

BWRの高経年・耐震評価における産学協同について

Academic-Industry Partnership in R&D Activities on Aging Management and
Seismic Reliability Evaluation of BWRs

東京電力株式会社 技術開発研究所 鈴木 俊一 Shunich SUZUKI Member

In recent years, the formulation of reasonable methodologies to manage and evaluate the safety and integrity of aging nuclear power facilities is the matter of importance for Japanese power utilities to secure stable power supply in the next few decades. Among possible concerns about aging problems, stress corrosion cracking (SCC) is the one of critical problems to ensure the integrity of boiling water reactors (BWR) and extensive R&D activities are being conducted.

The seismic reliability of nuclear power plants is also attracting increasing attention after Kashiwazaki-Kariwa nuclear power station suffered from Niigataken-Chuetsuoki earthquake in July 2007. Intensive seismic evaluations and reinforcements have been being conducted from then on.

This paper will provide an introductory review on research activities on SCC mechanism and seismic reliability of BWRs that are conducted in academic-industry partnership.

Keywords: academic-industry partnership, plant aging, stress corrosion cracking, SCC mechanism, seismic reliability, boiling water reactor

1. 緒言

我が国の主力電源である軽水型原子力発電所では、プラントの安全・安定運転を確保するため、日常の自主点検及び法令に基づく定期検査を実施している。しかしながら、使用期間の経過に伴いプラント機器・構造物が経年化するため、新たに得られた技術的知見を今後の保全活動に反映することは重要である。このような認識の元、経済産業省原子力安全・保安院より、原子力発電所の高経年化に対する評価方針が示され、保全計画に基づく適切な対応及び点検・検査の充実により高経年化プラントにおいても安全に運転継続することは可能であるとしている。プラント高経年化評価にあたっては構造材料の経年変化の寿命評価は重要な課題である。経年劣化・損傷モードとしては疲労、照射脆化、照射誘起応力腐食割れ、時効、腐食、摩耗等が挙げられる。一方、応力腐食割れは高経年化事象かどうかには議論はあるが、長期間に亘り健全性を維持するために最も重要な事象として認識されている。

また新潟県中越沖地震以後、原子力プラントの耐震評価の重要性は従来に増して認識され、耐震向上のための多くの評価並びに補強工事が行われている。

本論では最初にBWRプラントで発生したSCCメカニズム評価について、次に地震による構造物への

影響評価について、特に産学共同で実施してきた内容を中心に紹介する。

2. BWRにおける低炭素ステンレス鋼のSCC

昨今、BWRプラントの炉心シュラウドおよび再循環系配管において、耐SCC性に優れると評価されてきた低炭素ステンレス鋼に応力腐食割れ（以下、SCC：Stress Corrosion Cracking）が顕在化し、プラントが長期停止するなど、技術的かつ社会的な問題となった。

解決にあたってはBWR環境におけるSUS316LのSCCに関する検討経緯をベースに、炉心シュラウド及び再循環系配管のSCCの特徴を把握して、プラント安全性評価を実施し、SCC対策技術を早期に適応してきた。

以上の工学的評価に加えて、何故、非鋭敏化ステンレス鋼にSCCが発生・進展するのか、そのメカニズムを解明することが急務の課題となった。そこで、より広く専門家の知見を集め、成果の公開を目的として、(社)腐食防食協会にSCCメカニズムに関する研究会を設け、メカニズムの解明を精力的に実施した。研究実施にあたっては、委員会（「低炭素ステンレス鋼のSCC機構研究会」(略称SCCM研究会) 主査：辻川東京大学名誉教授）を設置し、技術情報、研究方策並びに研究成果に関する討議を行った。研究会の特徴として、大学、公的機関、BWR・PWRプラントメーカー、材料メーカー、化学プラントメーカー等における腐食関係、溶接関係、材料関係の専

連絡先: 鈴木 俊一, 〒230-8510 横浜市鶴見区
江ヶ崎町 4-1, 東京電力株式会社技術開発研究所
材料技術センター, 電話: 045-394-6431,
E-mail: suzuki.shunichi@tepcoco.jp

門家約 60 名が委員として参加し、種々の視点からメカニズムの解明に努めた。また研究内容及び研究実施者は公募により審査し決定した。研究内容としては、①表面硬化層で発生する理由、②粒界割れとして進展する理由、及び③溶接金属部での割れる理由を究明することを目的とした。以下に得られた研究成果の概要を示す。

2.1 表面硬化層の SCC 発生感受性

○表面硬化層の生成（当社実機材調査結果）

再循環系配管の内表面のごく薄い領域は溶接時の機械加工の影響で 300HV 以上に硬化していた。また配管溶接部近傍は溶接時の熱収縮により硬化しており、硬化部を SCC が進展していた。

