保守管理「保全プログラム」の不備から見た 研究開発段階炉「もんじゅ」勧告

北海道大学名誉教授 杉山 憲一郎

2009年に、実用軽水炉に「保全プログラム」に基づく保守管理が導入され、新検査制度がスタートした。その枠に、急遽、研究開発段階ナトリウム炉「もんじゅ」も置かれた。炉型が異なり、実績・経験が極めて限られている「もんじゅ」では、安全性確保を前提に運転経験・トラブル経験を通して、「保全プログラム」自体を研究開発しなければならない。IAEAの「日本への総合規制評価サービス(IRRIS)ミッション」報告書の観点も含めて、「保全プログラム」で軽微な不備が生じる現状について説明する。また、「保全プログラム」の本来の意義の観点で、ナトリウム冷却材バンダリーの信頼性維持に注目し、「もんじゅ」主要部での保全の在り方についても述べる。

KEYWORDS: *prototype sodium-cooled reactor Monju, recommendation, maintenance program with flaw, code for quality management system, code for maintenance management, safety inspection, level of importance, degradation mechanism*

I. まえがき

2014年4月に定められたエネルギー基本計画では、研究開発段階炉「もんじゅ」は「高レベル放射性廃棄物減容・潜在的有害度低減技術等の向上のための国際的研究拠点」と位置づけられている。その「もんじゅ」の運営組織の在り方に対して、15年11月に規制委員会から勧告が出された。原因分析と教訓に基づき総合的改造工事を終了している95年の2次系ナトリウム漏洩事象から始まり、「保全プログラム」の軽微な不備も含めての勧告である。

本稿では、勧告の原因となった「保全プログラム」での不備を理解するために、最初に、1999年から2004年までに生じたJCO事故・関電美浜3号機事故等を契機に導入された品質マネジメントシステムに基づく「保全プログラム」について説明する。この説明を踏まえて、研究開発段階炉「もんじゅ」の機器約5万点、点検項目約10万件を対象とする保全計画に基づく「保全プログラム」の不備発生の背景と現状を紹介する。また、「保全プログ

ラム」の本来の意義の観点から、ナトリウム冷却材バンダリーの信頼性維持に注目し、ナトリウムに対するバンダリー構成材であるステンレス鋼の劣化メカニズムに基づく保全の在り方についても述べる。

II. 実用炉を対象とした品質マネジメントシステムに基づく「保全プログラム」

ベース電源として長期安定運転が求められる実用炉では、高い供給信頼性が保証されなければならない。そのため、故障により長期停電となる機器等の重要度を供給信頼性の指標として、保守管理が行われてきた。保守管理には、保全およびそれを実施するために必要な体制、教育等が含まれる。保全は、発電所の運転に関わる機器・設備等の機能を確認、維持または向上させる活動である。実用炉の保全では、安全性確保を前提に、電力の供給信頼性を維持する観点から、効率性・経済性を考慮しながら機器・設備等の重要度に応じた点検、保守、取り替えおよび改造が行われる。

1999年にJCO臨界事故や英国製MOX燃料データ不正問題が発生し、更に2002年以降に東電自主点検記録不正問題や関電美浜3号機2次系事故が生じた。これらの事故・不正問題を契機に、総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会に「検査の在り方に関する検討会」

Recommendation on the Monju from the viewpoint of maintenance program with flaw : Kenichiro Sugiyama.

(2016年4月22日 受理)

が設置され審議を経て、ソフト面からの安全規制として2003年10月から品質マネジメントシステム(Quality Management System: QMS)に基づく保守管理が法的義務になった。更に、検査の在り方に関する検討会において「発電所ごとの保全活動の充実」が提言され、QMSに位置づけられた「保全プログラム」に基づく保守管理が2009年1月から年4回の保安検査の対象になった。

「原子力発電所における安全のための品質保証規程」¹⁾と「原子力発電所の保守管理規程」²⁾に、事業者が遵守すべき基本要件が定められている。前者は、原子炉設置者の責任と品質方針、組織による業務計画と実施および評価と改善に関するQMS規程である。QMSを確立し、実施し、評価確認し、継続的に改善することによって、発電所の安全を達成・維持・向上することを目的として

