

総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会
原子炉安全小委員会

「もんじゅ安全性確認検討会」の審議状況について

○原子力安全・保安院提出資料

- ① もんじゅ安全性確認検討会の設置について（第1回：H17. 11. 1）
- ② 「もんじゅ」の設備健全性確認について（案）（第3回：H18. 2. 28）
- ③ 「もんじゅ」の燃料に係る健全性確認について（案）（第4回：H18. 3. 29）

○日本原子力研究開発機構提出資料

- ④長期停止プラント（高速増殖原型炉もんじゅ）の設備健全性確認計画概要
（第3回：H18. 2. 28）
- ⑤ 「もんじゅ」 燃料の保管状況とその利用について（案）（第4回：H18. 3. 29）

平成18年4月7日
原子力安全対策課

議題一覧

○第1回 平成17年11月1日

- (1) もんじゅ安全性確認検討会の設置について
- (2) 「もんじゅ」に関するこれまでの主な経緯と取組みについて
- (3) 今後の検討事項について
- (4) 改造工事の内容と安全確保対策について
- (5) その他

○第2回 平成17年12月21日

- (1) 独立行政法人日本原子力研究開発機構における安全確保の取組みについて
- (2) 原子力安全・保安院の安全規制活動について
- (3) その他

○第3回 平成18年2月28日

- (1) 「もんじゅ」の設備健全性確認について
- (2) その他

○第4回 平成18年3月29日

- (1) 「もんじゅ」の燃料に係る健全性確認について
- (2) 海外の高速炉におけるトラブル事例等の反映に係る原子力機構による取組みについて
- (3) その他

もんじゅ安全性確認検討会の設置について

平成17年11月1日
総合資源エネルギー調査会
原子力安全・保安部会
原子炉安全小委員会

1. 趣 旨

- (1) 高速増殖原型炉「もんじゅ」においては、平成7年12月、試験運転中にナトリウム冷却材漏えい事故が発生し、原子炉を停止した。その後、ナトリウムを循環している状態を維持したまま、現在に至っている。日本原子力研究開発機構においては、漏えい対策等の改造工事に係る許認可を取得し、本年3月より改造工事に着手したところである。また、平成10年3月には、科学技術庁による「もんじゅ安全性総点検」報告がとりまとめられた。
- (2) 原子力安全・保安院は、今後、改造工事に係る使用前検査、保安規定の変更認可及び原子力保安検査など、法令に基づく規制を確実に実施していく必要がある。また、同院は、日本原子力研究開発機構が実施する、上記「安全性総点検」での指摘事項への対応、長期間使用を停止している設備・機器等の健全性確認等についても規制当局としての評価を行っていくなど、厳正な安全規制を着実に行之、安全確保に万全を期すこととしている。
- (3) 一方、国内では10年以上に及ぶ長期停止後の原子力発電所の再起動は前例のないことであり、また、核燃料サイクル開発機構が、本年10月に日本原子力研究所と統合し日本原子力研究開発機構が設立されたことを踏まえ、同機構の組織運営・管理体制、品質保証体制、人材確保対策等を含め、「もんじゅ」の安全確保に関係する事項全般にわたり総合的な検証を行っていく必要があると考える。
- (4) このため、日本原子力研究開発機構による安全確保のための様々な取り組み、原子力安全・保安院の規制活動に関して、広範かつ専門的な視点から意見を伺うとともに、透明性の一層の向上を図ることを目的として、総合資源エネルギー調査会原子力安全・保安部会原子炉安全小委員会の下に「もんじゅ安全性確認検討会」を設置し、公開の場で、「もんじゅ」の安全確保に関する諸活動について検証する。

2. 検討事項

- (1) 日本原子力研究開発機構の組織運営・管理、品質保証体制等
- (2) 改造工事に係る使用前検査等法令に基づく措置
- (3) 「安全性総点検」に関する対応内容
- (4) 長期停止中の設備・機器等の健全性確認
- (5) その他

3. 検討スケジュール

日本原子力研究開発機構による安全確保の取り組み、原子力安全・保安院による規制活動の進捗等を踏まえ、随時開催することとする。

4. 委員構成

別紙のとおり。

総合資源エネルギー調査会 原子力安全・保安部会 原子炉安全小委員会

もんじゅ安全性確認検討会委員名簿

(敬称略、五十音順)

主 査

大 橋 弘 忠 東京大学大学院工学系研究科 教授

委 員

秋 庭 悦 子	(社)日本消費生活アドバイザー・コンサルタント協会 常任理事
飯 塚 悦 功	東京大学大学院工学系研究科 教授
岩 井 善 郎	福井大学工学部機械工学科 教授
上 村 達 男	早稲田大学法学部兼大学院法学研究科 教授
神 田 啓 治	エネルギー政策研究所所長 京都大学名誉教授
菊 地 義 弘	広島大学大学院工学研究科 教授
齊 藤 正 樹	東京工業大学原子炉工学研究所 助教授
首 藤 由 紀	(株)社会安全研究所 ヒューマンファクター研究部部長
高 巖	麗澤大学国際経済学部教授兼企業倫理研究センター長
東 嶋 和 子	科学ジャーナリスト
中 安 文 男	福井工業大学原子力技術応用工学科 教授
仁 田 周 一	東京農工大学 名誉教授
二ノ方 壽	東京工業大学原子炉工学研究所 教授
橋 詰 武 宏	福井新聞社 論説委員長
堀 池 寛	大阪大学大学院工学研究科 教授
班 目 春 樹	東京大学大学院工学系研究科 教授
宮 健 三	慶應義塾大学大学院理工学研究科 教授
山 中 伸 介	大阪大学大学院工学研究科 教授
山 内 喜 明	弁護士

「もんじゅ」の設備健全性確認について（案）

平成18年2月28日

原子力安全・保安院

1. 基本方針

「もんじゅ」は平成7年12月の2次系ナトリウム漏えい事故により、原子炉施設の性能に関する使用前検査が中断^(注1)し、現在に至っている。事故後、（独）日本原子力研究開発機構（原子力機構）においては、保安規定等に基づき、それぞれの設備に応じた保守管理を行うとともに、必要な許認可の下で設備改善のための改造工事を行うことにより、設備の健全性の維持や改善を図ってきたところである。（表1参照）

今後、原子力安全・保安院においては、以下の基本方針でその内容について確認することとする。

- (1) 原子力安全・保安院は原子力機構が策定する「もんじゅ」の設備健全性確認計画について報告を受け、その内容を確認する。
- (2) 原子力機構は、計画に基づき設備の点検及び試験を実施する。
- (3) 原子力安全・保安院は、「使用前検査」（一部は原子力安全基盤機構により実施）、「保安検査」、「安全性総点検指摘事項に係る対応状況の報告」、等によりその実施状況について確認する。

2. 原子力機構の計画内容に対する確認の視点（1.(1)について）

原子力機構の「長期停止プラントの設備健全性確認計画書」について、以下の点から内容の妥当性について確認を行う。

- 改造工事に係る設備について使用前検査実施の視点
 - ・ 設計及び工事の方法の認可（設工認）及び工事計画認可（工認）申請と整合する工事となっているか。
 - ・ 性能の技術上の基準に適合したものとなっているか。等
- 改造工事に係る設備以外の設備について、使用前検査受検時の状態維持の確認の視点
 - ・ 長期停止に伴う経年的影響について考慮されているか。
 - ・ 設備の重要度や保守管理の状態を考慮したものとなっているか。
 - ・ 国内外の他プラントにおける経験の反映がなされているか。
 - ・ 改造工事が当該設備に与える影響について考慮されているか。等

○ 計画全体に係る視点

- ・ 計画遂行や確認実施に当たっての品質保証体制は適切なものとなっているか。等

3. 原子力安全・保安院による健全性の確認(1.(2)及び(3)について)(図1、表2参照)

(1)「設工認／工認対象設備」

①「既設の設工認／工認対象設備」

使用前検査の検査前確認事項として、既に受検した「工事に係る使用前検査」の状態が維持されているか、「性能に係る使用前検査」の結果が現在においても有効であるかについての確認を行う。また、現在行われている改造工事の影響が適切に考慮され、対策がなされていることを確認する。

上記の確認においては、原子炉等規制法に基づく施設定期検査^(注2)の考え方を参考とし、具体的な内容、方法等については、対象設備、確認すべき性能等に応じて、今後、個別に検討する。

②「安全性総点検指摘事項に係る改造工事対象設備及び安全性総点検指摘事項ではない改造工事対象設備」

改造工事に係る設備については、使用前検査を実施することにより確認する。

(2)「自主保安設備」

①「安全性総点検指摘事項に係る改造工事対象設備」

自主保安設備のうち、安全性総点検指摘事項に係る改造工事の対象となる設備については、原子力機構からの「安全性総点検指摘事項に係る対応状況の報告」の中で、工事の実施及び確認の結果についての報告を求め、必要に応じ保安検査等により確認する。

②「その他の自主保安設備」

原子力機構に、適切に維持管理されていることの報告を求めることとし、必要に応じ現場において確認する。

4. 専門家からの意見聴取

原子力安全・保安院において、計画内容の確認、上記性能確認の方法等について、必要に応じて専門家のご意見をお伺いし、実施する。

以 上

(注1) 既に使用前検査受検済みの設備(安全性総点検指摘事項に係る改造工事の対象を除く)の状況は以下のとおり。

既存の設備についての工事に係る使用前検査としては、

- ・ 原子炉等規制法の下では、工事に係る使用前検査を終了。
- ・ 電気事業法の下では、使用前検査のイ項(構造、強度、漏えいに係る検査)、及びロ項(蒸気タービンの据え付け等に係る検査)を終了。

性能に係る使用前検査としては、

- ・ 原子炉等規制法の下では、燃料装荷前の使用前検査を終了。燃料装荷後の使用前検査が中断。
- ・ 電気事業法の下では、使用前検査のハ項(燃料装荷前の検査)、及びニ項(原子炉臨界操作前の検査)を終了。ホ項(全工事完了時の検査)の検査が中断。

(注2) 施設定期検査については、平成7年3月に旧科技庁の委託調査報告が取りまとめられている。施設定期検査は、施設の運転を前提に経年劣化等による機能不全を未然に防止するための検査であり、今回の長期停止プラントの健全性確認の考え方としては、現在の使用状態が通常の運転状態に近いものについては、本報告の施設定期検査の内容・方法等が参考となる。

表1.「もんじゅ」の現在のプラント状態と設備区分

	設備の状態	設備	
		設工認／工認対象設備	自主保安設備
停止中 設備 ^{*1}	プラント停止に伴い運転を停止している設備	1次主冷却系設備(Cループ) 2次主冷却系設備 制御棒駆動機構 など	2次主冷却系循環ポンプ用インバータ 盤(主電動機電圧・周波数制御装置) 水・蒸気系設備制御装置 復水器洗浄設備 など
	休止状態にある設備	水・蒸気系設備 タービン・発電機設備	1次主冷却系循環ポンプM-Gセット (主電動機周波数制御装置) など
長期保管状態にある設備	プラントの安全確保のため 運転を継続している設備	1次主冷却系設備(A、Bループ) 原子炉容器 非常用電源設備 原子炉補機冷却水設備 など	常用電源設備 一般換気設備 機器冷却系冷凍機 など
	ナトリウム漏えい対策等の 改造工事を行う設備	温度計の交換・撤去工事 蒸気発生器伝熱管破損対策工事 ナトリウム漏えい対策工事 2次系ドレン設備 など 信頼性向上等を目的とした設備改善 気水分離機ドレン弁 など	ナトリウム漏えい対策工事 総合漏えい監視システム など 信頼性向上等を目的とした設備改善 水・蒸気系設備サンプリングライン 海水循環水配管ドレン設備 など

* 1:停止中設備は更に、据付状態のまま停止している「休止中設備」と

分解保管、窒素ガス充填保管など雰囲気管理している「保管中設備」とに分かれる。

* 2:原子炉は低温停止状態でナトリウムが循環(約200℃、流量約10%)

