

# 原子力発電所における新保全技術としてのテンパービード工法の開発・適用

R/D and implement of temper bead welding as newly developed maintenance technique  
in nuclear power plant

関西電力株式会社	平野 伸朗	Shinro HIRANO	Member
関西電力株式会社	瀬良 健彦	Takehiko SERA	Member
関西電力株式会社	千種 直樹	Naoki CHIGUSA	Member
三菱重工株式会社	沖村 浩司	Koji OKIMURA	Non-Member
大阪大学工学研究科	西本 和俊	Kazutoshi NISHIMOTO	Non-Member

## Abstract

Japanese government has recently addressed a policy to increase capacity factor of existing nuclear PPs to achieve the goal to decrease the emission of CO<sub>2</sub>. Numerous preventive measures have taken in nuclear power plants to minimize the risk of unexpected long shutdown. Newly developed mitigation measures or repair methods need to be qualified to satisfy regulatory standards, before it is implemented to nuclear power plants. The qualification process needs to comply regulatory standards though it may consume time to go through each of the required steps. This paper describes such cases namely ambient temper-bead welding and clarifies the issues that need to be resolved regarding qualification process. The qualification process for new methods that has not been prescribed in regulatory standards temporarily completed by go through confirm testing by JAPEIC, RNP and issuance of no action letter in rush. Currently, the qualification process can only be applied on limited area so generalized qualification process needs to be established.

**Keywords:** Nuclear Power Plants, Ambient temper bead welding, RNP, No action letter, Qualification

## 1. 緒言

近年、地球温暖化の深刻化を受けて、日本は「地球温暖化問題」への迅速な対応を迫られている。エネルギー分野においても低炭素社会への取り組みは重要視されており、現在主に発電手段として使用されている、火力、水力、原子力発電の中でも特に原子力発電に対する期待が高まっている。

環境省の「低炭素社会づくり行動計画」(平成 20 年 7 月 29 日)では、原子力発電を「発電過程で二酸化炭素を排出しない原子力発電は今後も低炭素エネルギーの中核として、地球温暖化対策を進める上で極めて重要な位置を占める」と位置づけ、既存の原子力発電所に対しては「徹底した安全の確保を絶対的な前提として主要利用国並の設備利用率を目指す」としている。

近年、プラントの運転期間が長くなるにつれて建設時には想定していなかった経年変化事象による損傷事例が、国内外で散見されるようになり、それに伴い必要な補修のためにプラントの長期停止事例も認められるようになってきた。

そこで安全確保を大前提に、既存の発電所の利用率を向上させる方策として、保全の観点から、欠陥が発生する前に予防保全策を適切に行うこと、また、欠陥を探知した際の補修を迅速かつ合理的に行うこと、が考えられるが、これまでに使用実績のない新しい保全技術を適用する場合には、開発はもとより、技術基準適合性を確認するにあたり、実機適用までに時間を要する場合がある。

筆者らは、加圧水型原子力発電所(以下、PWR という)における新保全技術を開発するとともに、規制当局のオーソライズまでの課題に取り組み、既存の制度等を活用して適用までのプロセスを確立した。

## 2. 実機損傷事例と新保全技術の必要性

プラントの運転期間の長期化に伴い認められるようになってきた代表的な経年変化事象として、PWR の場合 600 系ニッケル基合金(以下、600 合金という)における応力腐食割れの問題が挙げられる。

1990 年代初頭に、海外の原子炉容器上蓋管台母材部で損傷が発生したため、類似の構造である炉内計装筒の母材部を対象に、ピーニングによる予防保全

方策について、事業者および施工会社で開発、検証を行い、適用を進めてきた。また、原子炉容器上蓋については、全体取替が可能であるため、取替工法の検討を行い、適用を進めてきた。

ピーニング技術[1]は、1980年代から蒸気発生器伝熱管に適用されてきた実績がある技術である。Fig.1に示すように対象となる構造物の表面の応力の改善（圧縮応力付与）であり、構造物の構造強度に影響を及ぼすものではなく、溶接による入熱も伴わないことから、許認可手続きは必要無く、事業者が自主的に適用をすることができる。

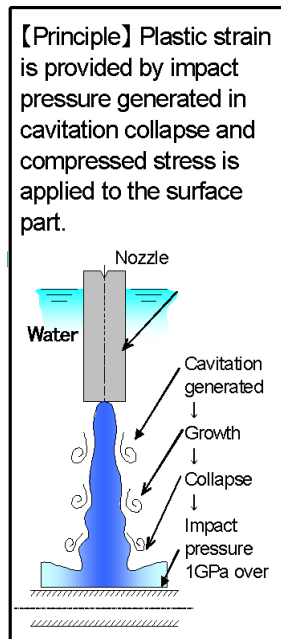


Fig.1 Conceptual image of water jet peening

また、2000年代に入ると米国 V.C.サマー発電所の原子炉容器管台の 600 合金溶接部で漏えいが認められた。

調査の結果、漏えいの原因は PWSCC が高い溶接残留応力および運転中応力により進展したものとされた。また、建設時の記録調査等から溶接部厚さの 1/4 にも及ぶ大規模な手直し溶接が行われたことが判明し、これを再現した FEM 解析等の結果から、高い溶接残留応力は大規模な手直し溶接に起因するものとされた。[2] (Fig.2)

