

維持規格における原子炉圧力容器の溶接継手の非破壊検査の試験程度の規定を 10 年で 7.5%から 10 年で 100%に改定していない理由

一般社団法人 日本機械学会
発電用設備規格委員会

1. 維持規格の現行規定の考え方

現行の維持規格の標準検査の規定は、国のプロジェクトとして 1993 年度から 1996 年度に当時の ASME Section XI-1995 等の規定をもとに検討された維持基準原案が基となっている。維持規格の標準検査は、特定の経年変化事象を想定しない検査であり、その目的は設備の構造健全性が維持されていることを、代表箇所を定期的に点検することで確認することにある。したがって、試験対象機器について、その機器に要求される機能の重要度(クラス区分等)と潜在的な損傷の可能性(形状、材質等から、他の部位より経年変化の可能性が大きいと予想される部位)を考慮して決められた試験程度にしたがって、規定された期間(10 年毎、30 年経過後は 7 年毎)に検査を行い、経年変化事象の有無を確認することとしている(参考資料-1)。

特に、原子炉圧力容器の試験範囲に関する考え方は以下のとおりである。

- (1) 原子炉圧力容器の異種金属溶接継手部、構造不連続部(容器と管台、管台とセーフエンドの溶接継手部等)

これらの箇所では、国内外プラントで損傷事例(異種金属溶接継手の PWSCC)があるが、国内では抜本的な対策が取られており、再発の可能性は小さい。しかしながら、当該部は異種金属溶接継手、構造不連続部では応力が高く、一般部よりも潜在的な損傷の可能性が高いと考えられることから、100%の試験程度としている。

- (2) 原子炉圧力容器の一般部(容器胴の溶接継手部等)

一般部では、過去に損傷事例がないこと、また形状が単純であり、応力的にも比較的緩やかであることから潜在的な損傷の可能性が低く、部位毎に変動する要因も小さいと考えられること、さらにはその健全性は一般部に比べ応力条件等が厳しい原子炉圧力容器の構造不連続部の検査によって代表できると考えられることから、検査程度を 7.5%(または 周継手 5%、長手継手 10%でもよい)としている。ただし、照射脆化による潜在的なリスクの増大を考慮し、中性子フルエンス(1MeV またはそれ以上のエネルギー)の照射を 10^{23}n/m^2 を超えて受けた胴の溶接継手の試験程度は 100%としている。

2. ASME Section XI 及び米国の状況

ASME Section XI における原子炉圧力容器の試験程度は、1975 年冬季の追加規定が発行される前までは、非照射胴部に対しての検査範囲は、長手方向溶接部に対して 10%、周方向溶接部に対して 5%と定められ、炉心外周域耐圧部(ベルトライン)に対しては長手方向溶接部、

周方向溶接部とも、50%と定められていた。

その後、改定が重ねられ、1988年の追加規定によって各検査間隔において、原子炉圧力容器の全溶接継手部(実質100%)に対する検査が求められる内容となったが、その一方で、NRCは検査免除のリリーフリクエストも受け入れる柔軟な姿勢を示してきた。特に中性子フルエンスの低いBWRプラントに対してはより緩和的であったが、1992年8月に10CFR50.55aが改訂される旨の官報が発行され、原子炉圧力容器溶接継手部の体積検査に対する免除は撤回された。

当時、NRCが主張した根拠は以下の3点であった。

- (1) ある種の材料は、以前の予測よりも大きな照射損傷を受けることが照射試験結果から明らかになっている。
- (2) BWRの原子炉容器は、数年前に考えられていたよりもSCCが起こりやすいということを運転データが示している。
- (3) ASMEコードに従って設計・製作された大型容器において、供用による重大な亀裂が発生している。(加圧器、蒸気発生器)