図1. 「もんじゅ」の設備健全性確認の概念

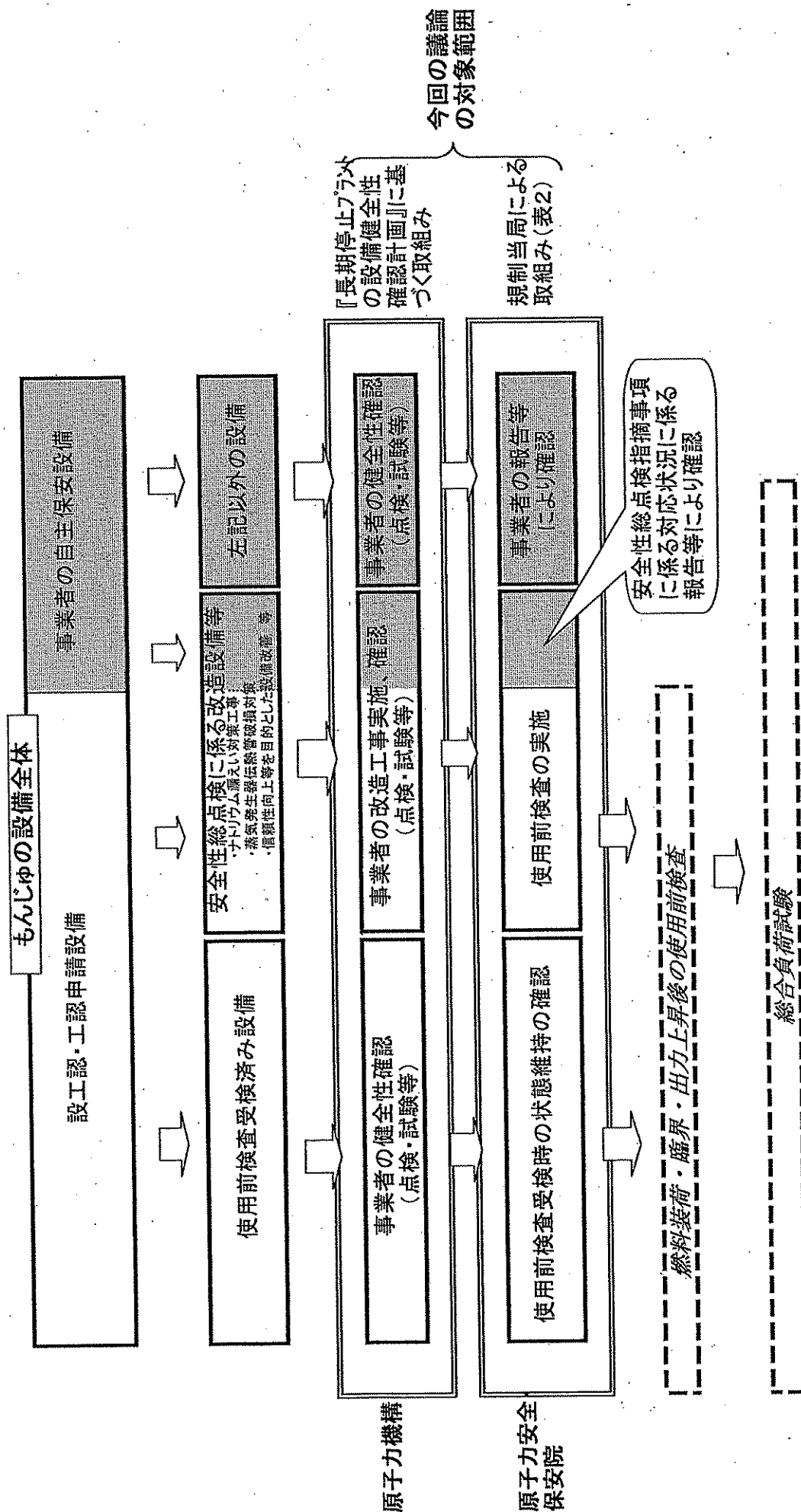


表 2. 原子力安全・保安院による「もんじゅ」の設備健全性確認の考え方

設工認／工認対象設備		自主保安設備	
既設の設工認／工認対象設備 ・ 工事に係る使用前検査受検済み設備 ・ 性能（燃料装荷前）の係る使用前検査受検済み設備	安全性総点検指摘事項に係る改造工事対象設備及び安全性総点検指摘事項ではない改造工事対象設備	安全性総点検指摘事項に係る改造工事対象設備	その他の自主保安設備 (安全性総点検指摘事項ではない改造工事対象設備も含む)
・ 工事に係る使用前検査受検済みの状態に維持されていることを確認 ・ 性能（燃料装荷前）に係る使用前検査について現在でも有効であるかの確認	・ 工事に係る使用前検査を実施 ・ 性能（燃料装荷前）に係る使用前検査を実施	安全性総点検指摘事項に係る対応状況の報告を受け、その内容を確認するとともに、必要に応じ保安検査等により確認	原子力機構からの報告を受け、その内容を確認するとともに、必要に応じ現場確認を実施

「もんじゅ」の燃料に係る健全性確認について（案）

平成18年3月29日
原子力安全・保安院

1. 「もんじゅ」燃料に係るこれまでの規制活動

「もんじゅ」の燃料に関しては、他の設備・機器と同様に、以下の規制が行われている。

- 基本設計 原子炉設置許可（炉規法23条）
- 詳細設計 設計及び工事の方法の認可（設工認）（炉規法27条）
（電事法の燃料体設計認可（電事法51条2項1号）は炉規法と同等なので、以下省略）
- 使用前検査 使用前検査（炉規法28条）
（電事法の燃料体検査（電事法51条）は炉規法の使用前検査と同等なので、以下省略）

（1）基本設計

原子炉設置許可においては、原子炉施設に係る基本設計が、災害の防止上支障がないものであることを確認している。

燃料に関しては、以下について確認している。

- ① 燃料集合体は、原子炉内における使用期間中を通じ、他の炉心構造物との関係を含め、その健全性を失うことがなく、炉心の性能を十分に発揮し得る設計であること。
- ② 燃料集合体は、燃料棒の内外圧差、燃料及び他の材料の照射、負荷の変動により起こる圧力・温度の変化、化学的効果、静的及び動的荷重、変形又は化学的変化の結果起こり得る熱伝達挙動の変化等を考慮した設計であること。
- ③ 燃料集合体は、輸送及び取扱い中に燃料棒の変形等による過度の寸法変化を生じない設計であること。

（2）詳細設計

設工認段階においては、燃料の設計が、

- ・ 原子炉設置許可を受けた基本設計に基づくものであること
- ・ 技術基準（総理府令120号）に適合するものであること

を確認している。

具体的には、燃料ペレット、燃料被覆管、端栓、ラップ管等燃料集合体を構成する各部品に係る設計条件、設計仕様、製作工程、試験・検査項目、検査方法等が、燃料として必要な安全上の機能を確保するために妥当なものであることを確認している。

(3) 使用前検査

燃料の使用前検査では、

- ・ その工事が認可を受けた設計及び方法に従っていること
- ・ その性能が主務省令で定める技術上の基準（総理府令122号）に適合するものであること

を確認している。

具体的には、工事に係る使用前検査として、燃料製造段階において検査を行っている。（参考1，2）

また、性能に係る使用前検査としては、炉心への装荷状況に係る検査、原子炉停止余裕検査、過剰反応度検査等の炉心の性能に係る検査項目において検査を行うこととしている。（参考3）

2. 「もんじゅ」燃料に係る使用前検査の状況

「もんじゅ」に係るこれまでに製造済みの燃料については、「もんじゅ」の原子炉容器内、炉外燃料貯蔵槽及び新燃料貯蔵室、原子力機構東海プルトリウム燃料技術センター、ウラン燃料加工メーカーにおいて保管されている。

これらの燃料については、工事に係る使用前検査として、製造段階で行うこととされている検査について実施済みである。また、「もんじゅ」の原子炉容器内に装荷されている燃料については、炉心への装荷状況の検査、過剰反応度検査等、一部の性能に係る使用前検査が実施済みとなっている。

3. 今後の安全規制活動

今後、原子力安全・保安院においては、原子力機構が取り組む「もんじゅ」の燃料取替計画の策定、健全性の確認方法の検討、装荷中燃料・取替用燃料に係る成分変化を考慮した燃料健全性に係る検討の結果を踏まえ、必要な安全規制を実施していくこととする。実施に当たっては、必要に応じて専門家のご意見を聴取する。

以 上

主な使用前検査項目の概要

1 工事に係る検査

(原子炉等規制法28条第2項第1号:その工事が認可を受けた設計及び方法に従って行われていること)

項 目 名	検 査 内 容 (例)
材 料 検 査	設工認申請書本文及び構造図に示されている材料について、公的試験機関、JIS認定工場等が発行した材料検査成績証明書により、素材の化学成分、機械的性質等が所定の規格値又は規定値を満足していることを確認する。また、材料検査成績証明書と素材又は部材との照合を行う。
寸 法 検 査	設工認申請書本文及び構造図に示されている当該機器、装置等の主要寸法(添付計算書で解析評価されている部位を含む)を鋼尺、巻尺、ノギス、超音波厚さ計等の器具を用いて実測し、所定の許容値内にあることを確認する。直接測ることが困難である場合は、間接的方法(実測値からの計算)でも良い。
外 観 検 査	容器、燃料、機器、弁、ポンプ、配管等の外表面に有害なかき傷、打こん、クラック等のないことを、目視、ペリスコープ、テレビカメラ等により確認する。
据 付 検 査	当該機器、装置等の配置、据付状態が適正であり、かつ、他の機器、配管類との干渉及び異常な変形のないことを確認する。また、必要に応じて、基礎ボルトの外径、本数、ピッチ等が所定どおりであることを目視又は限界ゲージ等により確認する。
耐圧漏えい検査	当該機器、装置の耐圧部の耐圧試験(水圧又は気圧による加圧)を行い、試験圧力に耐え、漏洩のないことを確認する。
漏 洩 検 査	容器、配管等漏洩試験が要求されているものの漏洩率をヘリウムリーク試験等により測定し、所定の許容値内であることを確認する。
作 動 検 査	ポンプ、弁、装置等の駆動部を有するものについて、実際に動かして、作動中に異音、異常な振動等の発生がなく、信号等により所定の時間内に正確かつ円滑に作動することを確認する。また、ポンプ等については、所定の流量、吐出圧等を有していることを確認する。
作 動 検 査 (駆動速度 検査)	制御棒駆動装置の引抜及び挿入時間を測定し、設置許可申請書等に記載した値以下であることを確認するとともに、円滑に異常なく制御棒が駆動されること等を確認する。
点検校正検査	計装機器等の入出力特性試験等を行い、基準入力に対し出力が所定の精度を維持し、かつ円滑に作動することを確認する。

(参考2)

燃料に係る主な使用前検査項目（工事に係る検査）

項 目	検 査 内 容
材料検査	燃料ペレットについて、プルトニウム富化度、ウラン濃縮度、不純物等を確認。また、被覆管等の構成部材について、化学成分、機械的性質（引張強さ、耐力等）等を確認。
外観検査	燃料ペレット、構成部材、燃料要素、燃料集合体について、表面に有害な割れ、傷、付着物等がないことを確認。
寸法検査	燃料ペレット、構成部材、燃料要素、燃料集合体について、外径、肉厚、長さ、真直度等を確認。
密度検査	燃料ペレットについて、密度を確認。
プルトニウム均一度検査	炉心燃料ペレットについて、有意なプルトニウムスポットがなくプルトニウムが均一であることを確認。
欠陥検査	被覆管について、欠陥がないことを確認。
表面密度検査	燃料要素について、表面の放射性物質の密度を確認。
溶接部検査	燃料要素について、溶接部ビード部にアンダーカット等有害なものがないこと、有害なブローホール等がないことを確認。
漏洩検査	燃料要素について、内部に封入したヘリウムの漏れがないことを確認。
構成確認検査	燃料要素及び燃料集合体について、構成部材が所定どおり取り付けられていることを確認。

2 性能に係る検査

(原子炉等規制法第28条第2項第1号:その性能が主務省令で定める技術上の基準に適合するものであること。)

(性能の技術上の基準:研究開発段階炉規則第9条第1～9号)

項 目 名	検 査 内 容 (例)
スクラム検査 (第9条第1号)	制御棒駆動装置等のスクラム時間を測定し、設置許可申請書等に記載した条件において、同申請書等に記載した時間内にあることを確認する。
非常用閉鎖装置その他の非常用安全装置等の動作確認検査 (第9条第1号)	原子炉の停止装置、崩壊熱除去装置及び非常用動力源、非常用制御電源、安全弁、逃し弁等が、設置許可申請書等に記載した条件において設置許可申請書に記載した時間内に確実に作動することを確認する。
インターロック検査 (第9条第2号)	計測制御系統施設、放射線管理施設の計測装置等のインターロックが、設置許可申請書等に記載した条件において確実に作動することを確認する。
警報検査 (第9条第2号)	計測制御系統施設の安全保護系、放射線管理施設、放射性廃棄物の廃棄施設等の警報装置が、設置許可申請書等に記載した条件において確実に作動することを確認する。
設定値確認検査 (第9条第2号、6号)	計測制御系統施設、放射線管理施設の計測装置の警報レベル等の設定値が設置許可申請書等に記載した値以下であることを確認する。
反応度抑制効果検査 (第9条第3号)	制御装置の反応度抑制効果を測定(制御棒校正による最大反応度付加率の測定等)し、設置許可申請書等に記載した条件において同申請書等に記載した値以上であることを確認する。
最大反応度付加率検査 (第9条第3号)	制御装置の反応度付加率を測定し、最大反応度付加率を求め、設置許可申請書等に記載した条件において同申請書等に記載した値以下であることを確認する。
原子炉停止余裕検査 (ワンロッドスクラム・ジーン検査) (第9条第3号)	制御装置の炉停止余裕を測定(全制御棒落下による測定、全制御棒について1本ずつ上限まで引き抜くことによる測定等)設置許可申請書等に記載した条件において同申請書等に記載した値以上であることを確認する。
過剰反応度検査 (第9条第4号)	燃料体追加等により原子炉の内蔵する過剰反応度を測定し、設置許可申請書等に記載した条件において同申請書に記載した値以下であることを確認する。
冷却材飽和値確認検査 (第9条第5号)	最大使用熱出力運転時の一次冷却材の出口温度の飽和値又は最大値(密閉容器型原子炉にあっては容器内の圧力の飽和値又は最大値)を測定し、設置許可申請書等に記載した値以下であることを確認する。

性能に係る検査（続き）

項 目 名	検 査 内 容 （例）
線量当量率、放射性物質濃度の測定検査（第9条第6号）	最大使用熱出力運転時の状態で、原子炉施設中人の常時立ち入る場所、原子炉の運転中特に立ち入る場所、原子炉の運転停止後一定時間後に立ち入る場所、その他放射線管理を特に必要とする場所における線量当量率及び空気中の放射性物質の濃度を測定し、設置許可申請書等に記載した値以下であることを確認する。
貯蔵能力確認検査（第9条第7号、8号）	燃料貯蔵設備及び廃棄物貯蔵設備の貯蔵能力（タンク類の大きさ、ラックの数等）が設置許可申請書等に記載した能力以上であることを確認するとともに、プール、タンク等からの漏洩がないこと等を確認する。
未臨界性確認検査（第9条第7号）	燃料貯蔵設備の構造、隔壁、中性子吸収材等の状態（燃料体が臨界に達することを防ぐ能力）に異常（腐食、変形、劣化等）がないことを目視等により確認する。
冷却能力確認検査（第9条第7号）	使用済燃料貯蔵設備の冷却能力（燃料体の熔融、破損を防ぐ能力）を測定（冷却系運転時の熱交換器の熱通過率の測定等）し、設置許可申請書等に記載した能力以上であることを確認する。
処理能力検査（第9条第8号）	放射性廃棄物の廃棄施設の処理能力（除染・蒸発・固化能力等）を測定し、設置許可申請書等に記載した能力以上であることを確認する。
フィルター捕集効率検査（第9条第8号）	気体廃棄物の廃棄施設、放射線管理施設換気装置等のフィルターユニットの捕集効率を測定し、設置許可申請書等に記載した値以上であることを確認する。
漏洩率検査（第9条第9号）	原子炉格納施設の漏洩率を測定し、設置許可申請書等に記載した値以下であることを確認する。
（総合負荷検査）	（定格熱出力又は定格電気出力連続運転時の、一次冷却材の圧力、温度、格納容器圧力、原子炉施設各所の線量当量率等を測定し、設置許可申請書に記載した値以下であることを確認するとともに、安全かつ安定な連続運転ができることを確認する。）

