

「もんじゅ」の在り方に関する検討会 委員のご質問への回答

平成28年3月23日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

委員からのコメント回答(その1)

コメント・意見	回答
<p>① 中国電力の事例では、平成20年に規制のあり方が変わってから、保全計画の不備に自ら気づき、対応を行うまでの期間は約2年。</p> <p><u>これに比べて、JAEAの対応がきわめて遅いことは明らか。その主要因は何か。</u></p> <p>保全計画の改訂などの対応に十分に人的・資金的リソースを割けていなかったのではないか。</p> <p>もしもそうであるとすると、その理由は何か。</p>	<ul style="list-style-type: none">• <u>保全計画の見直しについて、本格運転開始に向けた保全プログラムを充実、発展させるための資源投入に係る取組や展開が十分でなかった。</u>• <u>現場の実態を把握し課題解決に係る意思決定を行い適切に処置すること(保守管理のガバナンス)が十分でなかった。</u>

委員からのコメント回答(その2)

コメント・意見	回答
<p>② 平成20年度に導入した保全計画が「問題を内包している」と認識するに至ったのはいつか。</p> <p>問題があると認識してから、この改善にすぐ着手したか。</p> <p><u>着手できなかったとすると、その理由は何か。</u></p>	<ul style="list-style-type: none">平成21年1月の導入時に短期間で策定しなければならなかったことから、<u>点検間隔・頻度についてメーカー推奨値を保守的なものとして採用。運用しながら、本格運転開始までに段階的に改善していけばよいと考えていた。</u>所として<u>保守管理上の不備の問題を認識したのは、点検期限を超過した機器が大量にあることを確認した平成24年11月。</u>それまで、所として問題を認識していなかった。その後、保全計画の見直しに着手したが、保安措置命令解除に必要な保全計画の改善の範囲の判断が適切でなかった。そのため、最初から抜本的な見直しを行わず、段階的に改善範囲を拡大していくこととなり、結果として時間を要した。

委員からのコメント回答(その3)

コメント・意見	回答
<p>③ メーカーとの関係の観点からアウトソーシングについて、安全に係る作業をどこまで、<u>どのような基準でアウトソーシングする</u>という判断をするのか <u>機構がアウトソーシングする際の基準・ポリシー</u>がどのようなものか</p>	<ul style="list-style-type: none">• <u>もんじゅでは、原子炉本体の設備ではない、淡水供給設備、排水処理設備及び廃棄物処理設備の運転を請負契約で実施。</u> 以下のとおり、当該設備の運転についてはアウトソースできると判断。<ul style="list-style-type: none">➤ <u>機構にて運転方法を確認・確立したものであり、機構が定めた運転手順書を用いて実施している。</u>➤ <u>設備に不具合があった場合、原子炉施設の安全に直接影響を与えることはなく、トラブル発生時には中央制御室に警報が発報する等、機構職員が速やかに認識できる。</u>• 日々の業務状況は日報等で確認し、機構の管理の下で実施。• アウトソーシングしていることにより、技術力蓄積や機構職員の技術力不足といった問題が発生することはないと考えている。

委員からのコメント回答(その4)

コメント・意見	回答
<p>④ 軽水炉と研究開発段階炉について比較を行い、「もんじゅ」は何が同じで何が違うのかを明らかにすべき</p>	<p>【保守管理に関して】</p> <ul style="list-style-type: none"> 保守管理において軽水炉(実用炉)と研究開発段階炉と同じ規格^{注1}を適用^{注2}。同等の規制を実施している。 研究開発段階炉の保守管理において、実用炉と同様に原子炉施設の安全性確保を最優先とした上で、PDCAを実施していくことが重要。 実用炉では、原子力施設の安全確保の要求に加え、<u>電力供給信頼性が重要視される。</u> 研究開発段階炉では、運転保守経験を通じて、研究開発対象である保全対象や保全技術に関する知見を拡充し、実用化に向けて、保全を高度化していくことが重要。 <u>原子力機構では、研究開発段階発電用原子炉の特徴を考慮した保全の方向性について検討を実施中。(6頁以降に紹介)</u>

注1 日本電気協会電気技術規程「原子力発電所の保守管理規程」(JEAC4209-2007))

注2 原子力安全・保安院「実用発電用原子炉の設置、運転等に関する規則第1条第1項及び研究開発段階にある発電の用に供する原子炉の設置、運転等に関する規則第30条第1項に掲げる保守管理について(内規) 平成20.12.22原院第3号」

委員からのコメント回答(その5)

コメント・意見	回答
<p>④ (続き) 軽水炉と研究開発段階炉について比較を行い、「もんじゅ」は何が同じで何が違うのかを明らかにすべき</p>	<ul style="list-style-type: none">• 「もんじゅ」は以下のとおり、保全計画の見直し・改善を実施中。<ul style="list-style-type: none">➤ 平成21年1月 保全プログラム導入(保全計画策定)。➤ 平成26年6月 より科学的・合理的な保全計画への改善に向け技術根拠整備を開始。➤ 平成26年12月 報告書提出。 記載の適正化などの保全計画の全面的な見直し、より科学的・合理的な保全計画への改善。(第1段として、低温停止時に保安規定で機能要求のある機器の保全内容の技術根拠整備)➤ 平成27年12月 オールジャパン体制を設置して根拠整備作業を加速。(安全重要度分類クラス1・2の機器を優先)➤ 平成28年2月 安全重要度分類の見直しを踏まえた保全重要度の見直し。➤ 平成28年春頃 安全重要度分類クラス1・2の機器について、保全内容の技術根拠整備等の保全計画の改善実施

