

高経年化技術評価の高度化 —原子炉圧力容器の健全性評価—

Study of System Safety Evaluation on LTO of National Project Structural Integrity Assessment of Reactor Pressure Vessels

原子力機構	鬼沢 邦雄	Kunio ONIZAWA	Member
原子力機構	眞崎 浩一	Koichi MASAKI	
みずほ情報総研	小坂部 和也	Kazuya OSAKABE	
みずほ情報総研	西川 弘之	Hiroyuki NISHIKAWA	
原子力機構	勝山 仁哉	Jinya KATSUYAMA	
原子力機構	西山 裕孝	Yutaka NISHIYAMA	

Abstract

To assure the structural integrity of a reactor pressure vessel (RPV) is known as one of the critical issues to maintain the safe long-term operation of a nuclear power plant. In Japan, the assessment methods for RPV integrity, stipulated in the codes and standards, have been endorsed by the regulatory body. Authors have initiated extensive research on the improvement of structural integrity assessment methods of RPVs. In this paper, we describe some research results obtained from the first-year activity. These include the study on revisiting the technical background of the methods, such as loading conditions, postulated crack definition, the other evaluation methods. In addition, studies on probabilistic methods for the applicability to the current rules and the standardization of the probabilistic analysis methods have been presented.

Keywords: Reactor Pressure Vessel, Structural Integrity, Irradiation Embrittlement, Fracture Toughness, Pressurized Thermal Shock, Postulated Crack, Probabilistic Fracture Mechanics, Fracture Probability

1. はじめに

原子炉圧力容器は炉心を取り囲む原子炉冷却材圧力バウンダリの最も重要な構成機器であり、通常運転時及び設計基準事故における健全性確保は最重要であるとともに、設計基準を超えて発生する過酷事故においても、その健全性、すなわち耐圧機能を維持できるかどうかは、その後の事故進展に及ぼす影響は大きい。従来、高経年化対策の観点では、主として原子炉圧力容器の炉心領域胴部に対する中性子照射脆化を対象に健全性が評価されてきた。福島第一原子力発電所の事故を受けた原子力安全に関する国の報告書においては、構造信頼性の観点のみならず、システム概念の進歩を含む新しい知見に対応する観点から、既存施設の高経年化対策のあり方について再評価するとされている。このような背景から、原子炉圧力容器の健全性評価方法について、国内外の最新知見に基づく従来方法の再確認を行うとともに、システム安全の評価に資する確率論的評価も視野に入れた健全性評価方法の高度化を図る必要がある。

現行の中性子照射脆化に対する原子炉圧力容器の運転

管理や健全性評価を行う際の破壊力学的評価法は、学協会規格として規定されており、その評価法に従って実施された30年目あるいは40年目における高経年化技術評価では、60年の供用を想定しても原子炉圧力容器の健全性は確保されると評価されている。この評価は、中性子照射脆化を考慮した非延性破壊の発生防止や延性き裂の進展性・安定性に関する決定論的方法に拠っており、脆化監視、各供用状態の荷重条件と仮想欠陥に基づく健全性評価（脆化予測、破壊力学評価）からなっている。図1には、供用状態C、Dに相当する加圧熱衝撃(PTS)事象に対する評価の流れを示す。現在適用されている評価法には、20年以上前に規定された内容も含んでおり、技術的進歩や現実の運転年数の増加を踏まえて、その技術的背景を明確にし、十分に適切な内容であることを確認することは重要である。

また、前述のとおり、原子力発電所のシステム概念に基づく安全性評価の観点から、合理的な評価指標値（炉心損傷頻度など）を適切に設定し、長期供用に対する安全水準の維持と保全最適化の両立を図っていくために、この分野に近年欧米において導入が進みつつある確率論的評価体系を導入することも重要な課題である。これらを実現するためには、福島第一原子力発電所事故からの教訓も含めた最新知見に基づく知見の整理を行い、発電

連絡先: 鬼沢邦雄、〒319-1195 茨城県那珂郡東海村
白方白根 2-4、(独)日本原子力研究開発機構安全研
究センター、E-mail: onizawa.kunio@jaea.go.jp