いる。後者は、事業者が発電所を構成する機器・設備等を所定の機能を発揮しうる状態にあるように保守管理するための、保全計画の策定、保全の実施、評価および改善に関する「保全プログラム」規程である。発電所ごとにその特性に合わせて、各々の発電所に合った保全活動を停止中だけでなく運転中も含めて行うことにより、より合理的で充実した保全の維持・向上を目的としている。

図1にQMSと「保全プログラム」の関係を示す²⁾。保全と記された一番内側の細実線枠内が「保全プログラム」の各要素である。図を仔細に見れば分かるように、品質保証と記されたQMSの大枠、保守管理の中枠およびその中にある保全の小枠の各々で、計画(Plan)－実施(Do)－評価(Check)－改善(Act)のサイクル(以下では、PDCAサイクルという)が構成されている。継続的

JEAC4209-2007 【解説4】より

図1 品質マネジメントシステムと保全プログラムの関係

な保全レベルの維持・向上が目的であることが分かる。「保全プログラム」の作成・運用には膨大な量の作業が求められるが、実用炉では国内外で経験と蓄積が十分に有り、PWRとBWRグループでそれぞれ水平展開して対応できる。

一方、保安検査等で遵守を確認・評価する検査官の在り方に対して、IAEAの「日本への総合規制評価サービス(IRRS)ミッション」報告書³⁾には、「検査実施の要領とガイダンスの大半がチェックリスト形式であり、現場での視察においても検査官がチェック対象である特定の活動のみに焦点を絞っていた。例えば、制御室で同時に進行していた数多くの警報や運転員の活動に何ら注意を払わず、チェックリストに規定されている特定の指標の状態だけを確認していた。(今後の)新しい検査の枠組みでは、安全問題を全体的に理解できる柔軟でより分析的なアプローチに現在のチェックリスト方式の検査から変更する必要がある」と記述されている。この内容等は、「検査のあり方」の勧告・提言に反映されている。

Ⅲ. 「もんじゅ」の「保全プログラム」から生じた不備

研究開発段階ナトリウム炉「もんじゅ」では、安全性確保を前提に、運転経験・トラブル経験を通して「保全プログラム」を研究開発すること自体が目的の一つである。IRRS ミッション報告書の記述にあるように、安全性・信頼性の問題を全体的に理解できる柔軟でより分析的なアプローチでの保安検査が求められる。

2009年1月からの保全プログラム導入直前の2008年10月に、日本原子力研究開発機構(以下、機構という)は、原子力安全・保安院(当時)から「もんじゅ」は使用前検査の段階であるが、初臨界から14年を経過し今後試運転を再開しても2年以上これを行うことを考慮すると、設備の重要度に応じ劣化の状況を踏まえ適切な保守管理が行われる必要がある。来年1月から使用前検査中の設備であっても、「保全プログラム」を作成し、計画的に劣化の状況を把握し、健全性を維持すること」の指示に従い、軽水炉と同等の保全プログラムの導入を義務付けられた。

2012年9月に原子力規制委員会設置法が施行され、当該年度の第3回保安検査から研究開発段階炉「もんじゅ」の「保全プログラム」で保安規定違反・監視が続出し勧告に至っている。「保全プログラム」のPDCAサイクル各部、各部間での不整合・解釈の不統一等の不備に基づく保安規定違反・監視である。根本原因は、「保全プログラム」を新検査制度導入2ヶ月前に求められたことにある。結果として、不整合性・解釈の不統一等の不備が残る保全計画になった。

保安検査には、逐条型検査とプロセス型検査がある。前者では保安規定の条文単位で、後者では「保全プログ

ラム」のPDCAサイクルに沿って行われる。このため急遽作られたプログラムに軽微な不整合・解釈の不統一・ミス・抜け等の不備があれば、「保全計画に機器が適切に登録されていない、保全計画に従った点検を実施していない、機器毎の安全機能重要度分類の設定に不備がある等」の保安規定違反・監視となる。また、検査官の判断に恣意性が入りうる。著者は、訂正印の誤用や保修票処理などの違反は、監視で良かったと判断する。短期間で改善可能な軽微な不備に対して、厳しい判断が行われている。

