

長期運転に関する知識伝承について

Knowledge Transfer for Long Term Operation

田中 秀夫 (Hideo Tanaka) *1

要約 本論文は、原子力発電所の運転に30年以上携わってきた著者の経験に基づき、原子力発電所の長期運転を実現するために何が大切なのかをまとめたものである。それは、建設、運転、廃止措置の全過程をカバーする知識基盤を構築することであり、その構築には3つの重要な因子が同定できる。すなわち、ステークホルダー間の知識の部分的な重なり、職人の持つ技術の伝承、グローバルな協同作業である。

キーワード 知識管理、国際協業、原子力発電所、長期運転

Abstract This paper describes what is important to realize long-term operation of nuclear power plants based on the experience of author who have been involved in the operation of nuclear power plants for more than 30 years. It is to develop a knowledge base covering the entire process of construction, operation and decommissioning, and three important factors are identified in this development: the duplication of knowledge among stakeholders, the transfer of skill of craftsmen and global cooperative work.

Keywords knowledge, cooperate, nuclear power plant, long-term-operation

1. 緒言

これまで世界の原子力発電所は40年を超える運転経験を有する。長期運転に伴いプラント各部の経年劣化が懸念されるが、日本では想定できる部位と劣化事象の組み合わせを日本原子力学会が経年劣化まとめ表として集約し、国内外の最新知見を反映する仕組みを構築して、国際原子力機関IAEAの国際経年劣化管理教訓集 (IGALL: International General Ageing Lessons Learned) 等を反映した経年劣化まとめ表の改訂版を発行した。この改善活動は、国際的協業で進めることが効率的であり合理的であるとともに、世界の原子力発電所の安全性向上に寄与するものと認識されている。

原子力発電所の技術伝承に関し、日本の文化で分かりやすい事例として、神社仏閣の建築技術がある。三重県にある伊勢神宮は20年毎に建て替えを行う、式年遷宮という行事として建築技術が継承されている。また、奈良県にある法隆寺の五重塔は約1400年前に建立され、修理を繰り返しながら保存されて

いる。これら神社仏閣を支えているのは超一流の匠の技を持つ宮大工たちである。原子力発電所において今後も運転を継続するためには、技術者がその持つ技術を伝承しなければ、同じ失敗が繰り返されるだけでなく、最悪の場合は福島第一原子力発電所事故 (以下、1FNPS事故) のような未曾有の災害が生じる可能性がある。我々はそのことを心に刻み、原子力発電に従事することが求められている。本解説は、そのような観点から過去の経験をまとめ、次の世代に伝えることも目的としている。

2. 電気事業者における技術伝承

2.1. 原子力発電所の現状

建設がほぼなくなっている現状では、知識を整理することは厳しい。しかし、過去の経験と1FNPS事故後の新規制基準での審査対応経験から、我々が何を学び、何をすべきかを筆者なりに記述したい。

関西電力は、美浜1号機の燃料損傷等での稼働

*1 (株)原子力安全システム研究所 技術システム研究所

率低迷が続き、大飯1号機でのRTD (Resistance Temperature Detector) プラグ適用材料の品質管理不具合を契機にTQC (Total Quality Control) を導入し、品質管理の改善に全社を挙げて実施した。それでも、美浜2号機の蒸気発生器伝熱管が破損した。蒸気発生器の伝熱管 (以下、SG伝熱管と略す) は、応力腐食割れ、デンテイング、粒界腐食などの劣化損傷モードが多数存在する機器であり、毎年全数の非破壊検査・渦電流探傷検査 (Eddy Current Testing, ECT) や原因究明のための研究が継続されていた。核燃料の熱は一次冷却材を媒介して、二次系に伝達される。蒸気発生器はその熱交換の機能を有する。この蒸気発生器の伝熱管に微小なき裂が発生し貫通すれば、その兆候を示す放射線モニタ値の変化で、事業者は自らの判断により原子炉の運転を停止させた上で、伝熱管の補修を行うのが日本のルールであった。米国ではSG伝熱管から1gpm相当の漏洩がない限り、運転を停止することは無いものの、日本では運転を停止する運用をしていた。このような運用をしていた中、1991年発生した美浜発電所2号機の事故は誰も予想できるものではなかった。事実、事故前までの毎年の伝熱管の非破壊検査では損傷の兆候が全く無く、稼働率も関西電力の中では良好なプラントに分類されていた。その事故では日本で初めて、緊急冷却装置であるECCS (Emergency Core Cooling System) が実作動した。この事故のSG伝熱管の損傷原因は建設時の不備であり、約3000本ある伝熱管を適切な間隔で支持するために挿入されている振れ止め金具 (20mm角の長さ20mの棒) が適切に挿入されずに固定されていた (図1参照) ことによる。伝熱管と支持板との隙間にスラッジが堆積し、デンテイングの原因となっていることが、ECTや内視鏡による観察で明らかになっていた。ECTの技術で振れ止め金具の位



図1 美浜2号機 蒸気発生器模型

置を把握することは可能であったが、生データがその観点で分析されることは無かった。それ故、デンテイングにより伝熱管が固定され、フレットイング疲労が発生するとしても、支持幅から想定した疲労寿命は十分に残されているとしていた。しかし、支持幅が想定よりも長くなり、作用する応力が大きくなり、短時間で破損まで至ることになった。

