発電プラントの健全性確保に求められる欠陥検出確率の検討
(損傷確率に及ぼす欠陥検出確率の影響評価)東海林 一^{*1}, 水谷 義弘^{*2}, 葭田 貴子^{*2}Study of crack detection probability for maintenance reliability of power plant
(Estimation of crack detection probability on the damage probability)Hajime SHOHJI^{*1}, Yoshihiro MIZUTANI^{*2} and Takako YOSHIDA^{*2}^{*1}Department of Mechanical Science and Engineering, Tokyo Institute of Technology

2-12-1 Ookayama, Meguro-ku, Tokyo 152-8550, Japan

^{*2}School of Engineering, Tokyo Institute of Technology

2-12-1 Ookayama, Meguro-ku, Tokyo 152-8550, Japan

Received: 8 August 2016; Revised: 15 September 2016; Accepted: 2 December 2016

Abstract

This paper discuss about suitable damage size that should be detected by ultrasonic testing (UT) for nuclear power plant piping when consider about propagation of IGSCC. The power plant piping loop is inspected using UT as an in-service inspection (ISI). The reliability of UT result is affected by examination personnel. In this paper, the reliability of UT is defined simplified POD (Probability of detection) curve. The curve is defined by only three parameters, minimum detectable crack depth (a_0), most detectable crack depth (a_1) and maximum POD(m). The reliability of plant piping with different diameters are estimated by using this POD curve. The Failure probabilities were calculated with Monte Carlo approach. In case of low carbon stainless steel with IGSCC, a_1 and m are less than 6 mm and 0.96 respectively, the piping loop failure probability is under 1×10^{-7} . In another case of sensitized stainless steel with IGSCC, a_1 and m are less than 6 mm and 0.96, the piping loop failure probability is under 1×10^{-3} . It was found that the parameters of a_1 and m do not affect plant reliability when a_1 is between 3 to 6mm, and m is between 1.00 to 0.96. This result can be used to decide the requirement for examination personnel reliability.

Key words : Inservice inspection, Nuclear power plant, Ultrasonic testing, Probability of detection, Examination personnel, IGSCC, Failure probability

1. 緒 言

発電用原子力プラントでは、運転開始後もその健全性を確認するため、重要な機器について、日本機械学会 発電用原子力設備規格 維持規格に従った供用期間中検査 (ISI: Inservice Inspection) が行われており、クラス 1 配管系の場合には溶接部の健全性を確認することとなっている (日本機械学会, 2012)。現在の維持規格の考え方は、運転開始後 40 年間は 10 年を 1 サイクルとし、1 サイクルで検査対象部位 (配管系の場合には溶接継手数) の 25% を検査し、次のサイクルも同一箇所を点検していく継続監視の考え方に基づいている。継続監視で前回点検と違う結果が検知されたなどの異常が確認された場合には類似箇所の点検や全数点検を行うこととなる。すなわち供用期間中に特に異常が見つからなかった場合には、プラント供用中に検査対象とはならない部位が存在することとなる。

一方で ISI では主に超音波探傷試験 (UT :Ultrasonic Testing) で配管溶接部等の内表面のきずの有無を確認しているが、UT 結果の信頼性はそれを実施する試験技術者の技量によって影響を受けるものとされている。そのため日本非破壊検査協会が実施する資格試験で認定された者が探傷を実施している。これに対して、例えば米国を

No.16-00359 [DOI: 10.1299/transjsme.16-00359], J-STAGE Advance Publication date : 16 December, 2016