長期停止プラント(高速増殖原型炉もんじゅ)の 設備健全性確認計画概要

平成18年2月28日

独立行政法人日本原子力研究開発機構

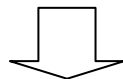
目 次

・ 設備健全性確認の目的と範囲	1
・ 「もんじゅ」建設のあゆみ	2
・ 設備健全性確認の概要	3
・ 「もんじゅ」の現在のプラント状態(1/2)	4
・ 「もんじゅ」の現在のプラント状態(2/2)	5
・ 設備状態に応じた健全性確認	6
・ 設備健全性確認計画の策定フロー	7
・ 主な経年的影響	8
・ 設備健全性確認の基本方針	
[1] 経年的影響の評価と考慮の程度	9
[2] 設備の重要度を考慮した点検	11
[3] 他プラントの経験反映	13
・ 設備健全性確認計画まとめ表(具体例)	15
・ 機器・設備単体レベルの確認計画策定具体例	16
・ 設備健全性確認の実施工程	17
・ 設備健全性確認計画のまとめ	18

設備健全性確認の目的と範囲

〔目的〕

「もんじゅ」: 事故後約10年間運転停止中



プラントの各設備を点検し、安全に試運転
(性能試験)が開始*¹できる状態とすること

〔範囲〕

- 対象設備 : 「もんじゅ」の原子炉及びその附属施設の
全設備(但し、燃料体を除く)
- 確認の範囲 : 試運転(性能試験)開始までに実施する
点検、改造工事及び機能・性能に係る確認
試験が本計画の対象範囲

* 1 : 試運転開始とは、制御棒を引抜き、性能試験を開始することをいう。

「もんじゅ」建設のあゆみ



原子炉容器予熱試験(1991.10)



初臨界達成 (1994.4)



漏えい事故現場 (1995.12)



改造工事前了解 (2005.2)

保安検査

規制
行政

設計の審査
(設置許可、
設工認／工認) 使用前検査
(工事に係るもの)

使用前検査
(性能に係るもの)

事故原因究明
安全性総点検

改造工事
設計の審査

使用前検査
(改造工事に係るもの)

プラントの
状況

* 1



格納容器据付途中

単体機能
試験

1991.5

1992.12

総合機能試験
(制御棒引抜前
までの試験)

初臨界
1994.4

40%出力
1995.12

性能
試験

試運転(性能試験)が
開始可能な状態にすること

安全総点検
設備維持点検

2005.3

改造工事
機器・設備の点検

系統・プラント機能の確認

性能試験
段階的に実施

100%出力

設置者の
活動

設計

1985.10

建設工事

工事着工

試運転開始 ナトリウム
漏えい事故

改造工事着手

試運転開始

長期停止プラントの健全性確認
(制御棒引抜前までの試験を実施)

* 1 : 100%出力運転を目標とした場合のプラントの位置を定性的に示す。
なお、横軸は、必ずしも幅(長さ)が時間と対応していない。

設備健全性確認の概要

○機器・設備単体の確認

- ・停止中機器・設備は、点検、部品交換、調整運転等を実施し、機器、設備単体の健全性を確認する。
- ・原子炉低温停止状態での運転中機器・設備は、点検、寿命部品の交換、補修、設備更新を実施し、機器、設備単体の健全性を確認する。
- ・改造した機器・設備は、工事に係る試験、検査及び機能・性能に係る試験、検査を実施して機器、設備単体の健全性を確認する。

○系統・プラントレベルの確認

- ・機器・設備単体の健全性を確認した後、系統レベルでの確認、プラントレベルでの確認を段階的に実施し、プラント全体の健全性を確認する。

○不具合等への対応

- ・健全性確認中に発見された機器の故障、設備の不具合は、部品交換、調整等により、健全な状態に復旧する。また、運転開始後のトラブル発生防止のため必要な水平展開を実施する。

「もんじゅ」の現在のプラント状態(1/2)



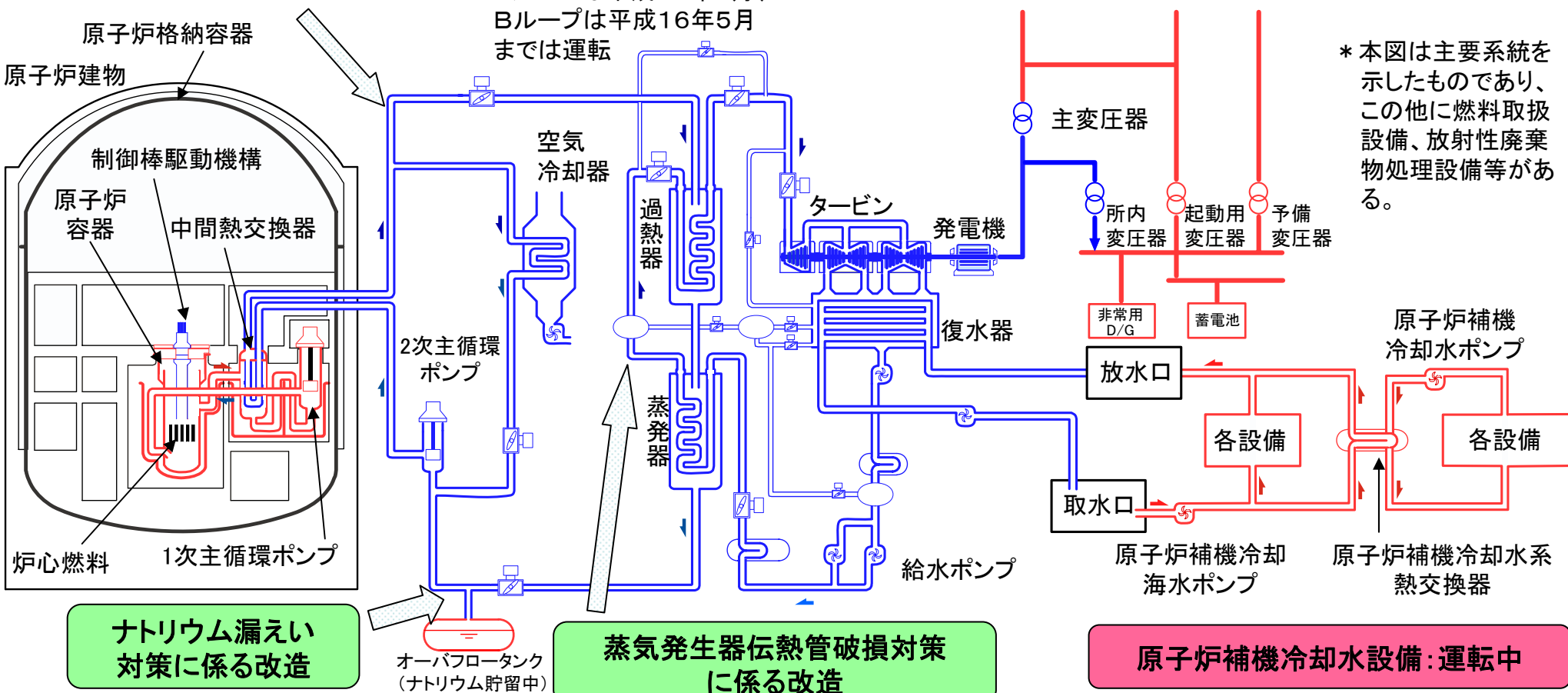
温度計の交換・撤去

2次冷却系設備: 休止中

Aループは平成15年9月、
Bループは平成16年5月
までは運転

受電設備、非常用電源設備: 運転中

* 本図は主要系統を示したものであり、
この他に燃料取扱
設備、放射性廃棄
物処理設備等がある。



ナトリウム漏えい
対策に係る改造

オーバーフロータンク
(ナトリウム貯留中)

蒸気発生器伝熱管破損対策
に係る改造

原子炉補機冷却水設備: 運転中

原子炉容器、
1次冷却系設備(A、Bループ): 運転中

水・蒸気系設備: 保管中

20 1次冷却系設備(Cループ): 休止中

「もんじゅ」の現在のプラント状態(2/2)



	設備の状態	設備	これまでの状況
停止中 設備*1	プラント停止に伴い 運転を停止している 設備	【休止中設備】 1次主冷却系設備(Cループ) 2次主冷却系設備 制御棒駆動機構 など	・ナトリウム機器は、不活性ガス(アルゴンガス)を充填し、設備劣化防止の措置を講じている。また、簡易点検等によって、設備の維持管理を行っている。
		【保管中設備】 水・蒸気系設備、 タービン・発電機設備	・他プラントの実績を参考に、長期保管措置を講じている。 (ポンプ等は分解保管、配管等は乾燥空気保管、窒素ガス保管など)
運転中 設備*2	プラントの安全確保 のため運転を継続 している設備	1次主冷却系設備(A, Bループ) 原子炉容器 非常用電源設備 原子炉補機冷却水設備 など	プラント停止期間中も、設備の稼働状況、点検時の状態を考慮して点検周期を決めるなど、計画的に点検を実施。設備の健全性はこれまでも維持されている。
改造 設備	ナトリウム漏えい 対策等の改造工事 を行う設備	ナトリウム漏えい対策工事対象設備 温度計の交換・撤去 蒸気発生器伝熱管破損対策 対象設備 など	改造工事に係る国の審査*3を受け、工事を実施中。 一部、工事に係る国の使用前検査を受検している。

- *1: 停止中設備は更に、据付状態のまま停止している「休止中設備」と
分解保管、窒素ガス充填保管など雰囲気保管している「保管中設備」とに分かれる。
- *2: 原子炉は停止(低温停止状態)、冷却材のナトリウムは循環(約200℃、流量約10%)
- *3: 改造に係る安全審査、設計及び工事の方法など

設備状態に応じた健全性確認



	機器・設備単体の健全性確認	段階的に実施 □□ →	系統レベル及び プラントレベルの健全性確認 * 1
停止中設備	休止中設備 ●全設備の点検、調整を実施 保管中設備 ●分解保管機器は、組立て、調整を実施 ●雰囲気保管設備は、状況を確認して、点検を実施	系統レベルの健全性確認	プラントレベルの健全性確認
運転中設備	●定期的な点検を継続実施 ・これまでの設備維持管理と同様、計画的に点検を実施して、設備の健全性を維持。	・改造設備の機能・性能を確認するための工事確認試験 ・1次/2次冷却系主循環ポンプ運転試験	・原子炉格納容器漏えい率試験 ・1次/2次冷却系設備総合運転試験 - など複数系統の機能・性能を確認する試験
改造設備	●改造設備の試験・検査を実施 ・工事に係る検査を実施 ・性能、機能に係る試験・検査を実施	など単一系統の機能・性能を確認する試験	

* 1: 改造設備の機能・性能を確認する工事確認試験及びプラントの機能・性能を確認するプラント確認試験から構成される。
 なお、試験項目は健全性確認計画書の表-9、表-10を参照。

設備健全性確認計画の策定フロー

社内外経験の反映*1

- ・常陽の定検及び定期的な安全評価
- ・もんじゅの設計根拠
- ・メーカ、他電力の経験

経年的影響の考慮 1

プラント運転/停止状態の違いによる影響度、長期停止に伴う設備の保管状況、稼働状況等を参考に評価

- ・電氣的劣化
- ・環境による劣化
- ・機械的劣化
- ・放射線劣化 など

他プラントの経験反映 3

- ・「常陽」、「ふげん」の運転経験
- ・トラブル事例(国内軽水炉、海外FBR)
- ・定期事業者検査 (JEAC4209)
- ・長期停止プラント(国内外軽水炉、火力、むつ)の運転再開事例調査

安全性総点検設備改善事項の確認

社内経験の反映*1

(中央安全審査・品質保証委員会等)

- ・ふげんの経験
- ・常陽の経験
- ・むつの経験
- ・もんじゅの設計経験

設備状態の整理

- ・停止中設備
- ・運転中設備
- ・改造設備

機器・設備単体の確認項目・内容の整理

- ・分解点検
- ・性能確認
- ・設備更新 など

系統機能及びプラント機能確認項目・内容の整理

健全性確認計画の策定

設備状態の考慮

- ・停止中設備(休止中、保管中)
全設備の点検或いは調整を実施、保管中設備は保管状態を確認し、復旧
- ・運転中設備
従来からの定期的な点検を継続
- ・改造設備
工事後の試験・検査で機能を確認

設備の重要度を考慮した点検 2

・安全の確保

- ・原子炉施設の安全
(「止める、冷やす、閉じ込める」機能の確保)
- ・放射線防護
- ・発電施設の安全

・プラント安定運転の確保

- ・発電プラントとしての信頼性の実証

プラントの安全及び運転性能を確認

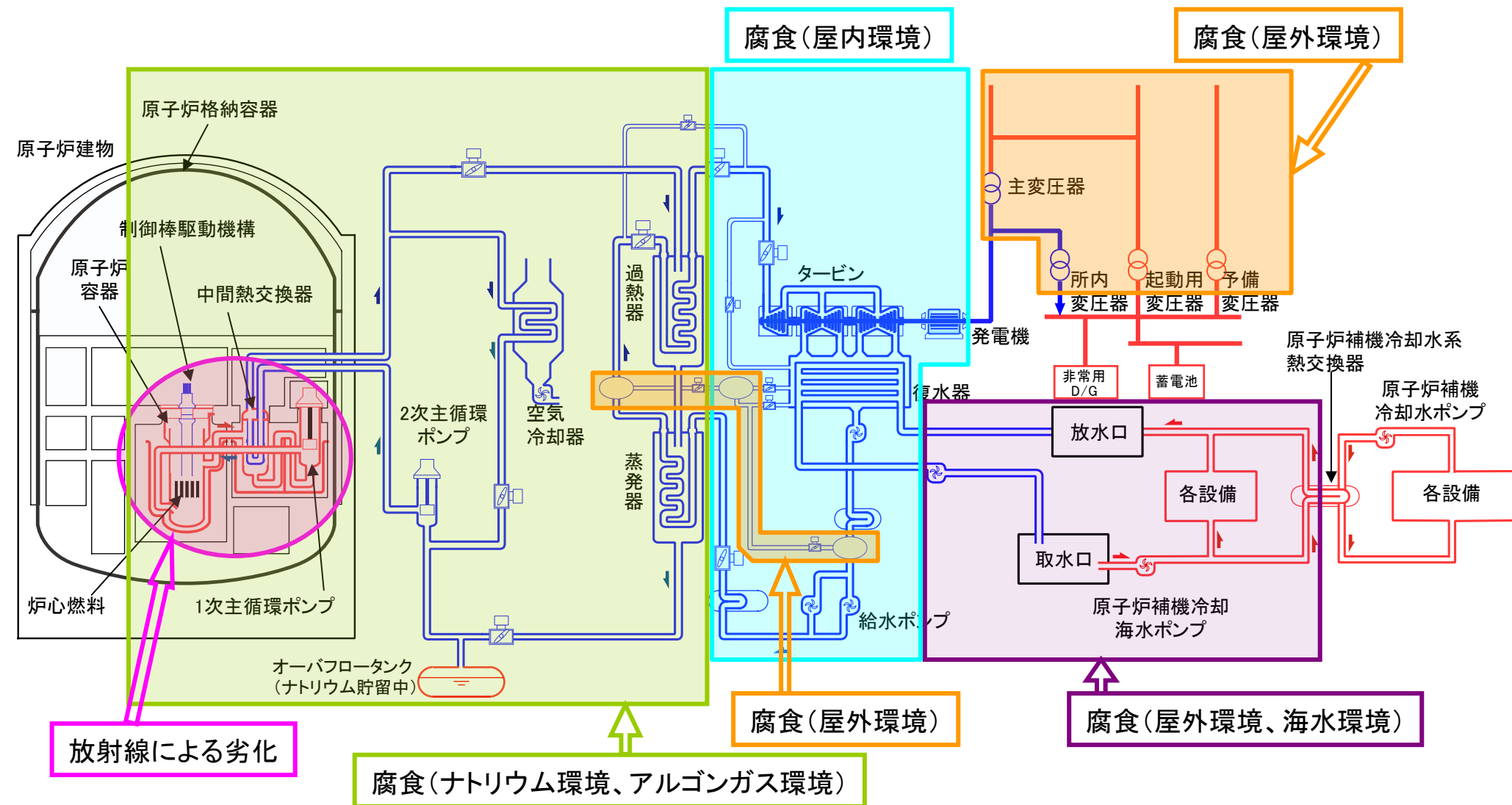
- ・工事確認試験(約25件(約80項目))
ナトリウム漏えい対策工事等の終了後に、系統や設備に要求された機能を確認する。
- ・プラント確認試験(約35件(約50項目))
再起動にあたり、系統及びプラントレベル(複数系統の組合せ)で試験を実施し、プラントとしての安全機能を確認する。