○極表面に形成される微細化層（日本核燃料開発、日本原子力研究開発機構、東北大学、物質・材料研究機構）

表面から深さ数 μm の領域に微細化層（微細粒組織、粒径：数十～数百 nm）が確認された。表面微細化層には酸化が認められ、耐食性の劣化により SCC 発生の芽となった可能性が高い。このような微細化層は、表面機械加工後の溶接あるいは強加工により発生しており、加工+入熱による再結晶化が原因と推定される。

○表面硬化層での引張残留応力形成（大阪大学）

表面機械加工により表面引張残留応力形成され、さらに溶接を行うと引張残留応力が発生するため、極表面での引張残留応力は高くなる。加工+溶接の重畳効果のシミュレーションによって、600MPa 程度の表面残留応力が評価された。

○表面硬化層での TGSCC 発生しきい応力（住友金属、兵庫県立大学、日本原子力研究開発機構）

放射光試験設備(SPring-8：兵庫県)で表面残留応力の測定を行うとともに、4点曲げ試験による SCC 発

生評価試験を実施した。その結果、機械加工によって生成した表面硬化層の残留応力分布は数 μm ～数 10 μm 深さの深さで著しく減少した。また、BWR 模擬環境条件下における表面加工層の TGSCC 発生しきい値は約 600MPa であった。

以上の結果から、配管取替え時に実施している内表面磨きや IHSI、狭開先溶接等の応力改善、並びにシュラウド表面に施工している磨きやピーニングは、極表面部の除去あるいは表面残留応力を大きく低減するため、メカニズムの視点からも SCC 発生防止に有効な対策であることが示された。

2.2 低炭素ステンレス鋼が IGSCC として進展する理由

○粒界変形に伴う SCC 進展（大阪大学）

SCC の粒界における進展においては、応力が負荷されたときの結晶粒界のすべり変形のしやすさを評価することも重要である。冷間加工率 20% まではひずみに対する粒界のすべり変形は小さいが、30% を超えるとすべりが生じやすくなることが判った。これはビッカース硬さ換算で約 230 と 320 の間に変化があることになる。また粒界すべり/硬さと SCC 進展速度との関係を見ると、粒界すべり感受性の上昇（20% と 30%、HV230 と HV320）と SCC 進展速度の上昇傾向は概ね合致しており、粒界すべり感受性上昇と IGSCC 進展速度上昇には関連性のあることが判った。

2.3 SCC メカニズムのまとめ

腐食防食協会における多数の研究機関による研究成果等から、SCC 発生・進展のメカニズムに関する知見が拡充した。得られた成果をまとめると以下の通りである。（図 1）

