

# PWR 蒸気発生器入口管台における割れ事例と点検規定について

## Cracking Events on PWR Steam Generator Nozzles and Its Relationship to Inspection Rules

日本原子力発電株式会社 堂崎 浩二 Koji DOZAKI Member  
日本原子力発電株式会社 中間 昌平 Shohei NAKAMA

Similar cracking events have been occurring on steam generator nozzles of Japanese PWR plants since the first case was found at Mihama-2 in September 2007. These cracks were found by eddy current test (ECT) prior to performing a kind of shot peening as a preventive measure on dissimilar metal weld (DMW), and were considered as primary water stress corrosion cracking (PWSCC) based on cause investigation. It was pointed out that surface finishing such as grinding or machining played an important role on crack initiation. Cause investigation on one of these cracking events, that is, Trusuga-2 case, is reported in this paper in detail.

Another discussion point on inspection rules was raised through these cracking events. Ultrasonic test has been usually performed for this DMW to meet the requirement of in-service inspection rules in Fitness-for-Service (FFS) Code issued by Japan Society of Mechanical Engineers (JSME). In practice, however, inaccessible region exists for this DMW due to geometric configuration. In JSME FFS Code, there has been prepared an exemption rule for such inaccessible region. These cracking events suggested that it might be necessary to limit application of the exemption rule for this DMW.

**Keywords:** Primary Water Stress Corrosion Cracking, Steam Generator Nozzle, Dissimilar Metal Weld, Fitness-for-Service Code, Ultrasonic Test, Inaccessible Region, and Eddy Current Test

### 1. 緒言

2007年9月、関西電力(株)美浜発電所2号機において、A-蒸気発生器(SG)入口管台溶接部に、また日本原子力発電(株)敦賀発電所2号機において、A、B及びC-SG入口管台溶接部に、渦流探傷試験(ECT)で有意な信号指示が認められた<sup>[1]</sup>。これらの事象はいずれも、当該管台異材継手部内面にPWR一次系水中の応力腐食割れ(PWSCC)に対する予防保全対策としてショットピーニング工事を行う予定であったところ、事前の管台溶接部内面状態確認のためのECTで有意な指示が認められたものであり、原因調査の結果、PWSCCであると推定されている。

関西電力(株)高浜発電所2号機<sup>[2]</sup>、3号機<sup>[3]</sup>及び北海道電力(株)泊2号機<sup>[4]</sup>においても、同様な事象が報告されている(平成20年5月までにトラブルとして報告された事象を挙げた)。

それぞれの事象における原因分析、対策の詳細は末尾の参考文献に引用したとおり原子力安全委員会の会合において公開されており、本報では個々の事象の詳細には立ち入らず、代表例として敦賀2号機における事象のあらましと、他プラントにおける事象のまとめを述べた上で、現行の検査規定との関係

において今回の一連の事象における問題点について述べる。そこから現行の検査規定の課題を抽出・整理する。さらに、課題に対するひとつの可能なアプローチについて考察する。

### 2. 蒸気発生器管台における割れ事象

#### 2.1 背景

PWR一次系機器にはニッケル合金母材及び溶接材料が広く使用されている。母材としてはSG伝熱管が主なものであり、溶接材料としては、炭素鋼または低合金鋼のフェライト鋼で製作された容器と、オーステナイト系ステンレス鋼で製作された配管を接合する異材継手に適用されている。SG管台異材継手部の模式図をFig. 1に示す。

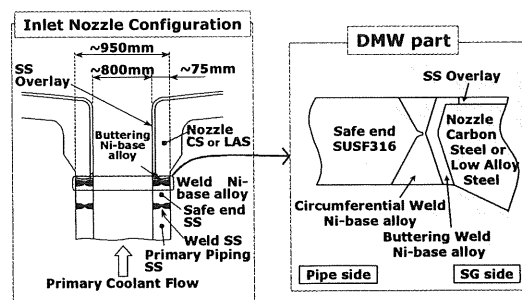


Fig. 1 SG Nozzle Inlet Configuration

比較的新しい時期に SG 取替を実施したプラントにおいては、当該異材継手部のニッケル合金溶接材料には 690 系が使用されているが、それ以前に SG 取替を実施したか、SG 取替を実施していないプラントにおいては 600 系が使用されている。このため、600 系を使用しているプラントでは、PWSCC 発生可能性を考慮し、当該部の溶接残留応力を改善するための予防保全対策としてショットピーニングの適用が計画されてきた。ショットピーニングの適用に当たっては、工事実施前に当該溶接部内面の状態を確認することを目的として ECT を実施することとしており、今回の一連の事象においては、このような計画に沿って ECT を行った結果、有意な指示が見られたものである。