所システムとしての安全性に関する概念の進歩を踏まえて、原子炉圧力容器の健全性評価方法を再構築する必要がある。具体的には、設計基準事象に対する荷重条件の見直しや、より現実的な仮想欠陥寸法の確認も含めた確率論的破壊力学 (PFM) 解析技術の実用化に向けた技術基盤の整備を進め、高経年化対策に関わる基準の高度化を図ることにより、原子力安全に関わる理解促進活動に資する必要がある。

本研究は、このように原子炉の安全性の観点から、原子炉圧力容器全体の経年劣化を考慮した健全性評価方法について、国内外の最新知見等の調査を行い、確率論的評価手法の導入も含めて高経年化技術評価の高度化に資するためのものである。本報告では、この研究の23年度成果と24年度計画の概要を述べる。

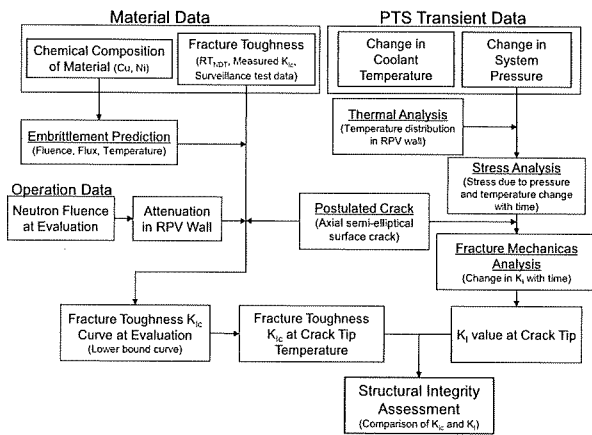


Fig. 1 Flowchart of RPV integrity assessment for PTS events [1]

2. 健全性評価法の高度化に関する調査

2.1 想定すべき荷重条件

米国を中心に原子炉圧力容器の健全性評価に適用される荷重条件として、PTS 事象を引き起こす事故シーケンスや熱水力学解析に関する調査・分析を行い、国内の高経年化技術評価において対象としている荷重条件と比較し、健全性評価に及ぼす影響を確認した。

米国の PTS 再評価プロジェクト[2]では、確率論的リスク評価(PRA)手法を用いて、熱水力学解析の対象とすべき事故シーケンスを決定し、破壊頻度算出のためのシーケンス発生頻度を導出している。PRA 評価においては、PTS が発生する可能性を有する事象をすべて考慮している。一次系の弁開固着 (SOV) や二次系の圧力、給水量に注目して事象を展開イベントツリーを作成し、事象の展

開が類似しているシーケンスをグループ化して熱水力学解析の入力とする。

国内の健全性評価に用いられる過渡事象は、主蒸気管破断、小破断冷却材喪失、大破断冷却材喪失の3種類である。これらの過渡事象は、過去の国プロで選定されたものであり、脆性き裂進展の発生の観点に基づいて、過渡事象時の応力拡大係数の履歴が厳しいものを選定することとなる。なお、過渡事象の発生頻度は考慮されない。

このような選定方法の相違点を考慮すると、米国での PTS 事象選定の考え方を参考に、現行の代表的な PTS 荷重条件を適用することの技術的根拠、または想定される全ての荷重条件を考慮する必要性等について、より詳細に整理することが必要であると考えられる。そこで、実機条件における荷重評価のため、計算流体力学(CFD)解析コードを対象とした実機形状のモデル化、実験条件に対応した解析条件設定、CFD 解析結果を用いて構造解析を行うためのデータ変換ツールの整備を行った。

2.2 想定すべき欠陥形状・寸法

米国の PTS 再評価プロジェクトにおいて適用された欠陥分布モデルについて調査を行った。この欠陥分布モデルは、原子炉用に製造されたものの中には供用されなかった圧力容器を用いて実施された非破壊検査及び破壊検査によるデータに加えて、溶接現象の物理モデル、専門家判断等を踏まえて整備されたものである。補修部を含む溶接部、クラッド、母材のそれぞれの領域に対応した欠陥密度、欠陥深さ分布、欠陥長さ分布が整備された。欠陥の位置としては、クラッド内のき裂を除いて内部欠陥が想定されている。