これらの根拠について、米国事業者は以下の通り反論している。

- (1) 照射脆化の問題は技術的な懸念項目であるが、照射量の低いBWRプラントに関する限りその影響は小さく、現実的な問題となることはない。PWRプラントにおいては、その後の加圧熱衝撃(PTS)再評価研究により、PTSによる炉容器破損頻度は 10^{-7} /年を十分下回ることが確認されている。
- (2) 容器におけるSCC事例は付属物とクラッドに関わるものだけに限定されており、いずれの場合にも進展が停止する特徴を持つものである。
- (3) ASMEコードに基づいて設計・製作された大型圧力容器の顕著な劣化事例は、PWRプラントに限られること。なお、PWRプラントにおいても原子炉容器の完全溶け込み溶接部における損傷や漏洩の事例は報告されていない。

このような背景の下、BWRの全プラント(34プラント)では試験範囲の削減についてのリリーフリクエストが申請され、NRCもこれを認可している。また、PWRプラントについても、検査間隔延長(10年→20年)の技術的根拠と米国PWRプラント全体の検査計画をまとめた文書がNRCに承認され、個別プラントの検査間隔延長のリリーフリクエストはこれらの文書を引用して申請することで、NRCに認可されている状況である。このように米国では、ASME Section XIにおいては原子炉圧力容器の溶接継手に対して100%の要求が規定されているにもかかわらず、規定されたとおりの試験が実施されているプラントはほとんどないのが実態であると認識している。

3. 国内での検討状況

3.1 維持規格2002年技術評価までの経緯

国内において、供用期間中検査はそれまでJEAC4205に従って実施されていたが、国の委託事業として1993年～1996年にかけて実施された維持基準原案検討時にASME Section XI

との差異についても検討された結果、現行の検査範囲となった(参考資料-1, 2)。この維持基準原案は JEAC4205-2000 に反映され、さらに維持規格 2002 年版の検査章に引継がれた。

維持規格 2002 年版の技術評価の際には、米国の原子炉圧力容器の体積試験の実質 100%検査要求の技術根拠(上記 2. (1)~(3))について、以下の通り議論された。

- (1) 監視試験片の試験結果予想に比べて照射脆化が進んでいるということはない。
- (2) これまで原子炉圧力容器には応力腐食割れが検出されていない。
- (3) 加圧器や蒸気発生器容器などのクラス 1 容器の耐圧部には過去にトラブル事例はない。

これらの議論を踏まえ、維持規格の試験程度は、今後も米国などの海外トラブル事例や、実運用を踏まえて妥当性を確認していく必要があるものの、従来の供用期間中検査の実績や過去のトラブル事例がないことなどを踏まえて設定されているものであり、技術的に妥当と評価された(参考資料-3)。

3. 2 その後の知見を踏まえた検討

その後も、維持規格に基づく検査が行われ運転経験が蓄積されるとともに、運転期間延長のための特別点検においても、原子炉炉心領域の溶接部及び母材の 100%の検査が実施され 40 年の運転経験を経たプラントの点検結果からも損傷は確認されていない。また、これまでに公開されている国外の一般部の損傷事例も製造時に起因するもので、維持規格の検査範囲に反映すべき事例ではないと考えられることから、維持規格 2002 年版の技術評価当時と大きく状況が異なるとは考えていない(参考資料-4)。

さらに、維持規格では実際の損傷事例の有無だけではなく、設備の重要度と潜在的な損傷の可能性に着目した試験内容となっており、この考え方に基づいて設定された規定を直ちに変える必要はないと考える。

