

保全技術の更なる向上に向けた取組み － 高経年化対策/新検査制度/運用高度化 －

Development of Maintenance Technology

－ Measures against Aging Deterioration/New Inspection System/Advanced Operation －



椎塚 晋*¹
Susumu Shiizuka

水谷 晃*¹
Ko Mizutani

清水 健太*¹
Kenta Shimizu

杉本 憲昭*²
Noriaki Sugimoto

田中 健太郎*³
Kentaro Tanaka

福島第一原子力発電所事故(以下、福一事故)以降、国内再稼働プラントは半数以上が運転期間 30 年を超え、運転開始から 40 年を超えて運転するための延長申請を行うプラントも出てきており、これら高経年化プラントには、より信頼性の高い確実な運転が求められる。加えて、福一事故の教訓を踏まえた新規規制基準や継続的な安全性の向上を目指した新検査制度等、新たな要求が課せられている。また、電力自由化を受けて原子力発電にも他電源に対する競争力強化に向けた取組みが求められている。これらの事業環境に対応するためにはこれまでの高経年化対策を主とした保全技術に加え新たな視点からの検討も必要であり、保全技術の更なる向上を進めることで電気事業者を支援し、日本のエネルギーセキュリティに貢献していく。

1. はじめに

高経年化プラントでは、運転開始後 30 年が経過する前(その後 10 年ごと)に高経年化技術評価、運転期間 40 年超の延長申請を行うための追加の“特別点検”がある。加えて、継続的な安全性の向上を目指した新検査制度対応等、新たな要求が課せられている。また、他電源に対する競争力強化のためプラント稼働率向上、燃料サイクルコスト低減及び運用コスト低減に資する取組み(以降、運用高度化と称す)も進められている。これらに対応するためにはこれまでの保全技術に加え新たな視点からの検討も必要で、高経年化対策を主とした保全技術の更なる向上を進めており、それぞれの取組みについて紹介する。

2. 高経年化対策

長期間、運転している原子力発電所の運転を確実にを行うため、設備の経年劣化等を最新知見に基づき把握した上で、通常の保守に加えて新たな保全を行う等、機能や性能を維持、回復するために必要な保守管理、保全対策を確実に実施する必要がある。これらの高経年化対策を実施することで長期運転に対する健全性を担保している。

2.1 高経年化技術評価

“実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則”第 82 条の 1(発電用原子炉施設の経年劣化に関する技術的な評価)の定めにより、電気事業者に対し、運転開始後 30 年が経過する前(その後 10 年ごと)に、安全上重要な機器・構造物について、今後長期間運転することを想定した“高経年化技術評価”を実施し、それに基づいた長期保守管理方針を策定し、保安規定に記載することが義務づけられており、その内容について原子力規制委員会により審査され認可される。

*1 原子力セグメント軽水炉保全プロジェクト部

*2 原子力セグメント軽水炉保全プロジェクト部 主席プロジェクト統括

*3 原子力セグメント炉心・安全技術部 主席技師

1999年に国内で初めての高経年化技術評価を実施して以降、国内外の原子力発電所の運転経験や研究開発成果等の最新知見を取り入れ、高経年化技術評価手法も改善を進めてきた。

図1は高経年化技術評価の流れを示すが、以下にその概要を示す。

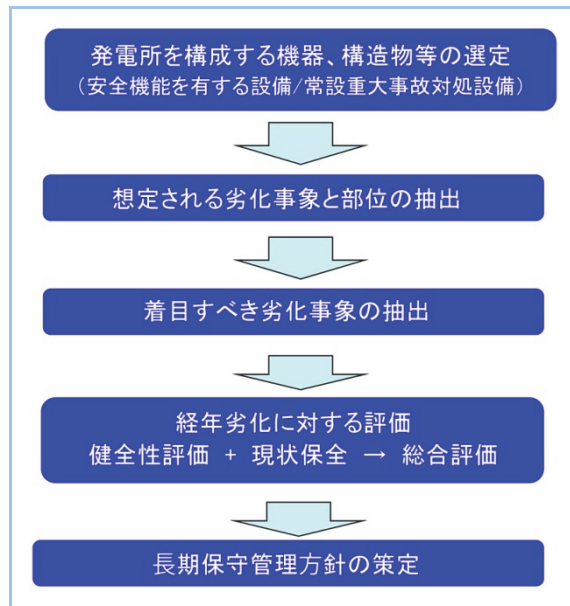


図1 高経年化技術評価の流れ

高経年化技術評価では、原子力発電所における安全機能を有するすべての機器・構造物を評価対象とし、材料、使用条件等を踏まえ、各対象機器・構造物の部位ごとに想定される経年劣化事象を最新の規格基準や国内外のトラブル事例等の最新知見や運転経験を基に、抽出、整理する。着目すべき経年劣化事象に対しては、長期運転における経年劣化事象の発生・進展状況を想定した上で機器・構造物の構造、機能健全性が確保されるかの確認を行う。さらに、想定される経年劣化事象に対して現状の保全活動が適切であるかの評価もあわせて行い、長期運転に対する総合的な評価を行う。