また、指摘された違反・監視事項の多くは短期間で解消され、過渡期にある保全プログラムの信頼性は向上している。加えて、機構は、保安検査での指摘事項が安全に影響を及ぼさないことを確認している。しかし、勧告ではその事実に触れていない。紙面の制約から、違反・監視に関する保安検査での指摘事項の要点と機構側の対応を知りたい読者は、参考資料4の付録2を見て頂きたい⁴⁾。参考資料4では、より広範な視点から勧告の内容が分析され提言がなされている。

耐震信頼性の視点から「保全計画に従った点検を実施していない」に分類される違反例を紹介する。違反の内容は、「配管支持構造物について、保全計画では一式としているが、点検要領書では可視可能範囲を対象とし、それ以外の点検が実施されていない。機能を発揮しうるか否かの観点の点検(作動性等の確認)を行っていない。」である。機構の対応と同じと思うが、基本的には、「一式」の記述を、高温低圧系(最高約530℃、1MPa以下)ナトリウム配管としての環境要因に配慮し、低温高圧系(最高約330℃、16MPa以下)実用炉配管の点検方式の記述・作動確認に変更・実施で済む。ただし、視認可能部の同種支持部に比べてリスク要因が有る視認不可部があれば、別途、健全性評価が必要である。

本誌の本年4月号の時論⁵⁾で紹介した安全機能重要度分類が適切に設定されていない弁などの1387機器の不備については、原子力発電所の保守管理規程の關係する一部を紹介することで、その背景を推測して頂くことにする。この規程では、保全重要度を「安全機能、リスク情報、供給信頼性および運転経験等を勘案して保全プログラムを実行する際における構造物、系統および機器の重要さ度合い」と定義している。炉型が全く異なる実用炉と研究開発段階炉で解釈に大きな違いが生じる。

更に、規程の解説13「保全重要度の設定」の記述は難解である：

(1)「(安全機能)重要度分類指針」^{6,7)}での重要度およびPRA(確率論的リスク評価)から得られるリスク情報を勘案して、原子力施設の安全性を確保する上で重要と判断された系統の保全重要度を高く設定することを要求している。具体的には、「(安全機能)重要度分類指針」のクラス1、クラス2およびリスク重要度が高いものが該当

表1 「もんじゅ」設計で考慮されている劣化事象

損傷モード	経年劣化事象	設計での考慮事項
減肉	腐食	純度管理されたナトリウム (Na) 中では、金属と金属の反応すなわち配管表面の金属がわずかにNa中に溶出すること、さらにNa中の酸素がそれを加速することが腐食の要因である。 このため、Na中の酸素濃度を管理することによりNa環境下のステンレス鋼の腐食はごくわずかであり、劣化事象として考慮する必要はない。 また、実験炉「常陽」の高経年化評価で測定した配管の腐食が有意でないことを確認しており、保全対象の劣化事象として考慮する必要はない。
割れ	疲労	高速増殖炉での劣化事象として、起動/停止に伴う温度変化により生じる熱応力による疲労あるいは高温部におけるクリープ、クリープ疲労によるき裂があげられる。高速炉設計・建設規格【4】に基づき、設計がなされ、プラント寿命中の累積クリープ・疲労損傷を評価し許容範囲内としている。一方、各国における初期の高速炉において損傷例もあることから保全対象の劣化事象とする。
	SCC	純度管理されたNa中においては、SCCの環境要因が存在しないこと、過去の損傷事例もないことから保全対象の劣化事象ではない。(Na接液部あるいはアルゴンガス部以外については、個別に劣化事象の判定を行う)
材料変化	劣化(中性子照射劣化)	中性子照射を受ける炉内構造物で想定される劣化事象であり、先行炉の照射試験により劣化を評価し、設計を行っている。照射量の累積により劣化は進行すること、実炉条件と完全に同一条件での照射ではないことから保全対象の劣化事象である。 注：高速増殖炉における中性子照射劣化は、材料の延性の低下として生じるため、炉内監視試験片で破断伸びを確認する。