4. まとめ

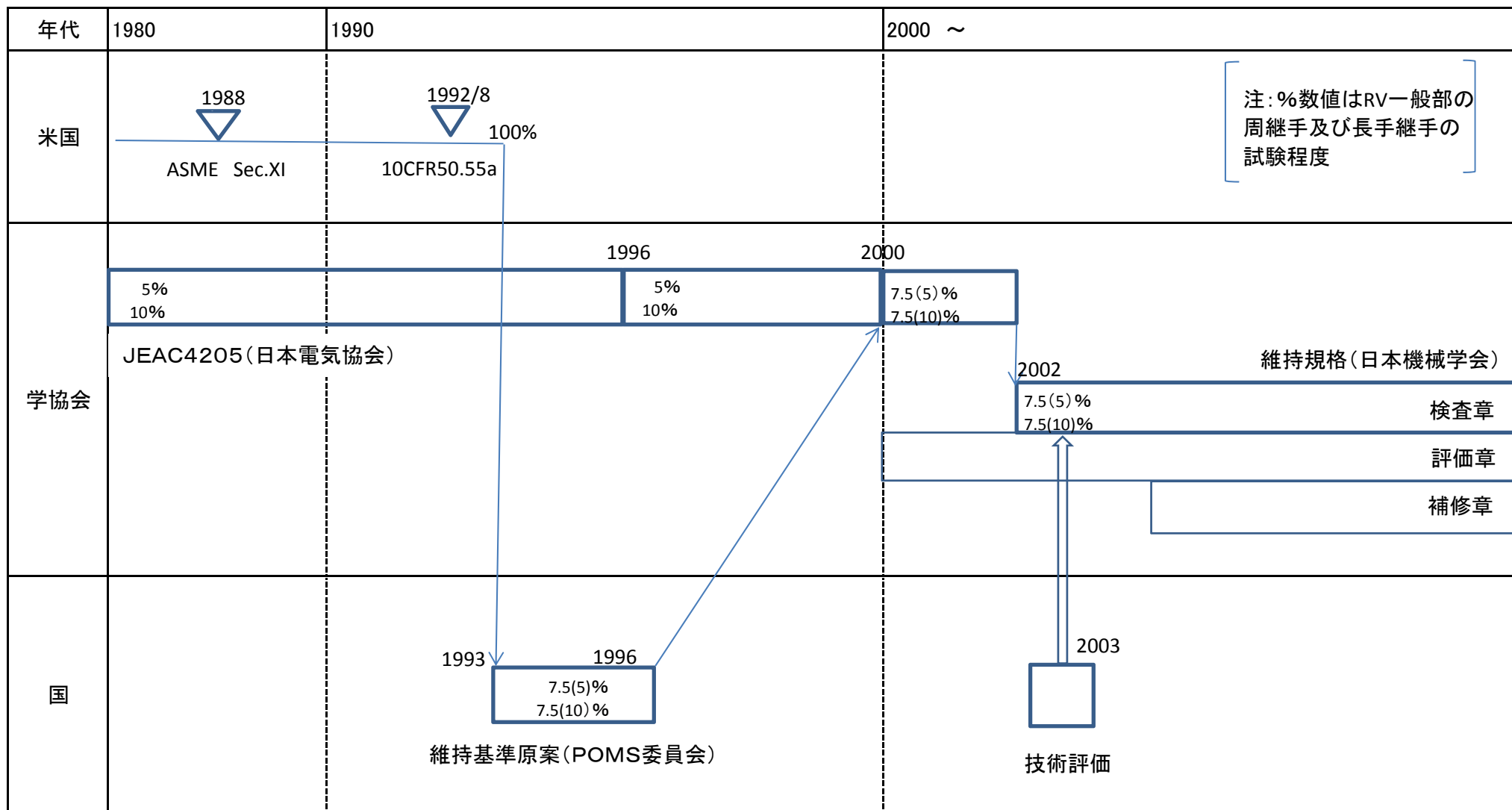
維持規格の現在の規定は、維持基準原案策定時及び 2002 年版の技術評価時の考え方をベースとしている。2002 年版の技術評価時には米国における 100%検査要求に関する議論、評価を行い、現状の規定で妥当と評価された。

それ以降の運転経験等の知見や、維持規格で実施すべき検査の性質、維持規格で要求されている以外の原子炉圧力容器の健全性を維持するための活動を考慮すると、現段階で原子炉圧力容器の一般部の溶接継手の試験程度を直ちに 100%に見直す技術的な必要性はないと考える。

ただし、今後も国内外の最新知見を注視していくとともに、海外における検査の実態やその背景を調査し、規格改定の要否を検討していく所存である。

以上

原子炉容器試験程度の変遷



POMS委員会 : 原子力発電設備維持に係る技術基準等検討委員会(飯田國廣委員長、「機器配管供用期間中健全性実証試験」による)

