

# PWR補修工法ガイドライン

[容器管台スプールピース取替]

(第2版)

平成25年12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。

平成12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、平成19年より日本原子力技術協会に継承され、さらに平成24年11月の日本原子力技術協会の改組に伴い、炉内構造物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致します。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。

平成25年12月

炉内構造物等点検評価ガイドライン検討会  
委員長 野本敏治

# PWR補修工法ガイドライン

## 改訂履歴

ガイドライン名：容器管台スプールピース取替

改訂年月	版	改訂内容	備考
平成 16 年 1 月	初版発行		
平成 25 年 12 月	第 2 版発行	適用する規格基準ほか見直し	

改訂の詳細は参考資料参照

### 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

(平成 25 年 12 月現在, 順不同, 敬称略)

委員長	野本 敏治	東京大学名誉教授
副委員長	関村 直人	東京大学教授
委員	安藤 博	元(財)発電設備技術検査協会
委員	辻川 茂男	東京大学名誉教授
委員	西本 和俊	大阪大学名誉教授 福井工業大学教授
委員	橋爪 秀利	東北大学教授
委員	望月 正人	大阪大学教授
幹事	村井 荘太郎	東京電力(株)
幹事	中野 守人	関西電力(株)
幹事	小林 広幸	日本原子力発電(株)
委員	勝海 和彦	北海道電力(株)
委員	清水 敬輔	東北電力(株)
委員	吉田 伸司	東京電力(株)
委員	鈴木 俊一	東京電力(株)
委員	庄司 卓	中部電力(株)
委員	倉田 勝	北陸電力(株)
委員	野村 友典	関西電力(株)
委員	須澤 克則	中国電力(株)
委員	黒川 肇一	四国電力(株)
委員	大久保 康志	九州電力(株)
委員	堂崎 浩二	日本原子力発電(株)
委員	浦辺 守	日本原子力発電(株)
委員	枅 明彦	電源開発(株)
委員	伊東 敬	日立GEニュークリア・エナジー(株)
委員	元良 裕一	(株)東芝
委員	小山 幸司	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

PWR 補修工法ガイドライン [容器管台スプールピース取替]  
目次

第 1 章	目的および適用	
1.1	目的	1
1.2	適用	1
1.3	用語	1
第 2 章	工法の概要	1
第 3 章	工法適用の条件	1
第 4 章	工法適用に対する要求事項	2
4.1	工法適用に当たっての前提条件	2
4.2	工法に対する要求事項	2
4.3	使用装置に対する要求事項	3
4.4	溶接士等に対する要求事項	3
第 5 章	適用後の確認	3
解 説		
解説 1-1	目的	4
解説 1-2	適用時期	4
解説 2-1	工法の概要	4
解説 3-1	適用範囲の設定および切断方法の確立	6
解説 3-2	低合金鋼への 690 合金肉盛溶接施工条件及び溶接後の健全性確認方法の確立	6
解説 3-3	テンパービード溶接方法による肉盛溶接	6
解説 3-4	開先加工方法の確立および加工後の健全性確認方法の確立	6
解説 3-5	スプールピース開先合せ	6
解説 3-6	スプールピース溶接施工条件及び溶接後の健全性確認方法の確立	6
解説 4-1	容器管台スプールピース取替工法適用前提条件	7
解説 4-2	割れ等の損傷範囲の確認	7
解説 4-3	適用対象部位の形状、寸法	7
解説 4-4	溶接後熱処理（テンパービード溶接方法適用時以外）	7
解説 4-5	テンパービード溶接方法の適用	7
解説 4-6	施工手順の確認	7
解説 4-7	応力緩和工法	7
解説 4-8	装置仕様	7
参考資料		
参考資料-1	改訂経緯	8
参考資料-2	PWR 補修工法ガイドライン[容器管台スプールピース取替]の概要	9

## 第1章 目的および適用

### 1.1 目的

本ガイドラインは、加圧水型原子力発電所（PWR）の原子炉容器出入口管台等の管台セーフエンドの600系ニッケル基合金（以後600合金という）使用部位において、万一応力腐食割れ（SCC）による損傷が発生した場合に、補修および耐SCC性向上を目的に、当該部（管台肉盛溶接部及びセーフエンド取付溶接部）を切断除去し、新しいスプールピースを耐SCC性に富む690系ニッケル基合金（以後690合金という）の溶接により取替える補修工法の適用要領を纏めたものである。（解説1-1）