## 2.2 敦賀 2 号機における事象

敦賀 2 号機においては、ECT の結果、A-SG で 1 箇所、B-SG で 5 箇所、C-SG で 23 箇所の指示が見られた。その後、超音波探傷試験 (UT) により欠陥のサイジングを行ったところ、最大欠陥深さは B-SG で約 12mm、C-SG で約 13mm であった。A-SG の欠陥は UT サイジングができなかった。

原因調査として、A-SG 及び B-SG の欠陥に対する SUMP 観察(フィルムによるレプリカ)、及び C-SG の欠陥に対するポートサンプル調査を行った。Fig. 2 に A-SG に対する SUMP 観察結果を示す。図中右のスケッチに示すとおり、ECT の指示があった箇所に肌荒れ(微細なきず)が見られ、それらの中心付近に手直し溶接の跡が認められた。手直し溶接は、図中左の写真に示すとおり、バタリング溶接部と周方向溶接部の境界に残っていた。同様な手直し溶接と肌荒れ(微細なきず)は B-SG に対する SUMP 観察でも認められたが、一方で、手直し溶接跡がなくても欠陥が見られた箇所もあった。

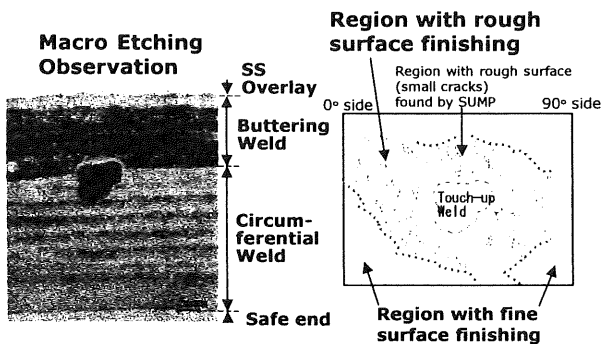


Fig. 2 Cause Analyses of A-SG (SUMP)

C-SG に対するポートサンプル調査における破面の SEM 観察結果を Fig. 3 に示す。PWSCC に特徴的なデンドライト境界に沿った破面が認められた。

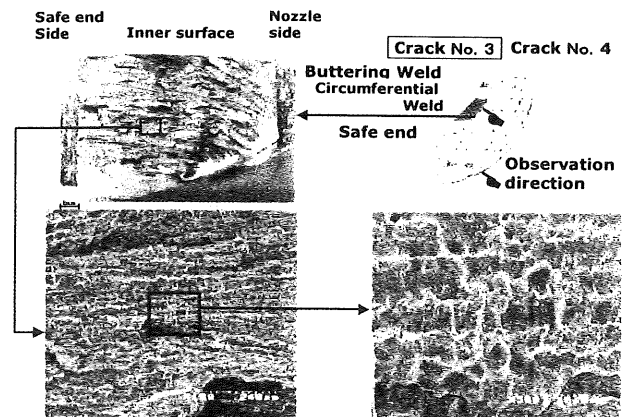


Fig. 3 SEM Observation of Crack No.3 of C-SG

前述のとおり、手直し溶接後に再度グラインダ加工を行ってバフ仕上げをしていない場合があることのみが PWSCC 発生に至った高引張応力の発生要因ではないことがわかったため、種々の表面加工状態を模擬した試験体の応力測定を実施した結果、強い種類のグラインダ加工(例：高周波グラインダ)後にバフ仕上げを行ったものの部分的にグラインダ加工の影響が残った場合にも、表面に高い引張応力が残留する可能性があることがわかった。模擬試験体の応力測定結果とその考察についての詳細は、参考文献 [1] を参照されたい。

## 2.3 他プラントにおける事象の概要

敦賀 2 号機以外のプラントにおいても、個々に報告されているとおり、グラインダ加工か機械加工かの違いはあるものの、当該異材継手の溶接後に表面加工を行っており、これらの表面加工による高い引張応力が残留して PWSCC が発生したとの推定原因は共通している。