維持基準原案での原子炉圧力容器の試験程度に関する検討内容

維持基準原案策定時においては以下の検討が行われている。

1. 項目

試験の範囲と程度（JEAC と ASME が異なるものについて）

2. 課題

試験の範囲と程度の規定が、JEAC の内容 と ASME の内容 とで、相違しているものがある。

3. 検討

(1) JEAC と ASME との規定内容は以下のとおりである。

JEAC の検査程度の概要

	原子炉容器		その他容器		配管	
	構造不連続部	異種金属継手 その他の部位	構造不連続部	異種金属継手 その他の部位	異種金属継手	その他
第1種 機器	100%	5%/10% *1	100%	5%/10% *1	100%	25%
第3種 機器	-----		5%	----	25%/12.5% *2	

*1：周方向5%、長手方向10%である。

*2：冷却材が循環する配管は25%、それ以外は12.5%である。

ASME の検査程度の概要

	容 器	配 管
Class1	100%	25%
Class2	100%	7.5%

(2) 維持基準原案では、設備の重要度及びトラブル事象発生の可能性を考慮して試験範囲・検査程度を設定するのが望ましい。

(3) 検査程度は、過去の実績等を踏まえた工学的判断で決まるものであり、程度 A,B,C の3種類の検査程度とする。(検査可能な範囲の100%、25%、7.5%)

(4) 安全上重要な設備に対しては、「個別検査」の位置付けとして規定することとする。

4. 結論

維持基準原案では、「別紙 1」に示す検査程度とする。

「別紙 1」

維持基準原案における検査程度の設定

	原子炉容器		その他容器		配管	
	構造不連 続部	異種 金属継手	その他の 部位 *1	構造不連 続部	異種 金属継手	その他の 部位
第 1 種 機器	程度 A		程度 C	程度 B	程度 C	程度 B
第 3 種 機器	該当なし		程度 C	規定せず	程度 C	

* 1 : 原子炉容器のうち、炉心領域については、中性子照射の影響を考慮し、増加させた規定を考慮する。

程度 A : 検査可能なすべての範囲

程度 B : 検査可能な範囲の 25%

程度 C : 検査可能な範囲の 7.5%

【参考：維持規格の解説の記述】

(解説 IA-2320-1) 重要度に応じた試験程度のカテゴリ

設備の構造健全性が損なわれる可能性および構造健全性が損なわれた時にプラントに与える影響を総合して考慮し、標準検査における試験程度を機器および部位の重要度に応じて次の3タイプに分類した。

- A. 100%/10年 : 重要度が最も高い機器、部位。
- B. 25%/10年 : 重要度が上記Aの次にランクされる機器、部位。
- C. 7.5%/10年 : 重要度が上記Bの次にランクされる機器、部位。

この分類に基づく具体的例を下表に示す。

供用期間中検査における非破壊試験 (UT) の程度設定の概要

機器	原子炉容器		その他容器		管
部位	異種金属 / 構造不 溶接継手部 / 連続部	一般部	異種金属 / 構造不 溶接継手部 / 連続部	一般部	異種金属 / 構造不 溶接継手部 / 連続部
クラス1 機器	程度 A	程度 C	程度 B	程度 C	程度 B
クラス2 機器	-----		程度 C	----	程度 C

(注) 原子炉容器のうち、炉心領域については、中性子照射の影響を考慮する。

維持規格 2002 年版の技術評価結果の概要

技術評価書（* 1）抜粋

維持規格と JEAC4205-1996 及び ASME 規格と異なる点についてより詳細な比較・分析を行うと以下のとおりである。

- ①維持規格では、原子炉容器（クラス 1 機器）の構造不連続部、異種金属溶接継手部及び中性子高照射領域（ 10^{19}n/cm^2 ）については応力上厳しいためき裂が発生する可能性が高いことや設備の安全機能を踏まえ、100%/10年としており、ASME 規格と同等である。JEAC4205-1996 では中性子高照射領域を50%/10年としているものを維持規格は100%/10年としているが、それ以外の構造不連続部や異種金属溶接継手は同じである。原子炉容器の一般部については過去のトラブルがなく、応力分布もなめらかであることなどから、ASME 規格とは異なり、JEAC4205-1996 の試験程度（周継手5%、長手継手10%/10年）と同程度の7.5%/10年としている。このような過去のトラブル事例がないことや設備の重要度を踏まえた試験程度としており、技術的に妥当であると評価される。