国内の PTS 事象に対する健全性評価では、欠陥検出性と保守性を考慮し、欠陥深さ 10mm 及び欠陥長さ 60mm の表面半楕円欠陥が想定される。破壊力学解析により、表面半楕円き裂を想定することで、内部欠陥に比べて保守的な健全性評価となることを確認した。一方、き裂の想定において、クラッドは取扱わない規定となっており、その影響について定量的な検討を行う必要がある。

2.3 耐圧機能喪失評価法

国内の健全性評価においては、脆性き裂の発生の観点から評価が行われ、き裂が伝播を停止せず容器板厚を貫通し、耐圧機能を喪失するまでの評価は行われていない。そこで、耐圧機能喪失に関する評価法に関して、き裂伝播停止靱性(K_{Ic})評価に関する研究成果及び脆性き裂進展

と伝播停止評価方法の調査を行った。

まず原子炉容器鋼の K_{Ic} データに関しては、過去に試験・評価が系統的に行われている国内プロジェクト(火原協 KIR 検討会[3]、日本溶接協会 HST 小委員会[4-6]、発電技検 PTS 委員会[7]等)の既往研究成果、及び米国で ORNL を中心として取得された K_{Ic} データ[8, 9]を収集した。そして、今後のデータ評価に向けて精査が可能なように、 K_{Ic} データ(試験温度、 K_{Ic} 値)とともに、材質、試験片(試験片種類、採取位置、採取方向)、試験方法、機械的性質(引張特性、衝撃特性)等の情報についても整理を行なった。

原子炉容器鋼のき裂伝播停止評価法に関しては、独の CARISMA[10]、CARINA[11]プロジェクト等で得られた成果を主体に、取得された K_{Ic} データや評価法に関する検討結果を整理した。また、き裂伝播停止評価法の適用状況について、PTS 事象に対する諸外国の評価法の比較結果等をまとめた IAEA レポート[12]を主体として調査を行い、考慮している場合の具体的な評価法等の概要をまとめた。また、現行のき裂発生挙動に対する評価方法とき裂伝播停止靱性を考慮した耐圧機能喪失評価法との相違を明確化するための解析を実施し、き裂伝播停止靱性の考慮が健全性評価に与える影響を確認した。

2.4 その他の評価法

2.1~2.3 に述べた項目に加えて、原子炉圧力容器の健全性評価に関わるその他の評価法について、調査の結果明らかになった技術的な課題を以下にまとめる。

(a) 照射脆化予測法

JEAC4201-2007[13]と同様に、国際的に脆化機構に立脚した予測法が検討・開発されている。一方、供用年数の増加に従って、高照射量領域の監視試験データが蓄積されることに伴い、適時に見直しを行うことが重要である。

(b) 高温予荷重(WPS)効果

国内では JEAC4206 附属書 C 制定の際の国プロ[7]において、すでに WPS 効果の実証試験が行われた。また、最近では欧米において、大型 2 軸応力負荷の十字型試験片を用いた実証試験[14]等が行われている。いずれも、PTS 時における応力拡大係数の減少時において破壊は生じないこと、また低温に冷却後の再負荷過程における破壊はそれ以前の履歴の影響を受けて K_{Ic} よりも高い値で発生すること等が証明されている。この WPS 効果は、日本機械学会維持規格 2008 年版[15]では、すでに導入済である。すなわち、フェライト鋼容器の欠陥評価における EB-3430 破壊評価法、許容状態 C および D において、WPS 効果を

考慮してよいとの規定がある。

したがって、JEAC4206 に対しても WPS 効果を踏まえた規定の導入が可能であると考えられる。実際には、WPS 効果を考慮しないことで保守性を確保している面もあると考えられ、マージンの面での検討も必要である。