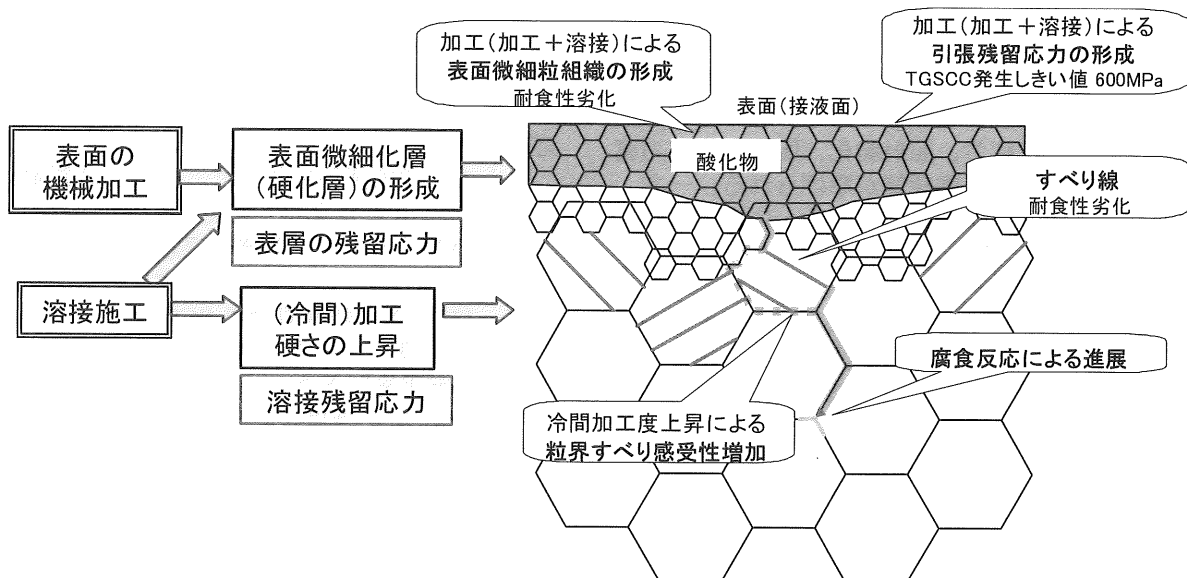


図 1 低炭素ステンレス鋼 SCC メカニズムの概念図

・SCC 感受性上昇に及ぼす表面機械加工及び溶接の影響を把握した。

・SCC 進展試験は、加速要因やひびの状態など実機 SCC を模擬あるいは保守的に評価しており、維持規格の SCC 進展評価線図の適用は妥当である。

・実機対策（応力改善、みがき、腐食環境緩和等）の効果がマイクロレベルでも理解された。

2.4 今後取り組むべき課題

今後取り組むべき研究課題を以下にまとめる。

- ①溶接金属近傍及び溶接金属中における SCC 進展速度データの取得（含む水質依存性）
- ②照射材 SCC 進展速度データ拡充（含む水質依存性）
- ③加工層があった場合の SCC 発生応力しきい値の把握
- ④溶接金属における SCC 発生条件の把握（含む材質依存性、水質依存性）
- ⑤割れ発生進展メカニズム究明（材料/応力/水質面）

このうち、①は今後の健全性評価を行う上で重要な項目であり、電気事業者の研究及び国プロジェクトとしてデータを拡充し、適宜、構造維持規格へ反映する。②の照射材 SCC 進展速度については IASCC 関する原子力学会での産学官を含めた議論（原子力学会「照射基盤技術委員会（主査：関村東大教授）」）を基に判断する。③、④は電気事業者の研究として国内外の研究機関と協働して実施する。また⑤のメカニズムに関する課題は、大学・研究機関や他産業界等の知見を活用して実施する。以上のように、今後は産学官の共同を推進して、成果を規格・基準に適宜反映する。

3. 地震による構造物への影響評価

平成 19 年 7 月の新潟県中越沖地震の発生から、約 3 年が経過した。この地震は柏崎・刈羽およびその周辺地域に大きな被害をもたらし、同地域に立地する当社の柏崎刈羽原子力発電所も、設計時の想定を超える激しい揺れに見舞われた。想定以上の揺れに対しても原子炉の安全機能は設計通り作動し、高い耐震クラスで設計された重要な設備には大きな被害はみられなかったが、低い耐震クラスで設計された屋外の設備等には被害が確認された。

現在、総力を結集して柏崎刈羽原子力発電所の点検・復旧などに取り組んでおり、設備の健全性を確認する点検・評価を着実に実施する一方、復旧工事、更に耐震安全性向上に向けた工事も順次進められている。

また、安全上重要な設備の耐震強化工事として、この基準地震動による揺れのほかに、新潟県中越沖地震で観測された原子炉建屋基礎版上の全号機での最大加速度の 1.5 倍に相当する 1,000 ガルの揺れにも

耐えられるよう、必要に応じて工事を実施している。

一方、設計基準を超える地震荷重を受けた重要機器の健全性を確認し対策を着実に実施することは、災害に強い発電所を再構築していくための必要条件であり、得られた貴重な教訓を関係者が広く共有していくことが、将来の原子力利用を安全に展開していく上での重要である。

このような背景から一般社団法人 日本原子力技術協会にて、平成 19 年秋に「中越沖地震後の原子炉機器の健全性評価委員会（主査：野本東大名誉教授）」（SANE: Structural Integrity Assessment for Nuclear Power Components experienced Niigata Chuetsu-Oki Earthquake Committee）が発足した。本委員会では、構造強度・検査・耐震などを専門的分野とする大学・研究機関等の学識経験者と、電力・メーカー等の関係者が一同に会し、産学協同の場として、地震荷重を受けた機器の健全性評価について、解析的評価と点検結果の両面から検討している。

SANE では、今年度は 6 WG（評価基準 WG、検査 WG、疲労・材料試験 WG、配管振動評価 WG、建屋-機器連成 WG、再起動 WG）が活動している。地震後の検査としては配管の塑性ひずみ測定評価や締結部材健全性評価、構造評価としては機器・配管の弾塑性挙動を考慮した解析・評価、建屋-機器錬成に関する課題としては原子炉压力容器基礎部の耐震安全性評価、その他、地震後のプラント再起動に関する検討などが行われており、活動成果は随時関連学協会等へ情報発信されている。なお、これらの知見は東京電力による設備健全性評価や国等の様々な審議プロセスの中で間接的に活用されている。