委員質問④ 【研究開発段階炉の保全の方向性案 (1)】

研究開発段階炉の特徴

① 既存実用炉（軽水炉）と異なるプラント仕様

実験炉やR&D等での知見を有するものの
発電プラントとしての運転・保守経験に乏しいことから

② 保全対象や保全技術自体が研究開発対象

運転・保守経験を補うため設計でも対応

③ 設計段階における大きな裕度の考慮

例) 高速炉：

- 原子炉冷却材にナトリウムを使用していること
- 高温低圧系であること
- 高照射量であること 等

例)もんじゅ：

- 特有機器の保全根拠の整備および運転による妥当性確認
- ナトリウム漏えい監視方式等の検討
- 各種ISI装置の開発 等

例)もんじゅ：

- 高速炉に特有のクリープ疲労損傷について大きな裕度を考慮。
- 多種多様なNa漏えい監視設備の設置 等

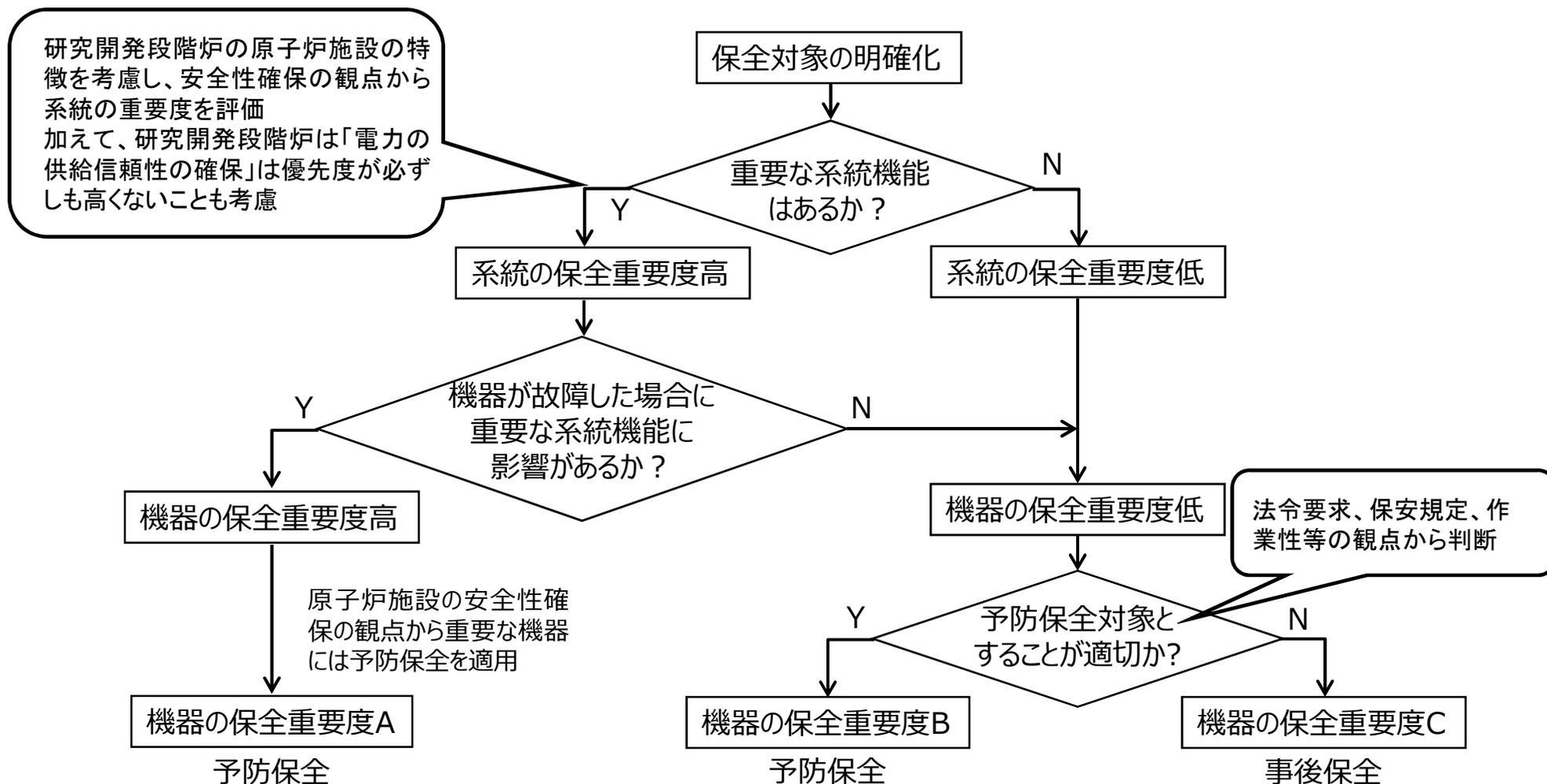
研究開発段階炉の保守管理の目的

- ◆ 研究開発段階炉の保守管理において、原子炉施設の安全性確保を最優先とした上で、研究開発段階炉の三つの特徴を考慮して、プラント仕様(炉型)に適した保守管理体系を構築していくことが必要。
- ◆ 民間規格(JEAC4209-2007)では、原子力発電所の保守管理の目的の一つとして、電力の供給信頼性の確保も挙げられているが、商業用でない研究開発段階炉にとって必ずしも優先度は高くない。
- ◆ ナトリウムの材料共存性等の特徴を活用した保全計画を構築するが、運転経験が少ないことを考慮し、代表部位におけるデータ取得し保全根拠の妥当性を確認する。
- ◆ 研究開発段階炉の運転保守経験を通じて、研究開発対象である保全対象や保全技術に関する知見を拡充し、実用化に向けて、保全を高度化していくことが重要。