### 1.2 適用

- (1) 適用範囲：本ガイドラインは、原子炉容器出入口管台等の容器管台とする。
- (2) 適用時期：本ガイドラインの適用期間は、商業運転開始後の供用期間中とする。（解説1-2）

### 1.3 用語

管台肉盛溶接：原子炉容器出入口管台のようにフェライト系の低合金鋼に対する肉盛溶接。  
原則として溶接後熱処理を実施する。

スプールピース：SCCによる損傷部を取替えるために、容器管台部の切断後に、復旧のために用いる新セーフエンド。スプールピースに必要とされる原子力安全上の機能は、冷却材圧力バウンダリ形成機能である。

溶接後熱処理（PWHT）：日本機械学会 発電用原子力設備規格 溶接規格 JSME S NB1-2012（以後 溶接規格という） N-1090 による。局部溶接後熱処理の場合、その均一温度領域は、「溶接金属の最大幅の両側にそれぞれ母材の厚さ又は50mmのいずれか小さい値以上の幅」と規定。

## 第2章 工法の概要

本補修工法のうちスプールピース取替については、SCCによる損傷部を取替えるために、当該部の切断、低合金鋼への690合金肉盛溶接、開先加工、スプールピース開先合せ及び溶接の一連の作業を実施する。（解説2-1）

## 第3章 工法適用の条件

原子炉容器出入口管台のようにフェライト系の低合金鋼に溶接を行う場合には溶接後熱処理（以下 後熱処理という）が必要となる。局部溶接後熱処理を行う場合、その均一温度領域は、溶接規格第1部表 N-X090-2「溶接後熱処理の方法」において「溶接金属の最大幅の両側にそれぞれ母材の厚さ又は50mmいずれかの小さい値以上の幅」と規定されている。

また、サポート取り付け部の厚肉部は、均一温度領域の規定温度（595 以上）への到達が困難であり、構造的に作業が限定される場合には、低合金鋼への690合金肉盛溶接後の溶接後熱処理が溶接規格 N-1090 を満足せず、又はテンパービード溶接方法による工法を適用する必要がある。

本補修工法の適用条件として、以下の項目について事前に実施・確立しておくこととする。

ここで(1)項はスプールピースに必要とする機能に直接影響しないが、(2)～(6)項に関する事項は機能に直接影響するため適用の条件を明確にしておくことが必要である。

- (1) 適用範囲の設定及び切断方法の確立。(解説 3-1)
- (2) 低合金鋼への 690 合金肉盛溶接施工条件及び溶接後の健全性確認方法の確立。(解説 3-2)
- (3) 低合金鋼熱影響部の溶接後熱処理方法による規定の均一温度領域の確保及び健全性の確立。  
ただし、溶接後熱処理が適用不可の場合には、テンパービード溶接方法施工条件及び溶接後の健全性確認方法の確立。(解説 3-3)
- (4) 開先加工方法の確立及び加工後の健全性確認方法の確立。(解説 3-4)
- (5) 適用箇所のスプールピースの開先合せ。(解説 3-5)
- (6) スプールピース溶接施工条件及び溶接後の健全性確認方法の確立。(解説 3-6)

#### 第4章 工法適用に対する要求事項

##### 4.1 工法適用に当たっての前提条件

本補修工法を適用するための前提条件は以下とする。(解説 4-1)

- (1) 原子炉容器出入口管台、安全注入管台、蒸気発生器出入口管台、加圧器管台等の管台を対象とする。
- (2) 施工時期は定期検査中であって、1次冷却材系統が全ブロー期間であること。

##### 4.2 工法に対する要求事項

本補修工法を適用するに当たり、以下の要求事項を確認すること。

- (1) 適用箇所の割れ等の損傷範囲の確認。ただし、予防保全として施工する場合は省略できる。(解説 4-2)
- (2) 適用対象部位の形状、寸法の確認。(解説 4-3)
- (3) 以下の施工手順が溶接規格を満足していることの確認。
  - ・肉盛溶接
  - ・溶接後熱処理
  - ・開先加工
  - ・スプールピース開先合せ
  - ・溶接
  - ・検査

なお、特殊な工法として溶接後熱処理またはテンパービード溶接方法を適用する場合には以下を確認すること。

- ・溶接後熱処理(テンパービード溶接方法適用時は不要)は溶接熱影響部を所定の均一温度領域にできることの確認。(解説 4-4)
  - ・テンパービード溶接方法は溶接施工条件の確認。(解説 4-5)
- (4) 上記の施工手順における管理項目の要求値の確認。(解説 4-6)