Table 1 に今回の一連の事象で見られた欠陥の数、長さ及び深さの最大値をまとめて示す。最大深さは最も深いデータが得られたケースで約 15mm であり、個々のプラントにおいては徐々に進展したと考えられるが、プラント運転時間 (SG 取替を実施した場合は SG 取替以降の運転時間) と欠陥最大深さとの間に特に一貫した明確な関係は見られず、ばらつきがあるものと理解される。

Table 1 Summary of Similar Events in Japan

NPP	Approx. Operating time(hr)	ECT results (No. of cracks)	UT sizing(mm)
			L:Max. length D:Max. depth
Mihima-2	92,000 (since SGR)	A-SG:13	L:17, D:13
Tsuruga-2	149,000	A-SG:1 B-SG:5 C-SG:23	Under sizing limit L:21, D:12 L:14, D:13
Takahama-2	99,000 (since SGR)	A-SG:3 B-SG:2 C-SG:4	Under sizing limit L:7, D:6 L:14, D:8
Takahama-3	172,000	A-SG:7 B-SG:16 C-SG:9	L:28, D:9 L:38, D:15 L:14, D:9
Tomari-2	131,000	A-SG:3 B-SG:10	L:13, D:7 L:10, D:5

### 3. 検査規定との関係

#### 3.1 現行規格の規定

今回の一連の事象においては、予防保全対策工事を実施する前の当該異材継手溶接部内面の状態確認を目的とした ECT によって指示が認められたことで欠陥が検出されている。このことと、現行の当該部の検査プログラムとの関係について考えるため、まずは現行の維持規格において、当該部に対する検査要求がどうなっているかを整理する。また、PWSCC の事例を踏まえ、規制当局が特別に検査要求を示した文書（以下、「NISA 文書」という）における要求内容についても述べる。

##### 3.1.1 現行維持規格の規定

（社）日本機械学会 発電用設備規格 維持規格 (JSME N NA1-2004) によれば、SG 管台異材溶接継手は B-F カテゴリに分類され、呼び径 100A 以上の管台部にあつては、Fig. 4 に示す範囲 A-B-C-D に対する体積試験（具体的な運用としては外表面からの UT）に加え、表面試験（同じく外表面の PT）が要求されている。

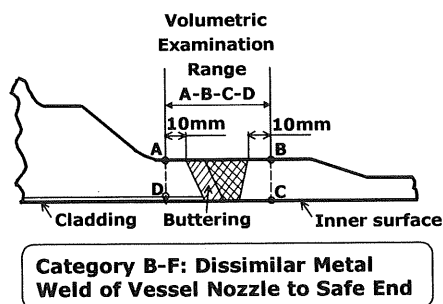


Fig. 4 Inspection Range of Volumetric Examination for Category B-F in JSME FFS Code

今回欠陥が検出された部位に対しては、上記の維

持規格に基づく検査が行われてきているが、これまで特に外表面からの UT で欠陥を検出した事例はなかった。これは、敦賀 2 号機の場合を例に Fig. 5 に示すとおり、当該異材継手部においては管台部と溶接部との距離が短く、管台側の幾何学的形状により UT 探触子が十分にアクセスできない領域があるためである。

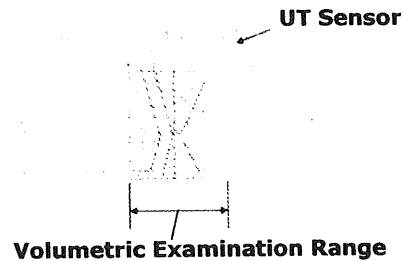


Fig. 5 Inaccessible Range of UT Sensor for SG Nozzles of Tsuruga-2

現行の維持規格では、IA 項（検査の一般事項）において次のような「IA-2360 接近性」の規定がある<sup>[5]</sup>（下線は著者による）。

#### IA-2360 接近性

(1) コンクリートに埋設または囲まれた機器、ガードパイプ内の支持構造物、取外し困難な補強材、遮へい材、保護部材等で囲まれている機器あるいは幾何学的形状等のため構造上接近または検査が困難な機器の当該箇所は検査を免除してもよい。ただし、このような機器の当該箇所を、記録しておかなければならない。（後略）