委員質問④ 【研究開発段階炉の保全の方向性案（2）】

研究開発段階炉における保全重要度の設定について

- ◆ 実用炉と同様に研究開発段階炉の保守管理の目的である原子炉施設の安全性確保の観点から、保全重要度の設定を検討し、研究開発段階炉の保全で重要な機器を明確化。



委員からのコメント回答(その6)

コメント・意見	回答
<p>⑤ もんじゅは研究開発段階炉であることから、保全計画などを最適化することもミッションの一つとされている。</p> <p>JAEAでは、保全計画・保安規定は最適化する対象であることから、これらを「<u>(変えるものだから)遵守しなくても良い</u>」という意識があったのではないか。</p>	<ul style="list-style-type: none">• 短期間で策定しなければならなかったことから、点検間隔・頻度についてメーカ推奨値を保守的なものとして採用。本格運転開始までに段階的に改善していけば良いと考えていた。• <u>点検計画は機器点検の目安や参考的なものとの考えや、試験工程を優先することを重要視しており、点検計画を遵守しなければならないという意識が浸透していなかった。</u>

委員からのコメント回答(その7)

コメント・意見	回答
<p>⑥ <u>保全計画・保安規定を最適化するための手順(いわゆるPDCA)は適切に設定されていたか。</u> 組織としてPDCAを回す体制ができていたか。個人が現場で個別に対応する体制になっていなかったか。</p>	<ul style="list-style-type: none">• <u>保全計画については、JEACに沿った手順でPDCAを回し見直すことを、保安規定に定めていたが、所員の認識が十分ではなかった。</u>• <u>保守管理活動の定期的な評価と改善がなされなかったことについて、以下の対策をとっている。</u><ul style="list-style-type: none">➤ 所管部長が保守管理目標に基づく活動状況を四半期ごとに確認。➤ 活動に係る部内業務等の問題点及び業務上の改善等に努め、これらの状況を所長に報告することをルール化。➤ これら実施状況等を年度で評価し、理事長へ報告することをルール化。

委員からのコメント回答(その8)

コメント・意見	回答
<p>⑦ <u>設備の点検に必要な資質は何か。</u> どのように能力を測るか。 どこで規定しているのか、 誰がそれを担っているのか。</p>	<p><u>現在、「もんじゅ」にて規定しているものは以下のとおり。</u></p> <p>(保守管理に係る規定類)</p> <ul style="list-style-type: none"> • 設備の点検業務に必要な資質は、保安規定の下部規程(教育訓練に係るQMS文書)で規定。 原子力安全の達成のために業務上求められる必要な知識、技能及び当該業務を遂行する能力等の「力量」が求められている。 <p>(保守管理に必要な資質)</p> <ul style="list-style-type: none"> • プラント保全部の設備点検における力量は、 「保全の実施、保全計画、保安上重要な点検・補修・取替及び改造の管理に関する知識、保全の確認・評価、是正措置、保守管理の定期的評価に関する知識」 <p>(プラント保全部員の力量評価と育成)</p> <ul style="list-style-type: none"> • 能力評価は、「力量評価結果表」を用いて、各課長が担当者とのコミュニケーションを行い、本人の教育訓練実績、業務観察、資格取得実績、面談等により総合的に判断。 • プラント保全部保守員の技術力を高めるため、育成計画を作成し教育を実施。計画に従ってOJT、教育、研修を行い、各課長と担当者とは面談。その結果を、育成計画に落とし込み、更なる対応を図るようにしている。

委員からのコメント回答(その9)

コメント・意見	回答
<p>⑧ <u>運転管理に必要な資質は何か。</u> どのようにそれを測るか。 どこで規定しているのか、 誰がそれを担っているのか。</p>	<p>現在、「もんじゅ」にて規定しているものは以下のとおり。</p> <p>(運転管理に係る規定類)</p> <ul style="list-style-type: none"> 保安規定の下部規程(運転管理に関するQMS文書)で、「もんじゅ」施設の安全維持とプラントの円滑な運転に必要な知識を有する運転員の確保を目的として、発電課運転員(*)の構成人員を定めている。 (*)：当直長、当直長補佐、上級運転員、中級運転員、初級運転員、訓練運転員 <p>(運転管理に必要な資質)</p> <ul style="list-style-type: none"> 運転管理に必要な資質は、「運転に関する技術的知識、原子力及び安全に関する知識、原子力関係法令に関する知識、更に運転員のレベルに応じた部下への育成指導、指揮能力、統率力等、担当者から管理・監督者としての能力等」が求められる。 (運転員の資質等は、保安規定の下部規定(3次文書)にて規定) <p>(発電課運転員の資格認定)</p> <ul style="list-style-type: none"> 発電課運転員は、運転経験と知識などのレベルに応じて、認定試験、資格審査が実施され、その要求される能力を満たしていることを確認。 <ol style="list-style-type: none"> ① 当直長：「もんじゅ」で行う運転責任者の認定試験に合格した者から理事長が指名。 ② 当直長補佐： 発電課長が行う、保安規定の下部規程(3次文書)で規定する運転担当者資格に関する資格審査に合格した者の中から理事長が指名。 ③ その他の運転員： 運転担当者資格に応じて、保安規定の下部規定(3次文書)で規定する運転等に関する口頭試験の結果に基づき、発電課長が任命。

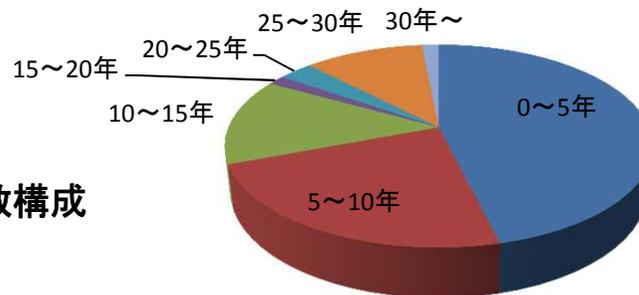
委員からのコメント回答(その10)