(c) 破壊靱性試験方法

欧米では、原子炉圧力容器鋼の破壊靱性評価に対して、マスターカーブ法による参照温度の試験による決定法が広く活用されている。国内においても、JEAC 4216[16]として試験方法が規定されている。監視試験においてこのマスターカーブ法が適用されることにより、監視試験片から直接的に破壊靱性の温度依存性を評価可能となることから、今後健全性評価の一部として導入が期待されている。なお、現状の監視試験における静的破壊靱性値は、平面ひずみ破壊靱性値 K_{Ic} の寸法制限を満足しない可能性が高いこと、及び試験結果の評価に用いる試験片の数に関する定義がなされていないことは重要な点である。この点でも、寸法効果の評価や試験片の本数要件が規定され、確率論的取り扱いも可能な破壊靱性の温度依存性を得ることが可能なマスターカーブ法は有効であり、健全性評価に活用する方策を確立することが重要である。

3. 確率論的破壊力学解析技術の調査

国内プラントの高経年化技術評価を高度化する観点から、原子炉圧力容器の健全性評価への確率論的手法の導入に資する知見を得ることを目的とし、確率論的評価手法の適用性、及び標準化に関する調査を実施した。

3.1 確率論的評価手法の適用性に関する調査

国内における高経年化技術評価等に際しての構造機器の健全性評価方法では、破壊力学に基づく決定論的手法が用いられている。一方欧米では、原子炉圧力容器の健全性評価に関する規制基準に対して、確率論的手法の導入が進められている。確率論的手法としては、確率論的破壊力学 (PFM) 解析技術が適用され、これまでに PFM 解析ツールの開発が行われており、このツールを活用した規格基準の検討が進められている。国内においても、JAEA において開発が進められてきた PASCAL コード[17]があり、国内外のベンチマーク解析等に使用されている。今後原子炉圧力容器の健全性評価に対して PFM 解析技術の適用が進み、機器の破損確率を基にしたリスク評価に活用されることを念頭に、PFM 解析の規格基準化を図る

ためには、PFM 解析技術の規制への導入に関する技術的課題を明確にすることが必要である。そこで、これまで国内外で開発されてきた原子炉压力容器の健全性評価のための PFM 解析コードの調査を行った。中でも、米国において PFM 解析が規格基準に適用された際に使用された FAVOR コード[8]に着目し、PASCAL コードとの比較を行い、解析手法やモデル等の特徴を整理した。また、これらのコードを用いて実施されてきたベンチマーク解析、及び米国において PFM 解析が規格基準に適用された事例について調査を行った。以下に概要を記す。

(a) 国内外の PFM 解析コード

原子炉压力容器を対象とした国内外の PFM 解析コードについて、米国 PTS 再評価プロジェクトに使用された FAVOR、及び国内の代表的コードである PASCAL3 を中心に、主要な機能等を調査した。

FAVOR は、原子炉压力容器の TWCF (炉年あたりのき裂貫通頻度) を算出可能である。ただし FAVOR は、破壊靱性値等に関して国内のデータが反映されていない。一方、PASCAL3 は、TWCF に相当する量を算出可能であり、国内のデータも反映された評価式を適用できる。

調査結果を踏まえると、国内で利用するための最適な PFM 解析コードは PASCAL3 であると判断される。ただし、PASCAL3 の解析機能には、FAVOR とは異なる点もあり、改良を行うべきか検討を行う必要がある。

(b) PFM 解析に関わるベンチマーク解析

これまでに実施されてきた、PTS 事象時の PFM 解析に関わるベンチマーク解析を対象に、参加機関、使用コード、解析条件について調査を行った。

1990 年代初頭から、種々のベンチマーク解析が実施されており、参加機関が様々な国や地域に広がるとともに、次第に実機に近い解析条件が設定される傾向にある[例えば 18]。解析結果の比較においては定性的な判断が多く、定量的な判断はほとんどなされていない。また、コード間の機能の詳細な比較、及び PFM 解析の標準化まで踏み込んだ活動は見られない。