3.1 JANTI SANE での具体的検討内容

(1) 検査関連

重要機器に対して地震により疲労強度に影響を与える塑性ひずみが発生していないことを確認する方法について、現場適応性を考慮し、検討を行った。①硬さ法、②表面金相・表面レプリカ法、③マルテンサイト検出法、④音速比法、⑤磁歪法、⑥バルクハウゼンノイズ法の検証試験を実施し、地震応答解析の結果で地震の影響が大きかった場所と小さかった場所の硬さを比較する方法を提案した。

原子炉压力容器等の基礎ボルトの点検では、東京電力が予め計画する追加点検で実施した点検結果について評価を実施した。例えばトルク確認方法では、基礎ボルトに残留トルクがあれば地震後でも健全性がある事を示し、実際のトルクを確認する事を提案し、測定を行った。

(2) 評価・基準関連

今回の中越沖地震の評価は経験した荷重に対する評価であるため、「設計段階における評価」のように地震荷重の裕度は必ずしも必要ではない。したがって、実際の地震荷重を使って健全性を評価すること

が妥当であり、設計用の許容応力 (JEAG 4601) の許容応力状態ⅢAS が適用可能と判断した。

また、本基準を超えた場合でも、適切なクライテリアであれば国内外の最新の規格を準用することが可能であり、適用可能な基準 (米国機械学会 設計規格 2007 年版, 米国原子力規制委員会 Regulatory Guide 1.167 等) について検討した。

(3) 疲労・材料関連

地震による疲労評価は、まず解析により疲れ累積係数の和が 1 を超えていないことを確認するとともに疲労寿命に対する地震の影響を検討した。過大な荷重を受けると、材料は硬化して高サイクル疲労強度は上昇する。しかしながら、低サイクル疲労強度は影響を受ける可能性があるため、地震荷重を模擬した荷重を与えた材料の低サイクル疲労強度を評価した。その結果、代表的な材料であるステンレス鋼及び低合金鋼に対して 8% 程度の予ひずみ ($\Delta \varepsilon = 16\%$) を施しても、その後の疲労強度は現行の設計疲労曲線に対して大きな寿命裕度を有していることが判った。(図 2)

また 19 年度に取得した疲労試験データを拡充するために、電力共同研究を起ち上げ、日本溶接協会に小川教授 (青学大) を主査とする LCF 小委員会を設立した。本委員会は産学協同の場であり、〇〇の大学と共同して 21 年度までに、主として低サイクル疲労強度データ (室温及び 300°C, 316L 鋼/低合金鋼/炭素鋼のデータ) を取得するとともに、成果は随時 SANE 委員会に反映されている。

(4) 建屋-機器連成評価

建屋機器連成 WG では、ペDESTAL の健全性評価のために弾塑性モデルを導入する方針を定めた。鋼とコンクリートから成るペDESTAL の弾塑性モデルによるスケルトンカーブは、コンクリートに生ず

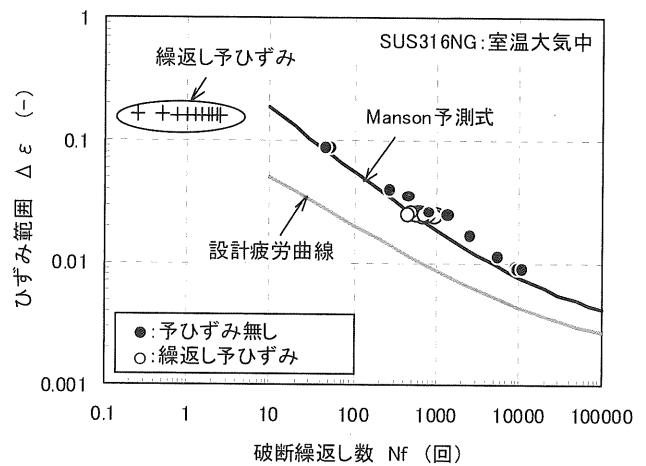


図 2 予ひずみ付与後の低サイクル疲労試験結果 (SUS316NG, 予ひずみ範囲: $\Delta \varepsilon_{pre} = 16\%$)

るひび角度、コンクリート引張強度の考慮/非考慮、大変形時の軟化挙動の有無等により異なる。これらの因子を個別に検討し、ペDESTAL に作用する荷重を保守側に評価できる弾塑性モデルが提案され、評価手法は実機評価に活用された。

(5) 地震後プラント再起動

IAEA、米国などのガイドラインを基に、地震前に実施する地震前計画と地震後の実施する短・中・長期対応を整理し、地震動及び損傷状況に応じた対応方策を検討している。

3.2 今後の課題

今後は産学の協同により、各 WG で取り纏めた技術成果の技術ガイドライン化を図るとともに、国内複数地点での地震経験・教訓や IAEA・米国等の知見を基に、地震後のプラント再起動基準作成を目指す。