コメント・意見	回答
<p>⑨ <u>設備の保全、補修、開発の責任体制</u>はできているのか。 誰がそれを担い、能力をどのように測り、あてはめているのか。</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 組織規程で、機械保修課、電気保修課等の各保守担当課の「設備の保全、補修、開発」の業務について、 <ol style="list-style-type: none"> ①☆☆保守に関すること、 ②施設(☆☆)の製作及び工事に関すること、 ③☆☆保守に係る技術開発に関すること <p>等が規定され、各課内で、これらの業務に関する責任体制が敷かれている。</p> <p>(☆☆の部分には、機械設備や電気・計装設備のように、機械保修課、電気保修課、施設保全課及び燃料環境課の各課に区分して規定し、責任体制を明確にしている)</p> • 各組織の業務遂行における能力評価に関して <p>保守管理・保全については、<u>毎年度末に保守管理の有効性評価</u>を行い、次年度の保守管理計画に反映。</p> <p>年度当初に各課が設定した<u>品質目標・保守管理目標</u>について、実施状況を定期的に評価・レビューして、結果を所長へ報告。</p> <p>これらの評価結果は、マネジメントレビューのインプット情報として、所長(管理責任者)から理事長へ報告。</p>

委員からのコメント回答(その11)

コメント・意見	回答
<p>⑩ もんじゅの管理職、技術職の比率は理想的であるか、それとも問題があるか。経験年数についてどうか</p>	<ul style="list-style-type: none"> もんじゅの保守管理部門は、6つの課があり、各課2～8チームで構成。組織改編により課を増やしたことから、ライン管理職(部長、次長、課長、課長代理)の管理スパン(各管理職が所掌する要員数)は概ね妥当。経験年数は、下図に示すが、<u>10年未満が約70%であり、ベテランが不足。</u> 「もんじゅ」改革では、中長期的な観点から「もんじゅ」に要する技術力の確保及び強化に向け、保守担当者の育成計画や技術認定制度を整備し、運用を開始したところ。 技術認定制度では、初級保守員(保守経験2年未満)、中級保守員(保守経験2年以上8年未満)、上級保守員(保守経験8年以上)に区分し、階層別の教育を実施。 保守担当課においては、<u>人数だけでなく、保守担当者の経験年数、スキルが重要であり、バランスよく配置することが必要。</u>また、<u>プロパー職員もバランスよく配置することが必要。</u>今後、経験を積ませながら改善していく必要がある。

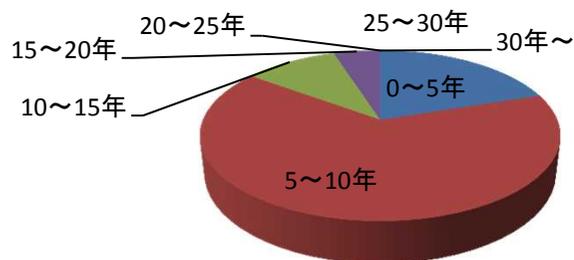
保守管理部門のもんじゅ経験年数構成
現在(平成27年度)



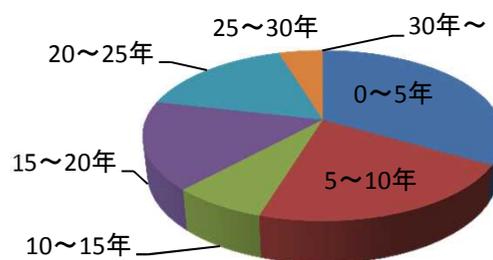
委員からのコメント回答(その12)

コメント・意見	回答
<p>⑪ もんじゅにおけるナトリウム漏えい事故及び炉内中継装置落下トラブルで、トラブル対応に当たった職員の構成等との関係性について、分析が可能な範囲でうかがいたい。</p>	<ul style="list-style-type: none"> ナトリウム漏えい事故時は、試運転開始直後であったため、もんじゅ経験年数10年未満の人が、全体の約85%。 事故の終息までに時間を要したのは、事故後の情報の取扱の不適切さ(いわゆるビデオ問題)が主要因であることを考えると、<u>経験年数不足が事故後の対応に影響することはなかった</u>と評価する。 IVTM落下トラブル時は、経験年数20年以上の人が全体の約25%。 IVTMの引抜方法等の<u>トラブル復旧に関する検討には、燃料取扱設備の試運転経験者も対応し、設計知見も含めた経験が活かされた。</u> 現在の構成は、保守管理上の不備に対応するため、他拠点からの異動及び中途採用を行ったため、経験年数10年未満の比率が多くなっているが、計画的な育成を進めているところ。

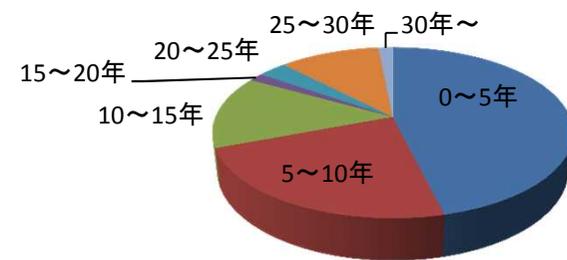
保守管理部門のもんじゅ経験年数構成



Na漏えい事故時(平成7年度)



IVTM落下トラブル時(平成22年度)

