

しゃへい体等取出し作業

令和4年1月11日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

1. はじめに

1.1 廃止措置全体像からみたしゃへい体等取出し作業の位置づけ

しゃへい体等取出し作業は、第2段階における完了条件の一つであり、第3段階で実施する原子炉容器解体の準備として、燃料取扱及び貯蔵設備により線量率の高いしゃへい体等の炉心構成要素を取り出すこととしている。

一方、本作業は放射性ナトリウムの搬出においてクリティカル工程になっていることも踏まえ、安全、確実、かつ、できる限り速やかに完了することが必要となる。

1.2 しゃへい体等取出し作業開始前のプラント状態

廃止措置開始時に原子炉容器及び炉外燃料貯蔵槽にあった燃料体は、第1段階の終了時点では、すべて燃料池に貯蔵されている。原子炉容器には中性子源集合体、サーベイランス集合体、中性子しゃへい体、制御棒集合体、模擬燃料体及び固定吸収体が残ることになるが、これらを総称し、しゃへい体等と呼ぶこととする。

しゃへい体等は、内包する放射性物質や放射化量によって、近接不可能なグループと近接可能なグループに分けられる。

<近接不可能>

- ・中性子源集合体、サーベイランス集合体、中性子しゃへい体

<近接可能>

- ・制御棒集合体、模擬燃料体、固定吸収体

近接不可能であっても燃料体のように大量の核分裂生成物（U、Pu）を含まず、発熱（すべて1W/体未満）もないことから、第1段階と比較して、取扱いに伴うリスクはほとんどない。このため、保安管理上においても「燃料体の移送（燃料管理）」から「放射性廃棄物の運搬（廃棄物管理）」として管理を行うこととする。

1.3 シャへい体等取出し作業の終了条件

原子炉容器内にあるシャへい体等を燃料池にすべて貯蔵することを条件とし、近接不可能なグループから優先して取り出す。(第1図)。

2. 実施方針、実施方法

2.1 実施方針

- ・ 燃料取扱及び貯蔵設備による燃料体取出し作業の経験、実績を反映して、安全、確実な作業を計画する。
- ・ 本作業が放射性ナトリウム搬出のクリティカル工程となることから、安全、確実、かつ、可能な限り速やかな作業が実施できるよう、他の廃止措置作業との整合を図る。

2.2 実施方法

- ・ 第1段階の燃料体取出し作業で経験、実績のある燃料取扱及び貯蔵設備を用いて、安全、確実に実施する。
- ・ 放射性物質を内包している又は、放射化により近接作業で取り出すことができないものを優先して取出すこととし、具体的には以下の順序とする。
 - ① 中性子源集合体
 - ② サーベイランス集合体
 - ③ 中性子シャへい体
 - ④ 制御棒集合体、模擬燃料体及び固定吸収体
- ・ 1次主冷却系のナトリウムをドレンし、原子炉容器液位を SsL で運用することにより、設備点検のためにシャへい体等取出しの実作業が行えない期間を短縮するとともに、プラントの維持管理、設備保全・整備の迅速化を図る。
- ・ 一部の模擬燃料体は構造上、残留するナトリウムが多くなる可能性がある

ることから、試験により把握する残留量に応じた適切な洗浄方法を検討し、模擬燃料体洗浄試験で洗浄性を確認する。

3. 実施体制

燃料体取出し作業の完了後、もんじゅ全体の廃止措置実施体制を廃止措置第2段階（ナトリウム解体準備期間）に適した体制に変更するための準備を第1段階期間中に行う。しゃへい体等取出し作業の体制についても、この新体制の下で燃料体取出し作業の経験を有する要員を中心に編成し、教育・訓練を行う。第2図に第1段階の燃料体取出し作業体制としゃへい体等取出し作業体制の比較を示す。要員等の詳細は、第2段階に向けた実施体制の整備と合わせて検討し決定する。

なお、しゃへい体等取出し作業時においても、機器動作時のパラメータの監視、継続監視による異常の兆候判断等は、しゃへい体等取出し作業の継続上重要であることから、設備設計メーカーによるデータ採取・評価は継続して実施する。

4. 実施工程

第1段階の燃料体取出し作業完了後、第2段階に着手する解体準備の諸作業を実施するための組織体制の整備が完了し次第、速やかにしゃへい体等取出し作業を開始する。第1段階の燃料体取出し作業と同様、しゃへい体等の取出し、しゃへい体等の処理、設備点検・検査の作業を繰り返し実施する。第3図に工程の概要を示す。

5. リスクマネジメント

第2段階のしゃへい体等取出し作業は、ナトリウムの搬出開始までに達成すべき重要な作業と捉え、リスクマネジメントを実施する。

第2段階のしゃへい体等取出し作業において使用する設備は、第1段階と

同様であり、第1段階で実施したリスク評価を基に第2段階を評価する。これらに加え、しゃへい体等取出し作業特有である原子炉液位を SsL 運用する場合のリスクを洗い出して評価する。

5.1 しゃへい体等取出し作業（原子炉容器→炉外燃料貯蔵槽）のリスク評価

原子炉容器からのしゃへい体等の取出しに対するリスク評価は、第4図に示すように、以下の3つの観点から行った。

① 燃料取扱設備による原子炉容器内炉心構成要素等の取出しのリスク

本作業は、第1段階で実施した燃料体の取出しと同様の作業であり、対象物が燃料体ではなくしゃへい体等となる。このため、燃料体の取出しに対して実施したリスク評価結果をもとに、対象物の違いを踏まえて再評価した。

しゃへい体等は大量の核分裂生成物（U、Pu）を含まないため、しゃへい体等の損傷は安全上重要な事象ではなく、長期的な停止に至る可能性がある事象として評価した。また、燃料体に対して想定した過熱、臨界リスクは存在しない。その結果、安全上重要な事象及び長期的な停止に至る可能性がある新たな事象は発生しておらず、対応方法は第1段階と同じ方法が適用可能であることを確認した。

② 燃料取扱設備による原子炉容器内炉心構成要素等の取出しのリスク

（上記①に含まれないリスク）

本作業は、2022年に実施する燃料体の取出し（燃料体の取出し後に模擬燃料の装荷を行わない部分装荷）と同様の作業であり、対象物が燃料体ではなくしゃへい体等となる。このため、燃料体の取出しに対して実施したリスク評価結果をもとに、対象物の違いを踏まえて再評価した。

燃料体の取出しに対するリスク評価では、仮想模擬体を設定するプログラムの動作不良について、工場試験、実機による動作確認を事前に行うことで

リスクは回避できると評価しており、しゃへい体等取出しに対するリスク評価においても同じとした。2022年の燃料体の取出しの実績を踏まえて、再評価する。

③ しゃへい体等の取出しを SsL 運用で実施することに伴うリスク

しゃへい体等の取出しに特有である原子炉液位を SsL 運用する場合のリスク評価の詳細は「資料 3 - 3 しゃへい体等取出し時の原子炉容器内ナトリウムの液位の設定について」にて示す。燃料交換設備の動作環境の変更に対し、設計開発段階から試験で確認されており設定値を変更することで対応可能であること、純度悪化に対し、これまでの運用実績から不純物析出に至る可能性は極めて低いことが確認できている。しかし、本作業は第 2 段階のクリティカル作業のため、長期的な停止に至る可能性がある事象として、リカバリプランを準備する。

5.2 しゃへい体等取出し作業（炉外燃料貯蔵槽→燃料洗浄設備→燃料池）のリスク評価

しゃへい体等の処理に対するリスク評価結果は、第 5 図に示すように、以下の 2 つの観点から行った。

① 燃料処理設備による炉心構成要素等の処理作業のリスク

本作業は、第 1 段階で実施した燃料体の処理と同様の作業であり、対象物が燃料体ではなく、しゃへい体等となる。このため、燃料体の処理に対して実施したリスク評価結果をもとに、対象物の違いを踏まえて再評価した。

しゃへい体等は大量の核分裂生成物（U、Pu）を含まないため、しゃへい体等の損傷は安全上重要な事象ではなく、長期的な停止に至る可能性がある事象として評価した。また、燃料体に対して想定した過熱、臨界リスク

は存在しない。その結果、安全上重要な事象及び長期的な停止に至る可能性がある新たな事象は発生しておらず、対応方法は第1段階と同じ方法が適用可能であることを確認した。

② 燃料処理設備による炉心構成要素等の処理のリスク

(上記①に含まれないリスク)

本作業は、2022年に実施する燃料体の処理（燃料体の取出し後に模擬燃料の装荷を行わない部分装荷）と同様の作業であり、模擬燃料体を炉外燃料貯蔵槽に装荷せず、また、対象物が燃料体ではなくしゃへい体等となる。このため、燃料体の処理に対するリスク評価結果をもとに、模擬燃料体を炉外燃料貯蔵槽に装荷しないことや対象物の違いを踏まえて再評価する。