このような大規模な手直し溶接は、国内では想定しがたいものであったが、予防保全方策の対象を溶接部に拡大するとともに、万一損傷が発生した場合には、損傷部を短管状に切り出して溶接部全体を取替える工法を準備する取り組みを行ってきた。

このような溶接部全体を取り替える技術についても、原子力発電所の構造物に要求される国の技術基準の範囲内で適用可能であることから、適用にあたって、以降に述べるような手続き面での課題はない。

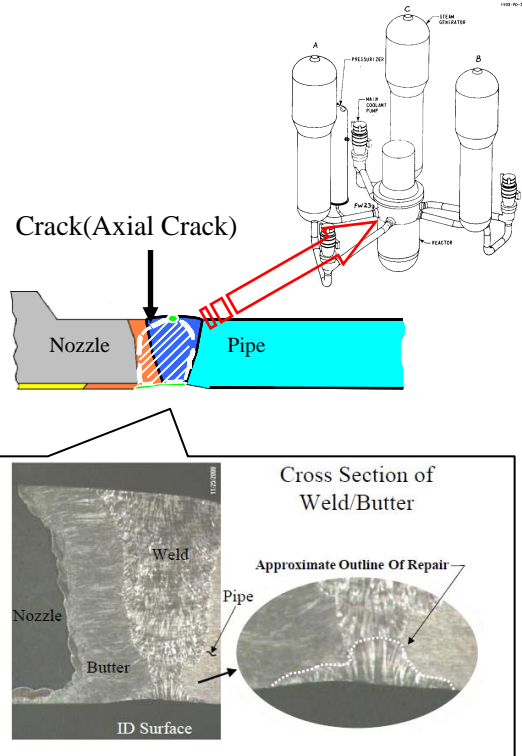


Fig.2 Cracking detected in the weld of reactor vessel nozzle at V.C. Summer Plant

一方、本稿で取り上げる取り組みの起点となる大飯 3 号機原子炉容器管台の損傷[3]は、2007 年以降の蒸気発生器管台、原子炉容器管台の 600 合金溶接部に対する予防保全工事前の健全性確認で貫通前の応力腐食割れを検出した事例の一つである。

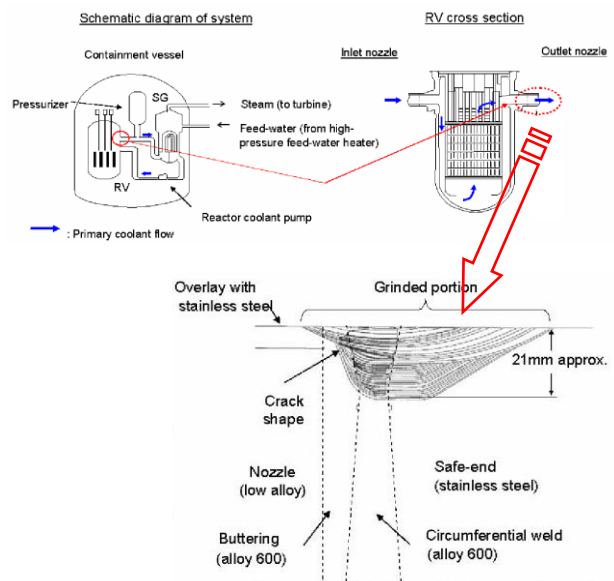


Fig.3 Cracking detected in the weld of reactor vessel nozzle at Ohi Unit 3

2008年の大飯3号機の事例では、検出した欠陥を除去した窪みを有する状態で構造健全性を確認し、ピーニングを施工した上で起動した後、次の定期検査時に当該部を溶接補修により平滑な状態に戻すこととしていた。

通常、原子炉容器管台のような低合金鋼への溶接にあたっては、日本機械学会発電用設備規格溶接規格[4]（以下、溶接規格という）の規定に従い595℃以上710℃以下の溶接後熱処理が必要となり、工場での製作時は原子炉容器胴部を含む管台部全体を炉に入れて対象部位周囲より加熱を行う。

しかしながら、定期検査中の原子炉キャビティは、仮置きされた炉内構造物による放射線の遮断のためにホウ酸水で満たされており、溶接施工の対象である管台部へのアクセスルートは水中となる。