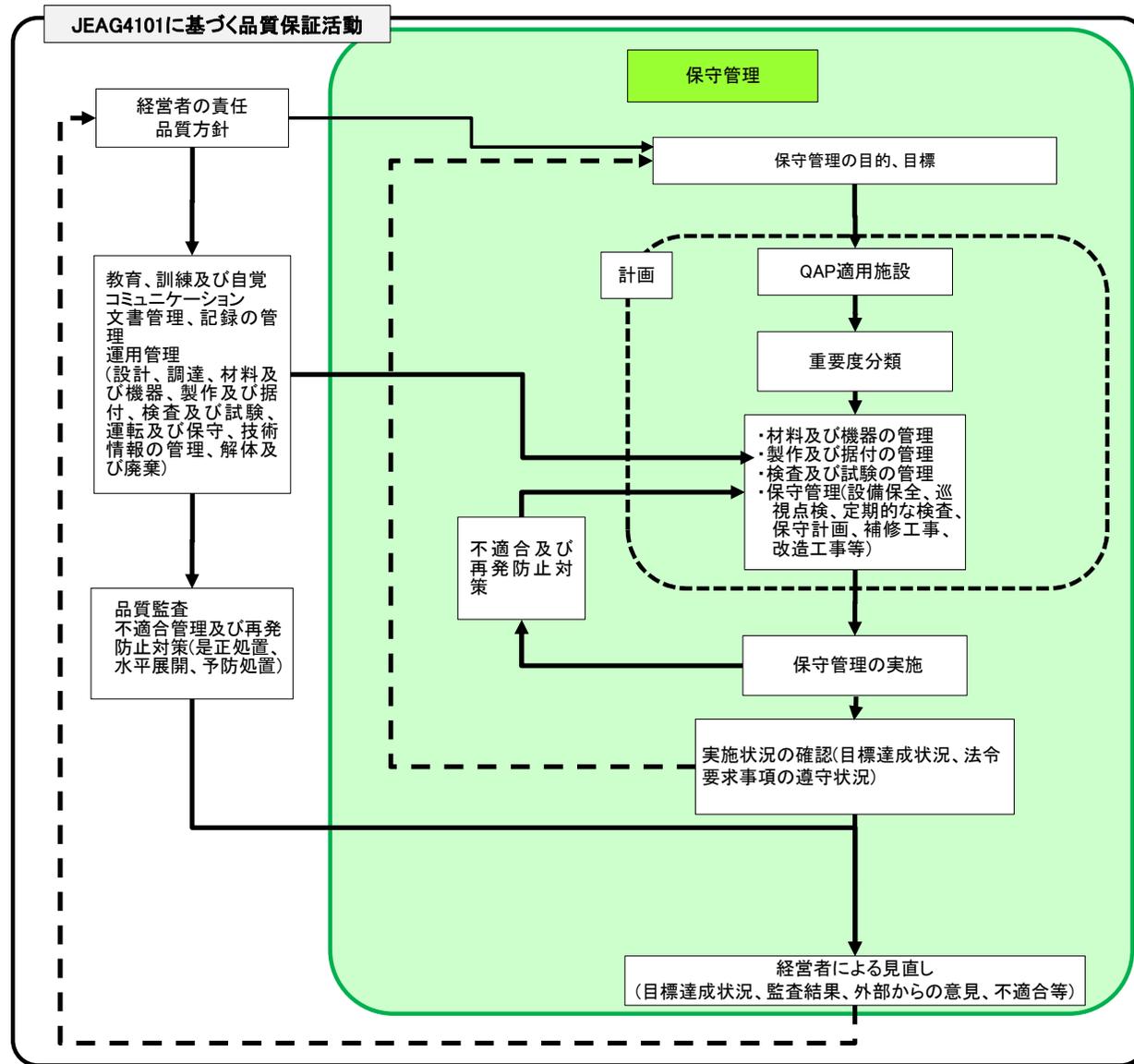


現在(平成27年度)

委員からのコメント回答(その13)

コメント・意見	回答
<p>⑫ ふげんの品質保証の取組状況はどうか</p>	<ul style="list-style-type: none"> • 当初、原子力発電所の品質保証活動は、基本的には、日本電気協会電気技術指針「原子力発電所の品質保証指針」(JEAG4101、1972年制定)を基に実施。 • 2002年の電気事業者の自主検査・点検等の不正問題を受け、再発防止のため原子力安全規制を見直し。 そのため、「原子力発電所における安全のための品質保証規程」(JEAC4111-2003)が新たに制定され、 2003年10月 法律※が改定され、保安規定に品質保証体制を組み込み義務化。 2004年6月 保安規定変更認可。 ※:「研究開発段階にある発電の用に供する原子炉の設置、運転等に関する規則」(旧) • <u>「ふげん」は、</u> 2003年3月運転終了、運転期間中は、保安規定への品質保証体制取り込み義務化前であり、 <u>JEAG4101に沿って施設品質保証計画書を策定、それに基づき運転・保守の諸活動を実施。</u> (「ふげん」の保守管理における品質保証活動の実施フローを次頁に示す) • 加えて、「ふげん」では自主的に、計算機を利用した「保守管理システム※」を運転開始(1980年)当初より運用し、以降、改良継続。 ※:保守の信頼性向上、保守作業の合理化を図るため、故障・作業伝票の管理、設備の保修履歴管理及び作業時の隔離作業管理支援を行うシステム

委員質問⑫ 【「ふげん」の保守管理における品質保証活動の実施フロー】



(JEAG4101に基づく品質保証活動の実施フロー)

委員からのコメント回答(その14)