高経年化技術評価の中で抽出される着目すべき経年劣化事象としては、これまでの研究開発等で蓄積した知見を基に、低サイクル疲労、中性子照射脆化、照射誘起型応力腐食割れ、ステンレス鋼の熱時効、電気・計装設備の絶縁低下、コンクリート構造物の強度低下及び遮へい能力低下の6事象が代表的なものとしてあげられる。評価の際、重大事故時条件や温度環境条件も考慮しており、例えば原子炉圧力容器の中性子照射脆化に対する加圧熱衝撃評価において重大事故時の過渡変化を考慮した健全性評価を行っている。また、電気・計装設備の絶縁性能低下に対しては、従来の設計基準事故時だけでなく、重大事故時の温度や放射線量等を考慮した健全性評価を行っている。

これに加えて、耐震、耐津波安全上考慮する必要のある経年劣化事象も、着目すべき経年劣化事象として抽出し、長期間供用に伴い想定される経年劣化の発生、進展状態を考慮した機器、構造物の耐震、耐津波安全性評価を行い、許容値を満足することを確認している。また、国内外の最新知見については、各種研究を通じて高経年化技術評価への反映要否等を継続検討している。

2.2 運転期間延長認可制度

2013年7月に改正された原子炉等規制法に基づき、新規規制基準への適合性を求められるとともに、原子力発電所の運転期間を規定する運転期間延長認可制度が導入された。運転期間延長認可制度は、原子力発電所の運転期間を運転開始から40年とし、その満了までに原子力規制委員会の認可を受ければ、1回に限り最大20年まで延長できるものである。運転期間延長認可申請のためには、原子炉圧力容器等に対する特別点検を実施し、点検結果も踏まえ、各設備に対する運転期間60年を想定した経年劣化状況評価、長期保守管理方針の策定が必要とな

り、運転期間延長認可のためには、経年劣化状況評価の結果等が 60 年の経年劣化を考慮しても技術基準に適合するものである必要がある。

加圧水型軽水炉 (Pressurized Water Reactor:PWR) では図2、表1に示すような原子炉压力容器、原子炉格納容器及びコンクリート構造物に対して、運転期間延長認可制度の下で、運転期間が 40 年近く経過した機器・構造物の経年劣化状況を詳細に把握することを目的とした特別点検を実施している。これまで PWR としては3プラントで特別点検を実施した実績がある。