(c) 米国等における規格基準への PFM 解析の適用

米国における PFM 解析手法の規制への適用について調査を行った。従来の PTS 規則 (10CFR50.61) [19]の改正を目的に、PTS 再評価プロジェクトが実施され、改正 PTS 規則 (10CFR50.61a) [20]が発行された。このプロジェクトにおいては、PFM 解析コード FAVOR を用いて TWCF を算出し、この指標を基にした PTS スクリーニング基準

が作成されている。国内においても、PFM 解析手法の規格等への適用性については、米国の取り組みを参考に検討を進めることが必要である。

(d) PFM 解析コードの選定及び入力データ整備

国内の健全性評価に対して確率論的手法の適用が進むことを念頭に置いた場合、破壊力学に関わる最新知見の反映、国内プラント相当のデータを踏まえた解析モデル、国内の規格基準に準拠した評価手法の機能を有する PASCAL3 コードが本研究で活用する PFM 解析コードとして最も適切であると判断した。

国内外の規格の調査結果に基づき、PFM 解析を実施するための入力データの整備に着手した。原則として、国内の規格 (JEAC4206-2007) に準拠した条件とし、さらに最新のデータ及び破壊力学に関する知見を反映した。

3.2 確率論的評価手法の標準化に関する調査

本項目では、3.1 で選定した PASCAL3 コードを用いて、現行の国内における健全性評価に関わる因子に着目した影響解析を行った。JEAC4206-2007 において考慮されていない WPS 効果や、弁の開固着事象等の影響を確認するとともに、決定論的に規定されているき裂寸法、関連温度のマージン等有する裕度について評価を行った。また、解析コードを対象とした解析の検証及び妥当性確認 (V&V) や、解析過程及び解析要件に主眼を置いた標準策定等に関する学協会の活動、及び PFM 解析コード FAVOR の V&V レポート[21]について調査を行った。

(a) PASCAL3 コードを用いた影響解析

PASCAL3 を用いて、現行の国内における健全性評価に関わる種々の因子に着目した影響解析を行った。

JEAC4206-2007 では WPS 効果を考慮していないが、この効果が健全性に与える影響を検討した。決定論的手法に基づく温度裕度(ΔT)の値については、WPS 効果を考慮することで 40~50°C 程度増加した。確率論の観点では、WPS 効果を考慮することにより条件付き裂進展確率は、母材部で 1/20~1/200 程度、溶接部で 1/2000~1/30000 程度まで減少することが示された。

JEAC4206-2007 で想定していない弁の開固着 (SOV) の影響を確認するため、米国プラントの SOV の過渡事象を用いた解析を行った。その結果、条件付き裂進展確率は、国内で想定する小破断 LOCA 等の過渡事象の場合と同程度であった。国内における事象の発生頻度によっては、SOV の想定必要性について検討する必要がある。

JEAC4206-2007 で決定論的に規定されているき裂寸法、関連温度のマージン等が有する裕度について、条件付き裂進展確率の観点から定量的に評価した。JEAC4206-2007 に基づいた初期き裂寸法深さは 10 mm であるが、き裂深さが 2 mm の場合、10 mm の場合と比較して、条件付き裂進展確率は 1/10 以下に低下した。また、JEAC4206-2007 で規定される関連温度のマージンを設定した場合、算出される条件付き裂進展確率は、中性子照射量や化学成分のばらつきを考慮した場合よりも 2~6 倍程度高くなり、マージンを設定することで中性子照射量や化学成分のばらつきを考慮した評価が有する保守性を、定量的に評価できることが分かった。なお、米国のように耐圧機能喪失頻度を用いて原子炉圧力容器の健全性評価を行う場合には、想定する荷重条件及びその頻度、き裂寸法分布等の条件によって、これらの因子の影響は本解析結果とは変わりうるので、注意が必要である。

(b) 標準化に向けた取り組み

解析コードを対象とした解析の検証及び妥当性確認 (V&V) や、解析過程及び解析要件に主眼を置いた標準策定等に関する学協会の活動について調査を行った。

構造解析、流体解析においては、V&V の活動が近年活発である。V&V は、数理モデルを離散化して数式を実装する部分の検証である code verification、数式によって値を算出する部分の検証である calculation verification、実験結果との定量的比較を行う validation に大別される。