この中での継承すべき経験・知識は大きく二つであり、建設段階の機器製造過程での確認と運転段階でのモニタ分析である。人間が想定できない現象があり得るという認識に立てば、検査・モニタリングは丁寧に実施されるべきである。さらに、この美浜2号機の事故では、もう一つ大切な継承すべき知識がある。定期検査時に機器を隔離するための弁操作が不適切であったため、開いているはずの弁が開いていなかったことから、社内で規定された手順書に沿っただけでは、原子炉が適切に減圧されない状況に陥った。その際に行った現場の対応が継承すべき知識である。伝熱管が破損した蒸気発生器を隔離し、原子炉の冷却をするため圧力を下げる、新たな手順書が急遽作成されて炉の冷却を成功させた。手順書を急遽作成するためには、プラント設計を熟知した人材と運転操作を熟知した人材が不可欠であったと言われている。運転員を訓練する原子力発電訓練センター (NTC) では想定外のトラブルを幾つものインストラクターがプラントシミュレータに入力する。実際にはほとんど発生しないであろう事態を敢えて作り出し、その状況下であっても炉を安定に停止していくことを、常に運転員は訓練されていた。このことが手順書作成の成功に繋がっていると筆者は考える。この訓練が今も継続されていることは大変重要である。

2.2. 原子力発電所の現場における技術伝承

新規のプラントが建設されていない現代にとって、プラント設計を熟知した人材はほとんどいなくなったことは、原子力発電を利用し続ける上では大きな課題である。この課題は1FNPS事故前までの危惧である。しかし、事故後の新規規制基準は全てのハザードや現象についてゼロから見直しをされた。新規規制基準への適合性を確認することは、既設プラントのシステム設計を再度検証したこととなる。それに携わった関係者はそれぞれのポジションに合っ

た人材育成がなされたと見ることができる。担当者は、担当するシステム・機器を熟知し、申請書類を作成して審査に対応し、質疑応答をすることで育成された。また、それを統括する責任者は他システム・機器への影響等を意識しつつ、数々の審査に対応したことから、システム設計に関する知識を備えたと考えられる。それだけに、新プラントの設計・建設がない今、再稼動審査が厳しく時間がかかったことは知識の伝承に繋がったと考えても良いのではないだろうか。

もう一つ重要な技術として、機器の分解点検・手入れに関する技術がある。一つの発電所で何千・何万という機器・部品に対して、使用による経年劣化だけでなく、保守作業による機能劣化（分解手入れにより部品を傷める場合があること）にも気を配ることが大切である。その際の技術として欠かせない検査・モニタリング技術は、事後保全から予防保全に世界がシフトする中、ますます注目を浴びている。ここで機器の分解・手入れに関する技術も継承が欠かせないということに触れておく。原子力発電所は常に安全側に事象が推移するように設計されている。その中でも安全弁という機器はシステムの圧力が最大許容圧力を超えないように、圧力を抜く役割を持っている。加圧水型原子力プラント(PWR)では、圧力逃がし弁と安全弁がある。系統圧力を計測し、その値に従って圧力を逃がすように、圧力逃がし弁は駆動装置を作動させて弁を開ける。その弁座・弁体のあわせ面の仕上げは、系統圧力が設定値を超えた場合に、系統圧力の力が駆動力となって弁を開ける安全弁とは異なる。圧力逃がし弁は系統圧力に打ち勝つだけの駆動力を発生させて開けるため、合わせ面での精度はある程度の精度が満たされれば、再度閉めた場合のリークを防ぐことができる。安全弁は系統圧力が急激に上昇した場合には開口面積が大きく、すり合わせ面の精度が低くても期待される開放・閉止機能には問題ない。しかし、系統圧力の上昇が緩やかな場合では、弁体を押し上げる系統圧力による力と押し下げるバネ力との力が拮抗することになり、チャタリングという現象が生じる。その際に、お互いのあわせ面が叩かれ、面荒れを引き起こし、規定の吹き止まり圧力以下になっても完全には閉止されないケースも出てくる。それだけに、あわせ面の仕上げには細心の注意が必要である。発電所の現場では人の手による作業であり、その技能を継承することも大切である。日本のPWRにおいては、

弁体がフレキシブルでなくソリッドタイプの場合、吹き出し圧力設定は0～2%の幅ではなく、0～1%の幅で調整されている。また、吹き出し圧力の設定を調整するために窒素ガスが使用され、窒素ガスボンベからフィルタを通して利用されている。これは、小さな異物が合わせ面に付着し、設定圧力を低下させないためである。これらのノウハウは、過去の経験と実験の成果を基に実施されている。このような知識が現場では残されており、この知識を基盤として長く引き継がれる事を期待している。当該弁ではないが類似の安全弁の事例として、大飯発電所3号機において、蓄圧タンクの安全弁が設定圧力よりも低く噴出した事例がある。これも原因究明された結果、あわせ面の仕上げが十分でなかったことが分かり、拡大鏡を用いて確認することが水平展開されている。これは以前であれば、現場技術者の匠の技の一つであり、肉眼で仕上げ具合を見極めていた。技術の伝承は必ずしも同じ手法である必要はなく、その時代に合った新しい技術と融合して継承されれば問題ないものと筆者は考える。

2.3. 国際協力の重要性

国際原子力機構IAEAのIGALL (International General Ageing Lessons Learned) で抽出された経年劣化事象の機構解明は未だ継続されている。それらの事象の発生を想定した保全活動が展開されており、発電所の運営に支障が出ることはない。しかし、劣化機構解明は現場の保全活動の合理化に寄与できるだけでなく、新しく建設するプラント設計にも展開が期待される。