本年実施する燃料体の処理では、炉外燃料貯蔵槽からの燃料体の取出しのみとなり、新たに模擬燃料体が炉外燃料貯蔵槽に装荷されず、その体積分を補うためのオーバフロータンクの水が不足して炉外燃料貯蔵槽の液位が低下するリスクがある。燃料体の処理ではオーバフロータンクの水不足には至らないと評価しているが、しゃへい体等の処理は部分装荷によってオーバフロータンクの水が低下した状態から始まること、1体当たりの体積及び処理体数が異なるため、このリスクに対する評価を現在実施中であり、2021年度中に完了予定である。

6. 原子炉容器内ナトリウム液位 SsL 時の作動試験

「2.2 実施方法」で述べた通り、1次系のナトリウムをすべてドレンし、原子炉容器液位を SsL で運用することにより、作業の迅速化を図ることとしており、その影響については、「資料3-3 しゃへい体等取出し時の原子炉容器内ナトリウム液位の設定について」にて詳細を説明する。原子炉容器液位を SsL で運用する場合、燃料交換装置の吊り不吊り判定、パンタグラフの開閉及び炉心位置決めに影響することから、対策として2022年の燃料体の取出し完

了後に事前確認試験 1 を行い、現状の設定値における動作性を確認し、設定値を変更する。さらに、同年の燃料体の処理完了後に事前確認試験 2 として原子炉容器液位 SsL の状態において、実際にしゃへい体等の取出しを行った上で確認することを検討、計画する。

7. 模擬燃料体の洗浄性

「1.2 しゃへい体等取出し作業開始前のプラント状態」で述べた通り、模擬燃料体の一部（炉心領域用）は構造上、残留するナトリウムが多くなる可能性がある。

燃料体はワイヤスペーサをらせん状に巻きつけることによりピン間の距離を保つとともに、2つのワイヤ間の広い間隙をナトリウムが流れ出る構造となっている。第 1 段階前に追加製造した模擬燃料体は、ワイヤスペーサがなくピンを束ねており、ナトリウムの流れる流路が狭く、ピン上端から下端まで一直線状に束ねた構造となっている。（第 6 図）ナトリウムの濡れ性は悪いことから、模擬燃料体に残留するナトリウム量は多くないと考えられるが、このような隙間が狭いピンバンドル構造でのナトリウムの滴下は、表面張力の影響が強い場合、燃料体よりも多くのナトリウムが残留する可能性がある。

この場合、既設備である燃料洗浄設備でのナトリウム洗浄運転に支障を来す可能性があることから、残留ナトリウム量を定量的に把握するため、単体要素試験及び集合体試験を 2021 年度中に実施する。（第 7 図）

まず、ピンのナトリウムの残留箇所、残留量を概括的に把握するため、2021 年 6 月に実施した単体要素試験では、ピンの下部の隙間部にナトリウムが残留することが分かった（第 8 図）。現在、集合体試験としてピンの長さの違いによるピンの下部の隙間部に残留するナトリウム量やピン本数を実機と同数とし、より正確な残留ナトリウム量を把握すべく試験中である。今後、試験結果等を踏まえ、2022 年 6 月から予定している燃料体の処理時に、現

在保有している模擬燃料体を使用した燃料洗浄設備でのナトリウム洗浄試験を実施し、その洗浄性を確認する。

8. その他準備事項

これまで、しゃへい体等取出し作業の実施方針、実施方法、体制、工程について述べた。以降は、その他のしゃへい体等の取出し開始にあたり、事前の準備検討が必要な事項に関する検討状況、検討結果を示す。

8.1 しゃへい体等の取出しを放射性廃棄物の運搬として取扱う場合の廃止措置計画、保安規定上の取扱い

「1.2 しゃへい体等取出し作業開始前のプラント状態」で述べた通り、保安管理上も「燃料体の移送（燃料管理）」から「放射性廃棄物の運搬（廃棄物管理）」として管理されるものといえる。この場合における廃止措置計画、原子炉施設保安規定（以下「保安規定」という。）上の取扱いを整理する。

8.1.1 しゃへい体等の法令上の位置づけ

廃止措置計画、保安規定上の取扱いを整理する上で、しゃへい体等の位置づけを法令上の観点から確認する。

① 「燃料体」の定義

「燃料体」とは、「研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」第2条（定義）にて以下の通り規定されており、しゃへい体等は含まれていない。

- ・ 「三 「燃料体」とは、発電用原子炉に燃料として使用できる形状又は組成の核燃料物質をいう。」

② 原子炉設置許可申請書上の分類

原子炉設置許可申請書（以下「設置許可」という。）本文「五、原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備」「ハ、原子炉本体の構造及び

設備(イ) 炉心」に、先ず「炉心は炉心燃料集合体，ブランケット燃料集合体，制御棒集合体，中性子しゃへい体等からなる。これらの炉心構成要素を炉心支持板の上に配列し、」とし、炉心に装荷される燃料体及びそれ以外のものを含めて「炉心構成要素」と定義している。

ただし、設置許可本文では、次の通り設備を分類している。

- ・ 「ハ、原子炉本体の構造及び設備（ロ）燃料体」で、燃料体として炉心燃料集合体及びブランケット燃料集合体（試験用集合体を含む）
- ・ 「ハ、原子炉本体の構造及び設備(ハ) 減速材及び反射材の種類」で、反射材として中性子しゃへい体
- ・ 「へ、計測制御系統施設の構造及び設備(ハ) 制御設備、(ニ) 非常用制御設備」で制御棒集合体

また、添付書類八の安全設計に関する説明「3. 原子炉及び炉心」においても同様に、以下の通り設備を分類している。

- ・ 「燃料」として炉心燃料集合体、ブランケット燃料集合体（試験用集合体含む）
- ・ 「反応度制御設備」として制御棒集合体
- ・ 「その他の設備」として中性子源集合体、中性子しゃへい、サーベイランス集合体及び固定吸収体

③ しゃへい体等の位置づけ・取出し作業の管理

上記①及び②から、定義上、しゃへい体等は「燃料体」に該当しない。また、「研究開発段階発電用原子炉の設置、運転等に関する規則」第2条（定義）にて、「二 「放射性廃棄物」とは、核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物で廃棄しようとするものをいう。」と規定されており、「燃料体」によって汚染された制御棒集合体、中性子源集合体、中性子しゃへい、サーベイランス集合体及び固定吸収体は「放射性廃棄物」と位置づけるとともに、しゃへい体等取出し作業は「放射性固体廃棄物」の移送

作業として管理することが適切と考えられる。なお、上記「放射性廃棄物」に含まれていないものの模擬燃料体も同様に管理することが適切と考えられる。

8.1.2 廃止措置計画上の取扱い

「放射性固体廃棄物」の移送作業として管理するため、廃止措置計画上の取扱いを以下の考え方で変更する。

「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 高速増殖原型炉もんじゅの廃止措置計画の認可の審査に関する考え方（平成 29 年 4 月原子力規制委員会）」の「第 5 申請書に記載する廃止措置計画に定めるべき事項に対する審査（研開炉規則第 111 条第 1 項及び第 3 項）」「10 核燃料物質又は核燃料物質によって汚染された物の廃棄（研開炉規則第 111 条第 1 項第 10 号）」に、「① 発電用原子炉施設内に保管廃棄する放射性廃棄物及び廃止措置に伴って発生する放射性廃棄物の廃棄について、取扱い並びに処理及び処分の方法が定められていること。」とされている。これを満足するよう本文十の記載に次の内容を追加する。

- ・ 「3.1 放射性固体廃棄物の処理(2) 第 2 段階以降」に、第 2 段階で炉心からしゃへい体等取出し作業を実施するため、放射性固体廃棄物の移送方法（燃料体と同様の移送方法）、管理方法（燃料池に貯蔵）等について規定する。
- ・ 「第 2 段階において発生する放射性固体廃棄物の推定発生量」にしゃへい体等を追加する。

8.1.3 保安規定上の取扱い

「8.1.1 しゃへい体等の法令上の位置づけ」にて確認した結果を基に「放射性固体廃棄物」の移送作業として管理するため、保安規定上の取扱いを以下の考え方に基づいて変更する。

① 第6章「放射性廃棄物管理」

「国立研究開発法人日本原子力研究開発機構 高速増殖原型炉もんじゅの廃止措置段階における保安規定の認可の審査に関する考え方（平成29年4月原子力規制委員会）」（以下「もんじゅ保安規定審査基準」という。）の「14 放射性廃棄物の廃棄（研開炉規則第87条第3項第15号）」にて、「⑤ 放射性固体廃棄物の貯蔵及び保管に係る具体的な管理措置並びに運搬に関し、放射線安全確保のための措置が定められていること。」とされている。これを満足するよう現行の保安規定第75条（放射性固体廃棄物の管理）に追記し、管理する。具体的には、

第75条第1項第2号に「原子炉内で照射された機器等のうち使用済制御棒等は、燃料環境課長が別図75-1に定める燃料池の燃料の貯蔵エリア以外の場所に保管する」旨を規定するとともに、別図75-1に燃料池の放射性固体廃棄物の貯蔵位置図を追加する。