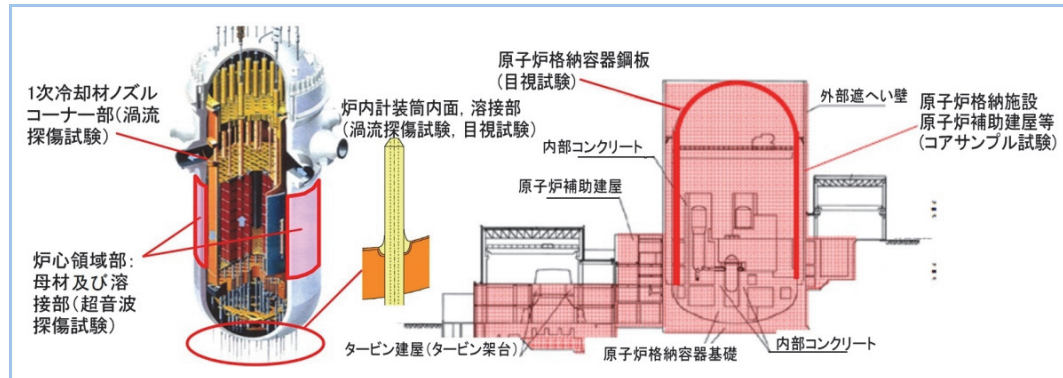


図2 特別点検の概要

表1 特別点検の概要

対象設備	対象部位	対象劣化事象	点検方法
原子炉压力容器	・母材及び溶接部 (炉心領域 100%)	照射脆化	・超音波探傷試験 (UT) による欠陥有無の確認
	・1次冷却材ノズルコーナー部 (クラッド表面)	疲労	・表面検査または渦流探傷試験による割れの有無の確認
	・炉内計装筒 (BMI) (全数)	応力腐食割れ	・目視試験 (MVT-1) による当該溶接部の割れの有無の確認及び BMI 内表面の表面検査または渦流探傷試験による欠陥の有無の確認
原子炉格納容器	・原子炉格納容器鋼板 (接近できる全検査可能範囲)	腐食	・目視試験 (VT-4) による塗膜状態の確認
		強度 / 遮へい能力低下	・コアサンプル等による強度、遮へい能力、中性化、塩分浸透及びアルカリ骨材反応の確認
コンクリート構造物	・安全機能を有するコンクリート構造物、系統、機器を支持するコンクリート構造物 ・常設重大事故対処設備に属するコンクリート構造物、機器を支持するコンクリート構造物	強度 / 遮へい能力低下	・コアサンプル等による強度、遮へい能力、中性化、塩分浸透及びアルカリ骨材反応の確認

原子炉压力容器の特別点検については、経年劣化事象として中性子照射脆化が想定される。原子炉压力容器炉心領域については超音波探傷試験 (Ultrasonic Testing:UT) による検査が要求されている。疲労が想定される原子炉压力容器と1次冷却材ノズルがつながる構造不連続部となるノズルコーナーについては渦流探傷試験 (Eddy current Testing:ET) が要求されている。また、応力腐食割れが想定される炉内計装筒管台については、内面には渦流探傷試験、外面については目視試験がそれぞれ要求されている⁽¹⁾。原子炉压力容器の炉心領域、及びノズルコーナーの検査に用いる装置を図3に示す。原子炉压力容器は高線量であるため人が近づくことができない。このため、装置を用いて遠隔操作にて点検を実施する必要があり、ノズルコーナーや炉内計装筒管台の複雑な形状に対しても遠隔で検査できる装置 (小型・軽量で、組立て・片付けが容易で短期間での検査を可能とする水中自力航行式ロボットを用いた Advanced UT マシン (以下、A-UT マシン) 等)、システムを開発し、検査を可能としている。

今後も、運転期間に基づいた高経年化技術評価により原子力発電所の設備劣化を管理し、必要な保全対策を実施することで、これまでよりも長期間にわたる安全・安定運転を実現することができる。

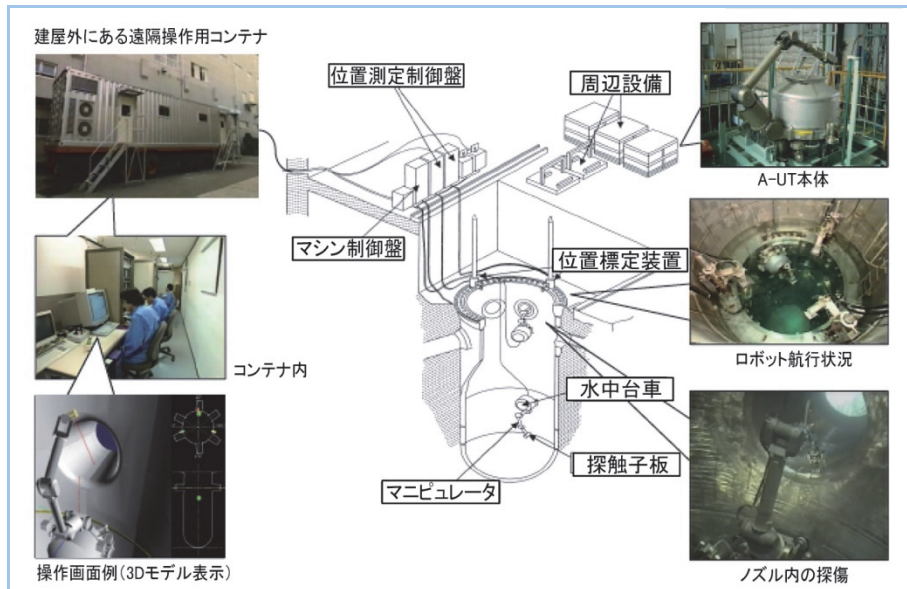


図3 原子炉压力容器超音波探傷試験装置

3. 新検査制度への対応

2020年4月1日より本格運用が開始された新検査制度により、従来、規制機関(原子力規制委員会)が行っていた基準・許認可への適合性確認の主体が電気事業者になり、電気事業者はプラントの基準・許認可への適合性に対する説明性確保がより一層必要な状況となった。ひいては、既設の原子力発電所に対してもコンフィギュレーション管理による体系的な情報整理が重要になる。