例えば、PWRプラント特有の1次冷却水中応力腐食割れ(PWSCC)と言う現象は、X750合金では日本の製造方法のみ再発をしていない。また、蒸気発生器伝熱管に使用されている800合金と690合金ではPWSCCは未だ発現していない。しかし、近年の研究では、690合金で強加工された場合ではき裂進展が認められている。この機構解明は道半ばではあるが、き裂が発生する場所が表面ではなく、表面近傍であるというデータが多数報告されている。PWRプラントではなく、CANDUプラントで発生した炭素鋼製配管の内外面でき裂が観察された事をきっかけにINSSが研究を進めた結果、表面から数100 μ mの深さでキャビティが発生し、き裂に発達したと考えられるデータが取得された。この劣化機

構がき裂開口幅の狭い690合金のPWSCCと共通しているのではないと考え、研究を進めて同様のデータが採取された。これについて米国国立研究所で追試され、同様のデータが採取されたと報告されている⁽¹⁾。この最新知見は、材料や環境が異なるという理由だけで、他の炉型での経験が経年劣化事象を解明するために活用されないことは必ずしも正しくないことを示す事例である。

以上の例のように、他プラントの経験のみならず他の炉型の経験も参考に、自身のプラントの信頼性を向上させて安全性も同時に向上するために、炉型を問わずに現象そのものを理解することが国際協業で実施されることの意義は大きい。

3. 事業者視点からの プラントメーカーの技術伝承

各メーカーが、採用している炉型以外の経験を活用することも大切である。IAEAのIGALLで進められているように、PWR・BWR・CANDU・VVERでの経験をお互いに理解し、自社製のプラントでも発生しないかと常に疑問を持ち、検討することが大切である。また、その考えを継続し、意思を継ぐ人材をプラントメーカーが自ら育てることも大切であると筆者は考える。

3.1. 福島第一原子力発電所事故の教訓

1FNPS事故の教訓として、機器の能力を最大限に活かすためには、人の能力と判断が大切である。建設当時のシステム設計、機器設計、製造・施工に関する業務を経験し、運転段階での各種改善活動による変更を経験することは一世代では当然できないことである。そのため経験を伝承していく必要がある。伝承が不十分な場合に、危機的状況で機器が本来所有していた能力を発揮できず、システム全体が機能不全に陥ることになる。1FNPS事故では、全交流電源喪失以降であっても炉心の冷却機能を着実に果たすはずの、非常用復水器（アイソレーションコンデンサー、以下IC）を手動に切り替えて使用していたことが例に挙げられる。ICを自動から手動に切り替えたことは、原子炉冷却速度に関する制限値を守るためであるとされている⁽²⁾。この例では設計から運転までのそれぞれの段階での知識が伝承されていないことが一因であり、伝承することに価

値を見出せていなかったことにある。この行為そのものは業務マニュアルを遵守した行為としては正しい。BWRは飽和系であるため、原子炉容器に加圧下の熱衝撃は起こりにくい。しかも、原子炉容器の照射による劣化はPWRと比較して脆化の程度が小さく、加圧熱衝撃に対する評価は示されていない。PWRでは緊急事態においては冷却速度の制限値は場所によって異なる値を採用している。原子炉容器とは異なり加圧器の冷却スプレイは倍の速度で冷却する事を許容している。加圧器に照射脆化の問題はなく、加圧器から炉心に注入される配管は、原子炉容器の炉心領域部（脆化が厳しい部位）を通らずに炉心に冷水を導く構造となっている。つまり、冷却構造を考慮した設定値としている。万一の場合に、どのような手段が採り得るかを常に考え、手順書に反映しておくことが大切である事例である。

1FNPS#1のICは炉心で発生した蒸気を吸い込み、熱交換で水にした後で、再循環ポンプ入口ラインに戻す。原子炉容器の照射が厳しい部位に直接冷水があたることは無く、ポンプ入口配管から通常の逆方向に流れが生じ、ゆっくりと冷水の水位が上昇する。炉内構造物自体が高温であり、伝熱により水温が上昇するため、大きな熱衝撃を発生させることはない。ICによる冷却を停止せずに続けていることが、シビアアクシデント（SA）時の対応としては適切であったといわれている⁽³⁾。

知識を受け取る側の理解があって初めて知識の伝承が成されたと考えられることから、この事例は伝承が的確にされていなかったことも一つの要因となっていると考えられる。

3.2. 最適評価解析の重要性

もう一つ、検討しなければならないことは、TMI事故後に認識された、安全解析の最適化解析の重要性である。安全解析とはプラントの安全性設計の確認である。プラントの保安活動を実施する基盤となるのが、安全解析の結果である。運転管理では、安全解析結果から設定された各種制限値を守って日々運転が続けられている。保守管理でも、日々の機器・構築物の点検から始まり、定期試験そして分解点検を含む定期検査において、安全解析から導き出された要求機能を満足していることが確認されている。一方、安全解析は計算が行われた時代の知見を反映した内容となっている。特に、解析結果を常に安全

側に確保するため、解析の入力条件や解析モデルに裕度を確保している。そのため、実現象とは異なる計算結果となることがあると考えられる。しかし、機器・構築物が維持すべき機能に余裕があるため、運転管理やその他の管理でそれぞれの機能が維持されることで、万一の事故があったとしてもプラントの安全を確保することが可能であるとされている。実際にはTMI事故時でも1FNPS事故時でも、その安全解析では表すことができない現象があった。このことは、事故時の対応には、現状の安全解析のみを認識しているだけでは状況判断を見誤り得る事を示している。