（略）

維持規格は、JEAC4205-1996 や ASME 規格の試験程度との間には、以上述べたような相違点があるが、SUS316(LC)材を用いた再循環系配管を除いて、維持規格が設定した試験程度は、過去のトラブル事例や設備の重要度を踏まえた適切なものと認められ、また、試験の際にひび割れ等の欠陥が検出された場合には、他の類似箇所を追加試験を行うこと（後述）を規定することにより、適切な試験程度の非破壊検査が行われる規格体系としていることから、技術的に妥当であると考えられる。ただし、従来の運用を変更して合理化しているものや ASME 規格と異なるものについては、実際の運用や海外での事例などを踏まえてその妥当性を確認していくことが必要である。

* 1：日本機械学会「維持規格（JSME S NA-2002）」に関する技術評価書（平成 15 年 9 月 10 日原子力安全・保安院）

技術評価時の原子炉容器の検査程度の評価内容（* 2）抜粋

2. 非破壊検査の試験程度

（1）維持規格と ASME 規格の非破壊検査程度で大きく異なる点は、以下の点である。

- ①原子炉容器の一般部の試験程度が、維持規格では7.5%/10年（ただし、中性子照射量が 10^{19}nvt （中性子のエネルギーが1 MeV 以上）を超える部分は100%/10年）に対して ASME 規格では、100%/10年となっていること。

②原子炉容器以外のクラス1容器の試験程度が、維持規格では25%/10年に対して、ASME規格では100%/10年となっていること

(2) ASME規格の1975年以前では、10年間で、原子炉容器について、非胴部は縦方向溶接線の10%、周方向溶接線の5%、胴部(中性子照射量が 10^{19} nvt(中性子のエネルギーが1MeV以上)の領域)は溶接線の50%を検査することとなっていたが、1975年以降試験程度が見直され、1988年の改訂では耐圧容器のすべての溶接線(100%)を検査することとなった。これは米国原子力規制委員会(NRC)における検討を踏まえたものであり、1992年にNRCの10CFR50.55aにおいて、この試験程度が規制に取り入れられた。その際に、NRCの試験程度を増加させた背景事情として以下の3点が挙げられている。

- ①監視試験片の試験結果からある種の原子炉容器材料が当初の予想に比べて照射脆化が進んでいると懸念されること
- ②運転実績からBWRの原子炉容器(クラッド部)にEAC(Environmentally assisted cracks)生じる可能性は当初の見通しより大きいと懸念されること
- ③ASME規格に基づいて設計・製作された大型容器(加圧器や蒸気発生器など)に運転に伴ってひび割れが発生したこと

(3) NRCがあげた3点について我が国の状況をみると、以下のとおり問題となるような事象は発生していない。

- ①監視試験片の試験結果では予想に比べて照射脆化が進んでいるということはない
- ②これまで原子炉容器には応力腐食割れが検出されていない
- ③加圧器や蒸気発生器容器などのクラス1容器の耐圧部には過去にトラブル事例はない。

(4) 以上のことから、維持規格の試験程度は、従来の供用期間中検査の実績や過去のトラブル事例がないことなどを踏まえて、設定されているものであり、技術的に妥当と考えられるが、米国などの海外トラブル事例や実運用を踏まえてその妥当性を確認していくことが必要であると考えられる。

*2: 技術評価のために設けられ審議された、原子炉安全小委員会の傘下の検査技術評価WGの資料(資料4-3:「前回WGにおいて指摘された主な検討事項について(論点整理メモ)」平成15年7月7日 原子力安全・保安院)

米国における「原子炉容器UT範囲拡大」理由の評価

原子炉容器に対して実質 100%の検査を求める 10CFR50.55a の改訂(1992.8)に際して、NRC は改訂の理由を Federal Register(官報)に以下のように示している。