これまでこの規定に基づき、接近できないために探傷できない範囲（以下「探傷不可範囲」という）に対する検査が免除されるとともに、記録が行われてきた（以下、この規定を「免除規定」という）。

##### 3.1.2 NISA 文書による要求

平成 15 年 9 月、敦賀 2 号機加圧器管台の異材継手部においてホウ酸の析出が認められ、調査の結果、管軸方向に進展した PWSCC が溶接金属部を貫通したことが判明した事象があった<sup>[6]</sup>。

この事象と、海外の類似事象とを踏まえ、原子力安全・保安院は、平成 15 年 12 月に PWR 事業者に対して NISA 文書<sup>[7]</sup>により指示を出した。この NISA 文書は PWR 一次系バウンダリに対する検査要求を示しており、呼び径 100A 以上の SG 管台異材継手に対しては、

維持規格のUT及びPTに加えて、保温材をはがして地金にホウ酸の付着の有無を目視確認するベアメタル検査(Bare Metal Visual Examination : BMV)を要求している。

### 3.2 今回の事象を踏まえた課題

#### 3.2.1 探傷不可範囲について

今回の事象では、3.1.1 で述べたとおり、外面からの UT における探傷不可範囲に欠陥が検出されている。従って、今後当該異材継手部の内面の確認をどのようにして行うかが課題となる。

また、当該異材継手部以外にも維持規格の免除規定により検査を免除されてきた検査対象部位に対して、検査規定として新たな対処が必要か、また必要と考えられる場合にはその対処方法も検討すべき課題であると考えられる。

#### 3.2.2 個別検査と標準検査について

JSME 維持規格における当該異材継手に対する検査規定は 3.1.1 で述べたとおりであるが、この規定は維持規格における標準検査として位置づけられている。Fig. 6 に維持規格の成り立ちを示すように、維持規格における標準検査は ASME Boiler and Pressure Vessel Code Section XI : In-service Inspection (ISI) の規定を参考に策定されたものである。

一方、維持規格には標準検査の他に個別検査がある。これは(社)火力原子力発電技術協会(火原協)の炉内構造物等点検評価ガイドライン(現在は(社)日本原子力技術協会(原技協)に引き継がれている。以下「ガイドライン」という)において主として炉心シュラウド等特定の炉内構造物に対して SCC 等特定の損傷モードを考慮した点検規定として策定されたものを維持規格に取り込んだものである。

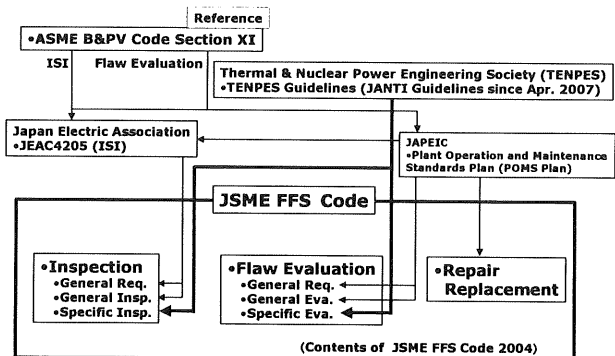


Fig.6 Overall Scheme of JSME FFS Code 2004

ガイドラインにおいては、上述の個別点検を補足する意味で一般点検を策定しているが、維持規格に

おける標準検査はガイドラインの一般点検とは成り立ちが異なり、従って意味、内容とも異なるものである。維持規格における個別検査、標準検査は一応、次のように理解される。

個別検査：特定の経年変化する事象に対して、当該事象の進展評価に基づき、機能維持の観点からその後の検査計画を合理的に設定し炉内構造物とクラス 1 機器の一部を対象に実施する検査。