機器・構築物の終局耐力を理解せず、また、システムの頑強性を理解せず、起きている現象を正しく理解できないことで、時間的裕度を的確に把握できなくなる。その結果、後手に回り、事態を深刻にさせることが、1FNPS事故は示している。それ故、事前に最適評価 (Best Estimate, BE) の解析を実施しておくことが必要であり、色々なケースを解析することが最も大切なことである。これは米国NRCが取り組んでいる活動でもある⁽⁴⁾。

それ故、同様の炉を所有しているプラント間で情報を共有し、膨大なケースの安全解析データを情報基盤として持つことで、万一の事故に備えることが可能になると考えられる。

フルスコープのプラントシミュレータで訓練を実施する際に、色々な機器の故障を違った時間に入力し訓練することも、膨大なケースを経験する活動として見ることができる。運転操作には無限ではないにしても、色々な手順が考えられる。その訓練をした人にとってBE解析結果は極自然に受け入れられるものである。全交流電源喪失事故 (Station Black Out, SBO) の際に、高温停止状態から低温停止状態に移行する手順をプラント安全解析ではこれまで求められなかったが、1FNPS事故後、低温停止状態への移行の重要性に鑑み、SBO時でも低温停止状態への移行が可能な手順を定める必要が生じた。その手順案を提示したのがフルスコープでの訓練を受けていた運転経験者であったことは、上記の考えを裏付ける事例として考えられる。それ故、BE解析を認識し、保守的な解析との違いを理解しておく事が最も大切であることが分かる。同時に、プラントの運転経験者からの知識もプラントメーカーには伝承してもらいたいものである。

3.3. 研究成果や経験に基づく知見の反映

研究成果と発電所の現場への反映に関する良好事例を次に解説する。

3.3.1. 技術開発とトラブル分析例

SCCに対する緩和措置として、表面応力状態改善方法の一つであるピーニングに関して、実機への適用性を調べる研究を実施した。ピーニング法の中で、衝撃波を利用したウォータージェットピーニングを選択した。キャビテーションにより衝撃波を発生させてピーニングを行うため、水が噴出するノズルはエロージョンにより摩滅し形状が経時変化する。そのことからノズルは消耗品であり、適正な衝撃波を発生させるためにノズルの使用時間を設定する必要があった。ノズルに選定された材料は、耐磨耗性が高いステンレス鋼やNi基合金などであり、それぞれの摩滅データを採取してノズル材料を選定した。その研究が実施されてから約10年後に、配管曲げエルボ溶接部にき裂が発生した事象の原因究明に、その摩滅データが活用された。この事象では、エルボの上流に設置された減圧オリフィス出口においてキャビテーションが発生し、長期間の使用で出口部がラップ状に削られたため、キャビテーションにより発生する気泡が配管内面を覆うほど増加し、オリフィスの下流にあったエルボに周期的に力を与えたことで配管が振動し、応力集中する溶接部にき裂が発生した。このオリフィスの形状変化をキャビテーション・エロージョンで説明できる根拠として、事象発生前の10年前の研究過程で採取されたデータが活用された。

また、この事象で継承が望まれる知識を以下に示す。損傷した配管系統は3系統に分岐して再生クーラーに入るようになっていた。3系統の一つのみでき裂が発生し、他系統のオリフィスには摩耗による出口形状の変形は無かった。また、この事象が発生したのはPWR型の2ループプラントである美浜発電所2号機であった。美浜発電所には2号機の他に、同じ2ループプラントではあるが出力が30%低い1号機と、3ループプラントの3号機がある。再生クーラー入口側に設置された減圧オリフィスはこれらのプラントにも設置され、3号機では2号機と同様にキャビテーションは発生していたが、エルボに損傷がなかった系統と同様にオリフィス出口の形状

には変化がなかった。また、1号機では再生クーラー入口側は2系統であり、点検の結果、常用していた系統ではキャビテーションは発生していなかったものの、もう一方の系統に切換えるとキャビテーションが発生した。系統設計上、当該部はキャビテーションが発生しない流体条件であるとされていたものの、現場では1号機の1系統のみがキャビテーションは発生せず、他プラントを含めた他系統は全てキャビテーションが発生していた。これらの設計と現場との相違点を解明することは難しいとされている。それ故、系統設計の改善で、キャビテーションが発生しない改善ができるまでは、当該箇所を点検・補修する必要があることをプラントメーカーは電気事業者の説明をしていく姿勢が必要である。

またこの事例は、研究等で得られた知見を整備しておく必要があることを示すものである。オリフィス出口のキャビテーション・エロージョンによる形状変化が発生した時期を推定するために、ウォータージェットピーニングのノズル減損速度を利用したことはその一例である。全く別の事象（応力腐食割れ）に対する予防保全対策装置の開発段階で得られたデータ（ノズル減損速度）が、当該の事象（キャビテーション・エロージョン）の解明に寄与できたことは、メーカーが研究開発で得られたデータを適切に整理していたからに他ならない。

最近の世界の動向として、知識を受け取る器としての知識基盤をどのように構築するかが、原子力発電の長期利用のために最重要課題となっている。2016年にIAEA本部で開催されたThird International Conference on “Nuclear Knowledge Management”において、知識管理を統括する部署を設立する機関・事業者が増えていることが報告されたことから、それが伺える。