^{*1} 正員, 東京工業大学 大学院理工学研究科 (〒152-8550 東京都目黒区大岡山 2-12-1)^{*2} 正員, 東京工業大学 工学院

E-mail of corresponding author: shohji@cripi.denken.or.jp

はじめ多くの国では、同様の資格試験で認定されていることに加えて、検査実証制度（Performance Demonstration: PD 制度）に従った認証試験が求められている。これは実際の対象部位と同様の試験体を用いて、探傷手順や使用機器、探傷技量を実証的に確認するもので、これに合格した者が ISI に従事できる。日本国内でも上記に準じた制度の導入に向けた動きがあるが、現状ではき裂状欠陥の深さ測定についてのみ適用されている。欠陥の検出にも同制度を適用していくことも考えられるが、その場合には国内の PD 制度規定である NDIS0603（日本非破壊検査協会, 2015）の考え方に基づいて、米国の ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section XI, Appendix VIII の許容基準を参考として運用される見込みである（American Society for Mechanical Engineers, 2014）。

ASME の規定では、きず数（きず範囲）に対する検出数と、無きず数（無きず範囲）に対する誤検出数で判定するもので、付与されたきずの大きさに関する影響は規定されていないことから、大きなきずを全て検出し、小さなきずを見逃した場合も、小さなきずを全て検出し、大きなきずを見逃した場合も同等に扱われる。実際には、大きなきずを見逃すことは損傷の可能性を大きくし、小さいきずは見逃しても損傷に至る可能性への影響は小さいことは容易に想像できる。特に小さいきずの検出を求めた場合に、きずではない部分をきずと判定することや、微小な信号に注意するあまり重大な信号を見逃してしまうなどの弊害も予想される。これらの試験技術者に対する過剰な要求は、試験結果の信頼性を低下させるものであり、試験技術者や検査コストなどのリソースを無駄に使用していることにもなる。プラントの健全性に影響を及ぼさない範囲で、試験方法や試験技術者の技量に対する要求レベルを適切に設定することで、検査結果の信頼性を向上させ、結果としてプラント全体の信頼性を向上させることができる。

既往研究において、配管溶接部に対する欠陥検出精度および欠陥深さ測定精度が、当該溶接部の破損確率に与える影響について検討し、検出可能な欠陥寸法を小さく設定しても、当該溶接部の破損確率に与える影響はほとんどないとしている（町田, 2011）。当該研究は粒界型応力腐食割れ(IGSCC: Intergranular Stress Corrosion Cracking)を想定し、全数点検の点検精度が破損に至る可能性を検討しているが、損傷事例のない通常の配管溶接部の ISI は抜き取り検査であり、損傷が顕在化しない場合には点検されない溶接継手も存在する。本稿では、多数の溶接部を有する配管系統全体の破損確率が欠陥検出精度によってどの程度の影響を受けるかを検討する。すなわち、一つは維持規格に基づく点検計画を考慮し、ある配管系統の溶接部のうち 25% を検査対象として継続監視を行い、異常が検知された場合には類似箇所の追加点検を実施し、継続監視対象外の継手の損傷も点検されることで、配管系統全体としての破損を防ぐモデルとした。さらに、実際に人が行う検査においては、大きな欠陥であっても検出率が必ず 100% にはならないと想定し、ある欠陥深さ以上のきずは検出可能で、深さが大きくなるに従い検出率が上がるが、必ずしも 100% とはならないものとした。これらの検討によって、試験技術および試験技術者のあるべき能力を特定する。

2. 破損確率を推定するモデル

以下に示すモデルに対し、維持規格に従った ISI を想定した場合についてモンテカルロ計算を行うことで、プラント健全性に影響を及ぼす可能性について検討を行う。

2・1 想定する配管系統モデル

プラントを構成する配管系統として、図 1 に示すような、容器ノズルから冷却水を取り出し、ポンプで加圧、

Fig. 1 Piping loop system model.

Table 1 Specification of piping system model.