また新検査制度においては、監視・評価の基準としてリスク情報が用いられることから、その評価用の確率的リスク評価(Probabilistic Risk Assessment:PRA)^(※1)モデルを整備することが必要となる。またこれに加えて、リスク情報を活用した保全活動の推進も期待されている。

これら新検査制度による新たなニーズに対応すべく、当社は電気事業者と協調しながら各種検討を進めており、本報では、当社の取組みについて説明する。

※1 確率的リスク評価(Probabilistic Risk Assessment:PRA): 原子力施設等で発生するあらゆる事故を対象として、その発生頻度と発生時の影響を定量評価し、重大事故に至るリスクを定量的に評価する方法。

3.1 新検査制度の概要

2020年4月1日より新検査制度が施行され、本格運用が開始されている。本制度運用開始により、従来、規制機関が行っていた基準・許認可への適合性の確認は、すべて使用前事業者検査として電気事業者が実施することとなっている。

原子力規制委員会は、設計段階から始まる電気事業者のすべての保安活動の実施状況を対象として、幅広く監視・評価する立場となり、発電所立入りや設計図書等へ自由にアクセスする権利を所有する(フリーアクセス)。また、安全機能・性能に対する裕度が低下または逸脱した場合、追加規制措置を実施できることとなる。

上記の通り、原子力規制委員会は、電気事業者の活動に対する包括的検査を実施することで、電気事業者自身による自主的、継続的安全性の向上を促し、より高い安全水準の確保を目指している。図4に、原子力規制検査における監視・評価のプロセスを示す⁽²⁾。なお、検査結果は安全重要度の観点で5段階にランク付けされ、それぞれの場合に対する追加規制措置が決定される。この5段階のランク付けのうち、上位3段階の評価基準にはリスク情報(PRA)が使用される⁽³⁾。図5に、原子力規制検査における安全重要度のランク付けを示す。

前述した通り、新検査制度では電気事業者のあらゆる保安活動が監視・評価の対象となり、原子力規制委員会もフリーアクセスにより随時それを実行することから、電気事業者は従来実施してい

る設備情報の管理を、より体系的に実施していくことが必要となる。これに対応するため、“設計要件”、“施設構成情報”、“物理的構成”を明確にし、その整合を体系的に維持・管理を行う仕組みであるコンフィギュレーション管理の考え方に基づき設備情報の管理を行い、設備改造等が発生した場合には速やかに情報を更新して既存の情報との整合確認を実施することが重要となる。