また、QMS上「放射性固体廃棄物」の定義として「制御棒集合体、固定吸収体、中性子しゃへい体」（総称し使用済制御棒等と定義）に加え、「中性子源集合体、サーベイランス集合体、模擬燃料体」を追加する。

② 第5章「燃料管理」

もんじゅ保安規定審査基準の「13 核燃料物質の受払い、運搬、貯蔵その他の取扱い（研開炉規則第87条第3項第13号）」において、「① もんじゅ構内における新燃料の運搬及び貯蔵並びに使用済燃料の運搬及び貯蔵に際して、臨界に達しないようにする措置その他保安のために講ずべき措置を講ずること及び貯蔵施設における貯蔵の条件等が定められていること。」とされている。

第1段階で炉心からの燃料体取出し作業は完了し、全て燃料池で貯蔵していることから、燃料管理の対象は、新燃料貯蔵室及び燃料池に貯蔵している燃料体を対象とする。これにより実施しない条項は削除し、今

後実施する内容に合わせて以下の通り整理し、審査基準を満たすものとする。

(a) 第 68 条（新燃料の運搬）

燃料池に新燃料が貯蔵されていることから、運搬に使用する機器に燃料移送機を追加する。

(b) 第 70 条（新燃料の貯蔵）

新燃料の貯蔵場所から炉外燃料貯蔵槽を削除する。

(c) 第 71 条（炉心構成要素等取替作業）

炉心からの燃料体の取出しが完了し、第 2 段階以降作業が無いことから、条文を削除する。

(d) 第 71 条の 2（燃料処理・貯蔵作業）

燃料体の処理が完了し、第 2 段階以降作業が無いことから、条文を削除する。

(e) 第 72 条（照射済燃料等の貯蔵）

燃料池における燃料体配置図を第 71 条の 2 から本条に移行する。使用済燃料の貯蔵場所から炉外燃料貯蔵槽を削除する。燃料池での燃料の移動等は燃料移送機を使用することについて、第 71 条の 2 から本条に移行する。

(f) 第 73 条（破損のおそれのある燃料の検査）

炉心及び炉外燃料貯蔵槽に装荷、貯蔵されていた燃料体が全て燃料池に貯蔵されたことから、条文を削除する。

(g) 第 73 条の 2（炉心構成要素の性能維持確認）

第 2 段階以降炉心構成要素を新燃料貯蔵室に搬入することが無いこと及び炉心または炉外燃料貯蔵槽に装荷、貯蔵されていた燃料体が全て燃料池に貯蔵されたことから、条文を削除する。

(h) 第 74 条（使用済燃料の運搬）

全ての使用済燃料が燃料池に貯蔵されていることから、運搬に使

用する機器から燃料出入機設備を削除する。

また、上記の改訂に伴い、第 67 条の 6 (定義) に記載の「照射済燃料」、「炉心構成要素」、「炉心構成要素等」、「炉心構成要素等取替作業」及び「燃料処理・貯蔵作業」の定義は不要となることから、削除する。

8.2 恒久的措置

もんじゅ保安規定審査基準の「7 発電用原子炉の運転停止に関する恒久的な措置 (研開炉規則第 87 条第 3 項第 7 号)」にて、「○ もんじゅを恒久的に運転停止するために講ずべき措置について定められていること。具体的には I 炉心に核燃料物質を装荷しないこと。」とされている。第 2 段階におけるしゃへい体等取出し作業時は、第 1 段階での燃料体取出し作業と同様の設備を使用し、同様のルートで炉心から燃料池に移送することから、物理的な燃料取扱設備の撤去、移送ルートの閉鎖等の措置は難しい。

したがって、しゃへい体等の取出し時以外はこの移送ルートを閉鎖し、「炉心に核燃料物質を装荷しないこと」を管理できるようにする。

具体的には、次の通りに管理する。

- ① 燃料池貯蔵ラックに貯蔵されている燃料体の移送経路では、燃料体の取出し及び燃料体の処理のいずれの場合においても、物理的なストップパによって燃料出入装置で燃料体を炉心へ移送できないよう措置されている。また、自動化運転では燃料池貯蔵ラックから燃料体を取出し炉心側に移送することはできず、手動運転においてもインターロック上、燃料池貯蔵ラックから燃料体を取出し炉心側に移送することはできない。
- ② 新燃料貯蔵ラックに貯蔵されている燃料体の移送経路では、必ず地下台車を経由することから、地下台車の新燃料移送機側案内管に蓋等によって移送経路を遮断する (第 9 図)。但し、保障措置において新燃料移送機側案内管を使用する場合は一時的に解除する。
- ③ 上記①及び②に加え、燃料体の移送経路上は必ず「燃料出入孔」を通

過することから、燃料出入孔ドアバルブが開閉できない処置を行い、移送ルート上に燃料出入孔プラグが装荷された状態を保持することで移送経路を遮断する。(第9図) 但し、しゃへい体等取出し作業の期間中は一時的にこれを解除する。

しゃへい体等取出し作業時の運用方法(閉鎖の管理、解除の方法等)については、保安規定第14条(原子炉の運転停止に関する恒久的な措置)に規定する。

8.3 中性子源集合体

中性子源集合体は、「8.1.1 しゃへい体等の法令上の位置づけ」の「②原子炉設置許可申請書上の分類」に記載した通り、炉心に装荷される「炉心構成要素」として定義されている。「炉心構成要素」の取扱いについては、設置許可添付書類八の安全設計に関する説明「8.6 燃料取扱及び貯蔵設備」では、「燃料取扱及び貯蔵設備は、炉心燃料集合体のほか、ブランケット燃料集合体、制御棒集合体、中性子しゃへい体等の炉心構成要素を取扱う。」とされており、また「炉外燃料貯蔵槽から取り出された炉心構成要素は、燃料洗浄設備でナトリウムを洗浄し、裸または缶詰にして燃料池内の貯蔵ラックに貯蔵する。」とされている。したがって、従来から設置許可においては、炉心から取出された中性子源集合体は燃料池に貯蔵できるものとし、許可を得ている。

もんじゅの中性子源は Cf-252(半減期 2.645 年)型であり、「放射性同位元素等の規制に関する法律」に基づく RI 使用許可を得ている。許可数量は 72GBq が 2 本で計 144GBq であり、使用及び貯蔵場所は原子炉容器室及び炉外燃料貯蔵室としている。しゃへい体等取出し作業で中性子源集合体は燃料池に貯蔵することから、中性子線源要素は受入後約 28 年が経過し、0.1GBq 程度に減衰していることを踏まえ、貯蔵場所に「燃料池」を追加、「使用」に

関する記載の削除及び許可数量の変更について 2021 年度中に変更申請を行い、しゃへい体等取出し開始前までに許可を得る計画である。

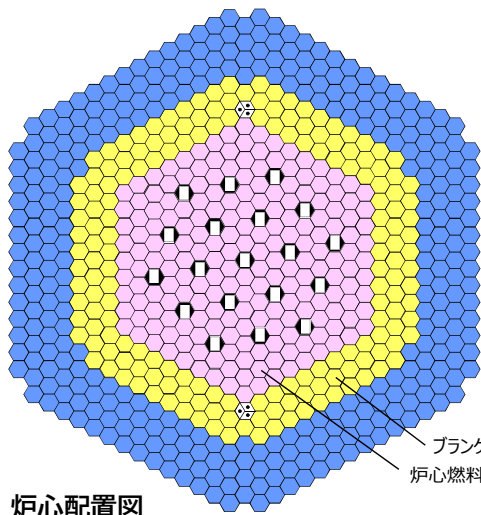
9. まとめ

しゃへい体等取出し作業は、廃止措置全体像からみて第 3 段階で実施するナトリウム設備解体の着手条件の一つとなる。第 1 段階の燃料体取出し作業で使用した設備を用いることでしゃへい体等を燃料池に移送可能であり、原子炉容器解体に先立ち、放射化ナトリウムの搬出前までに実施する。特に、1 次系のナトリウムをすべてドレンし、原子炉容器液位を SsL にて運用することにより、作業の迅速化を図る。そのために必要な確認試験については 2022 年の燃料体の取出し終了後に事前確認試験 1 として SsL 運用に伴う燃料交換装置の設定値変更を、同年の燃料体の処理完了後に事前確認試験 2 として原子炉容器液位 SsL の状態において、実際にしゃへい体等の取出しを行なった上で、確認することを検討、計画する。模擬燃料体に残留するナトリウムの洗浄性については、集合体試験を行い、2022 年の燃料体の処理期間中に実機による洗浄試験で洗浄性を確認する。

また、しゃへい体等取出し作業開始前までに、必要なリスクマネジメントを実施するとともに、中性子源集合体の RI 使用許可変更及び保安規定の変更を行う等、作業開始に必要な準備を完了させる。