- (1)ある種の材料は、以前の予測よりも大きな照射損傷を受けることが照射試験結果から明らかになっている。
- (2)BWR の原子炉容器は、数年前に考えられていたよりも SCC が起こりやすいということを運転データが示している。
- (3)ASME コードに従って設計・製作された大型容器において、供用による重大な亀裂が発生している。(加圧器、SG)

JSME 維持規格では、米国の ISI 基準と比較して、容器の試験程度を一部合理化しており、両者の試験程度には差が出ている。

そこで、1992 年当時 NRC が検査範囲拡大の根拠とした上記の理由が現時点でも有意かどうか考察し、JSME 維持規格の試験程度の妥当性を検討した。

その結果、当時 NRC が検査範囲拡大の根拠とした理由は、現時点では必ずしも検査範囲拡大を必要とするものではなく、JSME 維持規格に規定されている試験程度であっても問題ないと考えられる。

NRCの懸念に対する検討(1)＜照射損傷＞

【NRCの懸念】

ある種の材料は、以前の予測よりも大きな照射損傷を受けることが照射試験結果から明らかになっている。

10CFR50.55a の改定(1992.8)以前に米国において用いられていた脆化予測式は、Regulatory Guide 1.99 Rev.1(1977), Regulatory Guide 1.99 Rev.2(1988)であり、Rev.1式では添加元素(Ni)による影響が考慮されていないなどの問題があり Rev.2 式が開発された経緯がある。Rev.2 式は現在でも起動停止・耐圧試験の条件設定に用いられているが、1990年代中頃に監視試験データ量が Rev.2 の3倍に達したことを受けて、予測式の改良の検討が進められた。現時点では PTS 評価に関する予測式は 10CFR50.61a おいて、機構論に基づく新たな予測式が用いられているが、Rev.2 式の改定は実施されていない。また、ASTM E900 の脆化予測式も 2015 年に最新データに基づき開発された予測式に改定されている。

これに対して、国内においては、JEAC4201-2007[2013 年追補版]「原子炉構造材の監視試験方法」に示す国内脆化予測法が最新の予測法となっている。これは、(一財)電力中央研究所で開発され JEAC4201-2007 で採用された予測法をベースに、2012 年 6 月末時点での国内 PWR 及び国内 BWR の監視試験データ(母材及び溶接金属)、2012 年 6 月末時点での国内 PWR 標準材データ及び国内プロジェクトで得られた試験炉照射データを用いて 2007 年版の予測法の係数の最適化を行い、開発された予測法である。この予測法については規制委員会による技術評価が行われ、国内の全監視試験データに対する予測性を確認した結果、適用できると評価されている。

以上より、国内においては、最新の監視試験データを用いた予測を行っており、照射脆化の傾向は適切に管理できていると考えられる。

なお、JEAC4201 において、監視試験の対象は内面の最大照射量が $1 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$ ($E > 1 \text{MeV}$)を超えると予測される原子炉容器の炉心領域とされているが、原子炉容器の下部鏡等は照射量が $1 \times 10^{17} \text{n/cm}^2$ ($E > 1 \text{MeV}$)を下回っており、照射による影響は小さいものと考えられる。

NRCの懸念に対する検討(2) <BWRのSCC>

【NRCの懸念】

BWRの原子炉容器は、数年前に考えられていたよりもSCCが起こりやすいということを運転データが示している。

国内においては、これまで原子炉容器本体にSCCが検出された事例はない。

米国においては、NRCがいくつかの事例を挙げて、SCCに対する懸念を示している。溶接または補修によるクラッド中のフェライト含有量低下、グラインダによる過剰な冷間加工、高い残留応力がある状況でのSCC発生の可能性について言及している。また、給水ノズルセーフエンドからフェライト鋼製ノズルに亀裂が進展した事例について、SCCが発生し進展する例として言及している。