実機での溶接施工にあたっては、後述のように施工対象部位（管台内面）を局部的に気中としたものの、管台外面部へのアクセスルートは水中で変わらず、管台の外面を加熱するためのヒータを設置できない。したがって、工場製作時と異なり、対象部位の周囲から溶接後熱処理に必要な加熱が行えない状態である。（Fig.4）

このため、溶接後熱処理を必要としない溶接補修工法（常温テンパービード溶接工法）を適用する必要があったが、適用にあたっては、新たに技術基準適合性を確認する必要があった。

なお、国内では、溶接施工にあたって施工部を定められた温度以上に予熱を行うテンパービード溶接工法は適用実績があったが、この方法であっても、Fig.4のような環境では適切な予熱が困難であることから、溶接後熱処理、予熱ともに不要な常温テンパービード溶接工法の開発・適用について検討を行った。

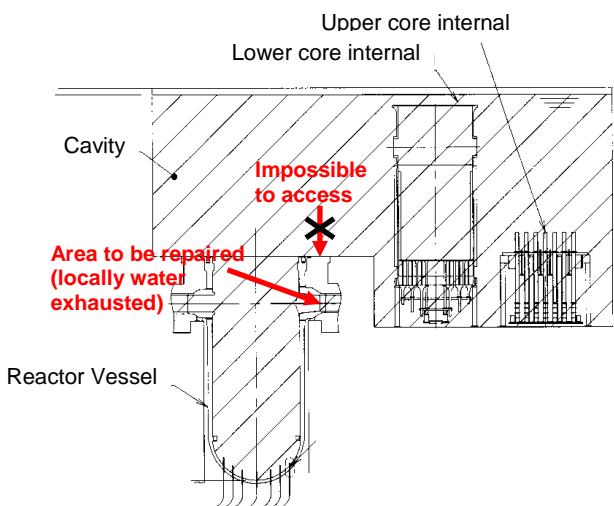


Fig.4 Surrounding environment of reactor vessel nozzles during refueling outage

### 3. 新保全技術の適用への取り組み

#### 3.1 新保全技術を適用するために遵守すべき事項

原子力発電所の主要な構造物は省令 62 号（発電用原子力設備に関する技術基準を定める省令。以下、技術基準という）に適合するように施設することを求められており、技術基準の詳細規定として規制当局に指定される日本機械学会の日本機械学会発電用設備規格設計・建設規格（以下、設計・建設規格という）、溶接規格等に従って補修を行う必要がある。

一方、上記規格等に記載の無い技術を適用しようとする場合、その技術が技術基準に適合することを確認する必要があるが、大飯3号機の補修を計画した時点では、技術基準適合性の確認の手続きを明確にする必要があった。

#### 3.2 適用までのプロセスの検討、確立

##### 3.2.1 研究・開発

原子炉容器管台等の異材継手部で、窪みを有する構造に対し、予熱なしでも焼き戻し効果の得られる常温テンパービード溶接工法は、国内で確立されていなかったことから、入熱条件等の検討を行った。また、管台部模擬形状の試験片等で溶接試験を行い、健全で適切な強度の溶接が得られることを確認し、新しい溶接施工の技術として確立した。

また、研究の成果は、適用部位を国内プラントの原子炉容器および蒸気発生器の出入口管台異種材継手部として発電設備技術検査協会の確性試験委員会に付議し、技術的に妥当であることの確認を受けている。

これらのプロセスは、規格に規定のない技術の開発、検証を行うためのものとして、従前からあるものである。

##### 3.2.2 許認可

一方、適用までのプロセスのうち、許認可については、検討を要した。

平成 18 年に性能規定化された技術基準では、溶接に関する要求事項が技術基準に追加され、特殊な設計による施設であって現行の溶接規格との同等性の判断が困難なものについては、特殊設計施設認可手続き（特認）が制度上は認められている。

あるいは新たに当該工法を規格化した後に、規制当局より技術基準の詳細規定として妥当であると認められる（エンドース）というプロセスも存在する。

しかしながら、いずれのプロセスも相当の期間を要することから、大飯3号機の補修までの約1年間で技術基準適合性を確認することは困難であった。

そこで、常温テンパービード溶接工法が技術基準に適合することの確認にあたっては、新たな保全技

術等の適用性や許認可手続き上の位置づけ等について事前検討する場として、平成 20 年 6 月に原子力安全基盤機構(JNES)に設置された RNP(Review of New Procedure for Technical Standards of Electric Facilities;新保全技術適合性検討作業会) [5]を活用した。

また、技術基準適合性の結果や、実機適用にあたっての施工条件、施工時の検査内容等の RNP での議論の結果については、規制当局と事業者で共有しておくことが望ましいことから、文書化を行い、公開のものとしておく必要があると考えた。

文書化の手段としては、平成 13 年より運用されている、自らの計画する行為に対し規制当局の法的見解を照会できる手続きである、法令適合事前確認手続照会書（ノーアクションレター）手続きを活用することとした。