3.3.2. 規格基準依存の弊害例

また、最近の話題として、仏国において鋼材の炭素含有量が靱性特性に影響が懸念され、原子炉容器の上蓋や蒸気発生器の使用が再検討され、使用に問題はないと判断された。ここで着目する点は、鋼材を製造する過程、即ち、製鉄所での取り扱いにまで遡って検討された点にある。この事象の少し前に、ベルギーにおいて原子炉容器の検査結果で欠陥が数千個観察され、水素白点が原因と推定された。これも製造過程における問題である。仏国の含有炭素事

象では、インゴット（鋼塊）内部の炭素偏析を知らないうちに、粗悪部分（靱性が低い箇所）を使用していた。水素白点が問題となったプラントの原子炉容器が1970年代後半に製造されたのに対して、含有炭素が問題となったプラントがEPRという欧州設計の最新の大型PWRであったことに注意が必要である。仏国においては靱性値の規定があるため原子炉容器の炉心領域部は炭素偏析部を切り落とした鋼塊で製造されていたものの、上蓋にはその規定が無かったことが遠因となったと推察される。

さらに、規格基準が有る場合でも問題となるケースがある。米国型PWRプラントでは、蒸気発生器の伝熱管の材料であるニッケル基合金（インコネル600）が応力腐食割れ等により損傷し、数千本ある伝熱管を検査してき裂の兆候のある伝熱管に施栓し、運転を継続していた。施栓の工事にかかる費用やその工事期間分のプラント稼働率が低下することによる損失を考慮し、蒸気発生器を取替える選択を採る電力会社が増えてきた。核燃料から取り出した熱を蒸気タービンに伝えるため、蒸気発生器は原子炉容器に一次冷却材配管で繋がっており、一次冷却材ポンプとも繋がっている。サンオノフレ発電所は、材料変更（インコネル690）による信頼性向上に加えて高効率を求め、取替用蒸気発生器にこれまで採用されなかった設計（伝熱管本数、外径、管厚、配列）を採用した。それ故、設置場所・寸法に制限がある中で熱交換率を上げるため、特別に設計し直す必要があった。この設計変更により二次系水（水／蒸気の混合）と伝熱管との流力弾性振動が生じ、数年の運転で疲労破壊により多数の伝熱管損傷を引き起こした。流力弾性振動に関する知見は実験と解析で高められ、日本で規格基準が制定されていた。設計変更で配慮された国内外のトラブルの水平展開には、美浜発電所2号機の蒸気発生器伝熱管の折損も入っている。サンオノフレ発電所で採用された設計は規格に適合していたとされたものの、流力弾性振動による伝熱管の摩耗が発生した。この根本原因には仏国の炭素問題と共通するポイントがあると考えられる。それは、現時点での規格基準に適合して設計・製造すれば良いとする考え方である。仏国の事象は規格基準が変更されたとはいえ、同じ圧力容器に別の管理を適用していることも問題である。仏国は炭素偏析を考慮しても継続使用・健全性は維持できるという結論を出している。米国の事象も規格基準では振動が発生し摩耗する領域にないとされたものの、新

設計であることから裕度を多めに設定するなどの配慮がなかったことが問題であったかもしれない。

流力弾性振動については、実物を模擬できる程度に数値解析を高度化するのは難しい事を、裏付けている事例がある。それは、1基当りの炉出力を50万・80万・100万KWと向上させるため、原子炉容器に収める炉内構造物も大きくなった。実物大の炉内構造物での振動試験は実施されておらず、パイロットプラントに指定された発電所において試運転段階の試験で各部の振動データを採取し健全性を確認してきた。このように数値解析で設計した構造物の最終確認は実プラントの初号機で確認することを、プラントメーカーであるウセスチングハウス（Westinghouse Electric, WH）は実施してきた。米国でPWRプラントを設計・建設してきたWHのこの経験が、サンオノフレ発電所のSGの新設計には適切に伝承されなかったのではないかと推察する。

3.3.3. 規格基準外の技術的分析例

米国PWR型の炉開発でWH社が牽引していた時代には、例えば、炉内構造物の設計マニュアルに注意点と根拠が記載されていた。根拠となる制限値等のデータの出所については、公開されている規格基準以外に、社内試験データだけでなく過去の現場経験から得られたデータもあった。例えば、締結ボルトの座面状態により値に差が出るトルク係数では、現場施工方法が時代とともに変化していることを反映したデータが採用されていた。

米国のD.C.Cook発電所では、建設当初の締付け不足が原因で、炉心そうの流体励起振動（Flow-Induced Vibration, FIV）により炉心そうのバルブボルトが振動し、周り止めピンとのフレッティングによりボルトが摩耗し、周り止めピンとボルト穴との隙間からボルトの欠片が異物となった。欠損したボルトの隣のボルトが緩んでいたことから、締付け管理不足が原因とされた。トルク係数までの言及がなされていないため、適切な締付けトルク値であったかどうかは不明である。また、締付け過ぎの場合は、高温機能試験（Hot Function Test, HFT）時に炉心そうの熱変形によりボルトが変形する程度が大きくなり、局部的に塑性変形を引き起こし、極低サイクル疲労の原因となりえることもある。このような経験・知識を集積し発電所建設に活かすことが