以上

廃止措置開始時

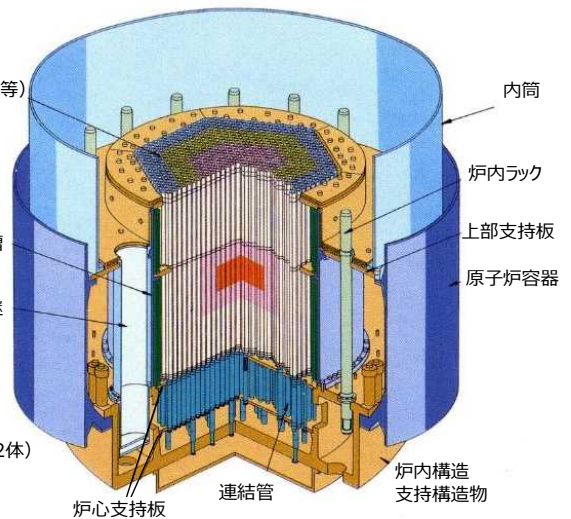


炉心構成要素
(燃料体、しゃへい体等)

炉心槽
炉内中継
ラック

ブランケット燃料集合体 (172体)
炉心燃料集合体 (198体)

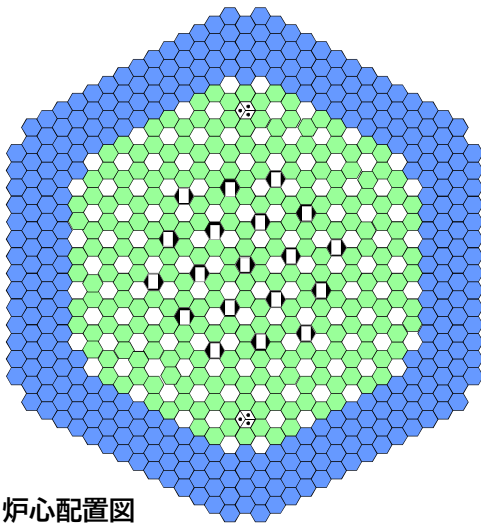
炉心配置図



原子炉容器回りの鳥瞰図

燃料体
取出し

廃止措置第2段階開始時



炉心配置図

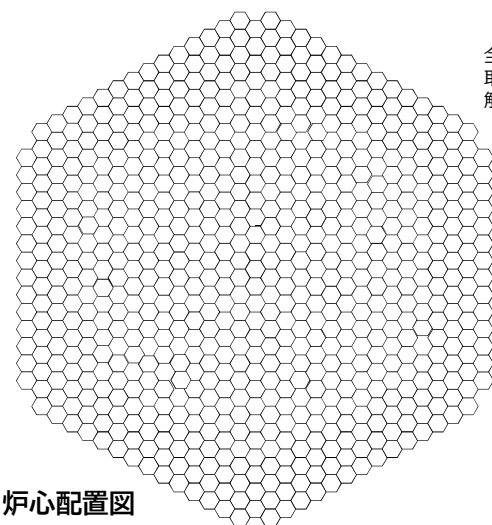
炉心内の炉心構成要素等

凡例	名称	体数	特徴	取出順
	中性子源集合体	2	放射性物質を内包 (252Cf)	1
	サーベイランス集合体	8	放射性物質を内包 (235U:5mg)	2
	中性子しゃへい体	316	照射により放射化	3
	制御棒集合体	19	未照射のため放射化していない	4
	模擬燃料体固定吸収体	246	放射化していない (燃料体取出し時に燃料体の代わりに装荷)	4
	空き箇所	124		—

(注: 炉内ラックにサーベイランス集合体4体あり)

しゃへい体等
取出し

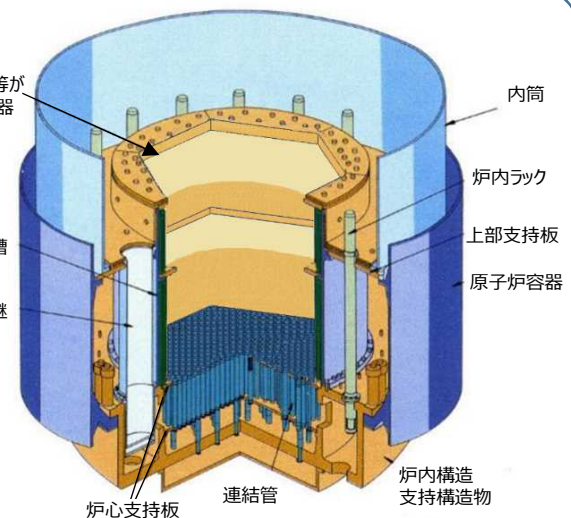
しゃへい体等取出し完了時



炉心配置図

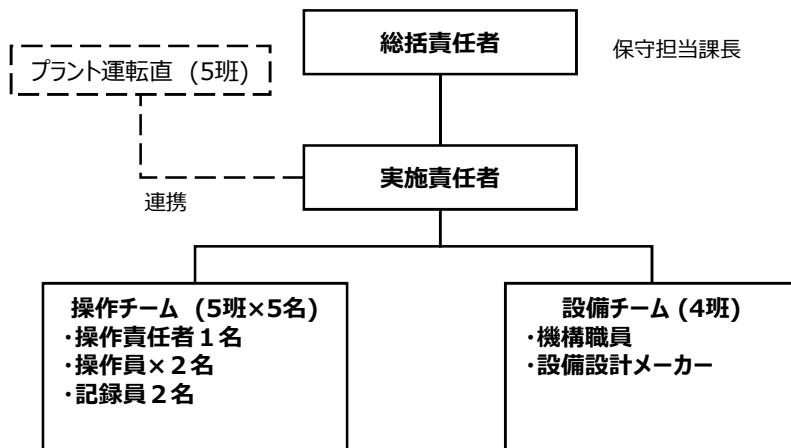
全ての炉心構成要素等が
取り出され、原子炉容器
解体着手条件を満足

炉心槽
炉内中継
ラック

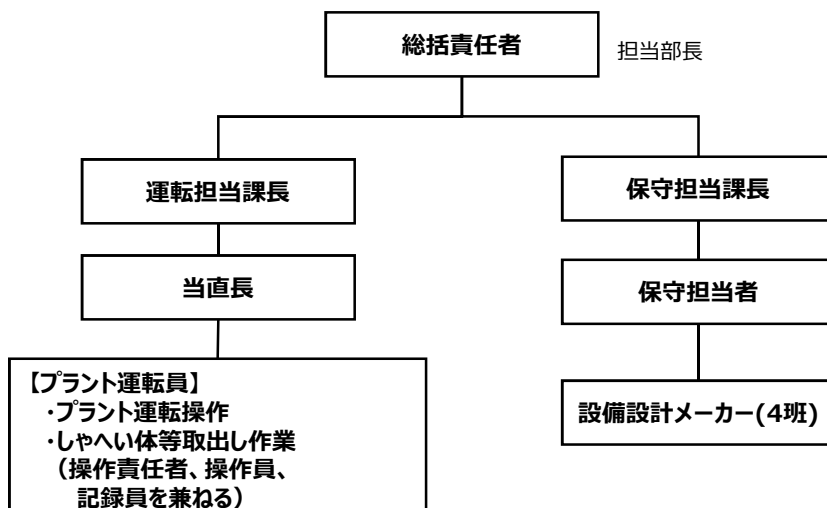


原子炉容器回りの鳥瞰図

第1図 廃止措置進捗に伴う炉心配置、原子炉容器回り状況の変遷



燃料体取出し作業体制（現状）



しゃへい体等取出し作業体制

第2図 しゃへい体等取出し作業体制(案)