コメント・意見	回答 ※
<p>⑬ 海外の研究炉の品質保証への取組内容はどうか</p>	<p>フランス原子力庁(CEA)の研究炉の品質保証</p> <ul style="list-style-type: none"> • 研究炉は原子力開発局(DEN)が品質保証マネジメントシステム(QMS)を担当。 • DENは、2005年からISO9001認証を維持。品質保証、労働安全衛生、環境に係る統合マネジメントシステムを導入。 • QMSのマニュアルには、CEAの組織体制とDENの組織体制の概要を記載。文書体系は以下の原則に基づく。 <ul style="list-style-type: none"> ➤ DEN局長が全般的方針及び関連する目標を設定。 ➤ それぞれのプロセス管理者が方針を具体化し、目標を設定。 ➤ 1年毎にマネジメントレビュー(MR)を実施し、MRでプロセスの有効性を分析・評価。 • 施設を完全に業務請負している場合も、管理責任はCEAにあり、CEAは施設契約管理者(RCI)を任命し、安全セキュリティ組織を設けている。 • 内部監査、二者監査を実施。監査は達成状況の評価と品質要求が満たされているかどうかを評価する目的で実施。 • カダラッシュ、マルクール、サクレーの研究所は、ISO14001認証を認定。

※ FRANCE Convention on Nuclear Safety 6th National Report for the 2014 Review Meeting より (もんじゅ運研センターにて訳)
(This report was produced by ASN, the French nuclear safety authority)

委員からのコメント回答(その15)

コメント・意見	回答 ※
<p>⑬ (続き)</p> <p>海外の研究炉の品質保証への取組内容はどうか</p>	<p>フランス原子力庁(CEA)の研究炉の保全</p> <ul style="list-style-type: none"> • 全ての運転に対し、従うべき規則を適用・実行することにより、関連部局からの管理手順や指示事項を確実にする。事業者はこれら規則を受注者に対し確実に従わせる。 • 施設内で設計され、運転する実験装置も同様に厳しい安全要求に従う。 • CEA原子力安全・防護局(DPSN)で策定した技術設計ガイドは、設計・製造規則および実験装置の安全解析について規定。 • 定期検査は、安全上重要な機器の運転を確認し、それらの有効性を確実にするために実施。検査の間隔は詳細に規定され、カレンダーもしくは事象ベースで実施。 • 検査および定期試験と同様の方法で、実証された手順に従い、作業安全についてリスク分析を行い、予防保全は実施される。

※ FRANCE Convention on Nuclear Safety 6th National Report for the 2014 Review Meeting より (もんじゅ運研センターにて訳)
 (This report was produced by ASN, the French nuclear safety authority)

委員からのコメント回答(その16)

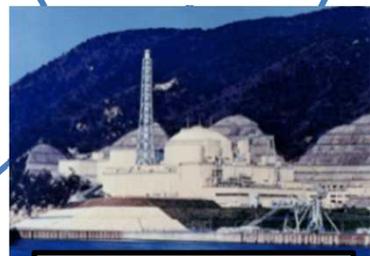
コメント・意見	回答 ※
<p>⑬ (続き)</p> <p>海外の研究炉の品質保証への取組内容はどうか</p>	<p>(参考) フランス電力会社(EDF)の発電炉の保全</p> <p>試験・検査</p> <ul style="list-style-type: none"> • 発電炉での定期検査は初期の性能が保証されている範囲において次項を確認。 <ul style="list-style-type: none"> ➢ 安全上重要な機器とシステムの性能。 ➢ 安全解析上の想定事故を考慮した運転条件の遵守。 • 原子力施設で安全上重要な系統に関する定期検査が、一般運転規則(RGE)の第9章に規定。安全上重要な機器の詳細な分析を行う。その分析により、機器の性能を保証するために必要な全ての検査を決定する。 • RGEの定期検査プログラムで良好な性能を示すことは、系統機器が運転技術仕様(STE)で示される性能の定義に従い利用可能であることを示す必要条件の一つである。 • 2006年にEDFは、20年の運転経験をもとに定期検査プログラムの品質向上と測定誤差の積み上げを改善するため、アクションプログラムを計画した。 <p>保全</p> <ul style="list-style-type: none"> • EDFの保全組織の目的は、安全と電力供給の2つの要求にそって、運転を確実にすること。 • 保全方針は系統機器の信頼性レベルの確保、競争力強化、及び運転年数延長を視野にした準備で構成する。 • 保全方針は、施設安全性、稼働率、及び運転寿命の観点からの継続的改善のため、保守管理システムに基づく。 • 保守管理システムは以下の8項目の目的に基づき構築されている。 <ol style="list-style-type: none"> ①保全プログラム開発 ②文書管理 ③保全と品質フォローアップが保全プログラム通りに実施されていることを保証する機器の維持と監視 ④予算を考慮した上で、作業と保全プログラムを見直すことによる、技術的問題の解決 ⑤技術的経験フィードバックの分析 ⑥信頼性を最適化するための設備変更 ⑦リソースの質と量及び方法が保全作業に適切であることを継続的に保証する作業者のスキルと人的資源の確保 ⑧予備品管理 • 8つの目的に適応させることにより、EDFは重要な機器故障を防止し、機器とシステムの信頼性を高めることにより、安全性、稼働率の改善に寄与する最適化された保全システムの整備を目指している。

※ FRANCE Convention on Nuclear Safety 6th National Report for the 2014 Review Meeting より (もんじゅ運研センターにて訳)
(This report was produced by ASN, the French nuclear safety authority)

委員からのコメント回答(その17)

コメント・意見	回答
⑭ 「もんじゅ」の研究開発を通してこれまでにどのような成果が得られたのか	<ul style="list-style-type: none">• 「もんじゅ」の研究開発で得られる成果について、<u>これまで得られたもの、今後得ていくものを以下の技術区分毎に次頁以降に整理。</u><ul style="list-style-type: none">A) 設計・建設経験から得られた技術B) 試験運転等で得られた成果C) ナトリウム漏えい事故等により得られた成果D) 高速炉特有の運転・保守に関する成果E) 安全評価・新規制基準対応で得られた成果F) 将来炉の設計評価手法に向け得られた成果