益々重要となると考える。

1989年に仏国にあるブジェ発電所2号炉の炉内構造物を構成するバッフルフォーマボルト（BFB）にき裂が発見され、その後、他のプラントにおいてもき裂が確認されている。BFBは、炉心バッフル板を6～8段あるフォーマ板に締結し、炉心の流路を形成する部品の一つである。燃料から最も近い部品であるため、中性子照射により最も多く材質変化を受ける。このボルトはステンレス鋼製であり、PWRで使用される一次冷却材の環境下では、応力腐食割れの感受性は無いと考えられてきた。しかし、中性子照射により材質が変化することで一次冷却材中でも応力腐食割れに対し、感受性を持つことが、その仏国のトラブルで証明された。中性子照射を多く受ける最下段から2段目にき裂が観察され、運転が継続された後、下から3段目や最下段に確認されるようになった。照射が最も少ない最上段のボルトでは観察されていなかったが、米国の最新の検査では最上段にもき裂が観察されている。PWRの炉内構造物も時代とともに型式が少しずつ異なることから、最上段のボルトに損傷が確認されたプラントの設計には構造に類似点が多数確認されている。

米国の4ループプラントのうちダウンフロー設計からアップフロー設計に変更してない原子炉内構造物では、BFBにき裂が観察されている。米国PWRの炉内構造物の設計はループ数を問わず、当初は全てダウンフロー設計を採用していた。290℃弱の冷却材が原子炉容器に入ると、炉心そう・熱遮蔽体の側面に当たって、下向きに流れて、燃料集合体の下部に当たる炉底部に導かれる。この流れとは別に、炉心そうに数箇所ある穴から炉心バッフル領域に290℃弱の冷却材が入る流路があった。この水は炉心バッフル領域を下向きに流れ、炉心そう側面を流れる冷却材と炉底部で混ざり合う構造となっていた。このダウンフロー設計が採用された経緯を示した資料は確認できなかったが、炉心そうにわざわざ穴を開けるといふ工程を追加していることから、何らかの経験を反映したものと考えられる。2・3・4ループ全ての初期プラントにはこのダウンフローの設計が採用されていた。しかし、その後の運転において、燃料リークが発生しその主要因がこのダウンフロー設計とされた⁵⁾。その原因は、炉心バッフル板の隙間から噴出するジェット噴流が燃料棒を揺らし、隣接する燃料棒同士がフレッティング摩耗を起こしたためであった。その対策としてダウンフ

ローからアップフローに既設プラントでも改造が施され、炉心その穴を塞いで最上段のフォーマ板に穴を開けるという工事を行った。このアップフロー化工事によって、燃料リークが減少するとともに、最上段のBFBの作用応力も減少した。ダウンフローの場合は、炉心そうと炉心バツフル板を繋ぐ炉心フォーマ板の変形が最上段で最も大きく、プラント運転起動時にかかるボルトの応力は相当高くなる。アップフローの場合その熱変形量が小さくなるため、ボルトにかかる応力は小さくなる。米国4ループプラントでのBFB損傷は、仏国で確認された照射誘起型応力腐食割れとは別の要因が大きく寄与しているのではないかと考えられるため、最上段のボルトの詳細な破面観察により根本原因の究明が望まれる。

現在、国内で提供されている取替用の炉内構造物は、アップフロー化はもとより、炉心バツフル板の隙間構造を一部なくしつつ、熱変形に配慮した配置設計がなされている。また、締結ボルトに発生する応力を低減できる形状構造に変更が加えられ、更に、照射誘起型応力腐食割れの一因となる中性子照射による材料変質を極力遅らせる効果を発揮する製造方法の改善も図っている。米澤ら⁽⁶⁾は、「中性子照射による粒界での化学組成変化の結果から、オーステナイト系ステンレス鋼では、RIS (Radiation Induced Segregation) による粒界Cr濃度の低下に伴いIGSCC (Intergranular Stress Corrosion Cracking) 感受性が高まる傾向が認められ、この傾向はPWR1次系模擬水中でのNi基合金のPWSCC (primary Water Stress Corrosion Cracking) 感受性と酷似している」としており、Ni基合金であるX750合金の耐PWSCC対策材が粒界にクロム炭化物を適切に析出させているものであることから、これをオーステナイト系ステンレス鋼にもある程度適用したのもであると推察できる。これらの対策は、他国のトラブルの要因を詳細に分析して機器設計に反映することで自国でのトラブルを未然に防ぐ、プラントメーカーの良好事例である。炉内構造物の取替えは既に実績もあり、40年超運転に入る美浜発電所3号機にもその技術が適用されることになっている。

ここまで、良好事例に加えて、設計で配慮を必要とする事象事例も紹介した。それらの経験を後継者に繋ぐ責務があると認識して、プラントメーカーに安全な炉を設計・製造してもらいたいと考える。

4. 事業者視点からの規制関係の技術伝承

運転段階に携わる人間が建設段階を直接的に経験することは困難ではあるものの、決して経験を得ることが不可能なことではない。発電所の安全性を向上する活動を通じて、建設時の経験と似た経験を得ることも可能であると考えられる。システム設計の裕度を理解することにより、機器の重要性も見直しが可能となり、保全方法の最適化も可能となる。日本の規制当局は同一部署に長く業務することはないため、審査根拠を十分に伝承するために10年以上も前から技術情報基盤の整備が求められていた⁽⁷⁾。しかし、現在の日本で長期間を要している再稼働審査で、建設段階まで遡って審査がなされているから、審査根拠を整理する最も良い機会と考えることもできる。これらの審査時の知識整理は、建設段階を経験していない人にその経験と同様の知識を得る機会を与えるからである。また、現場の設備改善では製造・施工段階の知識を必要とするから、この知識を得る機会となる。過去の資料を紐解いて、設備改善を最新の知見に照らし、発電所を安全に運用できることを電気事業者が示すことは容易ではなく、過去の資料が整理されていることが大切である。最近のISO9001の改定でもConfiguration Management (CM; 構成管理) の重要性が示されている。長期運転にはこの構成管理と合わせて、知識管理がますます重要になる。規制当局の検査制度の見直しにより、さらに現場に密着した検査が行われることから、知識基盤の整備は確実に進められていることが望ましい。その整備には、経験的な知識をより広く収集することが必要であることから、世界規模での協業が進められる事が望まれる。