項目	
体制整備、教育訓練	
しゃへい体等の取出し	
しゃへい体等の処理	
設備点検	

第3図 しゃへい体等取出し作業工程

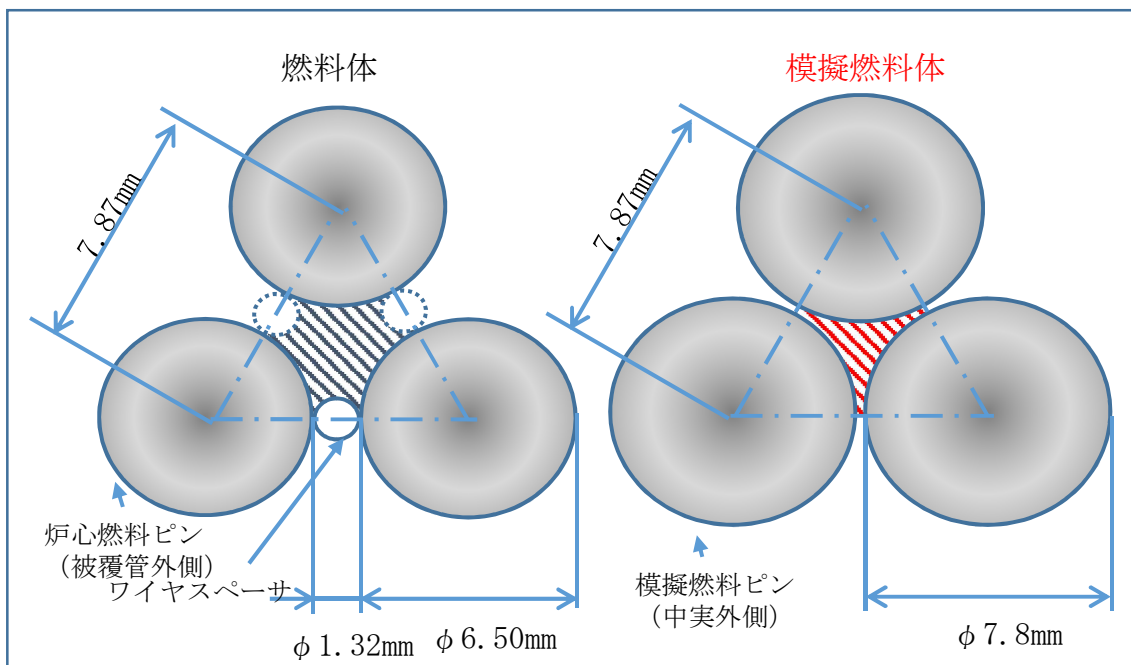
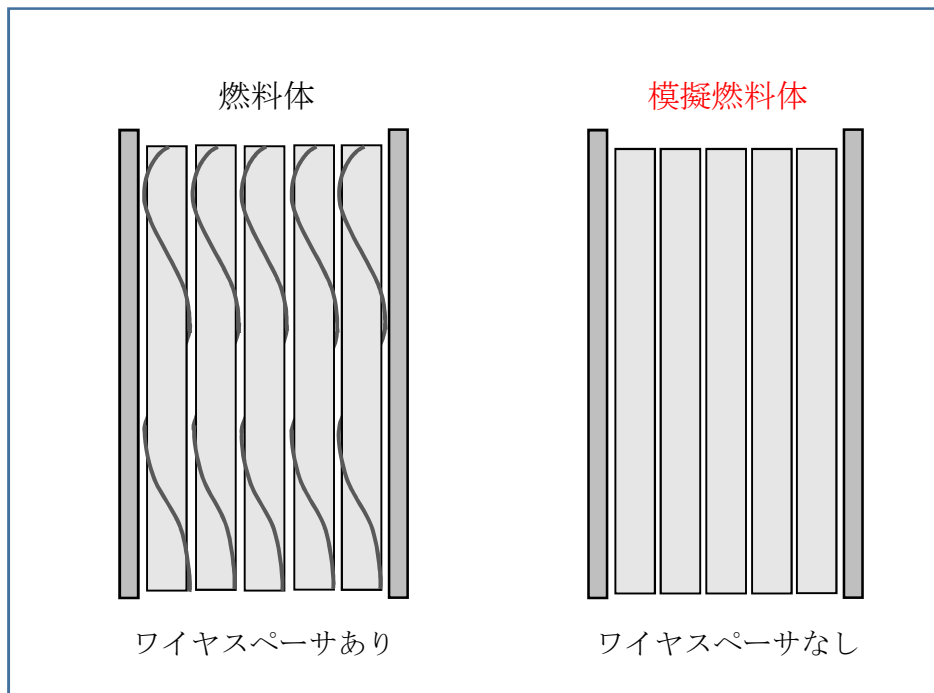
リスク評価対象区分	しゃへい体等取出し作業(炉外燃料貯蔵槽→燃料洗浄設備→燃料池)のリスク評価				リスク大区分
	しゃへい体等の処理のリスク評価(燃料体の処理に基づく評価)				
しゃへい体等取出し作業(炉外燃料貯蔵槽→燃料洗浄設備→燃料池)のリスク評価	リスク大区分		リスク小区分		リスク大区分
	燃料体の損傷	燃料体の機械的な損傷	リスク評価対象事象選定	リスク評価対象事象選定	リスク小区分
①実績のある燃料体取出し作業と同様の作業(燃料処理設備を用いた燃料等の処理)であり、燃料体の処理のリスク評価結果をもとに、対象物の違い(燃料体→しゃへい体等)を踏まえて、再評価	安全上重要な事象	燃料体の損傷 燃料体の過熱損傷	【リスク評価対象】燃料体の落下 【リスク評価対象】挟まりによる燃料体破損 崩壊熱が0.2 kW程度で自然放冷でも過熱損傷に至らない 臨界ピッチが確保されており、ラックの健全性が維持され、臨界には至らない	【リスク評価対象】しゃへい体等の落下 【リスク評価対象】挟まりによるしゃへい体等破損 しゃへい体等には該当リスクはない しゃへい体等には該当リスクはない	長期的な停止に至る可能性のある事象
		燃料体の損傷 燃料の臨界 ナトリウム火災 急激なナトリウム-水反応 停止後に復旧のため作業員が近接できない(しゃへいのない)場所でのしゃへい体の停止 設備復旧のためには、分解点検に長期間を要する機器の異常	【リスク評価対象】燃料体破損 【リスク評価対象】燃料洗浄設備での蒸気の多量の空気混入 【リスク評価対象】燃料洗浄設備での蒸気の多量の空気混入 【リスク評価対象】燃料洗浄槽内での燃料体の処理停止 【リスク評価対象】水中台車の水中機器の故障	【リスク評価対象】燃料体破損 【リスク評価対象】燃料洗浄設備での蒸気の多量の空気混入 【リスク評価対象】燃料洗浄槽内での燃料体の処理停止 【リスク評価対象】水中台車の水中機器の故障	【リスク評価対象】燃料体破損 【リスク評価対象】燃料洗浄設備での蒸気の多量の空気混入 【リスク評価対象】燃料洗浄槽内でのしゃへい体等の処理停止 【リスク評価対象】水中台車の水中機器の故障 予備品または代替品確保で長期停止に至らない 点検、動作試験で健全性を確認(万が一の発生時は警報処置手順書に基づき対応) 設備対応済み(発生時は既存の対応手順で復旧)
②今後実施する燃料体取出し作業と同様の作業(燃料処理設備を用いた燃料等の処理)であり、燃料体の処理のリスク評価結果をもとに、対象物の違い(燃料体→しゃへい体等)を踏まえて、再評価(①以外のリスク)	長期的な停止に至る可能性のある事象	EVSTからのしゃへい体等取出しだけで、搬入しないことによるEVST液位の低下	EVST内のNaは減少しても、オーパ・ジョークからNaが汲み上げられるため、EVST液位変化はない	EVSTからのしゃへい体等取出しだけで、搬入しないことにより、オーパ・ジョークから汲み上げられるNaが無くなり、EVST液位の低下 (評価中) 部分包装荷によってオーパ・ジョークの液位が低下した状態から始まること、しゃへい体は体積も大きく、処理体数が多いことから、オーパ・ジョークのNaがなくなり、Na純化かできないため、Na化合物付着等により燃料体破損のリスクがある	長期的な停止に至る可能性のある事象

凡例

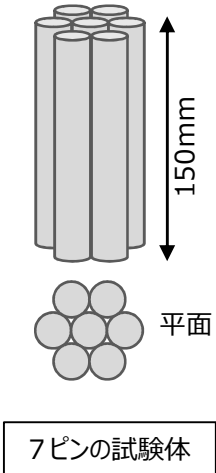
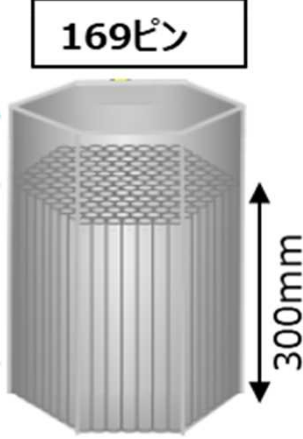
安全上重要な事象としてリスク評価対象とした事象
長期的な停止に至る可能性のある事象としてリスク評価対象とした事象