(5) 更に耐 SCC 性を高める場合は、応力緩和工法を適用してもよい。(解説 4-7)

#### 4.3 使用装置に対する要求事項

4.2(3)にて実施する施工手順において、装置仕様（要求事項）を明確にし、その仕様を満足する装置を使用すること。(解説 4-8)

#### 4.4 溶接士等に対する要求事項

本補修工法の施工手順のうち、溶接作業については技量認証を受けた溶接士が実施すること。  
また、溶接作業以外においては、技量の認証を必要としないが、実機施工における一連の施工手順をモックアップなどでトレーニングしたオペレータが実施すること。

### 第 5 章 適用後の確認

本補修工法の適用後、上記 4.2(4)の事項が規定した管理値の範囲で施工されたことを確認すること。



(解説 1-1) 目的

加圧水型原子力発電所の 600 合金部位では、過去に損傷事例が散見されたことから、機器に適した合理的な点検要領が検討されている。一方で万一点検で損傷が見つかった場合に備え、補修対策を確立してきた。

本ガイドラインは、耐応力腐食割れ性を向上し取替後の健全性を確保するために、原子炉容器出入口管台等のスプールピース取替補修工法等に対する適用要領を纏めたものである。

なお本補修工法は、蒸気発生器出入口管台、安全注入管台、加圧器サージ管台、加圧器安全弁管台、加圧器逃し弁管台、加圧器スプレイ管台へも適用可能である。

(解説 1-2) 適用時期

本ガイドラインにおける原子炉容器出入口管台等のスプールピース取替補修工法等は、供用期間中に適用する。

(解説 2-1) 工法の概要

原子炉容器出入口管台等のスプールピース取替補修工法における取替前後の構造を図 2-1 に示す。また、溶接後熱処理を適用する場合の原子炉容器出口管台（スプールピース取替）補修工法工事手順案を図 2-2 に示す。