Nominal Diameter	Diameter (mm)	Weld length (mm)	Thickness (mm)	Number of Joint
600A(24B)	625	1963	38	24
400A(16B)	416	1307	26	12
300A(12B)	326	1024	21	20
150A(6B)	165	518	14	6

ヘッダ管で分岐した上で注入ノズルから炉容器に注入する系統を想定する。主配管は大口径配管（600A）とし、ヘッダ部および注入配管は中口径（400A, 300A）で主に構成される。また分岐部や合流部もあり、それらの部位には小口径管（150A）もある。この系統が、1プラントあたり2系統存在するプラントをモデルとする。他の系統に分岐した先については、本モデルでは考慮しない。検査対象となる配管溶接部の想定を表1に示す。

2・2 検査能力指標

検査能力を示す一つの指標として欠陥検出確率（Probability of Detection: POD）がある。PODは一般的にUTによるき裂状のきずに対する値としては、そのきず深さに依存するものとして示される。これはきずが小さい場合に、きずからの信号（反射エコー）の強度はきずの面積に比例することから、きずの形状が概ね同じであれば信号強度の指標となるためである。図2に一般的なPOD曲線の形状を示す。通常の検査であれば、検出限界であるき裂深さ（ a_0 ）まではPODは0であり、その値を超えたところからPODが増加し、ある深さ（ a_1 ）以上のき裂は100%検出される。理想的な環境であれば a_0 を超えたところでPODは急激に上昇し、100%となる。劣悪な環境での検査や、不適切な作業など検査能力が低下している場合には、さらに緩やかな上昇曲線となり、PODは100%に近づいていく。一方で超音波の減衰の大きい、いわゆる難探傷部位とされる対象物では、 a_0 の値が大きくなることから、POD曲線自体が横方向にシフトする。

これらのPOD曲線を示す式は図3に示すようにいくつか提案されている。式(1)はある一定の深さを超えた場合に検出可能となり、ある深さになると100%検出され、その間を誤差分布（正規分布）で確率的に推移としたものである。式(2)は式(1)に対し、ある一定の深さ以上であっても100%検出とはならないと考えるものである。MIL-HDBK-1823Aでは式(3)が提案されており、信号検出理論に基づく検出確率として定義されている（Department of Defense, 2009）。各々の式において、 P_{ND} は欠陥信号 x のときの非検出確率、 ν はPODが50%のときの傾き、 x は欠陥信号、 x^* はPODが50%になる位置である。なお、式中の $erfc$ は相補誤差関数であり、式(4)で定義される。これらの式は図3に示すように概ね同じ形状となる。

Fig. 2 Schematic diagram of POD curve. In case of good conditions, the POD rise sharply than the normal curve, in poor condition the POD curve gradually rises. For ultrasonic attenuating (difficult to crack detection) materials the POD curve shift laterally.

Fig. 3 POD curve represented by each proposed formula. There is a small difference between each curves, although, the shapes of the curves are resemble each other.

$$POD(x) = 1 - P_{ND} = 1 - \frac{1}{2} erfc\left(\nu \cdot \ln \frac{x}{x^*}\right) \quad (1)$$

$$POD(x) = 1 - P_{ND} = 1 - \left[\varepsilon + \frac{1}{2} (1 - \varepsilon) \cdot erfc\left(\nu \cdot \ln \frac{x}{x^*}\right) \right] \quad (2)$$

$$POD(x) = \frac{e^{(b_0 + b_1 \ln(x))}}{1 + e^{(b_0 + b_1 \ln(x))}} \quad (3)$$

ここで,

$$\operatorname{erfc}(x) = 1 - \operatorname{erf}(x) = 1 - \frac{2}{\sqrt{\pi}} \int_0^x e^{-t^2} dt \quad (4)$$

Becker らは、式(1)を用いて実際の米国の試験技術者の POD 曲線を推定したが、実際のきずの検出率を基に近似させると、欠陥深さが 0mm であっても検出確率があるなど現実を表しているとは考え難い分布となった (Becker, 2001). これに対して原子力安全基盤機構の実施した研究では、ステンレス鋼配管溶接部に発生した応力腐食割れ(SCC)の場合には、概ね深さ 4mm 以上のきずについては全て検出可能であり、それ以下の場合に POD が低下し、概ね深さ 1mm 程度で検出限度となる結果となっている (原子力安全基盤機構, 2005).