委員質問⑭ 【「もんじゅ」研究開発・運転の主な成果(1)】



もんじゅ

F: 将来炉の設計評価手法に向け得られた成果

- ① 将来炉設計に必要な評価手法の開発・検証 (炉心評価、プラント動特性評価等)
- ② 設計に必要な民間規格・基準類研究への貢献 (構造・材料規格基準、核データ)
- ③ もんじゅ関連模擬試験等の国際共同実験

A: 設計・建設経験から得られた技術

- | | |
|----|---|
| 炉心 | ① 高速炉炉心設計手法の確立
② 高温構造設計手法確立 |
| 設備 | ③ 薄型高温構造物製作手法の開発
④ ヘリカルコイル型蒸気発生器の開発
⑤ ナトリウム冷却炉の遠隔検査装置開発 |
| 燃料 | ⑥ 高燃焼度燃料の設計・製作手法の開発
⑦ 高速炉燃料用材料強度基準の整備 |

E: 安全評価・新規制基準対応で得られた成果

- ① 高速炉の安全設計のための評価手法
- ② Na-水反応評価手法
- ③ 地震関連の安全性向上対策
- ④ 新規制基準対応(シビアアクシデント対策)

B: 試験運転等で得られた成果

- ① 増殖比の設計値達成
- ② Am含有高速炉炉心の核特性の把握
- ③ 40%出力運転の実施
- ④ 原子炉運転実績: 5300時間
- ⑤ 発電実績: 883時間
- ⑥ 40%出力でのプラント温度分布の把握
- ⑦ 40%出力の過渡特性把握
- ⑧ 燃焼に係る核特性
- ⑨ Am等含有MOX燃料の照射挙動(含むGACID)
- ⑩ 高燃焼度での燃料健全性確認
- ⑪ 発電システムの安定稼働実証
- ⑫ 自然循環による崩壊熱除熱能力の実証

D: 高速炉特有の運転・保守に関する成果

- ① 高速炉の保守管理技術(保全計画策定等)
- ② 高速炉特有の劣化モードの確認
- ③ 運転経験に基づく運転手順書類の整備
- ④ その他 トラブル・運転経験から得られる知見蓄積
- ⑤ 伝熱性能等の経年特性の把握

1983年5月 原子炉設置許可
 1985年10月 建設工事開始
 1994年4月 初臨界
 1995年8月 初送電
 1995年10月 40%出力到達
 2007年8月 改造工事完了
 2010年5月 性能試験再開
 2010年7月 炉心確認試験終了

C: ナトリウム漏えい事故等により得られた成果

- ① ナトリウム漏えい対策技術
- ② ナトリウム機器の補修技術

Key: 得られた成果 今後取得する成果

委員質問⑭ 【「もんじゅ」研究開発・運転の主な成果(2)】

1. 我が国の国産技術としての高速炉技術の開発と実証

	設計・建設で得られた炉心、ナトリウム機器、システム等の設計製作技術	性能試験(0%~40%出力運転:1994年&2010年)で得られた左記技術の成果	未取得部分
炉心・燃料	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 臨界実験データ等に基づいた高速炉炉心設計手法を整備 A① ➤ 燃焼が進んでも燃料ピンの健全性が保持できる低密度燃料を開発、実装 A⑥ ➤ 高速炉燃料設計用の材料強度基準を整備 A⑦ ➤ 高い燃焼度を実現できる燃料被覆管材料(PNC316)を開発 A⑥ 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 臨界達成、増殖比の設計値達成など炉心核特性の確認、炉心設計手法の検証(原子炉運転時間5300時間) B①④ ➤ マイナーアクチノイド(MA)核種を高速炉で消滅させるための知見(Amを多く含む実機炉心での核特性確認と核設計評価手法の検証(世界唯一)) B② 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 炉心核特性の燃焼に係る特性確認と炉心設計手法の検証 B⑧ ➤ 高い燃焼度での燃料健全性の確認 B⑩ ➤ Am等含有MOX燃料の照射挙動の把握(照射後試験) B⑨
機器・システム	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 高速炉機器の設計に必要な高温領域(約420℃以上)での構造設計方針の整備 A② ➤ 大型原子炉容器の設計・製作技術(高温ナトリウムに伴う熱荷重緩和設計等) A③ ➤ 伝熱特性に優れ、コンパクトなヘリカルコイル型蒸気発生器の開発(設計・製作技術) A④ 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 40%出力で炉心からナトリウム冷却系、蒸気発生器、発電機を介した電力供給(発電時間883時間、発電電力量102,325MWh) B③④⑤ ➤ 40%出力(原子炉出口約485℃)でのプラント全系の温度分布確認 B⑥、トリップ試験による、ナトリウム機器、制御系を含む系統全体の過渡特性確認 B⑦ 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 40%(原子炉出口約485℃)から100%(同約530℃)への出力上昇に伴う非線形的な特性有無の確認 ➤ 発電システムの安定稼働の実証 B⑪、プラント・機器の伝熱性能等の経年特性把握 D⑤
Na取扱	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 原子炉容器、1次系主配管、蒸気発生器伝熱管の高速炉用遠隔検査装置を開発 A⑤ 	(検査装置のモックアップ設備を用いた機能確認と改良・高度化)	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 実機を用いた放射線環境下での検査技術の実証 D①
運転・保守	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 通常運転時や事故時の高速炉の運転手順体系を整備 D③ 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 試験結果、運転経験を運転手順書に反映 D③ ➤ 海外FBRのトラブル事例や試運転経験及び軽水炉トラブル事例の反映 D④ 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 長期の安定運転を可能とする運転技術、保守・保全技術の構築 D①③ ➤ トラブル対応から得られる知見の集積 D④
安全評価、新規基準対応	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 燃料安全性試験に基づいた合理的な高速炉の安全評価手法の整備(炉心崩壊事故解析コードSIMMER) E① ➤ ナトリウム-水反応評価コード(SWAT)を開発し、高速増殖炉特有な蒸気発生器伝熱管水漏えい事故時の影響緩和対策を確立 E② 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 1次系・2次系の自然循環模擬試験による自然循環除熱機能の確認 	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 確率論的安全評価(PSA)を踏まえたシビアアクシデント対策の研究を実機プラントへ適用 E④ ➤ 実機での自然循環による崩壊熱除熱能力の実証等 B⑫