これらの枠組みを組み合わせることで、性能規定化された技術基準の枠組みの中で、新たな保全技術を比較的短期間で実機適用を可能とできる手続きを確立した。

## 4. 適用プロセスの各ステップの取り組み

### 4.1 研究・開発

常温テンパービード溶接工法については、海外等で広く使われている技術ではあるものの、国内で原子炉容器管台等の異材継手部でかつ、窪んだ形状に適用するにあたり、適切な焼き戻し効果が得られることを確認するため、研究・開発を行った。

テンパービード溶接は、溶接により変態温度(Ac1)を超えて加熱され、硬化した熱影響部(低合金鋼)を、後続層の入熱により形成される Ac1 未満温度の領域で焼き戻すものである。

溶接条件の検討にあたっての考え方は、すでに実機適用実績のある“予熱を行う”テンパービード溶接と最高到達温度をあわせ、焼き戻し効果を与える温度域に滞留する時間の長さが適切なものとなるよう積層を繰り返すというものである。(Fig.5.1)

著者らは、常温テンパービード溶接の確立を判定する基準として、熱影響部の硬さをビッカース硬さ(HV1) 350 以下とすることを目指した。

この硬さ制限は、従来からテンパービード溶接の研究・開発において技術確立の判定基準として用いられており、確立した技術の妥当性について迅速な議論が期待できるものであったが、達成のためには検討を重ねる必要があった。

なお、上記の硬さ制限は、日本機械学会発電力原子力設備規格維持規格[6]において、「比較的水素量の多い溶接棒を使用したすみ肉溶接でも熱影響部で割れが発生しないことが米国の文献でも記載されている」として、確認することが望ましいと解説されているが、本稿で扱うテンパービード溶接工法はティグ溶接であることから、溶接棒に含まれてい

る水素量は少なく、保守的な設定である。

検討段階の試験データの傾向を Fig.5.2 に示す。以降の研究・開発では、溶接条件、開先形状や入熱の伝達状況を改善するとともに、焼き戻し効果のある温度域(Ac1 未満)の滞留時間確保のための積層数の検討を行い、判定基準を確実に達成できるよう、最終的に積層数は 6 層とすることとした。

なお、実機施工においては焼き戻し効果を期待する層の溶接終了後、積層を継続する場合は入熱を一定値以下に制限した溶接を行い、焼き戻された部位への熱影響を防止する。

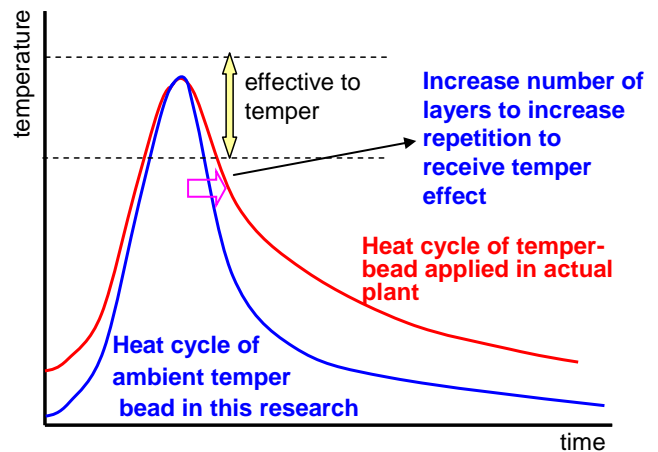


Fig.5.1 Improvement of temper-bead effect (image)

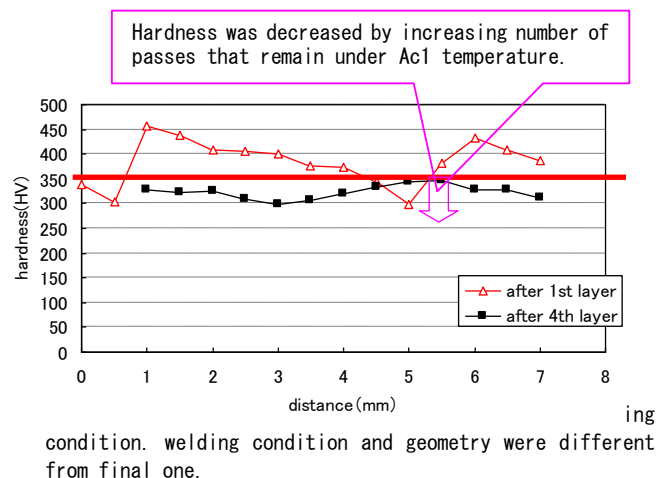
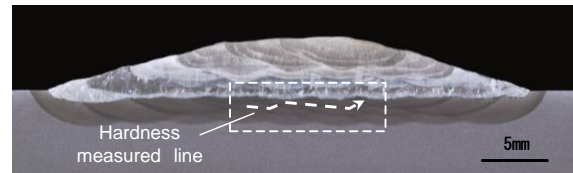