これらの結果から、本検討では図 4 および式(5)に示すような簡易な POD を仮定する. この仮定は、使用する超音波探傷機材や探傷条件から検出可能なきず深さの最小値 (a_0) は試験技術者の技量によらず概ね一定の値となり、それ以下の深さのきずは POD は 0 となる. きずの深さがある程度 (a_1) 以上であれば、POD は 100% に近づき、 m となる. これらの間は直線的に POD が変化していくものとする. この簡易式について a_1 と m がどの程度悪化した場合に、プラントの健全性が影響を受けるかの検討を行うことで、検査能力に関する議論を簡略化する.

$$\begin{aligned} \operatorname{POD}(x) &= 0 [x < a_0] \\ \operatorname{POD}(x) &= \frac{\varepsilon}{(a_1 - a_0)} (x - a_0) [a_0 < x < a_1] \\ \operatorname{POD}(x) &= m [x > a_1] \end{aligned} \quad (5)$$

Fig. 4 Simplified POD Curve.

2・3 き裂の発生および進展に対する仮定

プラントで想定されるきずについては、既に対策が施され、発生や進展が抑えられており損傷に至る可能性は不確実性を考慮しても十分な裕度がある. ISI を実施する目的は想定外の損傷モードがあった場合の検知であることを考慮し、想定外の条件を設定する必要がある. 想定外としても疲労のような損傷は、振動計測や運転管理等で検知および対策が可能であることから対象外とする. IGSCC も、その発生や進展メカニズムは明らかになっており、対策もされている. しかし、過去には対策材とされた低炭素ステンレス鋼に IGSCC が発生した事例もあることから、本検討ではこれまで知見の無い環境や材料で発生する IGSCC を想定する.

IGSCC は確率的に発生し、時間の経過とともに進展していくものと考えられる. 発生確率は表面の残留応力と材質などの条件が同程度であれば、単位溶接線長さに対して一定であると考えることができる. 実際のプラントの点検結果についてまとめた報告がある (清水他, 2010). 実際の点検総数および対象口径、個々の継手の運転期間は明らかにされていないが、報告時点で稼働していた類似の系統を有する 27 基に対して全数点検が行われていたことから、各々表 1 の継手を有しているプラントの点検結果と推定できる. 各対象部の運転期間の推定は、定

期検査や途中の改造等もあり難しいが、各プラントの運転開始年から主に点検の行われた 2007 年までの平均経過期間が 23.1 年であることから (日本原子力産業協会, 2015), 平均して 20 年間の運転実績であったと推定できる。これらの点検で 181 個の IGSCC が検出されていることから、単位時間・単位溶接線長あたりの発生率は、 $1.2 \times 10^{-13} [(\text{mm} \cdot \text{s})^{-1}]$ と計算される。この発生率によって、運転期間に応じてランダムにき裂が発生するものとする。ここでき裂の発生とは、微視的なき裂ではなく、UT でそれまでに検知不可能であったものが検知可能な大きさに成長することであり、計算モデルでは UT で検出不可能な最も大きい深さ (a_0) を持つき裂が発生確率に従ってランダムに発生するものとする。

SCC の進展速度については、維持規格で定める鋭敏化ステンレス鋼 (SUS304 等) が最も早いことから仮定の一つとする。一方、現行のプラントで主に用いられている低炭素ステンレス鋼 (SUS316 等) で、応力改善等を行われていない継手の健全性評価では、保守的に評価するために、溶接熱影響部では鋭敏化ステンレス鋼の進展速度を、溶接金属に進展した後は低炭素ステンレス鋼の進展速度を設定している (経済産業省 原子力安全・保安院, 2009)。