図6に、コンフィギュレーション管理3要素の関係図を示す。

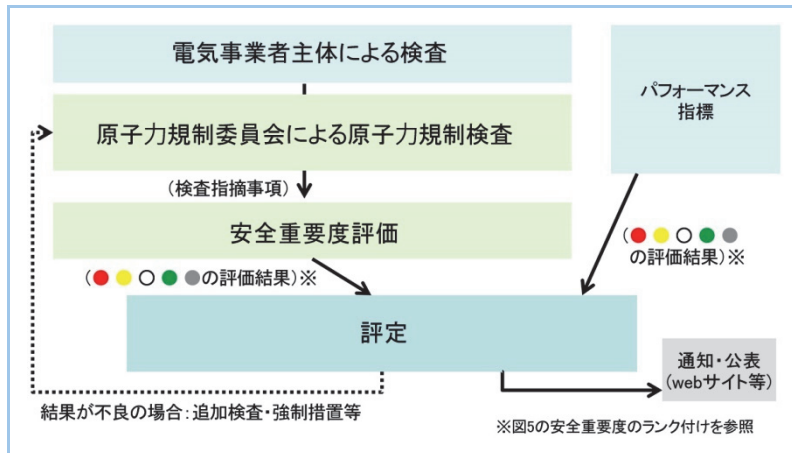


図4 原子力規制検査における監視・評価のプロセス

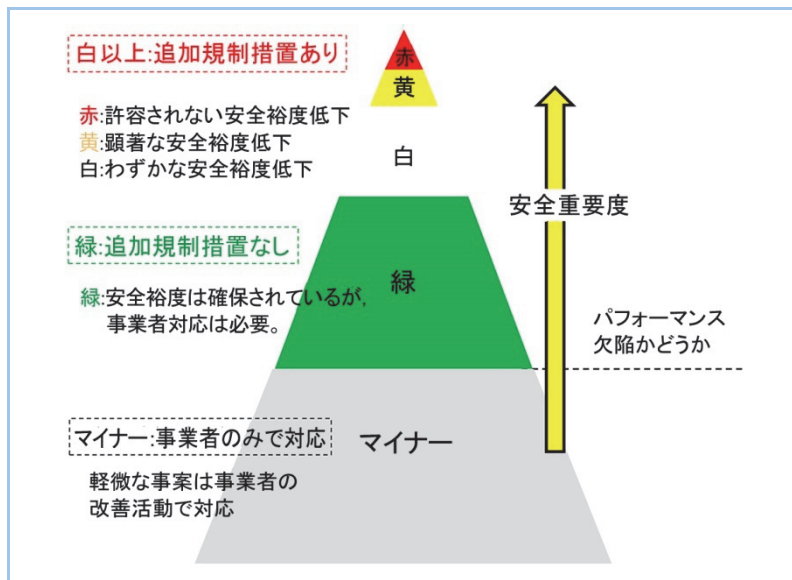


図5 原子力規制検査における安全重要度のランク付け

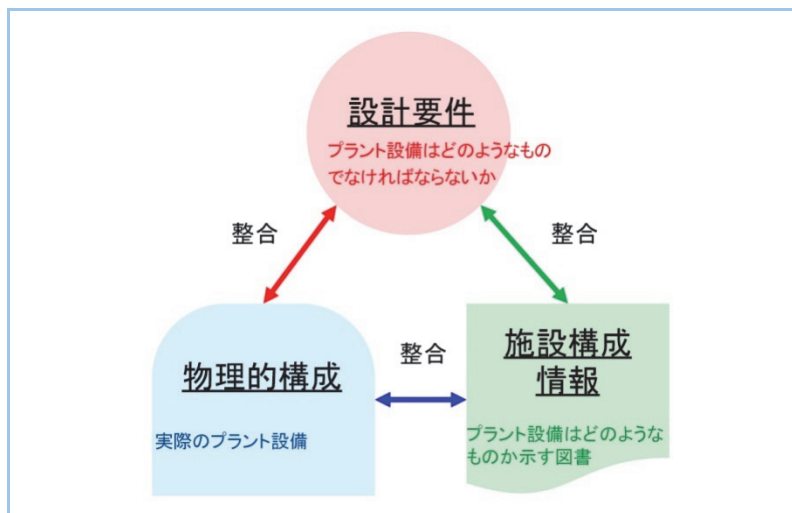


図6 コンフィギュレーション管理3要素の関係図

3.2 当社の取組み

3.2.1 設計基準文書の整備

設備情報については、コンフィギュレーション管理に基づいた体系的な整理を行い、維持管理することが求められる。したがって、予め関連情報を整理・紐付けしておくことで、設備改造が発生した際の確認作業等の負担低減に繋がる。

新検査制度本格運用前の準備段階において、電気事業者には設備情報を整理するニーズが高まっていた。当社はプラントメーカーとして、設計要件につながる設計根拠に関する情報を有しているため、安全確保に必要な設計要件と設備機能、並びにプラント設備に要求される機能維持の確認方法を、設計基準文書として整備する電気事業者の取組みに貢献してきた。

これまで当社は、各プラントに対する設計基準文書の整備に貢献してきたが、今後は、設備改造工事等を踏まえた設計基準文書の更新、変更管理や整備対象範囲の拡大に貢献していく。

3.2.2 3D アズビルド管理システム

コンフィギュレーション管理は、上記の通り、“設計要件”、“施設構成情報”、“物理的構成”の3要素の整合を体系的に維持・管理を行う仕組みである。このコンフィギュレーション管理において、設備の現状を画像データとして確認できる”3D アズビルド管理システム”は、活用が可能と考えられる。

3D アズビルド管理システムは、3D レーザスキャナで取得したプラント実機データを結合処理し、全方位を見渡すことができるパノラマ写真を構築するものであり、プラントの最新現場状況を机上で確認できる工事計画策定支援ツールとして開発されてきた。原子力発電所にはプラント運転中に確認できない設備もあるため、実物の画像を確認できることは、コンフィギュレーション管理のうち“物理的構成”の確認に役立つと考える。また、3D アズビルド管理システム上のデータは、属性情報の付与や各種データとのリンク付けが可能であるため、図7に示す設計要件や施設構成情報に関する各種情報とリンク付けすることで、コンフィギュレーション管理に役立てることが可能である。