Fig.5.2 Data example of temper-bead layer repetition in development

以降、決定した溶接条件により試験体に溶接を行い、試験体に欠陥がないこと、強度や硬さなどを確認することにより、常温テンパービード溶接で施工された溶接部の健全性を検証した。

なお、溶接は標準条件とともに、現地の施工を念頭に、入熱が一定の範囲ばらついた場合や、施工姿勢（上向き、下向き、立向き）を変えた場合も行き、検証した。溶接した試験体の健全性、強度等を確認した結果は下記のとおりである。

常温テンパービード溶接を健全かつ適切な強度を有する溶接が得られる溶接工法として確立でき、研究・開発断面としては達成を見たため、上記試験結果を発電設備技術検査協会の確性試験へ付議し、検証を進めることとした。

(1) 外観、PT、UT

常温テンパービード溶接による施工を行った試験体に対し、上記の非破壊試験を行った結果、溶接規格の判定基準に照らして合格であった。

(2) 断面

常温テンパービード溶接による施工を行った試験体に対し、断面マクロ観察、断面ミクロ観察を行った結果、割れはなく、また低合金鋼部は適切に焼き戻された微細な組織となっていることを確認した。(Fig.6)

(3) 硬さ

常温テンパービード溶接による施工を行った試験体に対し、硬さ試験を行った結果、最高硬さは判定基準として用いた 350HV1 以下を満足することを確認した。(Fig.7)

(4) 継手性能、靱性

常温テンパービード溶接による施工を行った試験体に対し、上記の機械試験を行った結果、溶接規格の判定基準を満足することを確認した。(Fig.8,9)

(5) 低温割れが発生しないことの実証

常温テンパービード溶接の初層の溶接を行った試験体に対し、割れの無いこと、また、拡散性水素量の計測を行い、検出限界以下であることを確認した。

(6) 検査に関する検討

常温テンパービード溶接による施工を行った後の検査の要求事項、実施時期、実施内容を定めた。また、定めた検査内容であるカメラ等による間接目視や UT が実施可能であることを確認した。

(7) 実機模擬試験（モックアップ試験）

実機を模擬した異材継手を有する試験体に対し、常温テンパービード溶接により、部分溶接として強度溶接、及び全周溶接としてクラッド溶接を行った

結果、健全な溶接が得られていることを確認した。(Fig.10)

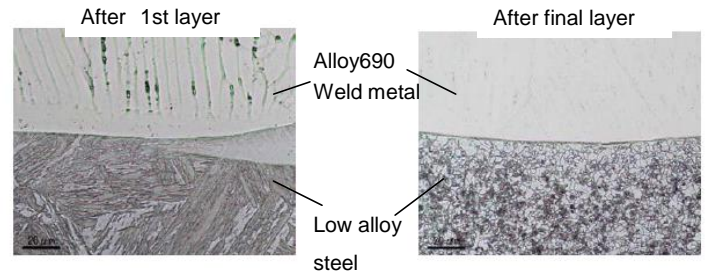


Fig.6 Microscopic image of mockup welded by ambient temper bead welding

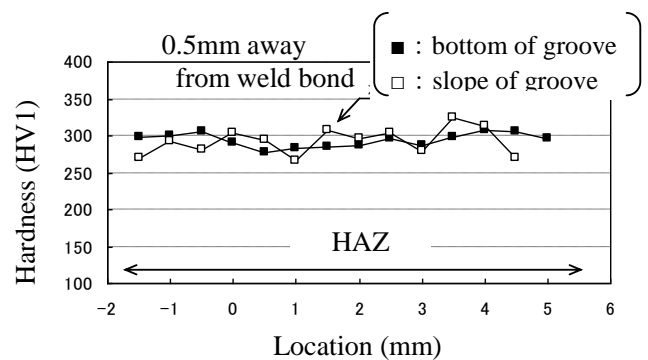


Fig.7 Axial distribution of Vickers hardness (regular heat input, flat position)

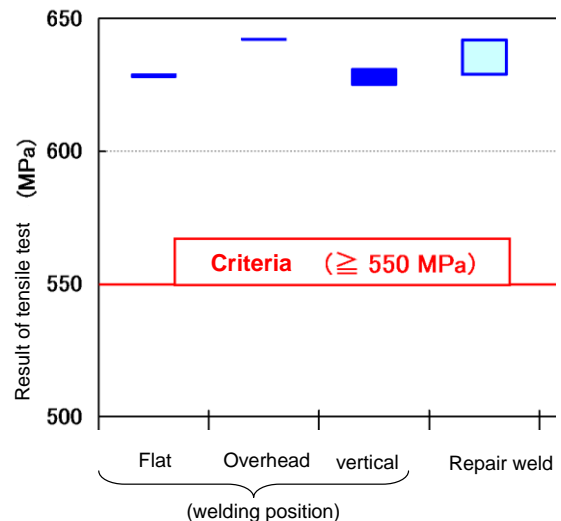


Fig.8 Comparison of various weld mockups (Tensile test)