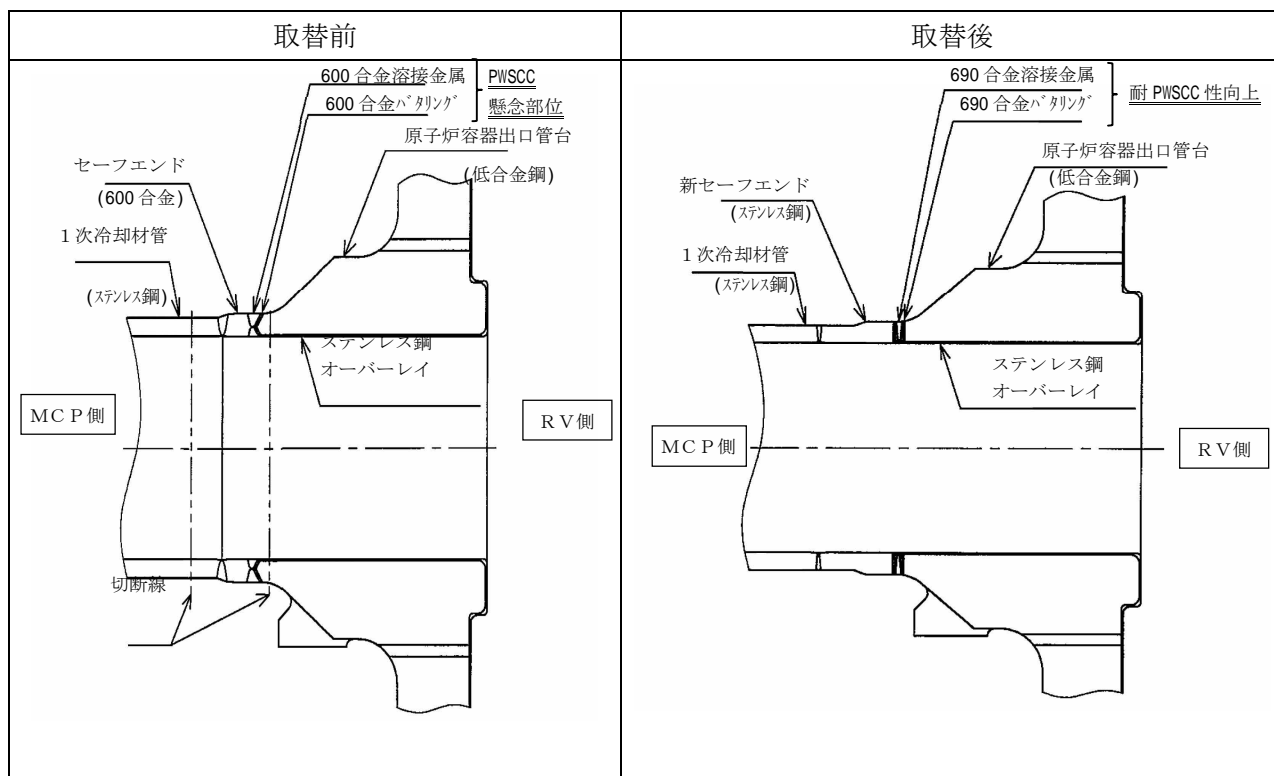


図 2-1 スプールピース取替補修工法における取替前後の構造図

手順	1. RV側切断	2. MCP側切断	3. MCP側開先加工	4. RV側肉盛
概念図				
手順	<ul style="list-style-type: none"> <li>・バイト・ローラカッターによる切断</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・吊治具取付け</li> <li>・バイト・ローラカッターによる切断</li> <li>・セーフエンド取出し</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・MCP側の開先加工</li> <li>・寸法確認</li> <li>・開先加工面PT検査</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・内面、外面、端面肉盛</li> </ul>
手順	5. 溶接後熱処理	6. RV側開先加工	7. スプールピース開先合せ	8. 溶接
概念図				
手順	<ul style="list-style-type: none"> <li>・装置取付け</li> <li>・溶接後熱処理,</li> <li>・装置取外し</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・RV側の開先加工</li> <li>・寸法確認</li> <li>・開先加工面PT検査</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・寸法計測, 加工面PT</li> <li>・スプールピース開先合せ</li> </ul>	<ul style="list-style-type: none"> <li>・溶接装置取付け, 溶接</li> <li>・溶接部UT, RT検査</li> </ul>

(注) RV：原子炉容器，MCP：一次冷却材管

図 2-2 原子炉容器出口管台（スプールピース取替）補修工法工事手順（溶接後熱処理を適用する場合）

#### (解説 3-1) 適用範囲の設定及び切断方法の確立

原子炉容器出入口管台等に対する容器管台スプールピース取替範囲としては、点検で見つかった損傷部、及び初期溶接施工時の熱影響部とする。具体的な切断位置は、原子炉容器側は **600** 合金肉盛境界より原子炉容器側に **25mm** 以上離れた位置、及び一次冷却材管側は周溶接境界より **10mm** 以上離れた位置とする。

なお、切断方法としては、機械式切断（バイト、ローラカッタ等）がある。

#### (解説 3-2) 低合金鋼への **690** 合金肉盛溶接施工条件及び溶接後の健全性確認方法の確立

**690** 合金の肉盛溶接部の健全性を確保する観点から、適切な溶接施工条件を選定する。なお、溶接施工条件として、以下の条件で肉盛溶接の健全性が確保できることを確認している。

- ・溶接方法：ティグ自動溶接
- ・溶接姿勢：横向き
- ・ワイヤ径：**1.2 mm**
- ・ワイヤ送り速度：**64 cm/min**

また、肉盛溶接部の検査は開先加工後に、溶接規格第 1 部表 **N-X100-4** による浸透探傷試験を行い、健全性を確認する。

#### (解説 3-3) テンパービード溶接方法による肉盛溶接

原子炉容器出入口管台から原子炉容器サポート部までの距離が小さく、均一温度領域が得られないプラントに対しては、溶接後熱処理を省略できるテンパービード溶接方法による肉盛溶接を適用する。

#### (解説 3-4) 開先加工方法及び加工後の健全性確認方法の確立

開先加工後の健全性を確保する観点から、適切な切削条件を選定する。

なお、開先形状の加工条件として、以下の条件で開先加工後の健全性が確保できることを確認している。

- ・バイト回転数：**4.5 rpm**
- ・バイト送り：**0.12 mm/回転**
- ・バイト切込量：**1 mm**

また、開先加工後に溶接規格第 1 部表 **N-X100-4** による浸透探傷試験を行い、健全性を確認する。

#### (解説 3-5) スプールピース開先合せ

スプールピースは工場にて所定寸法に仕上げ、適切な位置に設定する。

また、継手面の食違いは溶接規格 **N-1060** により管理する。

#### (解説 3-6) スプールピース溶接施工条件及び溶接後の健全性確認方法の確立

**690** 合金の周溶接の健全性を確保する観点から、適切な溶接施工条件を選定する必要がある。

(解説 4-1) 容器管台スプールピース取替工法適用の前提条件

容器管台スプールピース取替工法を適用するに当たっての前提条件として、対象は容器管台(600 合金溶接部)とする。また、適用環境としては、定期検査中の一次冷却材系統の全ブロー期間とする。