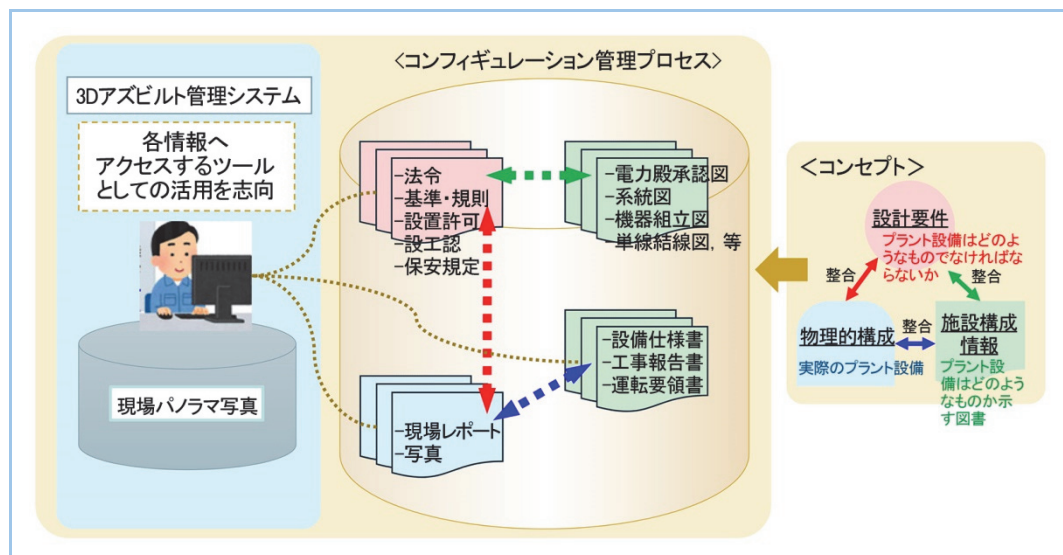


図7 コンフィギュレーション管理プロセスと3D アズビルド管理システムの関係図

3.2.3 PRA モデルの開発

新検査制度では原子力規制検査における指摘事項の安全重要度評価において、指摘事象がリスクに及ぼす影響を評価するためのツールとして“PRA”が用いられる。PRA は事故の発生頻度と発生時の影響を確率論により定量評価する手法であるが、新検査制度施行にあたっては事業者によるPRAモデル整備が求められたため、プラント設備の設計、評価等に熟知して

いる当社がこれまで PRA モデルの開発/改良に貢献してきた。

また規制活動にとどまらず、米国ではリスク情報を活用した様々な取組みが実施され、保全活動に展開されている。例えば、これまで決定論的に定められてきた安全重要度分類に対し、PRA によって定量的に導かれるリスク重要度の大小も考慮することにより、双方の観点からより重要な設備の保全活動にリソースを投入する取組みがなされている。また、従来は決定論的な観点で定められていた保安規定上の機能試験頻度や許容待機除外時間についても、各系統機能の信頼性や使用不能時間がリスクに与える影響度合いに応じた見直しが実施されている。国内においてもその動きに追従し、リスク情報を積極的に活用していく動きが見られるため、当社においても保全活動に関連するリスクの変化を定量的に評価できる手法の整備を進め、より安全上重要な設備に比重を置いた保守を行うことにより、プラントの継続的な安全性の向上に寄与していく。

4. 運用高度化

原子力発電はベースロード電源として電力の安定供給に貢献する必要がある。一方、電力自由化により、地域独占撤廃、参入自由化、料金自由化による市場原理が導入されており、原子力発電にも発電単価競争力が求められてきている。発電単価競争力を向上させるには、プラント稼働率や電気出力を向上させるとともに、燃料サイクルコスト等の発電コスト低減に取り組む必要がある。本報では、これらの取組みをプラント運用高度化と称し、プラント運用高度化の取組みの中から定期検査工程短縮、長期サイクル運転導入、電気出力向上と、それらを実現するために必要となる保全技術について説明する。