国のレビュー

- ・原子力安全・保安院
- ・もんじゅ安全性確認検討会

*1: 計画策定の各段階において、原子力機構の各分野における専門家、「もんじゅ」設計、建設に携わった経験者にチェック&レビューを受け、随時計画に反映

主な経年的影響



プラント全体に亘る経年的影響

- ・計装品の部品故障及び寿命、消耗品の劣化(ガスケット・パッキン類、潤滑油類)
- ・交換部品の供給停止による中央計算機等の故障対応不能
- ・発錆や汚れによる電気品の動作不良

* 本図は主要系統を示したものであり、この他に燃料取扱設備、放射性廃棄物処理設備等がある。

設備健全性確認の基本方針(1/6)



1 経年的影響の評価と考慮の程度(1/2)

長期停止・運転継続により懸念される項目を抽出し、設備の運転状態、設計条件、トラブル事例などから経年的影響を評価し、その結果を点検計画へ反映

	項 目	対象系統／設備	影響度評価	点検計画への考慮程度
放射線 による劣化	(1) 中性子照射	原子炉容器、1次冷却系配管 など	原子炉出力運転時間が短いため、放射線照射量が少なく影響は小さい。	△
	(2) γ線照射	絶縁材(ケーブル、電磁ポンプ巻線)		△
設置環境の影響による劣化 (腐食、応力腐食割れ など)	(1) ナトリウム環境、アルゴンガス環境	原子炉容器、1次/2次冷却系配管など	ナトリウム及びアルゴンガスは十分な純度管理が行われており、腐食の可能性は小さく、常陽の実績を見ても腐食減肉は無い。	△
	(2) 冷却水環境	水・蒸気系機器・配管	テストピース(保管状態を確認するために設置)の状態を見る限り腐食は小さいと考えられるが、点検時に状態を再確認する。	○
		原子炉補機冷却水系機器・配管 など	機器・配管の腐食を防ぐため、防錆剤を注入している。	△
	(3) 大気環境	屋内機器・配管(2次冷却系機器・配管、水・蒸気系機器・配管 など)	付着塩分濃度を監視し、外面からの腐食の抑制を図っている。	△
		屋外機器・配管(水・蒸気系など)	塩害等による腐食・浸食が考えられる。	◎
	(4) 海水環境	海水系機器・配管	海水による腐食・浸食が考えられる。	◎

記号 ◎:考慮要 ○:注意要 △:経年的影響は僅少で考慮程度小

設備健全性確認の基本方針(2/6)



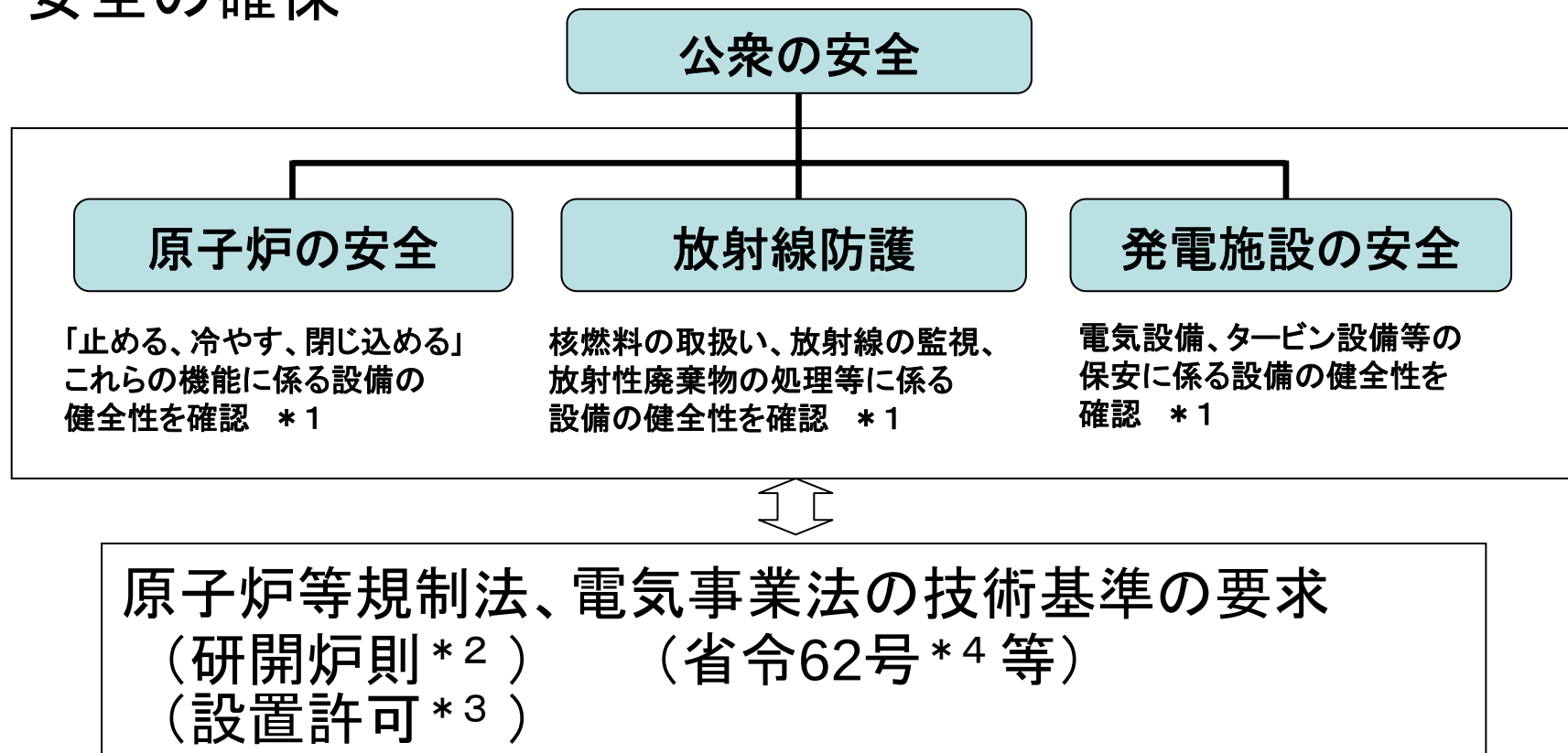
1 経年的影響の評価と考慮の程度(2/2)

	項 目	対象系統／設備	影響度評価	点検計画への考慮程度
機械的劣化	(1) 摩耗 (回転機器の摺動摩耗 など)	主要回転機器 (ポンプ、ファン、圧縮機、非常用ディーゼル発電機 など)	摺動部は設備の運転時間に対応して摩耗が進行する。	○
	(2) 浸食 (エロージョン)	ナトリウム系配管	運転時間が短いため影響は小さい。	△
		水・蒸気系配管、補助蒸気配管	設備の運転時間に対応して浸食が進行する。したがって、運転再開後の配管肉厚管理に用いるため、代表部について初期値の肉厚測定を実施する。	○
	(3) 高温環境での機械的強度の変化	ナトリウム系配管、水・蒸気系配管	高温での運転時間が短いことから影響は小さい。	△
	(4) 疲労	ナトリウム系、水・蒸気系の小口径配管、温度計ウエル	安全性総点検にて流力振動並びに温度揺らぎによる疲労について調査検討を実施済。改造工事にて温度計の交換、温度揺らぎ緩和対策を実施する。	○
電氣的劣化	(1) 絶縁体劣化	電気品全般 (モータ、電磁ポンプ、予熱設備、電源設備 など)	絶縁体に使用されている有機材料が、使用時間、使用環境に応じて劣化している可能性がある。	○
プラント全体に亘る経年的影響	(1) 部品故障、寿命、消耗品	全般(計装品全般、小型ポンプ、小型モータ、ガスケット・パッキン類、潤滑油類 など)	劣化が進行し寿命に達しているもの、交換時期に達しているものが存在する。	◎
	(2) 交換部品の供給停止	計装品全般、中央計算機 など	部品が供給停止になっているものが存在する。	◎
	(3) 電気品動作不良(粉塵の付着、発錆 など)	制御盤、リレー、遮断器 など	停止中設備の電気品で発錆等により劣化しているものがある。	◎

設備健全性確認の基本方針(3/6)

2 設備の重要度を考慮した点検(1/2)

・安全の確保



*1：技術基準に適合していることを確認

(参考) 具体的には、

原子炉等規制法 第28条、第29条、研開炉則 第9条、第21条等の使用前検査、施設定期検査に関する事項

電気事業法 第39条等で規定される事業用電気工作物の維持に関する事項

*2:「研究開発段階にある発電の用に供する原子炉等の設置、運転等に関する規則」(総理府令第122号)の略称

*3:「高速増殖炉もんじゅ発電所 原子炉設置許可申請書」の略称

*4:「発電用原子力設備に関する技術基準」(通商産業省令第62号)の略称

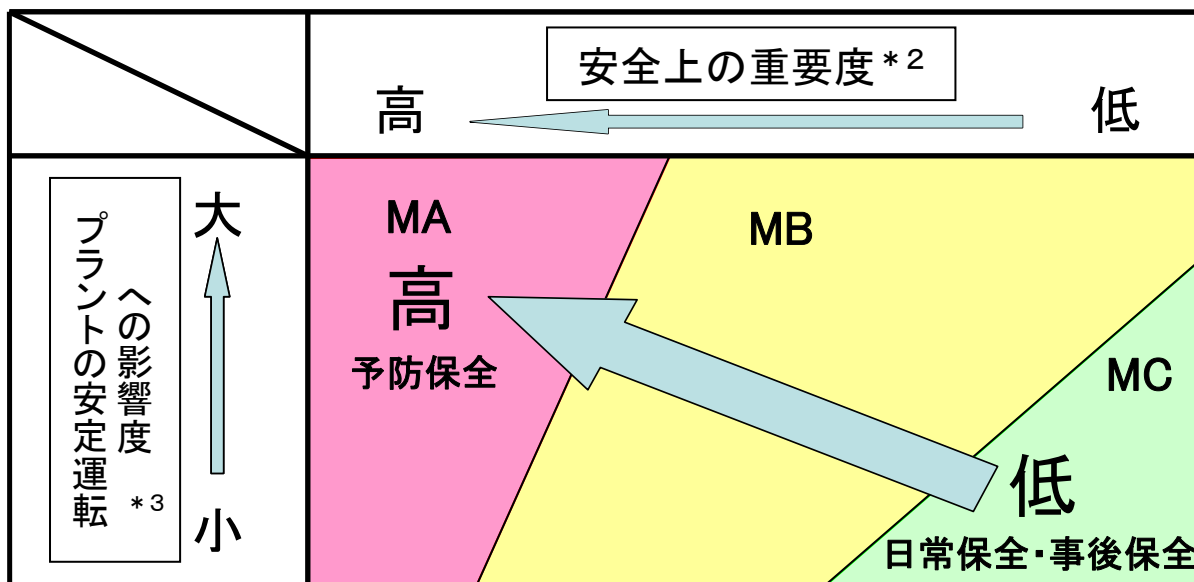
設備健全性確認の基本方針(4/6)

2 設備の重要度を考慮した点検(2/2)

保守管理上の重要度に応じて点検内容を計画。

保守管理上の重要度が高い機器ほど、予防保全の傾向が大。

保守管理上の重要度*¹の考え方



左図の保守管理上の重要度は、もんじゅの規則に定められており、従来からもんじゅ設備の保守管理に用いている考え方である。

- ・保守管理上の重要度の高い機器は、原子炉を制御する設備、原子炉を冷却するポンプ、崩壊熱を除去する冷却器 など
- ・保守管理上の重要度の低い機器は、一般換気装置、純水等を製造する設備、非放射性の排水を処理する設備 など

*1: 保守管理上の重要度

高い順にMA、MB、MCの3段階に分かれ、安全上の重要度とプラントの安定運転への影響度を勘案して決定される。

*2: 安全上の重要度

耐震設計上の重要度分類、安全機能の重要度分類、構造等の技術基準上の機器区分が考慮され、決定される。

*3: プラントの安定運転への影響度

「もんじゅ」は原子力政策大綱(原子力委員会)にも記載があるように、「発電プラントとしての信頼性の実証」が必要であるため、当該設備が故障した場合の安定運転への影響度を考慮している。

今回の健全性確認では、プラントの長期停止に鑑み、事後保全の領域に含まれる機器・設備でも予防保全的に点検を実施。

③ 他プラントの経験反映

1. 常陽(20年以上の運転経験)

⇒経年的影響項目の抽出と評価

常陽の「原子炉施設の定期的な評価」を参考に、プラント長期停止に伴う影響項目(P9、10参照)を抽出。

⇒設備維持点検計画への反映

常陽の定期検査計画の考え方、点検項目をもんじゅ運転開始までに実施する点検、試験・検査の計画に反映。

⇒改造工事工法への反映

「常陽」のMK-Ⅲ改造工事*1で得られた工事工法の注意事項(配管内側のガス圧の微正圧管理、カバーガスの純度監視、配管切断時の配管固定など)をもんじゅ改造工事工法に反映。