(解説 4-2) 割れ等の損傷範囲の確認

容器管台スプールピース取替工法を適用するに当たり、適用箇所損傷範囲を全て除去するために、割れ等の欠陥の範囲を確認する必要がある。確認方法としては、溶接規格 N-1100 による非破壊試験とする。

(解説 4-3) 適用対象部位の形状、寸法

容器管台は、プラントにより形状寸法が異なり、また、原子炉容器管台の場合にはサンドボックス内のコンクリート躯体形状寸法も異なることから、各補修装置のインタフェースの観点で、容器管台廻りの形状寸法を確認しておく必要がある。

(解説 4-4) 溶接後熱処理 (テンパービード溶接方法適用時以外)

適用対象部位である溶接管台の形状に応じたヒータの取付、加熱方法の検討、温度計測点の設定および温度管理を確認しておく必要がある。

(解説 4-5) テンパービード溶接方法の適用

「テンパービード溶接方法 (バタリング材の溶接)」については、日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2012 RB-2310.9 によること。

(解説 4-6) 施工手順の確認

容器管台 (スプールピース取替) 補修工法の施工要領に対する要求値を満足させるために、管理施工項目を設定すること。

(解説 4-7) 応力緩和工法

耐 SCC 性の効果を高めるため応力緩和工法を適用する場合には、以下の原技協ガイドラインが参考となる。

- ・ 予防保全工法ガイドライン[研磨による応力改善工法] JANTI-VIP-10
- ・ 予防保全工法ガイドライン[ピーニング工法](第 2 版) JANTI-VIP-03

(解説 4-8) 装置仕様

実機施工における装置は、所定の仕様となっていることを事前動作確認などで確認すること。

## 改訂経緯

初版発行：平成 16 年 1 月

- ・ 耐応力腐食割れ性を向上する補修工法として、原子炉容器出入口管台のスプールピース取替補修工法等に対する適用要領について取り纏めた。

第 2 版改訂：平成 26 年 12 月

- ・ 適用する規格基準等の見直しを行い、省令 123 号等の廃止された規格を抹消するとともに、施工手順について、日本機械学会 発電用原子力設備規格 溶接規格（JSME S NB1-2012）及び維持規格（JSME S NA1-2012）によることを記載。
- ・ 応力緩和工法を適用する際、原技協の予防保全工法ガイドライン[研磨による応力改善工法]，同[ピーニング工法]を参照することを記載。
- ・ 本補修工法は原子炉容器出入口管台に加えて、蒸気発生器出入口管台他へも適用可能であることを記載。
- ・ 溶接後熱処理を実施しない（テンパービード）場合もあるため表現を一部修正。その他、現時点での施工条件を反映。
- ・ 用語の適正化，図表の見直し，誤記訂正，他の補修工法ガイドラインとの整合による全体構成見直しを実施。

# PWR 補修工法ガイドライン [容器管台スプールピース取替] の概要

## 1. 概要

本ガイドラインは、加圧水型原子力発電所（PWR）の原子炉容器出口管台等の管台セーフエンドの600系ニッケル基合金（以後600系合金）使用部位において、万一応力腐食割れ（SCC）による損傷が発生した場合に、補修および耐SCC向上を目的に当該部をスプールピース状に切断除去し、新しいスプールピース（スプールピース）を耐SCC性に富む690系ニッケル基合金（以後690系合金）の溶接により取り替える補修工法の適用要領についてまとめたものである。

## 2. 具体的な保全対象箇所

加圧水型原子力発電所の原子炉容器出口管台等の容器管台

## 3. 工法適用の条件

本補修工法の適用条件として、以下の項目について事前に実施・確立しておくこと。

適用範囲の設定および切断方法の確立

適用箇所の低合金鋼への690系合金肉盛溶接施工条件の確立および溶接後の健全性確認方法の確立

適用箇所の低合金鋼熱影響部の溶接後熱処理方法による規定の均一温度領域の確保および健全性の確立

ただし、溶接後熱処理が適用不可の場合は、テンパービード溶接方法<sup>(注1)</sup>施工条件の確立および溶接後の健全性確認方法の確立

適用箇所の開先加工方法の確立および加工後の健全性確認方法の確立

適用箇所のスプールピース開先合せの設定

適用箇所のスプールピース溶接施工条件の確立および溶接後の健全性確認方法の確立

## 4. 工法に対する要求事項

以下の要求事項を確認すること。

適用箇所の割れ等の損傷範囲の確認

適用対象部位の形状、寸法の確認

以下の施工手順が溶接規格<sup>(注2)</sup>を満足していることの確認

(注1) 日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格 JSME S NA1-2012 RB-2300