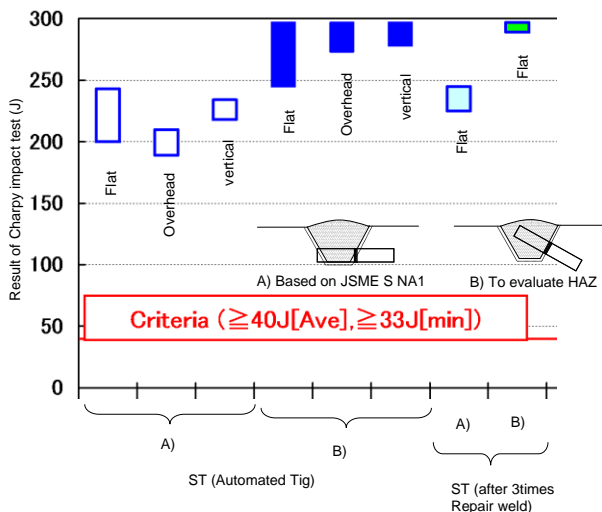


Fig.9 Comparison of various weld mockups (Charpy Impact test)

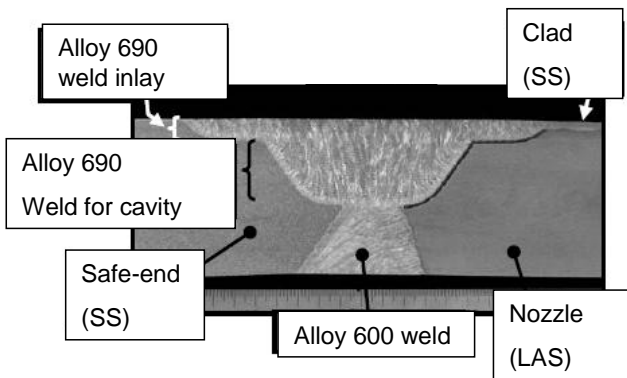


Fig.10 Longitudinal section image of the actual dissimilar metal weld region

## 4.2 確性試験

常温テンパービード溶接工法については、現在整備されている規格である溶接規格および維持規格に規定が無いことから、別途有識者を交えてその性能確認を行うこととし、前項の研究・開発の結果を、発電設備技術検査協会“原子炉容器出入口等管台等内面補修溶接における施工法（テンパービード溶接）の適用に関する確性試験委員会”（平成20年12月～6月）に付議した。[7]

審議においては、適用部位を原子炉容器管台部及び類似構造の蒸気発生器管台部に限定し、健全で適切な強度を有する溶接が得られること、また、溶接部の健全性が検査で確認できることを主な観点として審議を行った。

さらに、実機施工を念頭に置いた場合に、手直し溶接を実施する可能性は否定できないことから、溶接の方法として自動ティグ溶接の他に手動ティグ溶接と組み合わせた施工の方法、および手直し溶接の回数についても審議の対象とした。

なお、溶接の姿勢は、下向き、立向き、上向きの姿勢で施工可能であることを確認した。

委員会では、前項に示す各試験のデータ等を確認することにより、常温テンパービード溶接工法により施工された溶接部は、健全かつ適切な強度を有するものとして、技術基準の要求する性能を有するものであることが確認された。

なお、試験時に採用した入熱条件等は溶接施工時に確認すべき項目（エッセンシャルバリエブル）として明確化された。

## 4.3 RNP

RNPは、新たな保全技術について、その技術基準適合性や許認可手続き上の位置づけについて、検討することを目的とし、原子力安全・保安院、JNES、電気事業者、プラントメーカー、学協会の関係者により議論がなされる場である。

常温テンパービード溶接工法は、RNPが活用された最初の案件である。

常温テンパービード溶接工法が技術基準に適合することの確認にあたっては、前項に記載する確性試験の審議結果を踏まえ、技術基準第9条第15号の4条項（イ～ニ項）の詳細規定である溶接規格の要求事項を満足できることを確認し、技術基準への適合性を確認した。

また、技術基準適合性確認とは異なる観点ではあるが、施工法確認試験の要領や現地施工・検査の要領についても紹介するとともに議論を行い、溶接事業者検査（溶接安全管理審査）時の規制当局、事業者、施工会社間の整合を取った。