4.1 定期検査工程短縮

電気事業者は原子力発電所における主要な設備について、定期的に検査すること(定期事業者検査)が義務づけられており、現在の日本国内の原子力発電所で 13 カ月の運転ごとに定期検査が実施されている。一方、新規制基準施行後においては、各設備への要求事項が一部変更となり、従来の標準定期検査工程が延長され、プラント稼働率が低下する一因となっており、定期検査工程を短縮する取組みの重要性が増している。定期検査では主要な設備の機能が維持されていることを分解検査や漏洩検査により点検する。加えて、燃料などの消耗品を交換し、計画的な設備の補修を行う。以上のような電気事業者の点検作業に対し、定期検査の中で工程上クリティカルとなっている作業分析を行い、予備品(ローテーションパーツ)導入、治工具の改善による作業平準化や材質改善による経年劣化事象への耐久性向上による検査負荷低減に取り組んでいる。具体例として海水冷却配管の高耐久性ポリエチレンライニングを紹介する。海水冷却系配管は、炭素鋼配管の内面にポリエチレン材による防食ライニングを施工しているが、高耐久性ポリエチレン材では、ライニング材の耐久性や耐キャビテーションエロージョン^(※2)性を向上させることができる。図8に高耐久ポリエチレンのエロージョン試験後の試験片観察結果を示す。高耐久ポリエチレンは従来ポリエチレンに比べ、耐エロージョン性が極めて優れていることが分かる。以上により、高耐久ポリエチレン材をライニング材として使用することで、海水系配管の信頼性が向上し、点検周期延長により、検査負荷低減が可能となる。

※2 キャビテーションエロージョン：液体中に発生した多数の気泡が材料表面近傍で潰れる際に表面に損傷を与える現象

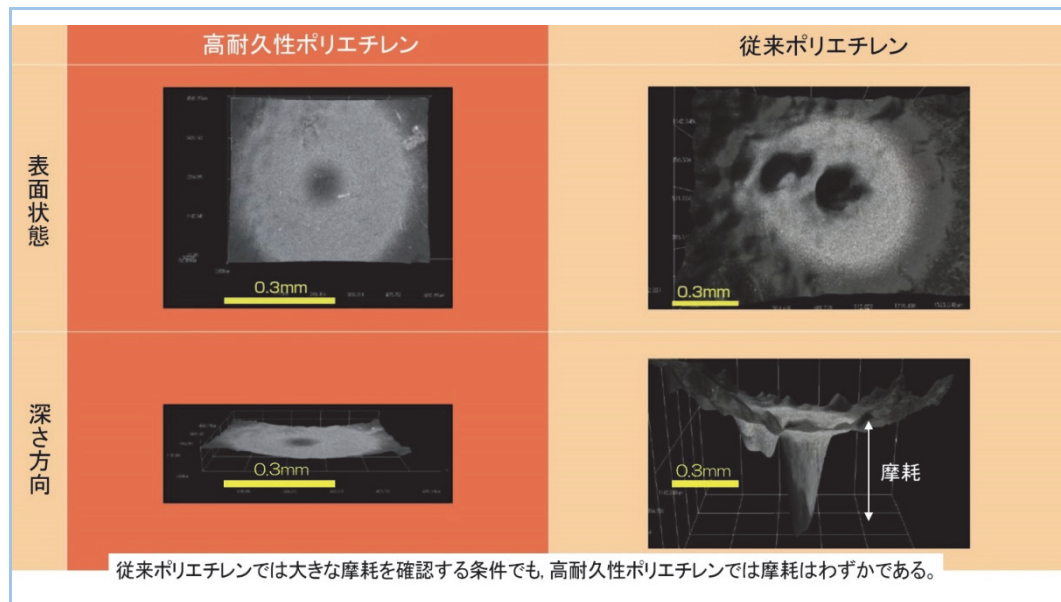


図8 キャビテーションジェットを一定時間噴射後の試験片観察結果

4.2 長期サイクル運転

プラントの稼働率を向上させる別の方法として長期サイクル運転の導入がある。2009年1月、検査制度が改訂され、原子炉等規制法による手続きを行うことで、原子炉の運転期間を従来の13カ月から最大24カ月に延ばすことが可能となった。長期サイクル運転の導入に伴い定期検査の実施間隔が延長されるため、電気事業者は保守管理面から個々の設備の点検間隔の延長の影響を評価した結果を元に原子炉の運転期間の妥当性を評価した“原子炉の運転期間の設定に関する説明書”を保安規定の添付資料として提出することが要求される。点検間隔を延長することの技術的妥当性は、評価対象設備に対して、“過去の点検、取替え実績の確認”，“劣化トレンドによる評価”，“研究成果等における評価”，“類似機器のベンチマーク”により、判断することとしている。また、長期サイクル運転の導入に際しては、現状の燃料使用では最高燃焼度が48GWd/t^(※3)であるが、最高燃焼度が55GWd/tである高燃焼度燃料を適用することで定期検査時の燃料取替え体数増加を抑制し、燃料サイクルコスト低減を図ることが可能となる。