(注2) 日本機械学会 発電用原子力設備規格 溶接規格 JSME S NB1-2012

- 肉盛溶接
- 溶接後熱処理
- 開先加工
- スプールピース開先合せ
- 溶接
- 検査

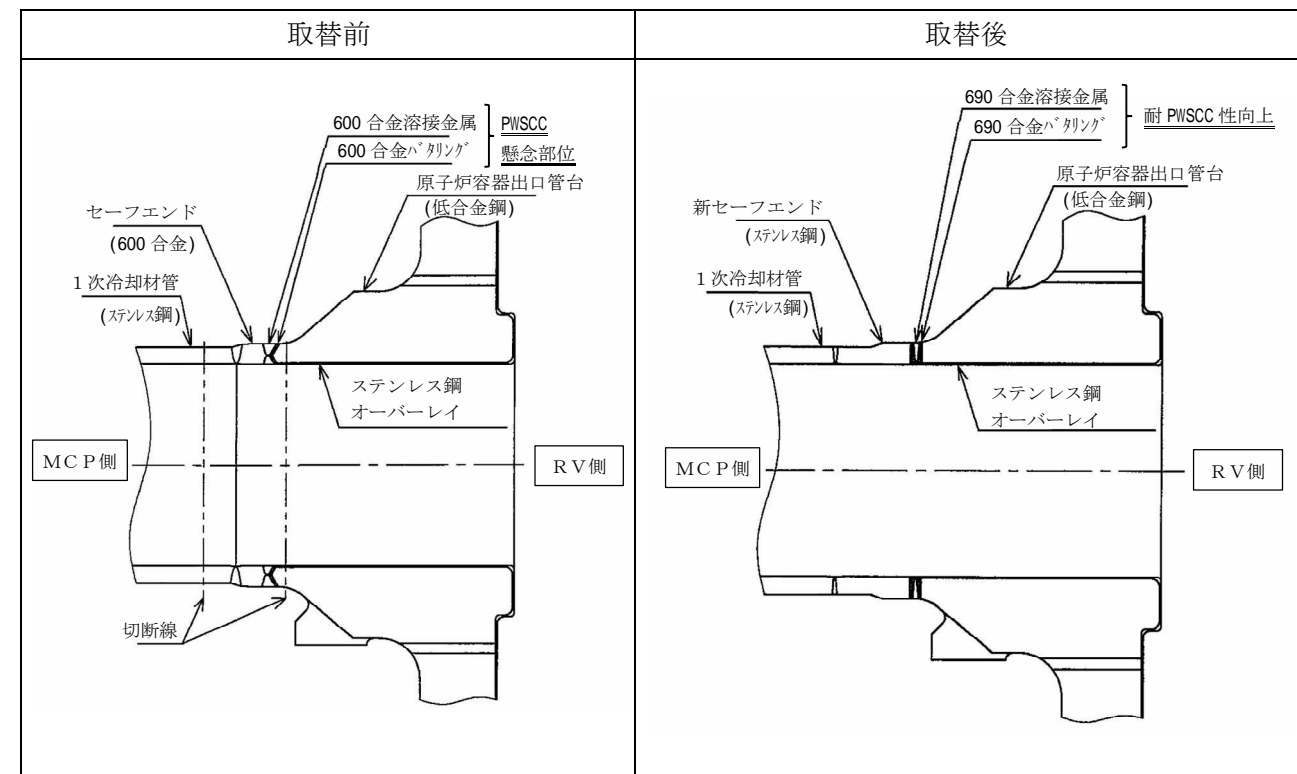
なお、特殊な工法として局部溶接後熱処理またはテンパービード法を適用する場合には、以下を確認

- 局部溶接後熱処理（テンパービード溶接方法適用時は不要）は溶接熱影響部を所定の均一温度領域にできることの確認
- テンパービード溶接方法は溶接施工条件の確認  
上記施工手順における管理項目の要求値の確認

## 5. 適用後の確認

本補修工法の適用後、4.④の事項が規定した管理値の範囲で施工されたことを確認すること。

図-1 施工前後の構造図



---

PWR 補修工法ガイドライン  
[容器管台スプールピース取替]  
(第2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

---