2. 海外FBR

・フェニックス(フランス)*2

・スーパーフェニックス(フランス)*2

⇒運転開始後の事故・故障を未然に防止するため、長期停止後の再起動時に実施した点検項目、起動時、通常運転時の不具合事例に着目して調査(安全性総点検以降に調査した約70件の事例、ナトリウム弁ベローズシール部からのナトリウム漏えい、蒸気発生器伝熱管からの水漏えい等)。その結果、もんじゅ再起動時の点検項目に抜けはないこと、反映が必要な不具合事例は安全性総点検にてすでに抽出されていることを確認した。

また、もんじゅのナトリウム漏えい対策工事にフェニックス、スーパーフェニックスの漏えい対策の考え方を反映した他、不具合事例の反映として「流れの合流部における温度のゆらぎ緩和対策」を改造工事で実施予定。

*1: MK-Ⅲ改造工事: 原子炉の出力増加を目的として実施した改造工事。(約3年間停止)

*2: フェニックス、スーパーフェニックスとも約4年の長期停止経験を有する。

③ 他プラントの経験反映

3.軽水炉 等

・ふげん、軽水炉

⇒ふげんの施設定期検査計画、軽水炉の定期事業者検査計画の考え方、点検項目をもんじゅ運転開始までに実施する点検、試験・検査の計画に反映

・長期停止プラント(国内軽水炉*³、海外軽水炉*⁴、火力、むつ)

⇒水・蒸気系設備の長期保管手法、運転開始に向けた復旧点検計画*⁵策定に国内軽水炉、火力プラント、むつの実績を参考とした。

⇒もんじゅ同程度の期間停止した経験を有する海外軽水炉について、長期停止後の再起動における活動を調査した。その結果、運転開始に向けて実施した活動の内容は、ハード面だけでなくソフト面まで及んでいることを確認した。もんじゅの場合、安全性総点検の対応まで含めると、同等以上の活動を行っている。

・軽水炉トラブル事例

⇒もんじゅ運転開始後の事故・故障を未然に防止するため、もんじゅ開発部内の検討会にて軽水炉の事故・故障情報約500件について調査を実施。経年的な影響による事例を含め、主要な12件を水・蒸気系設備等の点検に反映。

(例)主給水逆止弁の構成部品の脱落(敦賀1号)、給水ポンプ駆動タービンドレン配管管台部からの漏えい(浜岡2号)

⇒上記検討会の他、美浜3号機で発生した復水配管からの蒸気流出の対応として、今後の水・蒸気系配管の肉厚管理に用いるため、初期値データの採取として、肉厚測定を実施する。

* 3: 美浜1号機(4年2ヶ月停止)の事例など。

* 4: ブラウンズ・フェリー(米国BWR)発電所について調査。

運転パフォーマンスの問題(格納容器漏えい率試験不合格、原子炉水位計装の問題 等)により自主的に運転を停止した。

1号機: 20年以上、2号機: 6年8ヶ月、3号機: 10年8ヶ月と長期停止の経験を有する。

2、3号機は運転を再開、1号機は2007年ごろ再開予定。

* 5: 例えば、保温材で覆われた屋外配管外面からの腐食を考慮した点検、長時間放置した弁のパッキン類の劣化に伴う交換、電気計装品の更新等

設備健全性確認計画まとめ表(具体例)

詳細は健全性確認計画書の表-6、表-7を参照

施設区分	設備区分	機器	設備状態	経年的影響の考慮程度	重要度	機器・設備単体レベルでの確認項目 * 1	系统及びプラントレベルでの確認項目
原子炉冷却系統施設	1次主冷却系設備	循環ポンプ	運転中 * 2	△	MA	・ポンプ本体手回しトルク確認	1次主循環ポンプの運転機能確認
		循環ポンプ軸封部	運転中 * 2	○	MA	・軸封部の分解点検	冷却系設備総合運転機能確認
		循環ポンプモータ	運転中 * 2	○	MA	・本格(分解)点検	
	その他の主要な設備	蒸気タービン	保管中	○	MB	・全車室の分解点検	蒸気タービンの制御装置、保安装置の動作確認など
電気設備	電気設備	発電機本体	保管中	○	MB	・本格(分解)点検	発電機ガス設備、固定子冷却設備、密封油設備の動作確認など

* 1 : 考え方の具体的な例を以下に示す。

例1) 1次主循環ポンプは、ナトリウム、アルゴンガス環境下のため経年的影響に対する考慮程度が「△」経年的影響は僅少であるためポンプの分解は実施しないが、軸封部は運転時間に対応して劣化するため分解点検を行う。一方、1次主循環ポンプモータは機械的劣化、電氣的劣化が考えられるため本格(分解)点検を行う。

例2) 蒸気タービンは、プラントの安定運転への影響度が大きく重要度が「MB」、「保管中設備」で点検を実施しておらず、経年的影響に対する考慮程度が「○」注意要であることを総合的に判断して、分解点検を行う。

機器・設備単体レベルの確認計画策定具体例



①1次主循環ポンプ

- ・A、Bループは運転中、Cループは停止中
- ・設備の重要度:安全上の重要度は高、プラントの安定運転への影響度も大、MA
- ・経年的影響
ポンプはナトリウム、アルゴンガス環境下のため腐食の影響は小さい。
モータは機械的劣化(軸受の摩耗等)、電氣的劣化(絶縁低下等)が考えられる。
運転に伴い劣化した消耗品は交換を実施する。
Cループは予熱ヒータが長期間停止状態であることを考慮する。

- ・ポンプ⇒軸封部のみ分解点検
- ・モータ⇒本格(分解)点検

<点検の主な着眼点と点検内容>

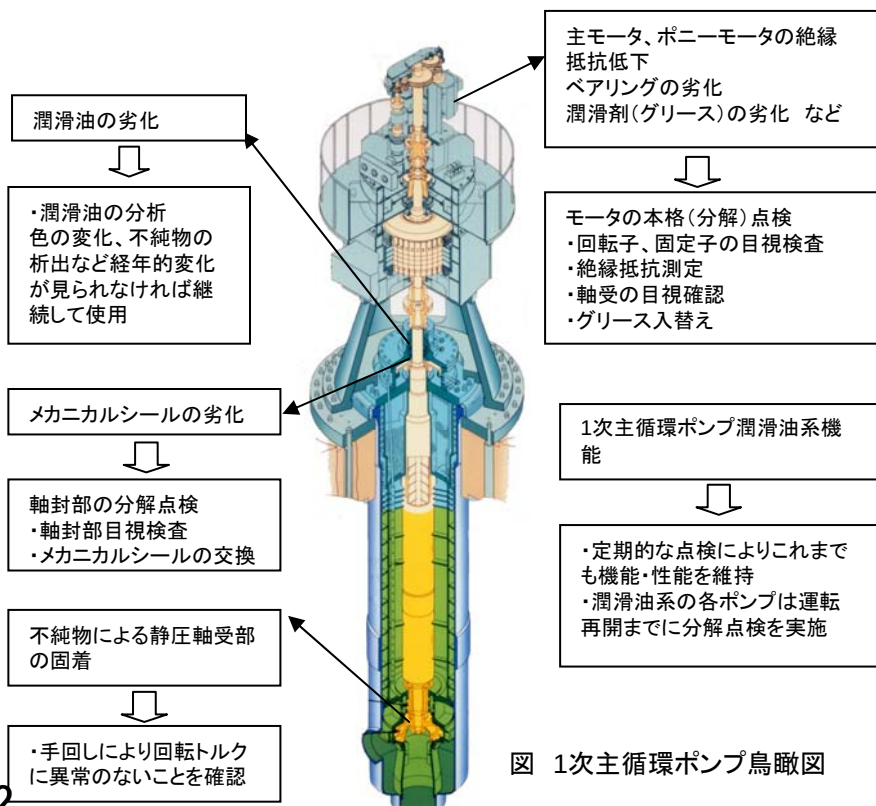


図 1次主循環ポンプ鳥瞰図

②タービン発電機設備

- ・停止中機器
- ・設備の重要度:安全上の重要度は低、プラントの安定運転への影響度が、MB
- ・経年的影響
蒸気タービン、発電機とも乾燥空気を通気しているが、腐食、絶縁抵抗低下などが懸念される。
劣化した消耗品は交換を実施する。

- ・蒸気タービン⇒全車室の分解点検
- ・発電機⇒本格(分解)点検

<点検の主な着眼点と点検内容>

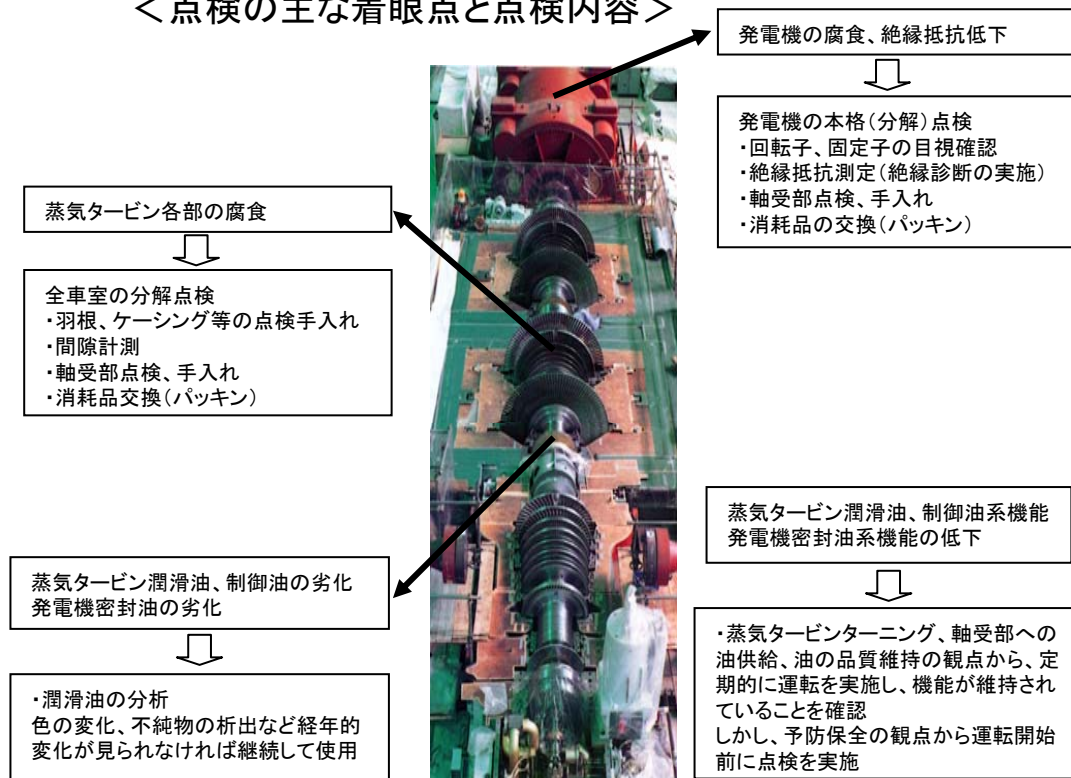
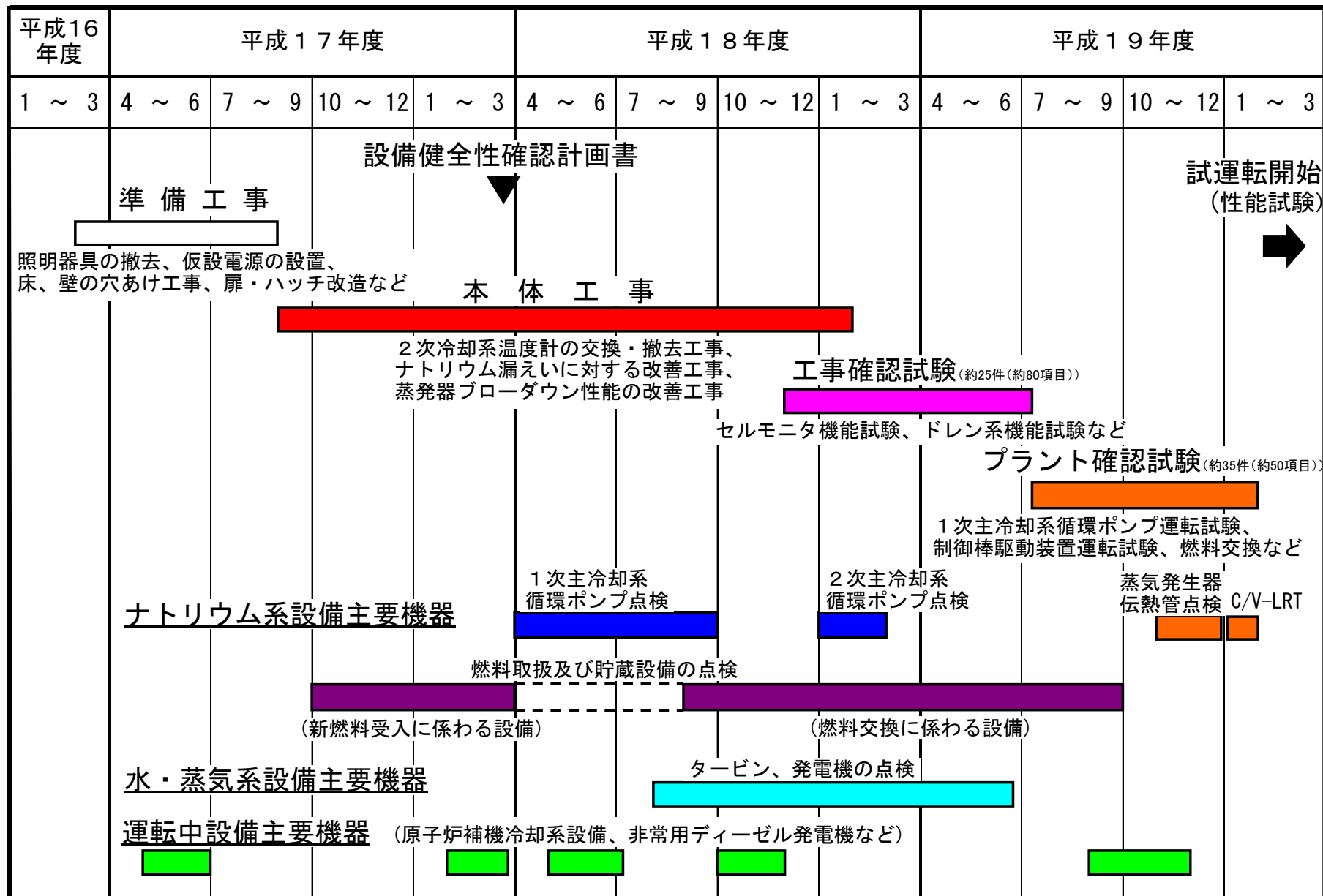