NRCの指摘のようにクラッド中のフェライト含有量の低下に伴う耐SCC性の低下と加工等による局所的に大きな残留応力が重畳した場合には、クラッド部でのSCCの発生感受性が高まることは否定できない。しかし、原子炉圧力容器については溶接方法の改善等によりフェライト含有量の低下を極力抑えた工法が導入されていることや、製造後の熱処理により残留応力が除去され高い応力状態にはないことから、クラッド部でSCCが発生する可能性は小さく、例えクラッド部でSCCが発生し、このSCCが圧力容器に達したとしても圧力容器内部にSCCが進展する可能性はないと考えられる。

一方、ノズルセーフエンドについては、溶接残留応力が存在するため、182合金溶接部で発生したSCCが原子炉圧力容器に達するか否か、内部へ進展するか否かについては、より定量的な評価が必要となることから、当該部位については、100%/10年(試験カテゴリB-F)の試験となっている。

これに対して、BWRVIP-05「BWR Pressure Vessel Shell Weld Inspection Recommendations」においては、NRCの懸念について上記と同様の見解が示されている。

以上より、国内においては事例がないこと、また、SCC発生の可能性があるノズルセーフエンドの部位については100%/10年(試験カテゴリB-F)の試験としていることから、この観点からも問題は無いと考える。

一方、PWRにおいても、原子炉圧力容器本体に関してSCCに係る事例は無い。一部管台の異種金属溶接部においてSCCが発生した事例もあるが、そのような部位については、材料改善、残留応力の改善等の対策を取り、さらに亀裂解釈のNRA文書に定められる試験程度にて試験も実施しており、BWRと同様、問題は無いと考える。

NRCの懸念に対する検討(3) <大型容器の亀裂>

【NRCの懸念】

ASME コードに従って設計・製作された大型容器において、供用による重大な亀裂が発生している。(加圧器、SG)。

NRC が懸念したとされる事象は下記の通りであり、プラント固有の問題であると評価されていること、その後、特に問題となるような事象が報告されていないことから、現在の国内プラントにおいて、同様の懸念事項は無いと考える。

(加圧器)

当時のNRCが問題とした亀裂は、Haddam Neck (Connecticut Yankee Atomic Power Company; 1968 年運転開始)において 1990 年に報告された亀裂のことを指していると思われる。

Haddam Neck の亀裂の原因は、結局、完全には究明されていないが、1970 年に初めて亀裂が発見されていることなどから、米国においても経年変化に起因するものではなく、製造時に起因するプラント固有の問題であると評価されている。

(蒸気発生器)

当時の NRC が問題とした亀裂は、1989 年に Zion 1 号機において発見された亀裂のことなどを指していると思われる。

この事象については、1990 年に Information Notice 90-04 として取りまとめられており、18 基の蒸気発生器で同様の亀裂が発見されたと報告されている。

(同種事象は、それ以前にも IN85-65, IN82-37 で扱われている。)

米国においても、亀裂の原因は製造時の熱処理温度にあるとされており、経年変化に起因するものではなく、プラント固有の問題であると評価されている。

最新技術の規格全般への取り入れの考え方について

一般社団法人 日本機械学会
発電用設備規格委員会

1. 日本機械学会 発電用設備規格委員会における最新技術取込み方針

日本機械学会の発電用設備規格委員会（以下、規格委員会）では、幅広く国内外の規格・基準や研究・開発の動向の把握に努め、技術的に合理性があり、取込むことが適切と判断される事項については、傘下の委員会及び規格委員会での技術的な議論を経て、規格に取り込むこととしている。特に原子力関係の主要4規格（設計・建設、維持、材料、溶接）では、毎年の追補と4年毎の改訂版を発行することにしており、迅速に最新技術を取り入れられる体制をとっている。

具体的には、以下に示すような活動を通して、内外の最新技術の反映が図られている。

- ・ 日本機械学会発電用設備規格（以下、JSME規格）で引用している国内規格・基準の改定状況の調査と反映（電気協会規格類、JIS規格など）
- ・ 規格委員会傘下の分科会・作業会委員及びその関係者による、国の補助・委託事業や電力共同研究等の国内研究情報並びにプラント運転経験情報の調査と反映
- ・ 制・改定を実施している委員会（code committee）への参加も含めた ASME Boiler & Pressure Vessel Code 動向調査と評価
- ・ MDEP 活動や SDO Code Convergence Board 会議等への参加による諸外国(米国、カナダ、フランス、ロシア、韓国、中国等)の規格動向調査、情報交換
- ・ ASME PVP 等の国際会議や国内学会シンポジウム等への参加による内外最新技術に関する情報収集