一方、許認可手続きに関して、溶接後熱処理を行わない溶接は、溶接事業者検査で検査員が対応できないことがRNPで課題として提示された。

これは、溶接事業者検査は、溶接事業者検査の内容等を規定したNISA文書「電気事業法施行規則に基づく溶接事業者検査（原子力設備）の解釈（内規）」にしたがって実施する必要があるが、同文書では3.1項の遵守すべき事項のとおり、規制当局に指定された規格である溶接規格が引用されている。溶接規格においては低合金鋼に溶接を行う場合は溶接後熱処理が要求されることから、溶接後熱処理を行わないテンパービード溶接工法に対しては、規格（規制当局）の要求事項の確認が行えず、検査に支障を来たすというものである。

この課題に対する対応として、上記のNISA文書が改訂され、溶接後熱処理を行わないテンパービード溶接工法適用時の検査に関する規定が追加されるとともに、今後新たにテンパービード溶接工法を適用する場合の扱いについて規定がなされた。

具体的には、新たにテンパービード溶接工法を適用するにあたっては、第三者機関による確性試験による適合性確認を受けた特殊な溶接方法については、あらかじめ、原子力安全・保安院の確認を受け

ることにより施工法確認試験ができ、実機適用に向けた手続き（溶接事業者検査）を進められることとなった。

#### 4.4 事業者と規制当局の手続き (ノーアクションレター)

常温テンパービード溶接工法の適用（施工法確認試験の実施）にあたって、前項に述べたように、あらかじめ原子力・保安院に確認を受ける必要があることとされたため、関原発第168号法令適用事前確認手続照会書（ノーアクションレター）により、確認行為を行った。（平成21年8月26日回答受領）

なお、照会は、確性試験同様に適用対象部位を国内プラントの原子炉容器および蒸気発生器の出入口管台異種材継手部として行っている。

この確認により、規格に記載のない特殊な溶接方法である常温テンパービード溶接工法に対し、通常の実機適用に向けた手続き（溶接事業者検査）が行えることとなり、ノーアクションレターの回答書受領後、事業者（本件の場合関西電力）にて、手続きを進めた。

### 5. 実機適用の状況

常温テンパービード工法適用にあたり、原子炉容器管台部へのアクセスは、2. 項に記載のとおり困難であることから、アクセスルートの確保、および放射線の遮断のため、今回の溶接施工では円筒容器を設置して気中環境を確保し、その中で溶接作業を行う工法を開発した。（Fig.11）

大飯3号機の工事は、円筒容器の設置から始まり、当該管台の内面除染後に、前回定検での欠陥除去による窪み部を溶接し易い形状に部分切削し（成型加工）、600合金で肉盛溶接し埋め戻した後、溶接部を円周方向に全周切削し、切削部を690合金のクラッド溶接を行なった。溶接はともに遠隔操作の自動溶接で実施した。なお、溶接の姿勢については確性試験で確認されたもののうち、埋め戻しの肉盛溶接は立向きで、全周のクラッド溶接は、下向き、立向き、上向きで実施した。