図 蒸気タービン据付時の状況

設備健全性確認の実施工程*1



詳細は「設備健全性確認計画書」参照



*1 上記の工程は、現時点での計画に基づいた主要設備の点検、試験の概略工程であり、今後の改造工事及び点検作業の進捗状況により変更もある。

設備健全性確認計画のまとめ



目標

設備に要求される機能・性能の維持	設備改善の実施
設備の機能・性能維持を目的として計画されていた運転開始後の点検計画*と同等以上の点検を実施し、試運転が再開できる状態を確保。	安全性総点検で摘出されたナトリウム漏えい対策等の設備改善項目を確実に実施。

現状

停止中設備	運転中設備	改造設備
設備の保管措置、維持管理は実施してきているが、これまで本格的な点検は実施していない。	点検計画*を参考に、設備の稼動状況、点検時の設備状態を反映して計画的に点検を実施。これまでも設備の機能・性能を維持。	改造工事に係る国の審査を受け、工事を実施中。

確認
方策

本格的な点検を実施	設備更新	定期的な点検を継続実施	改造工事の実施
全設備に対し本格的な点検を実施。分解保管設備は、組立・調整を実施して設備を復旧。点検内容には、長期停止した先行プラントの経験、他プラントのトラブル事例等を反映。	据付後約15年経過していることを考慮し、設備更新時期に達した設備は更新。	計画的に点検を実施し、設備の健全性を維持。劣化部品は交換、要補修箇所は補修を実施。	改造工事にて、安全性総点検で摘出された設備の改善を実施。試験・検査にて、工事に係る健全性、改造設備の機能・性能を確認。

管理
尺度

工事確認試験・プラント確認試験の実施
点検及び改造工事終了後、工事確認試験、プラント確認試験を実施し、系統としての機能・性能、プラントとしての機能・性能を確認。
設備健全性確認の終了
全ての点検が完了し、各設備の機能・性能が復旧または維持されていること。点検中に発見された不具合は、補修または改善されていること。設備更新、改造工事が完了し、試験・検査に合格していること。工事確認試験・プラント確認試験で系統、プラントレベルの機能・性能が確認されていること。

*：旧科技庁委託調査研究報告書（平成7年3月原子力安全技術センター）
「高速増殖炉もんじゅの定期検査10年計画作成に関する調査」

「もんじゅ」燃料の保管状況と その利用について(案)

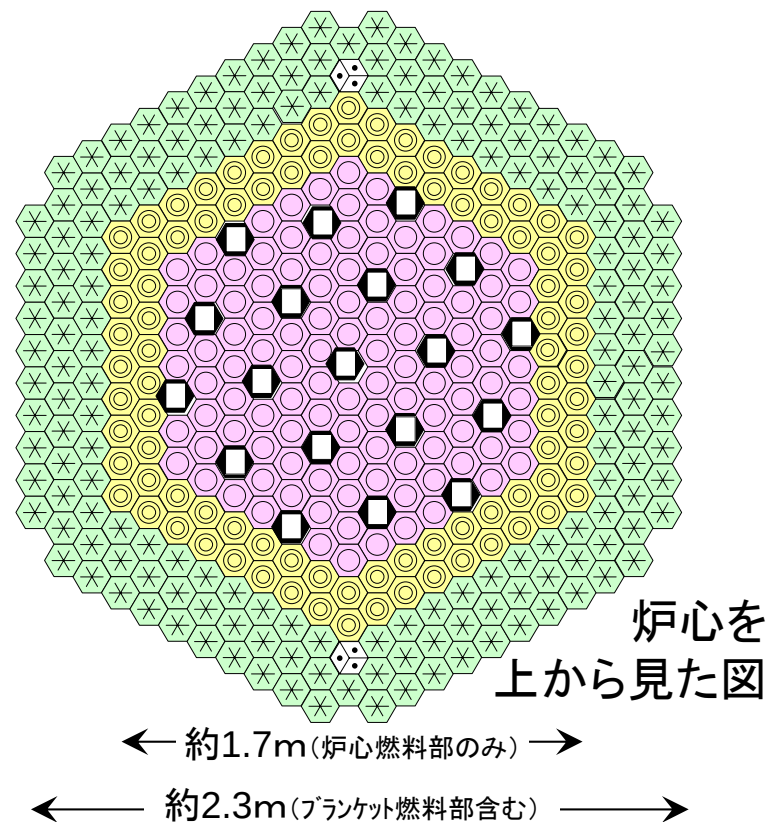
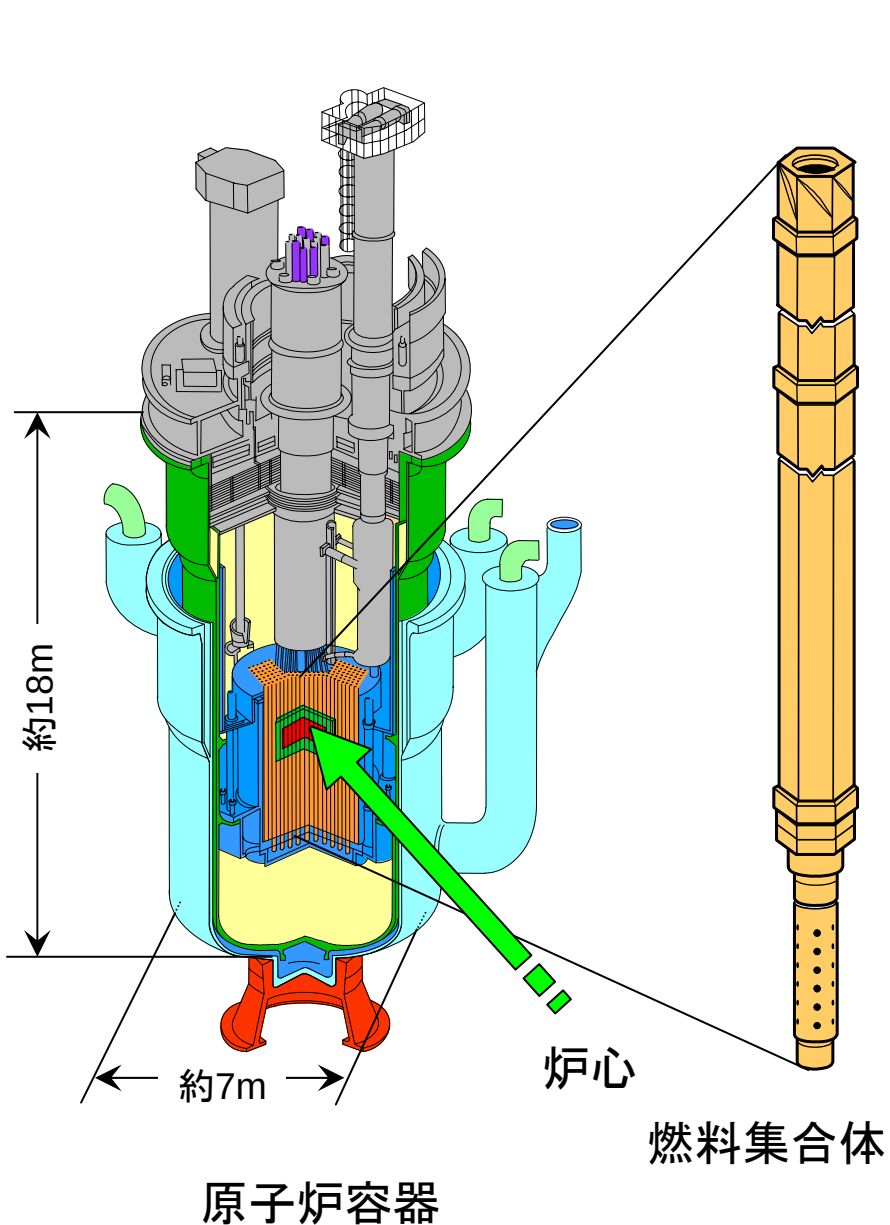
平成18年3月29日

独立行政法人 日本原子力研究開発機構

(目 次)

1. 「もんじゅ」炉心・燃料の概要	2 - 5
2. 「もんじゅ」における燃料集合体の受入・取扱い	6
3. 保管燃料の種類と概要	7
4. 長期保管燃料の利用について	8
5. 長期保管燃料の健全性評価プロセス	10
6. 保管燃料の経年的影響の考察	11-14
7. 長期保管燃料の健全性評価の概要	15-16
8. 「常陽」における炉心燃料集合体の使用実績	17-18
9. 長期保管燃料の「もんじゅ」サイトでの確認(案)	19
10. まとめ	20
11. 参考資料	21-40

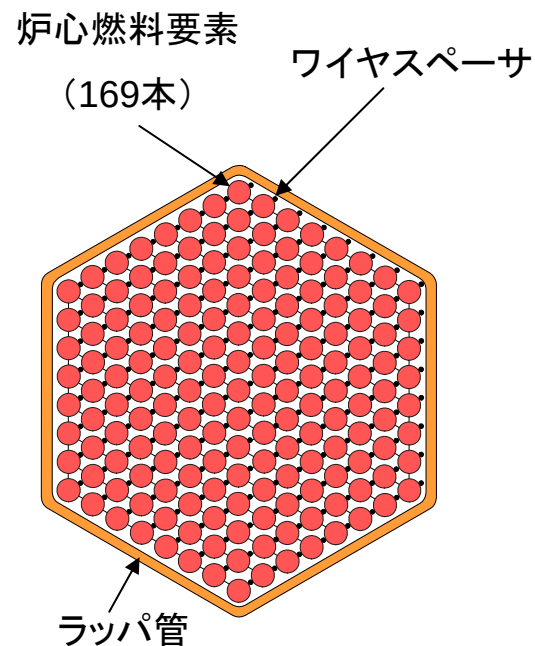
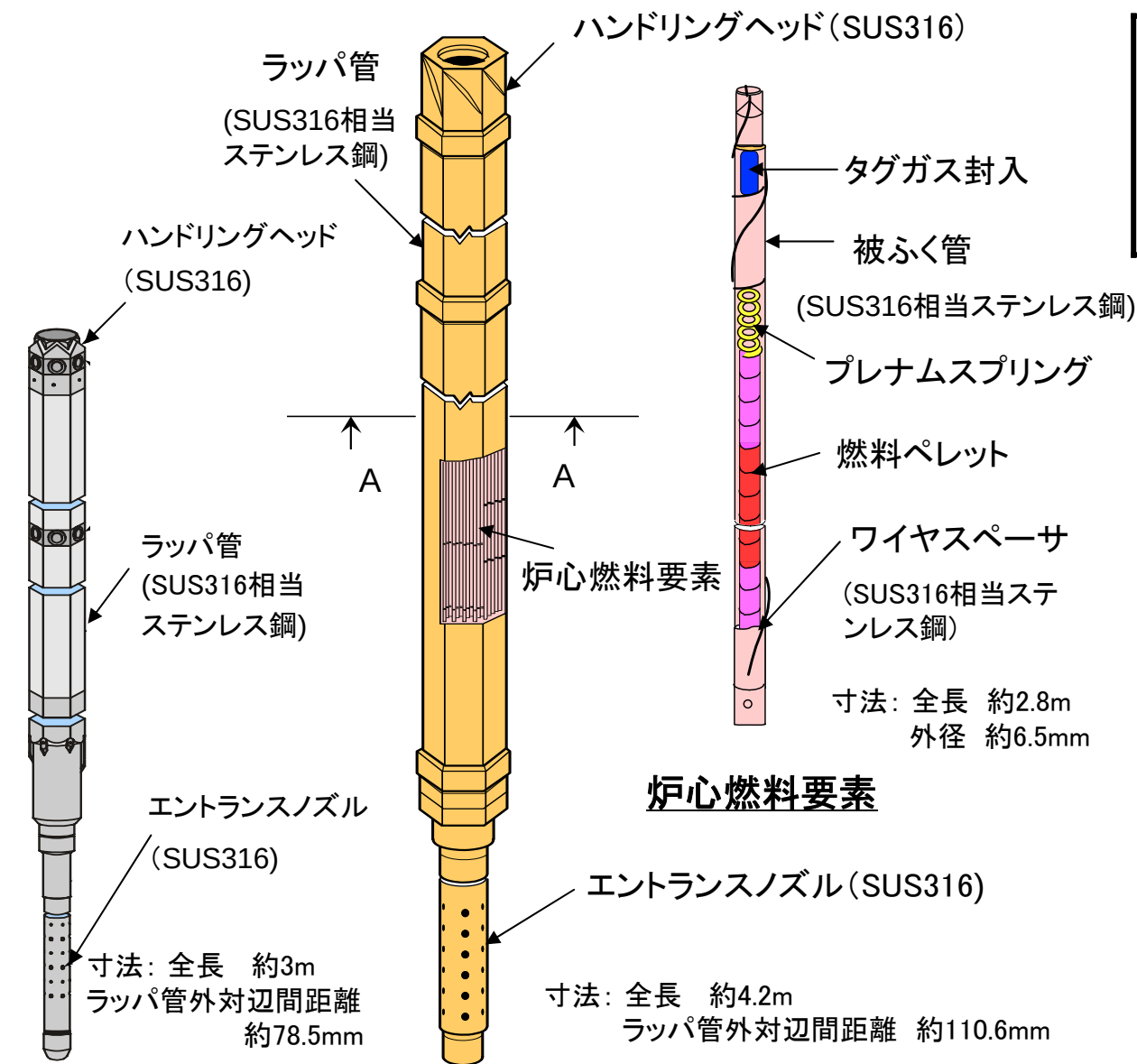
「もんじゅ」炉心



炉心構成要素		記号	数量	核分裂性Pu 富化度
炉心燃料集合体	内側		108	約15wt%
	外側		90	約20wt%
ブランケット燃料集合体			172	(劣化ウラン)
制御棒集合体			19	—

「もんじゅ」燃料集合体

炉心燃料集合体 198体
 炉心燃料集合体(内側): 108体
 炉心燃料集合体(外側): 90体
 ブランケット燃料集合体 172体



A-A断面

「常陽」MK-II 炉心燃料集合体

「もんじゅ」炉心燃料集合体

➤ 炉心燃料：プルトニウム・ウラン混合酸化物燃料(MOX燃料)