第5図 しゃへい体等取出し作業(炉外燃料貯蔵槽→燃料洗浄設備→燃料池)のリスク評価

＜ワイヤスペーサの有無によるNa流路部分のイメージ＞

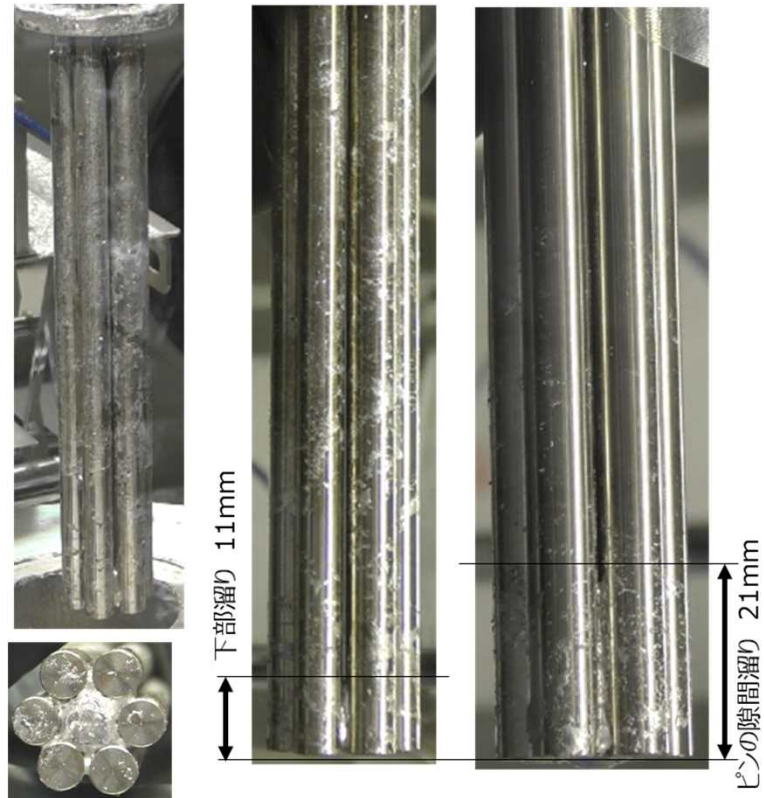


第6図 燃料体及び模擬燃料体の断面の比較

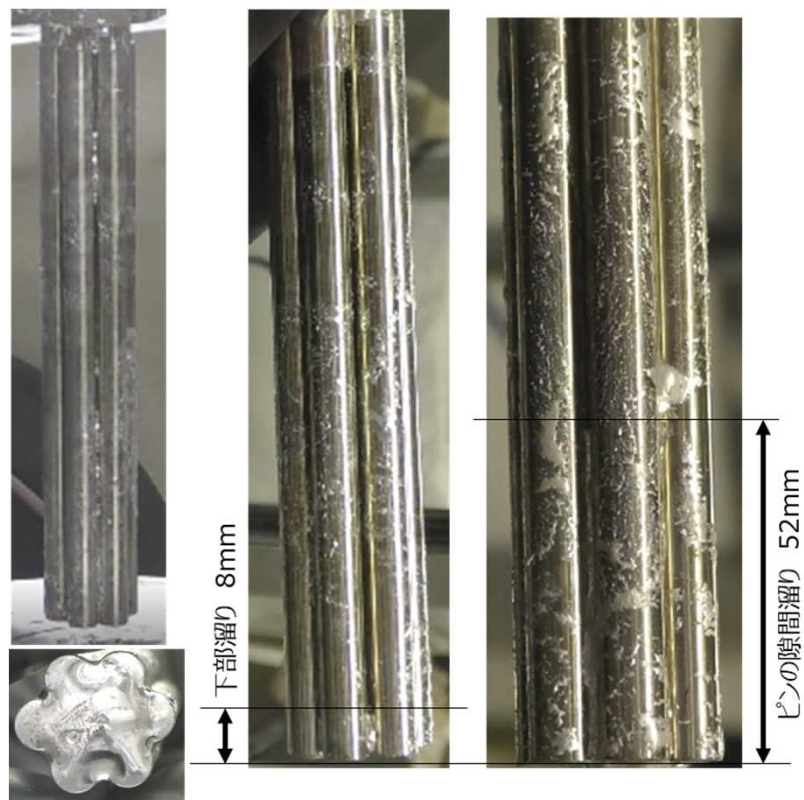
試験名	目的	試験内容	試験結果										
1.要素試験	現象の把握 (側面に付着するナトリウム量、流路間に残留するナトリウム量等)	模擬燃料体の要素を短尺にした試験体（1ピンと7ピン）を液体Naに浸漬後に引き上げ、Naの付着状況の確認、予備的に残留量を算出 	・ナトリウム付着状況 <table border="1" data-bbox="957 313 1353 645"> <thead> <tr> <th>部位</th> <th>Na残留状況</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td>上部</td> <td>隙間から排出</td> </tr> <tr> <td>側面</td> <td>表面に付着</td> </tr> <tr> <td>下部</td> <td>隙間に残留</td> </tr> <tr> <td>底部</td> <td>付着</td> </tr> </tbody> </table> ・Na残留量 試験結果を基にピンの長さ、本数を等倍し外挿した結果、500g以上。 →2.集合体試験を実施し、残留量を正確に把握する。	部位	Na残留状況	上部	隙間から排出	側面	表面に付着	下部	隙間に残留	底部	付着
部位	Na残留状況												
上部	隙間から排出												
側面	表面に付着												
下部	隙間に残留												
底部	付着												
2.集合体試験	残留ナトリウムを定量的に評価するためのデータ取得（ピンの長さによる狭隘部Na残留量の違い、径方向を実機相当に模擬し残留Na量の精度向上、ピンバンドル上部の残留Naの確認）	ラッパ管を模擬した部材に短尺にした模擬燃料体1体分の要素169ピンを挿入した試験体を液体Naに浸漬後に引き上げ、Na残留量を評価	 試験体を製作中。 2022年2月末までに試験完了予定										
3.模擬燃料体洗浄試験	実機の模擬燃料体を使用し残留ナトリウムの洗浄性を確認	模擬燃料体をE V S T内でNaに浸漬後に引き上げ、既設燃料洗浄設備でNa洗浄を実施し、洗浄性を確認	2022年度燃料体の処理時に実施予定										

第7図 各試験の目的、内容、結果

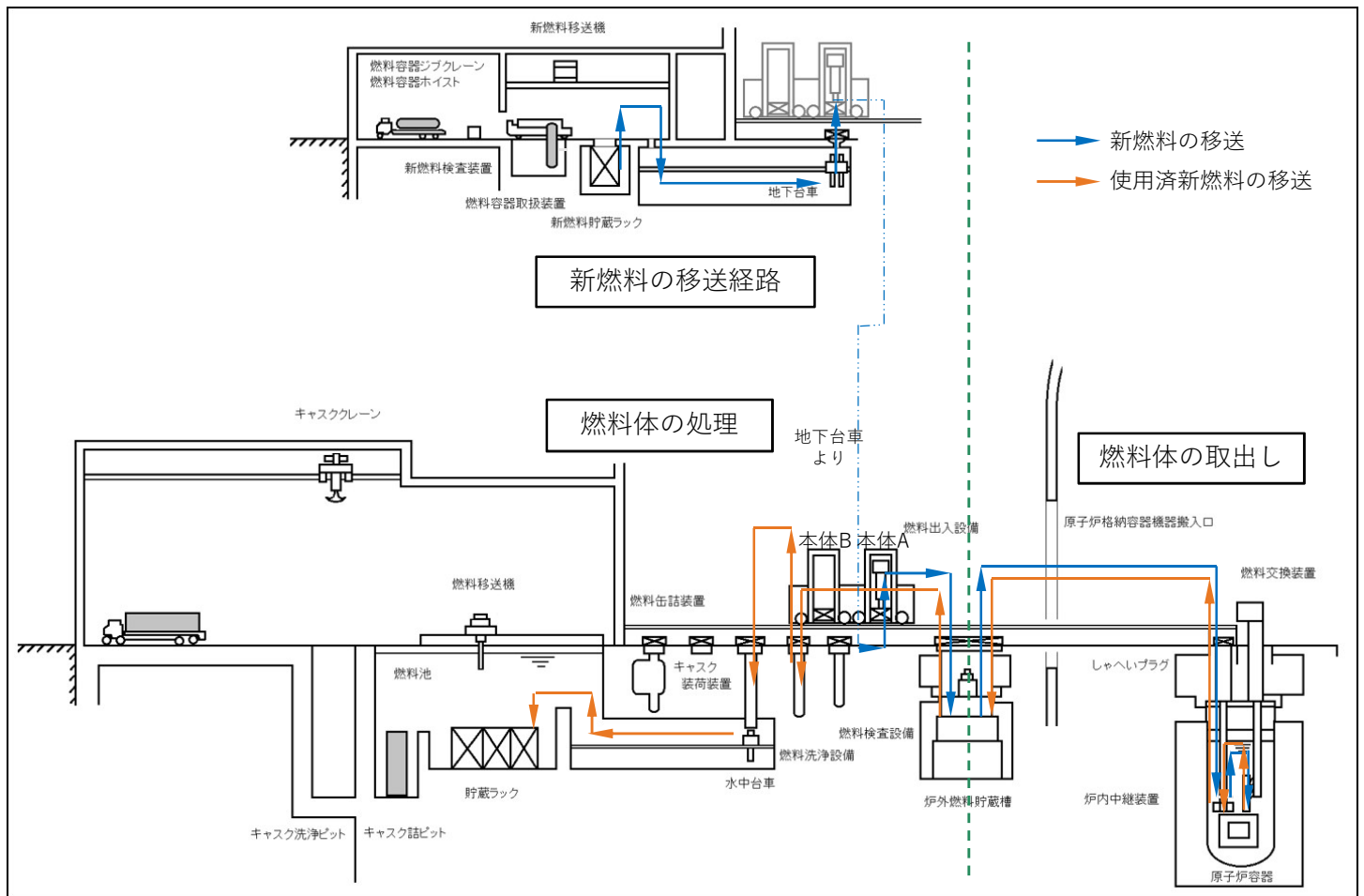
ピン間ギャップ0.5mm、引上速度約2mm/s



ピン間ギャップ0.5mm、引上速度約100mm/s



第8図 単体要素試験結果(200℃ナトリウム浸漬後の例)