溶接残留応力については、健全性評価で用いる 600 A および 300 A の残留応力分布を使用し、400 A および 150 A については 300 A の残留応力分布を拡張して使用した。疲労による進展は微小であることから考慮していない。これらの進展速度や残留応力分布は保守的な値を十分有しているものとして、ばらつきは考慮していない。

2・4 ISI 実施手順と破損確率の定義

ISI の実施手順は、現状の維持規格で定めるものとした。40 年目までは 10 年を 1 サイクルとし、1 サイクルで全体の 25% の継手を検査し、次サイクルも同一箇所を定点監視する。1 サイクル内で 8 回の定期検査 (ISI) を実施し、定期検査の間の運転期間は、法令による最長運転期間 (13 ヶ月) に、起動停止、試運転期間を加えた 14 ヶ月とした。40 年目以降は 7 年を 1 サイクルとして、同一箇所を点検する。異常が検出された場合には、類似箇所について、その定期検査での検査予定箇所数と同数の追加点検を実施し、そこでも同様の異常が確認された場合に全数について追加点検を実施する。

検査を実施して、異常が検知できた場合には、実際のプラントでは、その継手は補修あるいはき裂進展評価を行い継続使用とするが、本検討では全て補修対応するものとした。実際に補修を行う場合には、溶接継手数が増えることが多いが、本検討ではそれは考慮していない。同一継手に複数のき裂が発生することも計算モデルでは想定しており、各々のき裂に対して POD に従って検出可能としている。なお複数のき裂の合体は考慮していない。複数き裂がある継手の場合には、1 つのき裂が検出された場合にはその継手は補修されるため、全てのき裂が除去される。さらに、実際のプラント点検では、き裂が検出された場合には、原因究明および対策を行うことで再発を抑えるが、この対処はされないものとし、淡々と点検を繰り返していくこととしている。検査対象箇所を全体から 25% を抜き取るが、これもランダムに選ばれるものとする。検査対象箇所として選択された部位の点検は、各点検サイクルで、口径に偏りなく検査を行うものとしている。

破損の定義として、維持規格等に記載されている極限過重評価法等の許容欠陥深さが、管厚さの 0.75 倍とされていることから、き裂深さ (高さ) が管厚さの 75% に達した場合に破損に至るものとして破損確率を求めた。運転開始後から 60 年間の期間で、破損の基準に達しなかった場合には健全性が維持できたと定義した。これらの計算フローを図 5 に示す。

3. 計算結果

3・1 低炭素ステンレス鋼の場合

低炭素ステンレス鋼の SCC については実プラントでは残留応力低減などの対策がほぼ完了しているが、対策を実施していないプラントを想定し、かつ通常の ISI 手順で実施した場合の損傷の可能性について検討を行った。

図 6 は横軸に簡易的な POD 曲線の m 、すなわちある大きさ以上の欠陥の POD とし、1.00 から 0.90 まで 0.01 毎に計算した。奥行き軸をほぼ 100% の POD となる欠陥深さ a_l とし、3mm から 10mm まで 1mm 毎に計算をした。縦軸はそれぞれに対して、2 章の条件に従ってモンテカルロ計算によって計算された破損確率を示したものである。 m 、 a_l の各々組み合わせに対して、試行回数は 10^7 回である。

Fig. 5 Calculation flow for failure probability.

ここで示すように、 a_I が10mmとなると小口径管の板厚(14mm)に対する破損の判定値($75\%t = 10.5\text{mm}$)に近づくことから破損確率が急に大きくなるが、8mm程度までは破損確率は小さく、6mm程度までは非常に小さく抑えられている。 m は、低下するにしたがって破損確率が大きく増加していく傾向がみられる。ここで示されるように、 m が90%程度に低下したとしても、 a_I が6mm程度であれば、損傷に至る可能性は非常に小さい。2.2項で示したように国プロ等の結果から、深さ4mm以上のきずは全て検出可能であったことから、通常の検査で特に問題なく達成可能であろうと推定される、 m が0.96以上、 a_I が6mm以下までの範囲であれば、破損確率は 10^{-7} 以下に抑えられている。現状の検査技術が適切に適用されていれば、系統の破損確率は十分低く抑えられていると言える。

Fig. 6 Failure probability by low carbon stainless steel piping (SUS316) weld with IGSCC. The m and a_1 is not affected by damage probability even in pretty bad state. If m is 0.96 or less and a_1 is 6 or less, the damage probability is less than 1×10^{-7} .