○ 「もんじゅ」で使用するMOX燃料は、約3割がプルトニウム($^{238}\text{Pu} \sim ^{242}\text{Pu}$) 注)、残りが劣化ウランから構成される。

○ 主にプルトニウムが核分裂し発熱する。

注) 核分裂性プルトニウム: ^{239}Pu (プルトニウム239), ^{241}Pu (プルトニウム241)

^{241}Pu の半減期: 約14年

➤ ブランケット燃料：二酸化ウラン燃料(劣化ウラン)

○ 劣化ウランが炉心燃料から来る中性子を吸収しプルトニウムに変化する。

もんじゅ炉心燃料の製造

- ・製造場所： 日本原子力研究開発機構 東海研究開発センター
核燃料サイクル工学研究所 プルトニウム燃料第三開発室
- ・現 在： 使用施設から加工施設に変更すべく、核燃料物質加工事業
許可の申請中。
平成16年9月18日： 申請
平成18年2月10日： 原子力安全委員会・原子力委員会へ諮問（二次審査中）



昭和63年より、
高速増殖原型炉「もんじゅ」の
炉心燃料集合体、及び
高速実験炉「常陽」の
炉心燃料集合体を製造

① 新燃料集合体の受入、新燃料貯蔵室への貯蔵

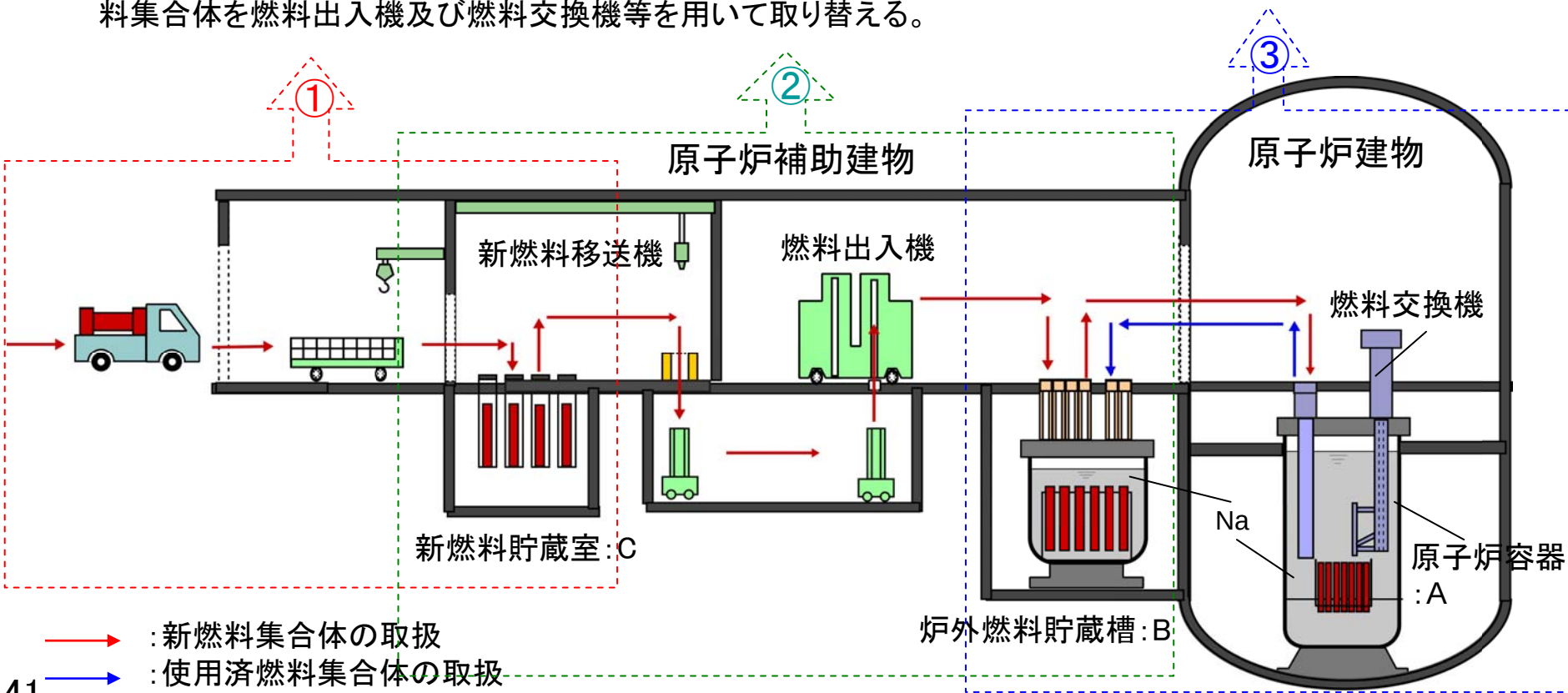
プルトニウム燃料センター及びウラン燃料加工メーカーより搬入された燃料集合体は、受入検査を実施した後、新燃料貯蔵室の貯蔵ラックに貯蔵する。

② 炉外燃料貯蔵槽への貯蔵

次回燃料取替分の燃料集合体を新燃料移送機及び燃料出入機を用いて新燃料貯蔵室から炉外燃料貯蔵槽に移動し、炉外燃料貯蔵槽内のナトリウム中で貯蔵する。

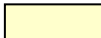
③ 燃料取替

原子炉停止中に、炉外燃料貯蔵槽に貯蔵されている新燃料集合体と使用を終えた原子炉容器内の使用済燃料集合体を燃料出入機及び燃料交換機等を用いて取り替える。



保管燃料の種類と概要

「もんじゅ」の燃料集合体の保管場所、状態は、以下のとおり。

 : 照射履歴のある燃料  : 照射していない燃料

A. 「もんじゅ」原子炉容器（ナトリウム中の原子炉装荷燃料）

○ 平成7年に実施した性能試験を経験した燃料集合体であり、原子炉容器のナトリウム中に装荷状態にある燃料集合体

➤ 燃料集合体の種類・体数： 炉心燃料集合体（内側） 108体、 炉心燃料集合体（外側） 90体
ブランケット燃料集合体 172体

B. 「もんじゅ」炉外燃料貯蔵槽（ナトリウム中保管の新燃料）

○ 取替燃料として製造済みの燃料のうち、「もんじゅ」の炉外燃料貯蔵槽（EVST）のナトリウム中に保管している新燃料集合体

➤ 燃料集合体の種類・体数： 炉心燃料集合体（内側） 24体
ブランケット燃料集合体 34体

C. 「もんじゅ」、プルトニウム燃料第三開発室、ウラン燃料加工メーカー（大気中保管の新燃料）

○ 取替燃料として製造済みの燃料のうち、「もんじゅ」の新燃料貯蔵室、東海・プルトニウム燃料技術開発センター及びウラン燃料加工メーカーで大気中に保管している新燃料集合体

➤ 燃料集合体の種類・体数： 炉心燃料集合体（内側） 20体、 炉心燃料集合体（外側） 38体
ブランケット燃料集合体 71体

(状況認識)

- 「もんじゅ」では、当初、初装荷燃料198体による炉心構成によって、臨界を迎え、その後の性能試験において、100%出力を達成する計画としていた。
- 平成7年の2次ナトリウム漏えい事故によって運転が中断し、その後10年を超える停止期間を経るに至った。
- 「もんじゅ」の燃料は、プルトニウム241が減衰 ($^{241}\text{Pu} \rightarrow ^{241}\text{Am}$) し、炉心の反応度が低下しており、運転を再開するためには燃料取替が必要となった。

長期保管燃料の利用について

(保管燃料の状態と利用方針)

(1) 原子炉容器内に装荷されている炉心燃料集合体

→ 平成7年の性能試験後、長期間に亘り、原子炉容器の1次ナトリウム中に装荷。照射履歴を有しているが燃焼が進んでいない。

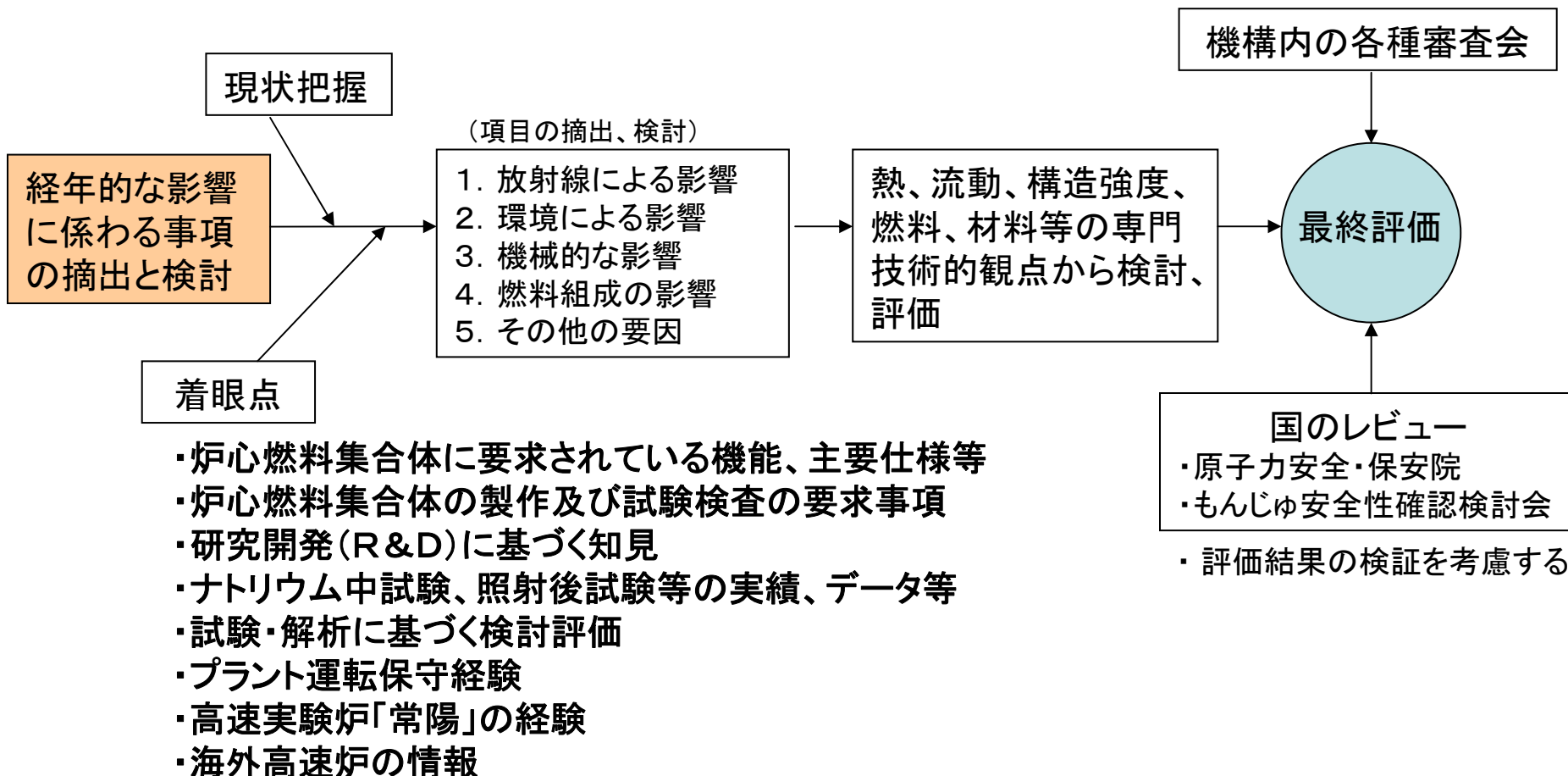
(2) 原子炉容器外に保管されている未使用の炉心燃料集合体

→ 製造(平成3年～8年)後、長期間に亘り、ナトリウム中又は大気中で保管状態。(1)の初装荷燃料より核分裂性Pu富化度が高い。照射しておらず燃焼していない。

- 運転再開に向けた燃料取替計画の検討に際しては、新たに必要な燃料を製造するとともに、燃料の有効利用の観点から、上記(1)の一部と(2)の長期保管燃料を利用したいと考えている。

○ 経年的影響の観点から当該燃料の技術的検討・評価を行い、その使用が妥当であることを確認する。

- 高速実験炉「常陽」の経験を基本として実施。
- 海外炉の経験を踏まえ実施。



保管燃料の経年的影響の考察

- 長期保管状態にある燃料集合体について、経年的な影響に係わる事項を整理、分析し、燃料健全性に影響を与える可能性について検討する。

大項目	小項目	対象燃料
1. 放射線による劣化	(1) 中性子照射	A
2. 環境の影響による劣化 (腐食、応力腐食割れ、 など)	(1) ナトリウム環境、アルゴンガス環境	A, B
	(2) 大気環境	C
3. 機械的劣化	(1) 摩耗、フレットイング	A
	(2) 自己融着	A, B
	(3) 高温クリープ	A
	(4) 疲労	A
4. 燃料組成の変化 ($^{241}\text{Pu} \rightarrow ^{241}\text{Am}$)	(1) 核的特性	A, B, C
	(2) 燃料物性	A, B, C
5. その他の要因	(1) 被ふく管の内圧上昇	A, B, C
	(2) 被ふく管の内面腐食	A, B, C
	(3) パッド部表面硬化材の剥がれ、脱落	A, B
	(4) プレナムスプリング機能の劣化	B, C
	(5) タグガスの組成変化	A, B, C

A: ナトリウム中の原子炉装荷燃料 B: ナトリウム中保管の新燃料(炉外燃料貯蔵槽) C: 大気中保管の新燃料(もんじゅ・東海)

経年的影響の考察 (1/3)

長期保管状態にある燃料集合体について、経年的な影響に係わる事項を抽出し、保管状態、設計条件、トラブル事例などから経年的影響をどの程度考慮すべきかを評価

	項 目	燃料健全性に与える影響の考慮	検討の要否
放射線劣化	(1) 中性子照射	<u>(1) 燃料構成要素の材料強度低下</u> ・中性子照射による材料強度の低下 ・中性子照射による材料延性の低下 ・中性子照射による材料スエリング、クリープによる影響	○
環境の影響による劣化 (腐食、応力腐食割れなど)	(1) ナトリウム環境、アルゴンガス環境	<u>(1) 燃料構成要素の材料腐食</u> ・ナトリウムによる材料腐食 ・ナトリウム中材料の脱浸炭現象 <u>(2) 燃料構成要素の材料強度低下</u> ・長期ナトリウム中浸漬による強度低下	○
	(2) 大気環境	<u>(1) 燃料構成要素の材料腐食</u> ・塩害による材料腐食、応力腐食割れの発生 ・大気中酸素による錆の発生	○