米国の PTS 再評価プロジェクトにおいて使用された PFM 解析コード FAVOR の V&V レポートについて調査を行った。FAVOR の V&V は、多数の機関の協力により実施されたものである。個別機能の検証は、別途市販プログラムとの比較により、両者の差が所定の基準値以内に収まれば、妥当であるという判断がされている。

確率論的評価に関する標準化に関しては、日本原子力学会標準委員会が確率論的安全評価の分野における標準策定の活動を行っている。PFM 解析の標準化に必要な事項は、一般的な構造解析・流体解析、及び確率論的安全評価とは必ずしも一致しない。国内の PFM 解析手法の標準化に向けて、前述の FAVOR V&V を参考に、専門家集団による指針の策定に向けた活動が必要である。

4. 今後の課題及び計画

今後の課題として、国内の健全性評価に用いられている想定欠陥寸法が有する保守性の定量的な評価、クラッ

ドの影響評価、非破壊検査による欠陥検出性を踏まえた欠陥寸法の検討等が挙げられる。また、実容器のデータに基づく米国の欠陥分布モデルについて、国内プラントへの適用性や、国内相当の欠陥分布モデル開発についても検討が必要であると考えられる。図 2 は、PTS 時の健全性評価の流れに、主な研究課題を追記したものである。

また PFM 解析技術に関しては、想定する荷重条件、き裂寸法分布等の入力データに関して、詳細な整備及び設定根拠の確保を図ることで、これら以外の因子を含めた影響について、定量的な評価の精度向上を図ることが必要である。その結果、確率論的手法を用いた評価結果が、現行規格の妥当性確認やその改訂に関わる技術的根拠に資することができると考えられる。

健全性評価法の高度化に関する今後の計画としては、これまでに述べた調査研究を吟味して拡張し、荷重条件、破壊力学評価等に関する最新知見の反映検討や解析実施等を通して、現行の規制基準に対する技術的根拠の再確認を進めるとともに、必要に応じてデータ取得のための試験計画を立案することとしている。

また、規格基準への確率論的手法の適用を進めるため、PFM 解析コードを用いた健全性評価手法の標準化に向けて、関連する広範囲の専門家から意見等を反映するとともに、標準的入力データの整備を行う計画である。さらに、耐圧機能喪失等に対する健全性評価の詳細手順の検討、及び沸騰水型原子炉等への適用性拡張に関する検討を行い、PFM 解析に関する標準指針案の策定に着手することとしている。