・上図は、新燃料の新燃料貯蔵ラックから炉心までの移送経路及び使用済燃料の炉心から燃料池貯蔵ラックまでの移送経路を示す。

【新燃料の移送】

- ①新燃料移送機で新燃料貯蔵ラックから地下台車へ移送
- ②地下台車で燃料出入設備本体Aへ移送し、燃料出入設備本体Aで炉外燃料貯蔵槽へ移送
- ③燃料出入設備本体Aで炉外燃料貯蔵槽から炉内中継装置へ移送
- ④燃料交換装置で炉内中継装置から炉心へ移送

【使用済燃料の移送】

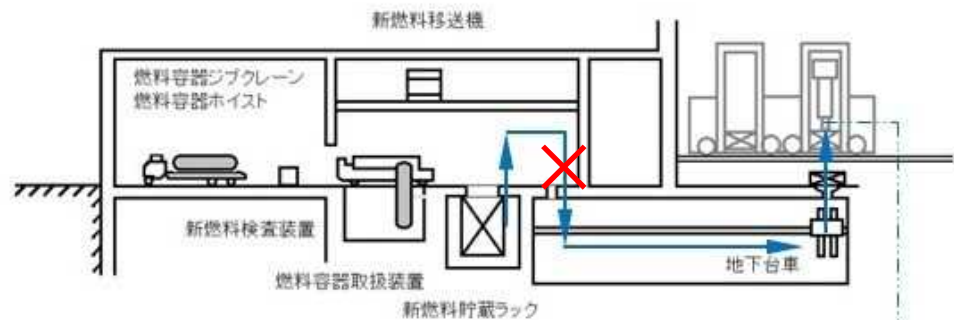
- ①燃料交換装置で炉心から炉内中継装置へ移送
- ②燃料出入設備本体Aで炉内中継装置から炉外燃料貯蔵槽へ移送
- ③燃料出入設備本体Aで炉外燃料貯蔵槽から燃料洗浄設備（ナトリウム洗浄）へ移送
- ④燃料出入設備本体Bで燃料洗浄設備から水中台車へ移送
- ⑤水中台車で燃料池へ移送
- ⑥燃料移送機で水中台車から燃料池貯蔵ラックへ移送