する。また、必ずしも定量化されていない工学的な判断に基づき、供給信頼性、運転経験、作業安全、環境安全等を組織の判断により考慮する場合があります、設定された重要度のグレード分け(等級分け)の結果を「保全重要度」とする。

(2)機器の保全重要度は、保守的に系統の保全重要度と整合させ、重要度が高い系統の機器は重要度を高くするが、過度に保守的にならないように、当該機器の故障による系統機能への影響、PRA から得られたリスク情報を考慮して設定できる。たとえば、保全重要度の高い系統に属する機器であっても、事故時に作動要求のない弁など、系統機能への影響が低い機器は、保全重要度を低く設定できる、とされている。

国内外で多くの経験・実績があり、水平展開が可能な実用炉の保全プログラム関係者であれば、この解説に対する適切な解釈はほぼ同一と想像される。しかし、実用炉の規程枠に置かれて、実用炉と特徴・事象が全く異なり経験・実績が限られている研究開発段階ナトリウム炉の保全プログラム関係者では、安全重要度分類・保全重要度分類の設定の際に、安全性・信頼性の観点から規制側と異なる解釈を行ってもおかしくない。その結果として、再度見直しが必要となり時間を要することになった。

機器の重要度分類見直し作業等は、安全性・信頼性の観点から第三者の専門家も含めて慎重かつ合理的に行うべきで、「保全プログラム」自体を研究開発しなければならない研究開発段階ナトリウム炉の性格として、年4回

の保安検査に合わせて拙速に行うべき作業では決していない。今後の研究開発段階炉「もんじゅ」の合理的運用のために、「保全プログラム」も含めて多くの課題が残っているのであれば、研究開発段階炉のための潜在的課題検討会を早急に立ち上げ、第三者の専門家を交えて客観的な検討を集中かつ継続的に行うべきである。

IV. 研究開発段階炉の劣化メカニズムに基づく保全の在り方

「もんじゅ」は、ナトリウム炉特有の設備を有しており、また、劣化に影響を与える要因が実用炉と異なることから、その特徴を考慮した保全が必要である。学識経験者、事業者とプラントメーカー技術者が参加した日本保全学会「もんじゅ」保全検討分科会において、原子炉容器と1次主冷却系配管に注目し抽出手法・劣化事象等を検討し、ナトリウム炉特有の劣化事象をまとめている⁸⁾。劣化メカニズムの抽出は3段階で行われた。第1段階では、工業材料に想定される経年劣化事象のうち、原子炉施設が置かれている環境を考慮し、想定される劣化事象を抽出している。第2段階では、材料(主にステンレス鋼)の置かれている環境条件を考慮し、発生が想定される経年劣化事象を抽出している。第3段階では、対象機器個別の条件を考慮し、要求される機能の維持に必要な項目に関連する主要な部位に展開した上で、部位を縦軸、経年劣化事象を横軸としたマトリックス形式により部位と経年劣化事象の組み合わせを抽出している。

「もんじゅ」設計で考慮されている事象の例として、表1

に腐食、疲労、応力腐食割れ(SCC)と中性子照射劣化が纏められている。ナトリウム冷却材に対するバンダリー構成材であるステンレス鋼は、酸素濃度が管理されている環境では腐食(脱炭・浸炭)は想定不要である。加えて、酸素濃度が管理されている環境では、SCC 発生の環境要因である溶存酸素があるため実用炉で問題となる SCC も、保全対象の劣化事象とはならない。更に、実用炉で想定される炉容器内での照射誘起応力腐食割れもナトリウム環境では生じない。また、蒸気発生器のナトリウム環境側では、腐食生成物が極めて少なくデンティングは想定不要としている。

これらの事実と、窒素ガス雰囲気中の原子炉容器と1次主冷却系配管の部位と経年劣化事象の組み合わせとして第3段階で整理した結果から、疲労、クリープ疲労、材料の熱劣化に対する連続ナトリウム漏洩監視と放射性カバーガスモニタによる連続漏洩監視が、保全の主要項目である。高温低圧系の「もんじゅ」での、熱膨張による変位応力・温度変動による疲労の大きな箇所(エルボ部、T字部など)は予め想定できる。これらの部位での評価も踏まえて、原子炉容器と1次主冷却系では、万が一の漏洩に対して高い精度の漏洩監視装置で早期に検知し漏洩量を最小に抑え、原子炉容器と1次主冷却系配管の外側に設けられているガードベッセルで漏洩ナトリウムを保持できる。過渡期の保全プログラムの不備から抜け出し、本来の保全プログラムへ移行できる準備は既にできている。