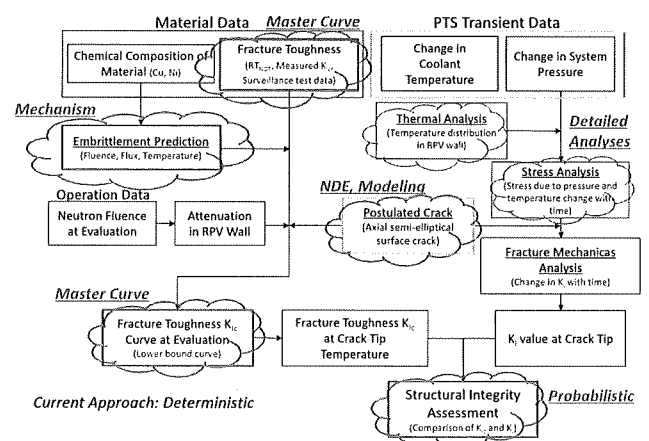


Fig. 2 Research items on the RPV integrity assessment for PTS events

謝辞

本研究は、経済産業省原子力安全・保安院からの受託

事業「高経年化技術評価高度化事業(2011-)」にて進めてきた成果である。関係各位の協力に謝意を表す。

参考文献

- [1] 電気技術規程原子力編, 原子炉発電所用機器に対する破壊靱性の確認試験方法, JEAC-4206-2007, 日本電気協会、2007.
- [2] Erickson Kirk, M.T., et al., “Technical Basis for Revision of the Pressurized Thermal Shock (PTS) Screening Limits in the PTS Rule (10 CFR 50.61): Summary Report,” NUREG-1806, U.S. NRC, 2006.
- [3] 火力原子力発電技術協会, “構造基準委員会 KIR 検討会活動報告書(最終年度)[第一種容器の破壊靱性規定策定]” 平成8年3月.
- [4] 日本溶接協会 原子力研究委員会 7HST 小委員会, “原子力圧力容器用超厚鋼材の安全性に関する試験研究”, 昭和53年10月.
- [5] 日本溶接協会 原子力研究委員会 8HST 小委員会, “原子力圧力容器用超厚鋼材の安全性に関する試験研究”, 昭和54年11月.
- [6] 日本溶接協会 原子力研究委員会 9HST 小委員会, “原子力圧力容器用超厚鋼材の安全性に関する試験研究(III)成果報告書”, 昭和56年1月.
- [7] 発電設備技術検査協会, 溶接部等熱影響部信頼性実証試験に関する調査報告書[原子力圧力容器加圧熱衝撃試験][総まとめ版], 平成4年3月.
- [8] P. T. Williams et al., “Fracture Analysis of Vessels-Oak Ridge FAVOR v04.1, Computer Code : Theory and Implementation of Algorithms, Methods, and Correlations” NUREG /CR-6854 (2007).
- [9] R. K. Nanstad, et. al., “Irradiation Effects on Fracture Toughness of Two High-Copper Submerged-Arc Welds, HSSI Series 5,” NUREG/CR-5913.
- [10] H. Hein, et al., “CARINA-A new project to extend the data base for fracture mechanical characteristics of irradiated German RPV materials at high neutron fluences,” ASME PVP2009-77035, (2009).
- [11] E. Keim, et al., “Progress on the national project CARISMA : Crack arrest testing of irradiated materials,” ASME PVP2007-26506 (2008).
- [12] IAEA-TECDOC-1627, “Pressurized Thermal Shock in Nuclear Power Plants: Good Practices for Assessment - Deterministic Evaluation for integrity of Reactor Pressure Vessel -,” (2010).
- [13] 電気技術規程原子力編, 原子炉構造材の監視試験方法, JEAC-4201-2007, 日本電気協会、2007.
- [14] C. Jacquemoud, et al., “NESC VII European Project: Demonstration of Warm Pre Stressing Effect in Biaxial Loading Conditions – Bending Tests on 18MND5 Cruciform Specimens,” PVP2011-57189 (2011).
- [15] 日本機械学会, 発電所用原子力設備規格 維持規格 (2008年版), JSME S NA 1-2008、2008.
- [16] 電気技術規程原子力編, フェライト鋼の破壊靱性参照温度 T_0 決定のための試験方法, JEAC-4216-2011, 日本電気協会、2011.
- [17] 眞崎浩一, 西川弘之, 小坂部和也, 鬼沢邦雄, “原子炉圧力容器用確率論的破壊力学解析コード PASCAL3 の使用手引き及び解析手法,” JAEA-Data/Code 2010-033 (2011).
- [18] Y. Kanto, et al., “Summary of International PFM Round Robin analyses among Asian Countries on reactor pressure vessel integrity during pressurized thermal shock,” International Journal of Pressure Vessels and Piping, 90-91 (2012) pp46-55.
- [19] U.S. NRC Regulations: Title 10, Code of Federal Regulations, Part 50, Section 50.61, “Fracture Toughness Requirements for Protection against Pressurized Thermal Shock Events,” 1984.
- [20] U.S. NRC Regulations: Title 10, Code of Federal Regulations, Part 50, Section 50.61a, “Alternate Fracture Toughness Requirements for Protection against Pressurized Thermal Shock Events,” 2010.
- [21] S. N. M. Malik, “FAVOR Code Versions 2.4 and 3.1 Verification and Validation Summary Report,” NUREG-1795 (2007).