規制分野において経験・知識の基盤の構築が必要であると山本⁽⁸⁾は過去の公開データから分析し、「規制当局においても、現場の保安検査官の日々の監視活動を通じて、自らも軽微なトラブルを始め安全文化に関わる情報収集を行い、事業者を指導するための情報基盤の整備を行う必要がある」と結論付けている。先に述べたように日本の規制では同じ部署に長く在籍することがなく、長期間を要する傾向監視は不十分であった。これを解消するためにそれぞれのプラントで発生した事象を詳細に分析し、長期間に亘る傾向を把握し、その情報を知識化して整備することが求められる。

5. 日本の研究機関に対する指摘

原子力委員会が策定し、昨年7月21日に日本政府として閣議決定された「原子力利用に関する基本的考え方」⁽⁹⁾には、日本の研究機関における技術伝承の重要性も以下の2項目で示されている。

- (1) 日本原子力研究開発機構は、産学官の連携によるシーズの創出、基盤技術の充実、科学的知見や知識の収集・体系化・共有による知識基盤の構築、研究開発の基盤である施設や設備の供用・利用サービスの提供を先導する組織に変革していくべきである。
- (2) 研究開発機関や大学、原子力関係事業者の原子力関連機関が、情報交換しつつ、それぞれの役割を互いに認識し尊重し合いながら連携や協働を行う場を構築し、まずは、科学的知見や知識の収集・体系化・共有により厚い知識基盤の構築を進めるべきである。

つまり、科学的知見の収集・体系化・共有による知識基盤の構築こそが、技術伝承の第一歩である。この基本的考え方には産業界だけでなく、原子力規制委員会（NRA）も賛同しているため、知識基盤の構築が加速されることが期待される。

6. プラント生涯管理の経験と知識基盤

前章までに、事業者における技術伝承と、事業者視点からのプラントメーカーおよび規制当局の技術伝承について分析した。その中から見えてくることとして、3つの重要な点が挙げられる。関係者間での知識の部分的な重なり、匠の技の継承、そして、知識の基盤の共有化である。

6.1 知識の部分的な重なり

原子力発電所を安全に運用するためには、安全設計、系統設計、機器／構築物設計、部品設計、品質を含む製造方法と施工方法、保安活動における各管理方法（運転管理・燃料管理・保守管理・放射線管理・廃棄物管理）、廃止措置方法、さらにそれぞれの知識の部分的な重なりを理解する必要がある。図2に総合管理システム概念を示す。図にあるように組織・部署・人それぞれが繋がっているものの、効率を追求すればラップではなく棲み分けが合理的であるが、知識の欠落を生む可能性がある。知識の欠落

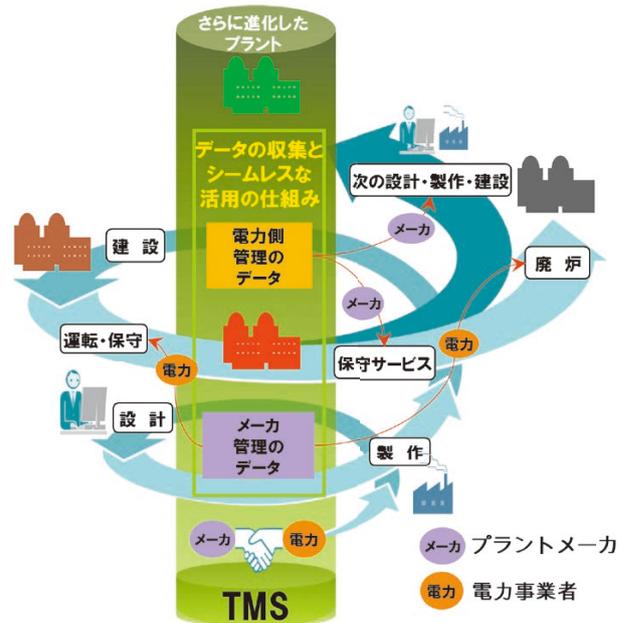


図2 総合管理システム概念図

が事故に繋がるのは、原子力発電の歴史を見ても分かる。1FNPS事故は安全設計段階の知識の欠落が一つの要因である。潜在的风险を考え、大きな災害に繋がらないように発電所を運営する義務は事業者にあるのは自明である。潜在的风险を継続して発掘し、常に自社のプラントの危険性を把握することが、原子力発電所を所有し運営する事業者の責務である。そうであるから事業者は知識の欠落が致命傷になると認識し、知識の部分的な重なり（関係者間の互いの知識を繋ぐ情報を共有化すること）を心がける必要がある。ラップは知識の分野だけでなく、年代によるラップも意識すべきである。知識基盤には年代の縦と分野横断の横が大切であるばかりではなく、それらを俯瞰的に見られる人材の確保も重要になる。