注

ASME: The American Society of Mechanical Engineers 米国機械学会

MDEP: Multinational Design Evaluation Programme 多国間設計評価プログラム

SDO: Standards Development Organization 規格策定団体

PVP: Pressure Vessel & Piping Conference 圧力容器及び配管に関する国際会議

2. 活動状況の例

具体的な活動事例を以下に示す。

(1) 国内最新技術の反映

主に検査技術については、維持規格で日本電気協会の JEAC/JEAG を引用しており、これらでは適宜最新技術を反映して制定・改定のための取り組みが行われているため、これらの規格類が改定された都度、維持規格への反映を進めている。また、原子炉圧力容器の照射損傷評価に関わる規定についても、確率論的評価法も含めて、電気協会規程類の動

向をフォローし、その反映を検討している。さらに、これらを含めて幅広くかつ定期的に、原子力関連学協会規格類協議会において情報交換や共有化を行っている。

(2) ASME Code Meeting 関連の活動

多くの JSME 規格のベースとなっているのは ASME Boiler & Pressure Vessel Code であるが、その策定を行っている Code Meeting には規格委員会や傘下組織の関係者が多数参加し、継続的な情報収集を行っている。さらには、我が国の知見を ASME Code にも反映すべく、直接、規格改定の提案や意見交換を行い、ASME Code の改定にも関与している。

今回の技術評価の対象である維持規格 2012 年版、2013 年追補、2014 年追補の中でも、表-1 のとおり、ASME Code の改定を反映して取り入れたものが多い。また、表-2 のように、機械学会規格の知見を踏まえて、ASME Code への反映を提案した案件も多く、相互交流を踏まえた上で、相互の規格の改訂を進めるという関係が構築されている。

表-1 ASME Code の改定反映案件（維持規格 2012 年版～2014 年追補）

No	ASME Code の反映案件	改定時期
1	B-F, B-J カテゴリの体積検査範囲の改定	2009 年追補・検査章
2	弁、ポンプの溶接継手の非破壊検査要求適正化	2013 年追補・検査章
3	評価不要欠陥表及び解説の改定	2009 年追補・評価章
4	クラス 2, 3 配管の欠陥評価法	2013 年追補・評価章

表-2 最近の ASME Code への日本からの提案案件

No.	ASME Code の提案案件	ASME での状況
1	疲労及び SCC 亀裂進展線図	根拠として参照
2	応力拡大係数解	規格化済
3	評価不要欠陥表	規格化済
4	SC 係数	審議中
5	ステンレス鋼配管の評価法	根拠として参照
6	貫通管台 J 溶接部の評価法	審議中
7	疲労評価法（環境効果評価法、設計疲労曲線関係など）	Code Case への反映、情報提供など
8	改良 9Cr-1Mo 鋼のクリープ疲労損傷線図の代替規定（関連規格：設計・建設規格第 II 編 高速炉規格）	規格化済
9	液体金属冷却炉の維持規格の代替規定（システム化規格概念に基づく）	規格化済（JSME-ASME 共同タスクで審議）

(3) 国際会議や国内学会シンポジウムを通じた情報収集

ASME Code、フランスの RSE-M コードなどの関連規格改訂に際しての技術的根拠は、ASME PVP や SMiRT 等の国際会議で公知されることが多い。規格委員会の委員も多数これらの会議に参加し、規格改訂の根拠を把握するとともに、規格の改訂に関わる我が国の知見も発表することで、国際レベルでの理解や評価を得るのに努めている。また、国内でも機械学会を始めとする学会のシンポジウムや論文誌での発表を積極的に進めることで、他分野との交流を通じた新技術の把握と反映にも努めている。

以上