標準検査：経年変化する事象を限定せずに行う検査で、基本的に全ての対象構造物の代表部位について実施する検査。

JSME 維持規格 2004 年版では、Fig. 7 に示すように、炉内構造物等の標準検査の内容を調整し、両者が重複しないようにしている。

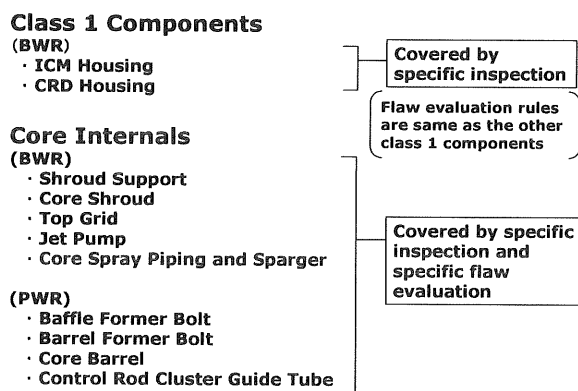


Fig. 7 Components covered by specific inspection

今回の事象は、SG 管台異材継手部に PWSCC という特定の損傷モードが生じ、維持規格標準検査の規定に基づく外面からの UT では探傷不可範囲があることはわかっていたため、予防保全対策工事施工前の内面状態確認として ECT を実施したところ欠陥が検出されたものである。従って、今回の事象を踏まえて当該異材継手部に対する検査規定を検討する場合、特定部位に生じる特定の損傷モードに対する検査規定を考えることになるため、当該部に対する新たな個別検査規定を考えていくとの整理が可能である。

しかしながら、今後クラス 1 機器等についてさらに個別検査を追加しようとする場合、当該部位に対して最適な検査プログラムを実現するためには、標準検査との重複回避が重要な課題になってくると考えられる。

### 3.3 課題に対する検討方針の考察

ここでは、3.2 で述べた検査規定上の課題に対してどのように検討すべきかについて、ひとつの可能な

考え方を述べてみる。維持規格としてどのように対応すべきかについては、今後、JSME 発電用設備規格委員会等、公開、公平、中立な規格検討の場において議論を尽くし制定すべきものである。

今回の事象によって、当該異材継手内面の状態を確認するために ECT が有効であることが示されたと考えられるが、今後仮に当該部位に対して ECT を維持規格上の要求として位置づけるとすると、明らかに特定部位の特定損傷モードに対する検査であるから、維持規格の考え方からは個別検査に位置づけられるものと考えられる。

標準検査の要求である体積検査として実施してきた外面からの UT に探傷不可範囲があることから、その代替として位置づけるとの考え方もあるように思われるが、SG 管台のように厚肉の部位に対しては ECT を体積検査要求の代替と位置づけることには議論が必要であり簡単ではないと考えられる。

従って、ECT の規格上での導入及びその位置づけについては、規格策定の場で十分に議論する必要があると考えられる。

一方、当該部位及び過去の加圧器管台等 PWR 一次系容器管台の異材継手部で認められた欠陥はいずれも軸方向欠陥であり、仮に欠陥が検出されずに進展・貫通したとしても極めて小規模の漏えいを生じて発見され、安全上の問題となる大規模な漏えいや破壊に至る前に原子炉を停止し補修を行う等の対処が可能と考えられる。このことが NISA 文書においてこれらの部位に対して要求している BMV の有効性の裏づけになっているものと考えられる。BMV の維持規格への取り込み、及び取り込む場合の位置づけについても、規格策定の場で十分に議論する必要があると考えられる。

#### 4. 結言

最近わが国の PWR において SG 管台異材継手部に PWSCC と見られる欠陥を検出した事象について、現行の検査規定との関係における課題を抽出・整理し、ひとつの可能なアプローチについて考察した。今後、公開、公平、中立な規格検討の場において議論を尽くし、関係者がコンセンサスを形成した上で規定を整備し、プラントに適用されることが重要である。

#### 参考文献

- [1] 第7回原子力安全委員会臨時会議 配布資料(2) 及び(3), 平成20年2月7日
- [2] 第8回原子力安全委員会臨時会議 配布資料(3), 平成20年2月12日
- [3] 第7回原子力安全委員会臨時会議 配布資料(1), 平成20年2月7日
- [4] 第24回原子力安全委員会臨時会議 配布資料(1), 平成20年4月10日
- [5] (社)日本機械学会 発電用設備規格 維持規格 2004年版(JSME N NA1-2004)
- [6] H. Kobayashi et al, PWSCC Experience of Pressurizer Dissimilar Metal Welds at Tsuruga Unit-2, ICONE-12, Apr. 2004
- [7] 原子力安全・保安院, 加圧水型軽水炉の一時冷却材圧力バウンダリにおける Ni 基合金使用部位に係る検査等について, NISA-163a-03-1, 平成15年12月12日