記号 ◎: 検討要 ○: 影響は僅少と思われるが検討

経年的影響の考察 (2/3)

	項 目	燃料健全性に与える影響の考慮	検討の要否
機械的劣化	(1) 摩耗、フレッティング	<u>(1) 燃料構成要素の損耗による強度低下</u> ・被ふく管とワイヤスペーサの擦り痕(ウェアマーク)の発生 <u>(2) ラッパ管内流路確保機能への影響</u> ・ワイヤスペーサの緩み	○
	(2) 自己融着	<u>(1) 燃料交換機能への影響</u> ・エントランスノズル球面座と炉心支持構造物での自己融着の発生	○
	(3) 高温クリープ	<u>(1) 燃料構成要素の変形</u> ・ラッパ管、被ふく管の熱クリープ変形 ・被ふく管内圧クリープ変形 ・燃料集合体及び被ふく管の各部の変形	検討不要 (* 1)
	(4) 疲労	<u>(1) 燃料構成要素の材料強度低下</u> ・繰り返し熱応力の発生によるクリープ損傷の蓄積 ・燃料集合体及び被ふく管の各部に疲労損傷の蓄積	検討不要 (* 2)

記号 ◎: 検討要 ○: 影響は僅少と思われるが検討

(* 1): 原子炉停止期間中、燃料集合体構成部材、燃料被ふく管等の温度は、約200℃と低く、熱クリープが関与しない温度領域である。

(* 2): 原子炉停止期間中、燃料被ふく管等の温度もほぼ一定に保たれており、ひずみ保持を伴う繰り返し荷重を負荷されるような要因がないため、停止期間中に熱クリープによる累積損傷が蓄積されることはない。

経年的影響の考察 (3/3)

	項 目	燃料健全性に与える影響の考慮	検討の要否
燃料組成の変化	(1) 核的特性	<u>(1) 燃料組成の変化による核的影響</u> ・反応度の低下 ・炉心特性への影響	◎
	(2) 燃料物性	<u>(1) Amによる燃料物性への影響</u> ・燃料ペレットの融点 ・熱伝導度	◎
その他の要因	(1) 被ふく管内圧上昇	<u>(1) 長期保管に伴う燃料被ふく管内圧上昇</u> ・Puの α 崩壊によるHe放出の影響 ・Am蓄積によるHe放出の影響	○
	(2) 被ふく管内面腐食	<u>(1) 長期保管に伴う燃料被ふく管内面腐食</u> ・揮発性FPによるFCCI(ペレット-被ふく化学相互作用)による被ふく管内面腐食 ・Am-MOXの解離酸素による被ふく管内面腐食	○
	(3) パッド部表面硬化材の剥がれ、脱落	<u>(1) パッド部の健全性</u> ・燃料集合体パッド部の表面硬化材の剥がれ、脱落	○
	(4) プレナムスプリング機能	<u>(1) プレナムスプリング機能の劣化</u> ・プレナムスプリング力の劣化	○
	(5) タグガスの組成変化	<u>(1) 破損燃料集合体の同定への影響</u> ・タグガスの組成変化	○

記号 ◎: 検討要 ○: 影響は僅少と思われるが検討

大項目	評価結果
1. 放射線による劣化	(1) 中性子照射による影響 ラッパ管や燃料被ふく管は、使用期間中の最高温度が約550℃、最大フルエンス $2.1 \times 10^{22} \text{n/cm}^2$ 程度であり、「常陽」の照射後試験実績より中性子照射による影響はない。
2. 環境の影響による劣化	(1) ナトリウム環境中による影響 ナトリウム中(約200℃、酸素濃度10ppm以下)においては、材料の腐食を保守的に試算した結果、$1.6 \mu\text{m}$以下と小さいこと。また低温域であることから引張強度、クリープ強度等、材料強度の低下に影響を及ぼすことはない。 (2) 大気環境中による影響 大気環境中の各貯蔵場所は温度管理され、結露もないこと、及び燃料集合体外表面の付着塩分量も極めて少ない(5mgCl/m^2以下)ことから、保管中における大気環境の影響は無視できる。(もんじゅでの付着塩分濃度の管理目標値:70mgCl/m^2以下)
3. 機械的劣化	(1) 摩耗、フレッティングによる影響 被ふく管とワイヤスペーサの擦り痕防止策を実施していること、及び保管中は低流速であることから、被ふく管とワイヤスペーサの擦り痕は発生しない。 ワイヤの張力は被ふく管との温度差により変化するが、保管中の温度差がないことから張力は維持される。また熱クリープは約200℃の低温域では生じないことから、熱クリープによる変形によってワイヤスペーサが緩むことはない。 (2) 自己融着による影響 炉心支持構造物の接触部分には、耐自己融着特性に優れた表面硬化材(ステライト)が肉盛施工されており、かつ約200℃のナトリウム環境であることから、集合体エントランスノズル部(SUS316)との自己融着は無視できる。

長期保管燃料の健全性評価の概要(2/2)

大項目	評価結果
4. 燃料組成の変化	(1) 燃料組成の変化による核的影響 燃料交換を行うことにより、反応度を回復させる。燃料取替計画を定めて、炉心の安全性を確認する。
	(2) Amによる燃料物性への影響 燃料組成変化に伴う燃料物性データについては最新知見に基づき評価する。
5. その他の要因	(1) 被ふく管の内圧上昇による影響 Puの α 崩壊によるHeガス生成が支配的となるが解析で求めた結果、製造時の封入圧約0.1MPaに対して約0.18MPaへと上昇するが、被ふく管強度に及ぼす影響は軽微であり、問題にはならない。
	(2) 被ふく管の内面腐食による影響 燃焼度20,000MWd/t又は被ふく管内面温度480℃以下では内面腐食の発生は認められていない。そのため、保管期間中の温度、燃焼度では、FCCI(ペレット-被ふく化学相互作用)が発生しておらず、被ふく管の強度へのFCCIの影響は無視できる。
	(3) 集合体パッド部表面硬化材の剥がれ、脱落による影響 集合体パッド部形状や被膜厚さ等を模擬したナトリウム中の高温熱サイクルによる熱衝撃条件でも表面硬化材の剥離現象は認められていない。そのため、保管中の温度がほぼ一定で、かつ約200℃と試験条件より低温であることから、パッド部母材と表面硬化材との熱膨張差やナトリウム腐食による剥離は無視できる。
	(4) プレナムスプリングの機能劣化による影響 今後、もんじゅへ輸送する燃料及びもんじゅ内保管の燃料については、大気中又は約200℃ナトリウム中の保管状態であることから、熱クリープによるプレナムスプリングの押付け力の低下は考えられず、製造時の押付け力が確保されている。
	(5) タグガスの組成変化による影響 タグガスにはKr及びXeの安定同位体核種を用いているため、長期保管後もタグガス組成が有意に変化することはない。

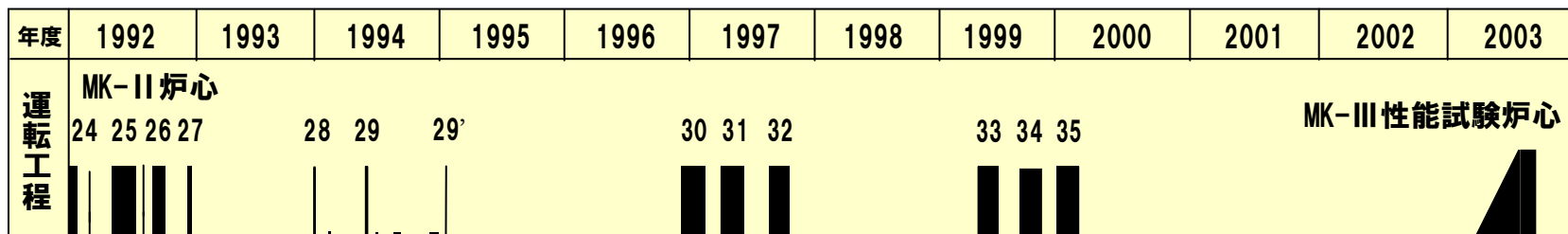
長期間保管後の照射履歴を有するMK-II炉心燃料集合体の事例（4体）

・約4～7年の大気中保管後、約9～10年間の炉内ナトリウム中装荷

炉心燃料集合体の使用実績: 539体 ((MK-I～III) 平成17年末現在)

これまでの運転を通じて、燃料破損が発生したことはない。

	大気中 保管年数 (新燃料貯蔵庫)	炉内装荷期間			照射実績	
		運転サイクル	運転日数 (EFPD)	停止期間を含む 装荷年数	要素最高 燃焼度 (MWd/t)	最大線出力 (W/cm)
1	6.9 年	28～35	401 日	8.9 年	69,700	356
2	6.1 年	27～35	431 日	9.5 年	56,100	321
3	4.0 年	28,29'～35	376 日	8.8 年	54,500	301
4	3.9 年	28～35	401 日	8.8 年	54,400	303



「常陽」で長期間に亘り、ナトリウム中浸漬、照射を経験した照射後試験(PIE)の事例

1. 主な仕様

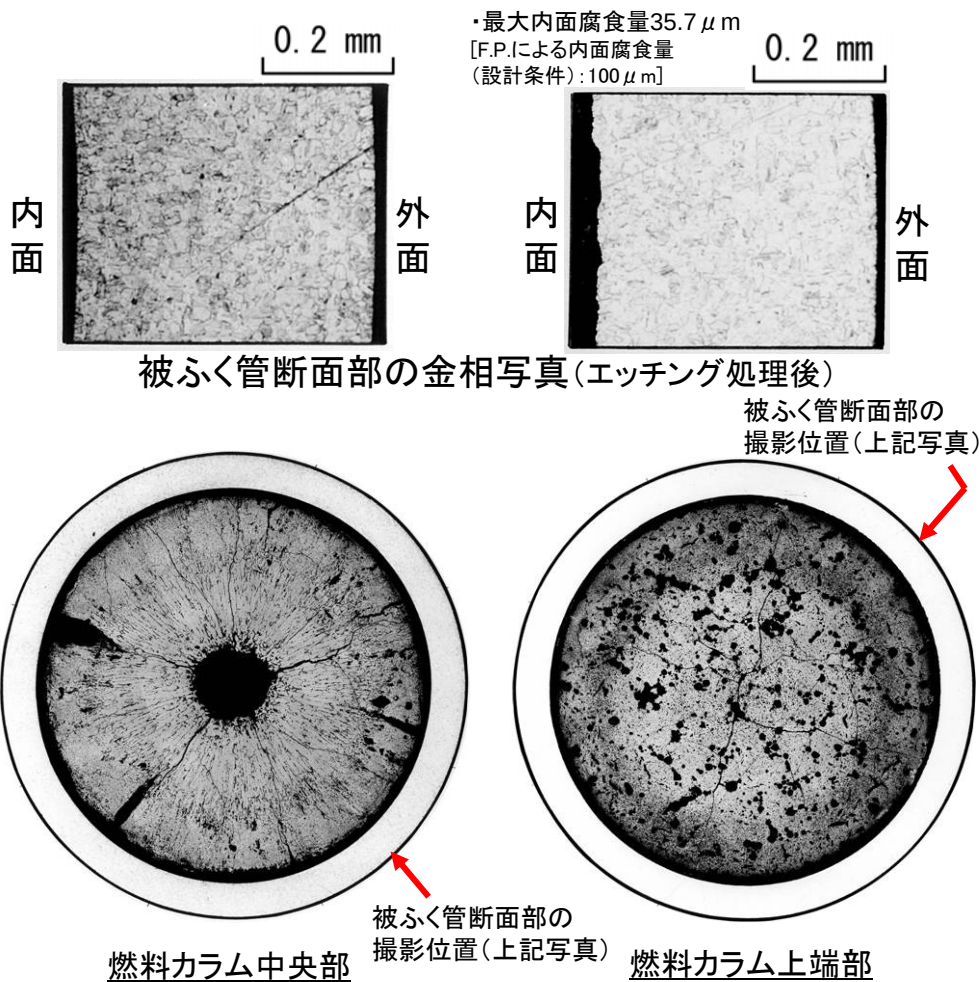
- ・「もんじゅ」タイプ燃料集合体(PFC030)
- ・燃料要素 : 61本
- ・燃料要素外径 : $\phi 6.5\text{mm}$
- ・ペレット密度 : 85%TD
- ・ラッパ管及び被ふく管材料:
SUS316相当ステンレス鋼

2. 主な照射条件

- ・最高燃焼度 : 119.2GWd/t
- ・最大中性子照射量 : $17.82 \times 10^{22} \text{ n/cm}^2$
($E > 0.1\text{MeV}$)
- ・炉内滞在期間 : 昭和61年2月4日
~平成3年10月10日
(約5.7年)
- ・EFPD : 836.7日

3. 照射後試験結果

- ・燃料ピンの金相試験結果より、被ふく管の内面腐食、外面腐食等の異常は認められず、被ふく管の健全性に問題がないことを確認している。



[目的]

保管状態にある燃料集合体は、前述のとおり、経年的な影響を考慮してもその機械的健全性に影響を及ぼすことはないとする。

これら評価を補足するための位置付けとして、以下に示す確認を「もんじゅ」サイトで行うことを検討している。

これら検討は、原子力施設の安全確保の観点から最も重要な要求機能である「核燃料物質及び核分裂生成物の閉じ込め機能」及び「冷却材流路確保機能」について行う。

[確認事項]

- ・確認対象: ①～③ 原子炉容器内の炉心燃料集合体及びブランケット燃料集合体 (少数体)
④ 炉内計装(燃料集合体出口流量計)位置の集合体、流量を可変し測定 約30体
- ・確認時期: 再起動に向けた燃料取替に際して実施する計画

核燃料物質及び核分裂生成物の閉じ込め機能

- ① 燃料検査設備による健全性確認(シッピング法による燃料破損検査)
- ② ファイバースコープによる外観確認(燃料被ふく管の外観確認)

冷却材流路確保機能

- ③ ファイバースコープ・小型CCDカメラによる外観確認
(ワイヤスペーサ、ラッパ管、エントランスノズルの外観確認)
- ④ 燃料集合体の流路確保の確認
 - ・燃料集合体出口流速計による測定

長期保管燃料について経年的影響の観点から考察した。

- 燃料が有する機械的健全性については、使用上での要求機能、性能を確保しているものと考えるが、今後、評価結果をとりまとめ、最終確認を行う。
- 燃料組成の変化による核的特性への影響については、燃料取替計画を定め健全性を確認する。また、燃料組成の変化による燃料物性への影響については、Amを含む燃料の物性値データを踏まえて評価し、健全性を確認する。