3・2 鋭敏化ステンレス鋼の場合

前3・1項の検討を基本に、き裂進展速度を鋭敏化ステンレス鋼の値を用いた場合について同様の検討を行った。実際のプラントでは、既に対象となる材質の配管系統はほとんどなく、使用しているプラントも対策が完了しているため、発生の可能性は考え難いが、損傷の例として検討を行った。

Fig. 7 Failure probability by sensitized stainless steel piping (SUS304) weld with IGSCC. The m and a_1 is not affected by damage probability even in bad state. If m is 0.96 or less and a_1 is 6 or less, the damage probability is less than 1×10^{-3} .

図7は、鋭敏化ステンレス鋼の進展速度を用いた同様の計算結果を示す。ここで試行回数は 10^5 とした。鋭敏化ステンレス鋼の場合には、低炭素ステンレス鋼と比べて進展速度が速いことから、破損に至る確率が大きくなっている。傾向は低炭素ステンレス鋼と同様で、 m が低下していくと破損確率が大きく増加し、 a_I が大きくなると同様に破損確率も大きくなる。しかし、 m が0.96よりも大きく保たれている場合には、損傷確率の変化は小さい。 a_I については低炭素ステンレス鋼の場合と同様に6mm近辺から増加傾向が強くなるが、6mm以下であれば同様に損傷確率への影響は小さい。この範囲内であれば計算上の損傷確率は 10^{-3} 以下に抑えられている。この損傷確率は、BS7910で重大な破損の目標として示されている 10^{-3} と同程度となる(British Standards Institution, 2005)。すなわち鋭敏化ステンレス鋼の場合であっても、 m が0.96以上、 a_I が6mm以下となるような検査能力があれば、系統の損傷確率に与える影響は小さく、検査能力としては十分であると言える。

4. 結 言

発電プラントの健全性を確認するISIにおいて、通常の点検方法および欠陥が検出された場合の追加点検を考慮すると共に、非常に大きな欠陥であってもPODが100%にならないような人的要因を考慮したモデルを仮定し、系統の損傷確率に与える影響について検討を行った。

低炭素ステンレス鋼のIGSCCについては、全ての検査対象箇所がIGSCC未対策とし、簡易PODの m が0.90まで低下し、 a_I が8mm程度という非常に悪い検査能力を仮定しても、破損確率は小さく抑えられていることが確認できた。通常の検査で特に問題なく達成可能と考えられる m が0.96以上、 a_I が6mm以下であれば、 10^{-7} 以下の破損確率を達成することができる。

現在のプラントでは発生が考え難い、鋭敏化ステンレス鋼のIGSCCを想定した場合には、破損確率は大きくなるが、同様に m が0.96以上、 a_I が6mm以下であれば、破損確率を著しく低下させることはない。