その後、念のため表面残留応力改善方策として、バフ施工を実施した。作業の工事期間は約42日（うち、溶接施工及び検査等は23日間）を要した。

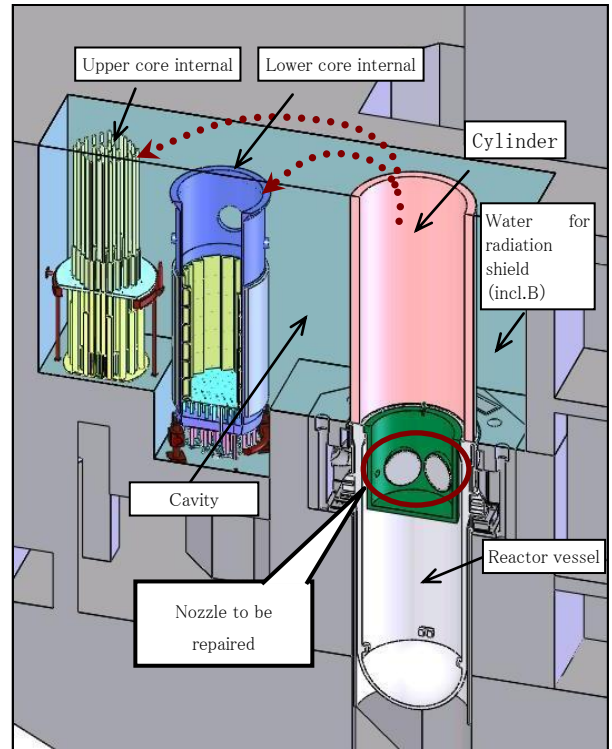


Fig.11 Repair work on reactor vessel nozzles at Oh Unit 3

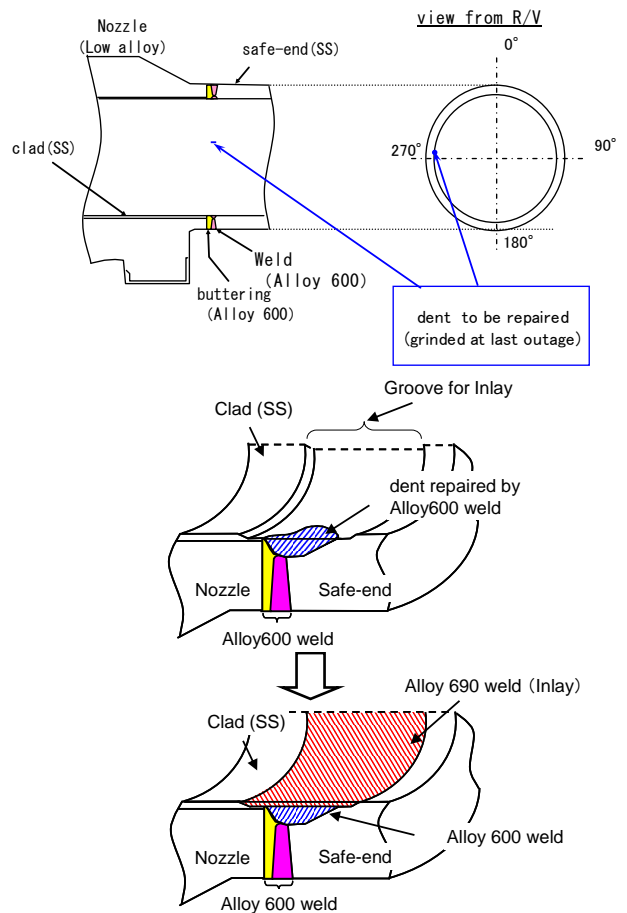


Fig.12 Detail of repair work on reactor vessel nozzles at Oh Unit 3

施工した常温テンパービード溶接時においては、入熱管理が最も重要であり、その重要なパラメータである「溶接電流」、「溶接電圧」、「溶接速度」を管理値内に適切に管理して溶接施工を実施し、また各ステップの検査の判定基準を満足していることを溶接自主検査員による検査で確認した。[8]

## 6. 新保全技術の速やかな適用に向けた課題

常温テンパービード溶接工法については、研究・開発の開始から、工事開始まで約1年と短いながらも、原子力・安全保安院、JNES といった関係者の尽力により、実機適用までのプロセスを確立できた。

これは、新保全技術の技術基準適合性を確認する手続きを確立し、新たな技術の適用を先導したという点で、その意味合いは大きいと考える。

一方で、今後、同様の新たな工法の適用を想定した場合の課題が抽出された。

今回確立した確性試験、RNP を経てノーアクションレターという手続きは、適用対象箇所を限定しての審議であり、本稿の常温テンパービード溶接工法についても、原子炉容器、蒸気発生器管台部以外に適用することはできず、他の部位に適用するにあたっては、何らかの手続きを行う必要が生じている。

なお、4項に記載の各ステップはそれぞれが相当に慎重な議論がなされるため、各ステップをほぼ並行して行った今回は関係者に繁忙を強いることとなった。

これらは、当面は新たな保全技術を適用するにあたって対応すべきものであり、ケースバイケースで対応する必要があると考えるが、あらかじめ新たな保全技術について広範囲かつ速やかに実機適用可能とできるような、さらに効率的な方法について事業者、施工会社にて新たな検討が必要であると考えられる。

## 参考文献

- [1] E-JAM Shinro Hirano, Kenichi Hamasaki, and Koji Okimura "Maintenance Activities for Alloy 600 in PWR Plants", Vol.2, No.2, GA13 (2010)
- [2] G. Rao, G. Moffatt, and A. McIlree, "Metallurgical Investigation of Cracking in the Reactor Vessel Alpha Loop Hot Leg Nozzle to Pipe Weld at the V. C. Summer Station," Westinghouse Non-Proprietary Class 3 Report, WCAP-15616, Rev.0, January 2001
- [3] 関西電力プレスリリース (2008.9)  
<http://www.kepco.co.jp/pressre/2008/0926-3j.html>
- [4] 日本機械学会発電用設備規格溶接規格2007年版 (JSME S NB1-2007)
- [5] 前川、菅野 “新保全技術の技術基準への適合性

確認について” 第6回保全学会学術講演会要旨集(2009.8)

- [6] 日本機械学会発電用設備規格維持規格2008年版 (JSME S NA1-2008)
- [7] 原子炉容器出入口管台等内面補修溶接におけるテンパービード溶接方法の適用に関する検討結果,三菱重工業MHI-NES-1042 (2009.7)
- [8] 市木、岩橋、寺田、中村、山本 “大飯発電所における原子炉容器出口管台予防保全対策工事の実施について” 第7回保全学会学術講演会要旨集 (2010.7)