プラントメーカーは同様な知識基盤を重要と認識しているものの、機密事項と仕分けされるデータを多く所有していることから、共有化には積極的な対応が難しいとされる。ノウハウに分類される機密事項は必ずしも公開する必要はなく、注意点のみでも共有化することで、未然にトラブルを防止することが可能となる。本稿では、減圧オリフィスのキャビテーションを発生させない設計が困難であったとしても、その注意点を共有化して適切な保全活動に繋がれば、安全にプラントを運転できるという考えを示した。

規制当局においては、基本的に事業者の検討に抜けが無いことを確認すれば、監視が可能と考えられ

てきた。もし、事業者に知識の部分的な重なりがなされていない箇所が無いかどうか目配せできれば、事業者に良いプレッシャーとなるだけでなく、正しく規制が行われると筆者は推察する。小さな異なるトラブルでも根本原因に共通点がある場合があり、その共通点を見極めるためには、長期的な傾向監視が重要と考える。常に関連性が無いのかという疑問を持ち、事業者の保安活動を直接、現場で見ることで共通点を判断できるのではないかと考えており、米国のROP (Reactor Oversight Process) を日本に導入する計画に期待するものである。

6.2 匠の技

その道のプロとして認められる人材が定年退職で一線を離れることで、知識が失われつつある中、彼らの知識を整理しておくことは大変重要である。各国の重要課題として認識され、新しく知識管理にかかわる部署を設置する機関が増えていることを先に述べた。

保守管理については、IAEA策定のIGALL等、今までも、またこれからも充実が図られることと考えられる。なお、新しい技術、特に検査・モニタリング技術の進歩によって詳細に調べることが可能になり、散逸した知識・技術的能力が新たに蘇ることもある。常に新しい技術の進歩をフォローしておくことが肝要である。本稿では、安全弁の摺合せ技術が低下することを拡大鏡によって防止できるという事例を示した。

6.3 知識基盤の構築

安全管理に関わるSA対策の充実については、IFNPS事故前までは国内での研究が日本原子力研究開発機構 (JAEA) 主体で進められていたものの、国家予算が削減されていた。アジアではJAEAの知識を基に韓国KAERIがSA研究を継続してきた。IFNPS事故後は、日本でもSA研究が再開された。JAEAがこれまで実施してきた研究成果は、収集はされているものの体系化がなされておらず、他機関が利用することは困難な状況になっている。原子力委員会が示した「原子力利用に関する基本的考え方」⁽⁶⁾ では、それらの研究関連の情報収集に留まることなく体系化し、知識基盤として共有すべきと明記され、NRAがこれを追認している。NRAの技術サ

ポート部隊であるJAEAが、その実現に向けて率先して動かれることを期待したい。またこの活動には、IFNPS事故を起こした産業界も責任を持って参画し、協働することが求められている。事業者は新しい規制の一つとして安全性向上評価書を公開し、その中で最新知見の収集・分析結果を示している。この知識基盤の構築に貢献することは事業者の人材育成にも繋がり、技術的能力の維持・向上を図る保安活動の一環として有意義であると考えられる。更に、これらの活動は国際協業で進められていることが肝要であると考えられる。

7. 結言

原子力発電の長期利用には、建設段階に始まり運転段階から廃炉段階までの知識基盤を整備することが大切であり、そのキーワードは、知識の部分的な重なり、匠の技の継承、そして、国際的協業である。

日本において実施されている再稼働審査では、建設段階まで遡って審査がなされていることから、規制機関も被規制の関連機関の両者において、審議時の知識整理が建設段階を経験していない人に建設段階と同様の知識を得る機会を与える。現場の設備改善は、製造・施工段階の知識も必要とすることから、この知識を与える機会である。過去の資料を紐解いて、設備改善を最新の知見に照らして、発電所を安全に運用できることを示すことは容易ではない。しかし長期運転にはこの構成管理と知識管理がますます重要になる。経験的な知識をより広く収集し、体系化することが必要であることから、世界的な協業で進められる事を望むものである。

参考文献

- (1) NUREG/CR-7153, Vol.2 “Expanded Materials Degradation Assessment (EMDA) Volume 2: Aging of Core Internals and Piping Systems”.
- (2) 日本学会議 記録 SCJ第22期-260930-22651100-053”東京電力福島第一原子力発電所1号機において発生した事故事象の検討” (2014).
- (3) 小林正英, “福島第一原子力発電所1号機の事故分析”日本原子力学会誌 (2105).
- (4) Tina Ghosh, “State-of-Art Reactor

Consequence Analyses (SOARCA) Surry
Uncertainty Analysis (UA) ” NRC-RIC
(2016).

- (5) 実務テキストシリーズNo.3 軽水炉燃料のふるまい (改訂第5版) 第3章 軽水炉燃料の変遷 (p.68-p.69) 公益財団法人 原子力安全研究協会, 平成25年3月.
- (6) 米澤利夫ら, ”PWR炉内構造バップルフォーマボルトの粒界割れ機構に関する考察” 日本原子力学会誌 (2000).
- (7) “実用発電用原子炉施設における高経年化対策の充実について” 原子力安全・保安院 (2005.7).
- (8) 山本晃弘, “原子力発電所における安全文化醸成活動の実効性向上に関わる研究” 日本原子力学会誌 (2017).
- (9) 原子力委員会, ”原子力利用に関する基本的考え方” (2017.7.20).