これらのことから、現状のISIにおいて求められる検査能力としては、簡易PODにおける m で0.96以上、 a_I で6mm以下とすることができる。

文 献

- American Society for Mechanical Engineers, ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section XI, Appendix VIII, Performance demonstration for ultrasonic examination systems (2014).
- Becker, F.L., Performance demonstration - 25 years of progress, Proceedings of Third International Conference on NDE in Relation to Structural Integrity for Nuclear and Pressurized Components, Inspection Qualification V (2001).
- British Standards Institution, Guide to methods for assessing the acceptability of flaws in metallic structures, BS7910:2005 (2005).
- Department of Defense, Nondestructive evaluation system reliability assessment, MIL-HDBK-1823A (2009), p.121.
- (一社)日本原子力産業協会, 世界の原子力発電開発の動向, ISSN-0915-0692 (2015).
- (独)原子力安全基盤機構, 原子力発電施設検査技術実証事業に関する報告書(超音波探傷試験における欠陥検出性及びサイジング精度に関するもの) [総括版], 05 基材報-0001(2/2) (2005).
- 町田秀夫, SCCき裂を有する信頼性に対する非破壊検査性能の影響, 日本機械学会論文集A編, Vol.77, No.782 (2011), pp.240-255.
- 経済産業省, 原子力安全・保安院, 原子力発電設備における破壊を引き起こすき裂その他の欠陥の解釈について(内規), 平成21・02・18 原院第2号 (2009).
- 清水敬輔, 設楽親, 小林輝男, 山下理道, 岡田亮兵, 稲垣哲彦, 中田親秀, 長松弘幸, 近畑英之, 山本幸司, 枅明彦, 牧原善次, 高津光志, 岩田潔, 東海林一, 原子炉再循環系配管への超音波探傷試験実施・評価に関するノウハウ, 保全学 Vol.8, No.4 (2010), pp.31-36.
- (一社)日本機械学会編, 発電用原子力設備規格 維持規格, JSME S NA1-2012 (2012).
- (一社)日本非破壊検査協会編, 超音波探傷試験システムの性能実証における技術者の資格及び認証, NDIS0603:2015 (2015).

References

- American Society for Mechanical Engineers, ASME Boiler and Pressure Vessel Code, Section XI, Appendix VIII, Performance demonstration for ultrasonic examination systems (2014).
- Becker, F.L., Performance demonstration - 25 years of progress, Proceedings of Third International Conference on NDE in Relation to Structural Integrity for Nuclear and Pressurized Components, Inspection Qualification V (2001).
- British Standards Institution, Guide to methods for assessing the acceptability of flaws in metallic structures, BS7910:2005 (2005).
- Department of Defense, Nondestructive evaluation system reliability assessment, MIL-HDBK-1823A (2009), p.121.
- Japan Atomic Industrial Forum, Inc. ed., World nuclear power plants, ISSN 0915-0692 (2015).
- Japan Nuclear Energy Safety Organization, Report on nuclear power generation facility inspection technology demonstration project (related to defect detectability and sizing accuracy in ultrasonic flaw detection test), 05kizaihou-0001(2/2) (2005).
- Machida, H., Influence of non-destructive examination performance on reliability of pipes having stress corrosion cracks, Transactions of the Japan Society of Mechanical Engineers, Series C, Vol. 77, No. 782 (2011), pp.240-255(in Japanese).
- Ministry of economy, trade and industry Nuclear and industrial safety agency, The interpretation of crack and other defects that cause a breakdown in the power generation nuclear power plant (internal rule), H21・02・18 (2009) (in Japanese).
- Shimizu, K., Shitara, C., Kobayashi, T., Yamashita, N., Okada, T., Inagaki, T., Nakata, C., Nagamatsu, H., Chikahata H., Yamamoto, K., Masu, A., Makiyama, Z., Takatsu, M., Iwata, K. and Shohji, H., Know-how for the ultrasonic examination practice & evaluation of PLR piping, Maintenance Vol. 8, No. 4 (2010), pp. 31-36 (in Japanese).
- The Japan Society of Mechanical Engineers ed., Codes for nuclear power generation facilities - Rules on fitness-for-service for nuclear power plants-, JSME S NA1-2012 (2012) (in Japanese).
- The Japanese Society for Non-Destructive Inspection ed., Qualification and certification of personnel for performance demonstration of ultrasonic testing systems, NDIS 0603:2015 (2015) (in Japanese).