V. あとがき

「日本への総合規制評価サービス(IRRS)ミッション」報告書³⁾の提言・勧告の判断根拠になっている、IAEA安全基準「政府、法律および規制の安全に対する枠組み、全般的な安全要件第1編(GSR Part1)」の等級別扱い(Graded approach)の原則に基づけば、「規制の厳しさは、違反や事故・故障などの正常状態からの逸脱の起こり易さと、その結果想定される影響やリスクの大きさに釣り合っていないなければならない」とされている。研究開発段階炉「もんじゅ」の保安規定違反に対する勧告は、この国際標準の枠組みから見て、判断根拠が不明である。即ち、予見可能性がなく、政府・実用炉事業者も真剣に検討すべき課題である。

本稿の最後に、世界の研究開発段階ナトリウム炉の現状を報告しておく。ロシアの原型炉 BN600(60 万 kWe)では、1982 年から 2012 年までの平均稼働率が約 74%であり、2040 年までの 60 年間運転を予定している。また、この実績に基づき、実証炉 BN800(80 万 kWe)を建設し

2015 年 12 月に送電を開始している。フランスでは、2010 年に使命を終えた原型炉 PHENIX(25 万 kWe)の成果に基づき、長寿命放射性核種の減量・潜在的有害度低減(放射能早期低減)の現実的な選択として、2012 年に実証炉 ASTRID(60 万 kWe)の技術仕様を決定した。スケジュール的には 2025 年頃から運転開始を予定している。

インドの原型炉 PFBR(50 万 kWe)は、2015 年 10 月時点でナトリウム充填許可待ちと報告されている。中国の関係では、米国原子力開発ベンチャー企業テラパワー社が、2015 年 9 月、第 4 世代原型炉 TWR(60 万 kWe)を中国核工業集団公司(CNNC)と共同開発すると発表した。劣化ウランや天然ウランなどを燃料として少なくとも 40 年間は燃料交換や使用済み燃料の搬出なしに継続運転が可能としており、2025 年運転開始を予定している。米国流のリスク情報を活用した合理的な設計・建設、運転と品質/保守管理を前提として運転開始を 10 年後に定めたと推測する。

エネルギー資源貧乏国日本の「もんじゅ」では「失われた 20 年」が経過したが、海外では状況が大きく変わっている。

－ 参考資料 －

- 1) 日本電気協会:原子力発電所における安全のための品質保証規程(JEAC4111), 2009.
- 2) 日本電気協会:原子力発電所の保守管理規程(JEAC4209), 2007.
- 3) IAEA:(仮訳)日本への総合規制評価サービス(IRRS)ミッション報告書,IAEA-NS-IRRS-2016,2016.
- 4) 原子力国民会議:もんじゅ再生に向けた提言－原子力パラダイムの再構築(1)－, 2016.
- 5) 杉山憲一郎:世界の検査・規制の教訓から見た開発段階炉「もんじゅ」勧告,日本原子力学会誌, 58(4),pp.207-208,2016.
- 6) 日本電気協会:安全機能を有する電気・機械装置の重要度分類指針(JEAC4612), 2010.
- 7) 日本電気協会:安全機能を有する計測制御装置の設計指針(JEAC 4611), 2009.
- 8) 内藤昌也他:高速増殖原型炉「もんじゅ」の保全の在り方—高速増殖炉劣化メカニズムの整理—,日本保全学会第 11 回学術講演会要旨集, pp.423-430,2014.

著者紹介

杉山憲一郎(すぎやま・けんいちろう)
北海道大学名誉教授
(専門分野/関心分野)高速炉・軽水炉シビア
アクシデント事象、水蒸気爆発、溶融燃料
In-Vessel Retention