象の地金を目視で観察し、「評価対象状態※1」の有無を確認する。
- ・ベアメタル目視試験は、試験対象の系統圧力を下げた状態で実施してもよい。
- ・通常時に保温材等で覆われており、地金を直接目視できない機器については、保温材等を取り外し、試験対象の地金を直接目視できる状態にする。ただし、ファイバースコープ等により保温材下の地金を遠隔目視できる場合は、保温材等を取り付けたまま試験してもよい。
- ・直接目視試験は、試験対象部から 1.2m 以下の距離で実施する。
- ・試験対象部は、表面において 18%中性灰色カード上の幅 0.8mm の黒線が識別できるか、又は 540 ルクス以上の明るさとなる環境とする。
- ・試験範囲は、可能な限り対象表面の 100%とする。
- ・「評価対象状態」が確認された場合は、その痕跡を保存した状態で、第 5 章以降を実施する。

※1「評価対象状態」とは、目視点検中において観察される状態であって、補足試験、是正処置、補修/取替、又は評価を必要とするもの。本ガイドラインにおいては、具体的には、ほう酸腐食、ほう酸付着物、変色等の 600 系ニッケル基合金を用いた異材継手からの漏えいが疑われる状態を示す。

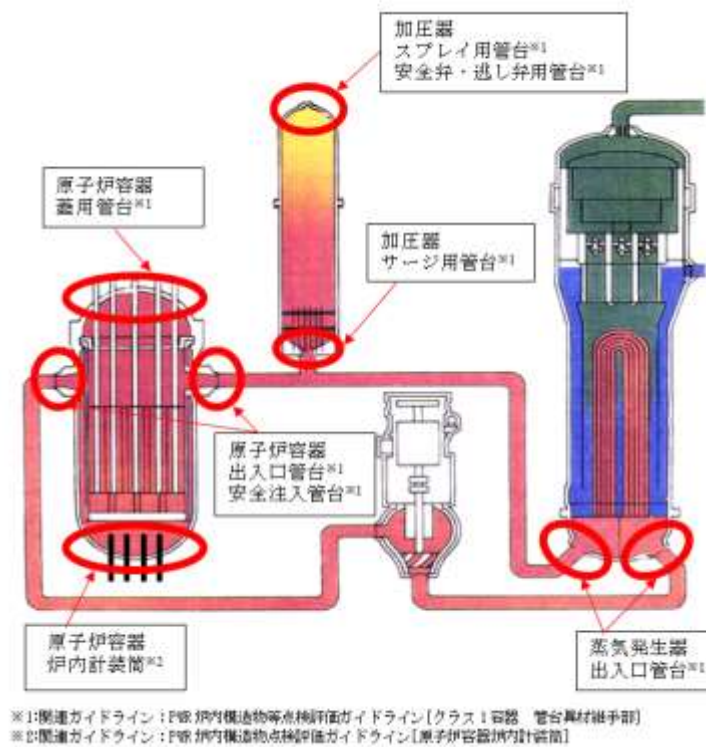


図 2-1 ベアメタル目視試験の対象部位

#### 4.2 試験員への要求

試験員は、VT-2 及び VT-3 を実施する技量を有する者であることに加え、過去の海外事例等をもとに、異材継手からの漏えいの痕跡及び近傍の低合金鋼のほう酸腐食を検出するための教育訓練を受けている者とする。

### 5. 試験結果の評価

地金の目視確認による試験の結果、「評価対象状態」が認められた場合は、以下を留意し、評価を実施する。

- ・評価に先立って、「評価対象状態」を写真等により記録する。
- ・「評価対象状態」のうち、ほう酸水の析出物等に対して、漏えい源の特定、及びその証拠の取得が完了するまでは、ほう酸水による析出物等が除去されるような清掃をしてはならない。
- ・「評価対象状態」がほう酸水により生じたものであるか評価する。
- ・「評価対象状態」がほう酸水によるものと評価された場合、ほう酸水の発生源を特定する。
- ・「評価対象状態」が試験対象の異材継手周辺に存在する場合は、他の発生源からの漏えいに起因することが明確であっても、異材継手からも漏えいしている可能性を考慮し、異材継手からの漏えいの有無を確認する。

### 6. 漏えい源の特定及び処置

「評価対象状態」の評価結果に応じて、以下の漏えい源の特定及び処置を実施する。

#### (1) 漏えい源が異材継手の可能性がある場合

- ・異材継手で PWSCC が発生している可能性があることから、内面又は外面からの体積検査（UT）により異材継手における亀裂の有無を確認する。幾何学的形状等により UT が適用できない部位については、UT の代わりに、表面検査（PT 又は ECT）を実施してもよい。
- ・異材継手に亀裂が認められた場合は、その亀裂の大きさ、形、方向を記録する。
- ・見つかった亀裂に対して、亀裂進展評価及び破壊評価による構造健全性の評価を行う。
- ・ほう酸腐食による減肉が認められた場合は、正確な腐食量（残肉厚）を測定し、構造健全性の評価を実施する。更に、一次冷却水の漏えい状況から想定されるほう酸腐食率を評価し、構造健全性が喪失されるまでの裕度を評価する。
- ・亀裂、又は JSME 発電用設備規格維持規格評価章 EB-1200 判定基準の EB-1220 目視試験により構造健全性に影響を与える恐れがあると判定された腐食に対し、補修又は取替えを行う。なお、評価を実施せずに、補修又は取替えを選択してもよい。
- ・「評価対象状態」が確認された部位に対しては、1 運転サイクル後の計画停止時に、再度地金の目視試験を行い、「評価対象状態」の有無を確認する。

#### (2) 漏えい源が異材継手でないと評価された場合

- ・漏えい発生源となっている部位の補修、取替又は是正処置を実施する。
- ・「評価対象状態」を清掃した後に、再度目視試験を実施する。
- ・耐圧部にほう酸腐食による減肉が認められる場合は、腐食量（残肉厚）を測定し、構造健全性の評価を実施する。更に、漏えい状況から想定されるほう酸腐食率を評価し、構造健全性が喪失されるまでの裕度を評価する。
- ・腐食による減肉によって構造健全性を維持できない場合は、補修又は取替えにより構造健全性に対する要求を満足する状態に復旧する。なお、評価を実施せずに、補修又は取替えを選択してもよい。
- ・「評価対象状態」が確認された部位に対しては、1 運転サイクル後の計画停止時に、再度地金の目視試験を行い、「評価対象状態」の有無を確認する。

---

PWR 炉内構造物等点検評価ガイドライン  
[ベアメタル目視試験]  
(第1版)

編集者 一般社団法人 原子力安全推進協会  
炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会  
発行者 一般社団法人 原子力安全推進協会  
〒108-0014 東京都港区芝 5-36-7 三田ベルジュビル 13～15 階  
TEL 03-5418-9312 FAX 03-5440-3606

---

©原子力安全推進協会, 2021

本書に掲載されたすべての記事内容は、原子力安全協会の許可なく、  
転載・複写することはできません。