※3 GWd/t: 燃焼度の単位。原子炉に装荷された燃料が炉内に滞在している期間中に核分裂反応で発生した熱エネルギーを単位燃料重量当たりで表示したもの

4.3 電気出力向上策の適用

プラントの電気出力を向上させることで、既設プラントの性能を最大限活用することが可能となる。蒸気発生器で発生した蒸気エネルギーを電気エネルギーに変換するまでのプロセス効率(プラント効率)の向上や原子炉で発生する熱量(原子炉熱出力)を増加させ蒸気発生器で発生する蒸気流量自体を増加させることで電気出力を向上させることができる。前者のプラント効率向上に係る例として、定格電気出力運用から定格熱出力運用への運用変化に伴い、タービン設計を定格熱出力で年間を通じ発電量が最大となるよう改良している。具体的には図9に高压タービンでの例を示すが、完全三次元設計翼の適用、翼列出入口部形状の最適化等を適用し、低压タービンでは最終翼を長翼化することにより高効率化を図った設計を採用している。また、全一体ロータを採用することで応力腐食割れの懸念を排除するとともに、翼根部から翼頂部までが一体形成されたインテグラルシュラウド翼の採用により、翼振動を抑制することで信頼性と保守性を向上させ、運用コスト低減を図る工夫をしている。将来的には海外で多数実績がある原子炉熱出力向上を適用することで更なる電気出力向上が可能となる。

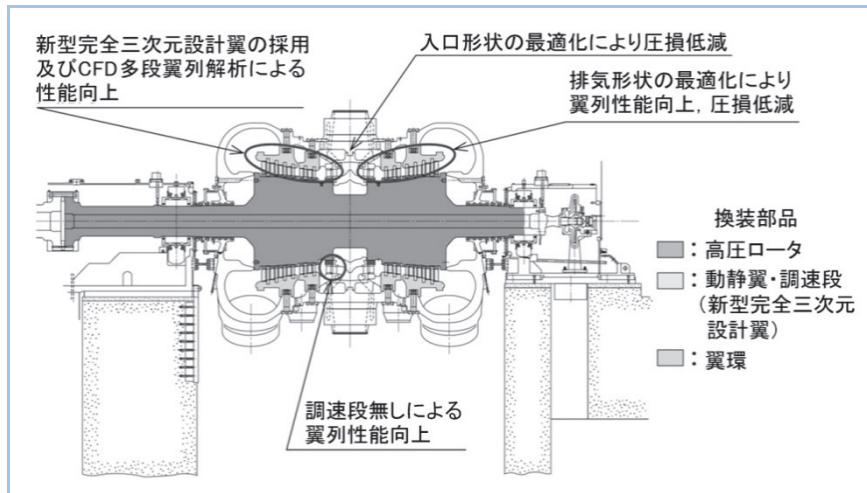


図9 高効率タービン(高圧タービンの例)

5. まとめ

原子力発電所に対する取組みとして、保全技術の高度化の観点からの活動を述べた。国内でも半数以上が運転 30 年以上を経験しており、10 年ごとに実施する高経年化技術評価と、40 年を超えて運転するための特別点検を実施することで、長期運転を実現し、健全性を担保している。また、新検査制度に対応し、より信頼性の高い検査に電気事業者と協調して取り組むことで、原子力発電所の継続的な安全性の向上に寄与している。さらに、原子力発電の他電源に対する競争力強化に向けた取組みに向けて、定期検査工程短縮、長期サイクル運転導入、電気出力向上といった取組みも進めており、原子力発電所がより価値のある電源として社会に貢献することを目指している。今後も、国内原子力発電所の継続的な安全性の向上と経済性両立を進めていく。

参考文献

- (1) 原子力規制委員会 「実用発電用原子炉の運転期間延長認可申請に係る運用ガイド」
<https://www.nsr.go.jp/data/000069250.pdf>
- (2) 原子力規制委員会 「NPK001 原子力規制検査等実施要領」
<https://www2.nsr.go.jp/data/000302839.pdf>
- (3) 原子力規制委員会 「GI0007 原子力安全に係る重要度評価に関するガイド」
<https://www2.nsr.go.jp/data/000306378.pdf>