委員質問⑭ 【「もんじゅ」研究開発・運転の主な成果(3)】

1. 我が国の国産技術としての高速炉技術の開発と実証(続き)

ナトリウム漏えい事故以降の種々の改善活動で得られた成果

ナトリウム漏えい対策技術 C①	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 漏えいナトリウム燃焼下での構造材料(ライナ材料)の減肉進行過程などの腐食メカニズムの解明や腐食速度評価式の設定等 ➤ 空気雰囲気の中でナトリウム漏えいが発生した場合のナトリウム燃焼に伴うエアロゾルの生成と輸送のメカニズムについて簡易評価手法を構築し、漏えいした部屋の影響評価を実施
ナトリウム機器の補修技術 C②	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 炉内中継装置落下対応を通じて、原子炉容器内のガス中目視観察方法、仮設治具による大型機器の原子炉容器からの取り出し方法、カバーガス境界を保持しながらの原子炉容器上部での作業方法などナトリウム機器の補修技術を蓄積
高速炉の保守管理技術 D①②	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 高速増殖炉特有の保全プログラムの策定(科学的かつ合理的な保全計画への見直し実施中) ➤ 水・蒸気系設備の長期保管管理方法を確立、かつ長期保管後の再稼働時の点検ノウハウを蓄積
シビアアクシデント対策 E④	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 東京電力福島第一原子力発電所事故に対する新規制基準について、ナトリウム冷却高速炉の特徴を踏まえて、適切な対策を講ずべき主要な要求事項を「もんじゅの安全確保の考え方」として取りまとめ
地震関連の安全性向上対策 E③	<ul style="list-style-type: none"> ➤ 新潟中越沖地震を踏まえた安全評価及び地震対策の設定 ➤ 「もんじゅの敷地内破碎帯が最近活動した可能性は低い」との機構見解の取りまとめ

委員質問⑭ 【「もんじゅ」研究開発・運転の主な成果(4)】

2. 設計に必要な評価手法の開発・検証	
炉心評価手法 F①	<ul style="list-style-type: none"> ➢ 1994年と2010年の性能試験データを用い、炉心設計手法を検証 ➢ 2010年に高速炉の炉心解析の臨界予測精度向上を確認(約5倍の精度で評価)
プラント動特性評価手法 F①	<ul style="list-style-type: none"> ➢ 事故を含む過渡時の原子炉プラントの温度・流量変化を予測評価する、原子炉システム設計の基本コードとして日本の独自開発したS-COPDを40%出力の運転及び過渡試験データにより検証
ナトリウム管理技術 F①	<ul style="list-style-type: none"> ➢ ナトリウム中水素濃度の性能試験データなどを用いて、冷却系統内の放射性物質移行挙動評価手法(TTTコード、PSYCHEコード)を改良、検証
3. 設計に必要な民間規格・基準類、科学技術基盤研究への貢献	
構造・材料規格基準 F②	<ul style="list-style-type: none"> ➢ 日本機械学会「発電用原子力設備規格 設計建設規格 第Ⅱ編 高速炉規格」の策定に主体的貢献(もんじゅの機器製作に向けて策定した「第一種機器の高温構造設計方針」に係る機構の研究成果を学会規格に反映) ➢ 日本機械学会「配管内円柱状構造物の流力振動評価指針」の策定に主体的貢献(もんじゅでのトラブル経験に基づく機構の研究成果を、トラブル防止だけでなく対象を広げて一般化し、学会基準に反映)
核データ F②	<ul style="list-style-type: none"> ➢ 日本独自の核データライブラリー(炉心設計、遮蔽設計の基盤データ)JENDLの検証に貢献
ナトリウム漏えい対策 C①	<ul style="list-style-type: none"> ➢ ナトリウムと鉄、酸素が同時に存在する場合の腐食促進挙動に関する新しい知見を得て成果を利用できるよう公開
4. 国際協力:世界の原子力開発への貢献	
IAEAの高速炉開発協力 F③	<ul style="list-style-type: none"> ➢ IAEAの国際ベンチマーク解析を実施 40%出力の過渡変化を含む原子炉容器内の温度分布データ(性能試験データ)をIAEAに提供。7カ国、8機関が参加するベンチマーク解析を実施し、世界の熱流動評価手法の高度化に貢献
もんじゅ関連模擬試験等 F③	<ul style="list-style-type: none"> ➢ もんじゅ炉心の基本核特性を検討するための日英共同臨界実験(MOZART) ➢ もんじゅを含むNa冷却高速炉の安全評価に重要な仮想的炉心崩壊事故の挙動解明等のために実施した国際共同試験(CABRI)(CABRI) ➢ もんじゅ相当燃料の出力変動や破損後継続運転時の挙動・安全性をEBRⅡで実験(日米:ORT)
GIFの高速炉開発協力 B⑨	<ul style="list-style-type: none"> ➢ 日米仏三国で実施しているMA燃焼実証試験(GACID):実施中