	新燃料貯蔵ラック	炉心	燃料池貯蔵ラック
新燃料（体）	6	15	52
使用済燃料（体）	0	109	356
トータル（体）	6	124	408

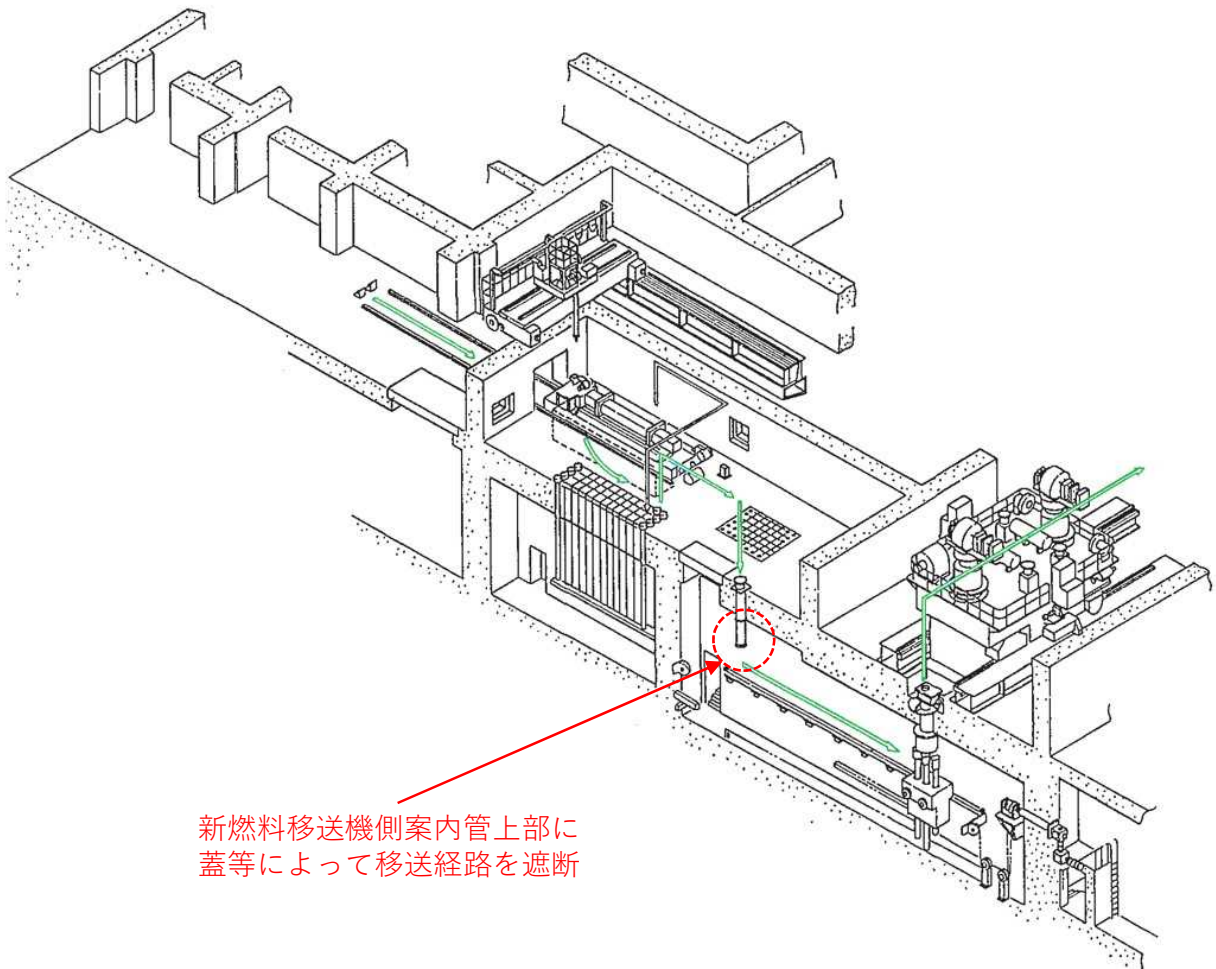
2021年10月末
現在の貯蔵体数

・現在、新燃料貯蔵ラック及び燃料池貯蔵ラックに燃料体が貯蔵されていることから、この2か所からの移送経路上「炉心に核燃料物質を装荷しないこと」の措置を実施する。

新燃料貯蔵ラックからの燃料体移送経路

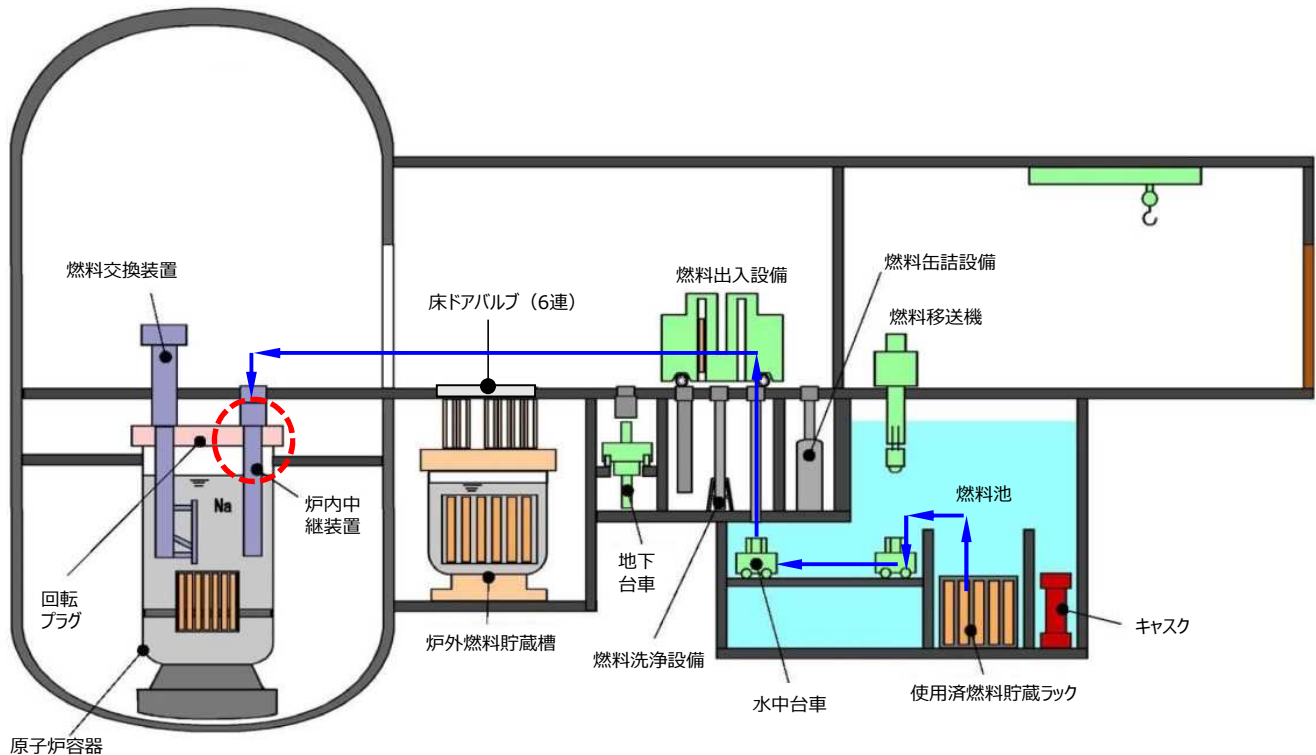


- ・新燃料移送機は、貯蔵している燃料体の保障措置上（IAEA査察等）使用するため、停止措置は実施できない
- ・地下台車は、しゃへい体等取出し等で使用するため、停止措置は実施できない
- ・新燃料貯蔵ラック上での恒久的措置は、保障措置（IAEA封印あり）上実施できない
- ・したがって、地下台車の新燃料移送機側案内管に蓋等によって移送経路を遮断することによって「炉心に核燃料物質を装荷しないこと」を担保する
- ・ただし、保障措置上（IAEA査察等）新燃料移送機側案内管を使用するため（放射線計測）取外し可能なものとし、管理方法は保安規定第14条に定めるものとする



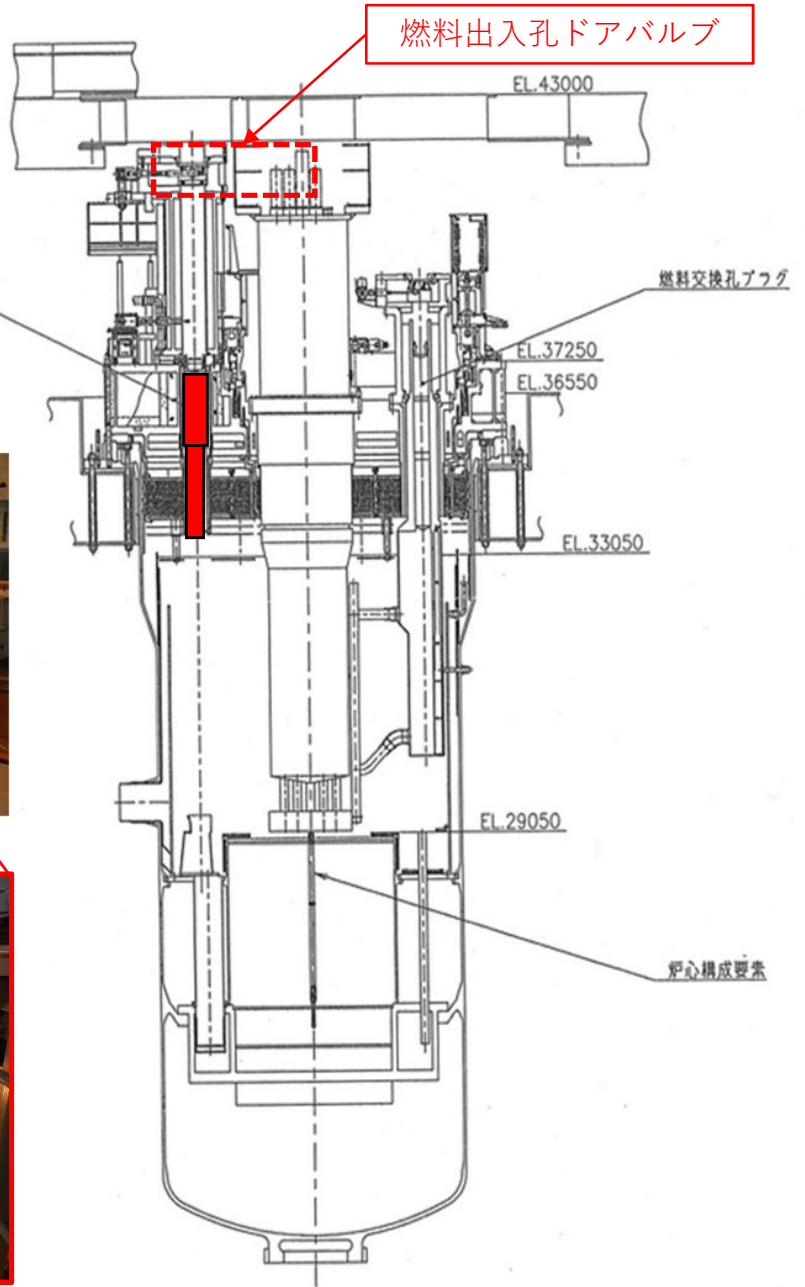
新燃料移送機側案内管上部に蓋等によって移送経路を遮断

燃料池貯蔵ラックからの燃料体移送経路
(取出しの逆経路で炉心へ移送)

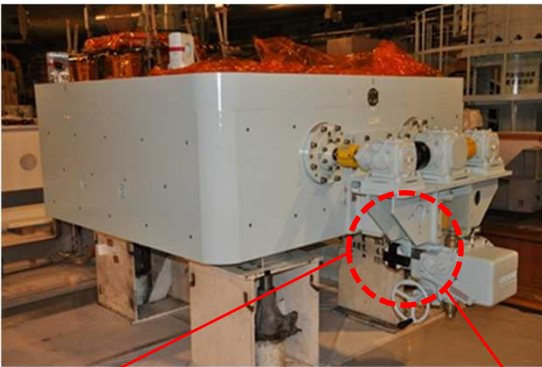


- ・燃料交換装置、回転プラグ、炉内中継装置、燃料出入設備、水中台車及び燃料移送機は、しゃへい体等取出し作業で使用するため、停止措置は実施できない
- ・自動化運転では、燃料池貯蔵ラックから燃料体を取り出し炉心側に移送することはできない
- ・手動運転においても、物理的及びインターロック上燃料池貯蔵ラックから燃料体を取り出し炉心側に移送することはできない（第9図（5/5）参照）
- ・したがって、燃料体の移送経路上、必ず「燃料出入孔」を通過することから、しゃへい体等取出し時（しゃへい体等の炉心からの取出し時）以外は「燃料出入孔ドアバルブ」が「開」できない措置を行い、「燃料出入孔プラグ」が取出せない状態を保持することで「炉心に核燃料物質を装荷しないこと」を担保する。
- ・ただし、しゃへい体等取出し時（しゃへい体等の炉心からの取出し時）は、燃料出入孔ドアバルブを開とし燃料出入孔プラグを引き抜く必要があることから、上記措置を解除することに対応することとし、管理方法は保安規定第14条に定めるものとする。

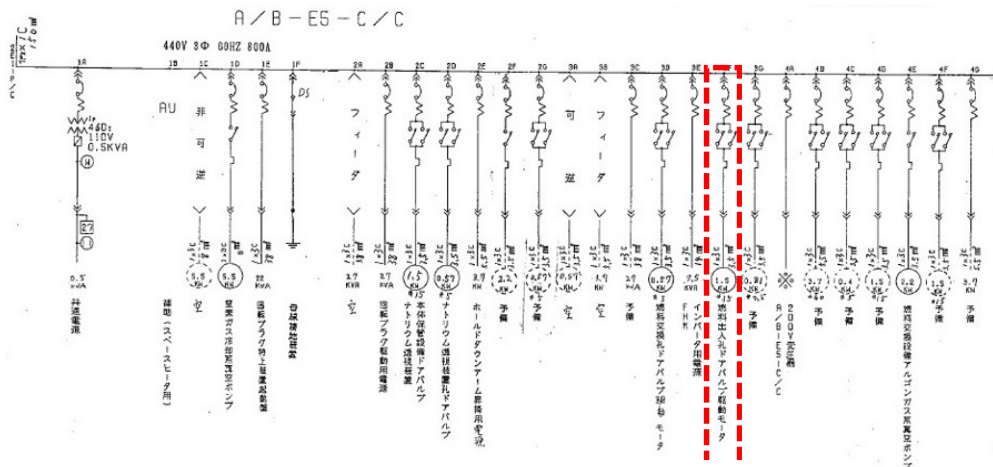
第9図(3/5) 保安規定第14条(原子炉の運転停止に関する恒久的な措置)の対する措置(案)



① 手動ハンドルチェーンロック
(施錠管理)



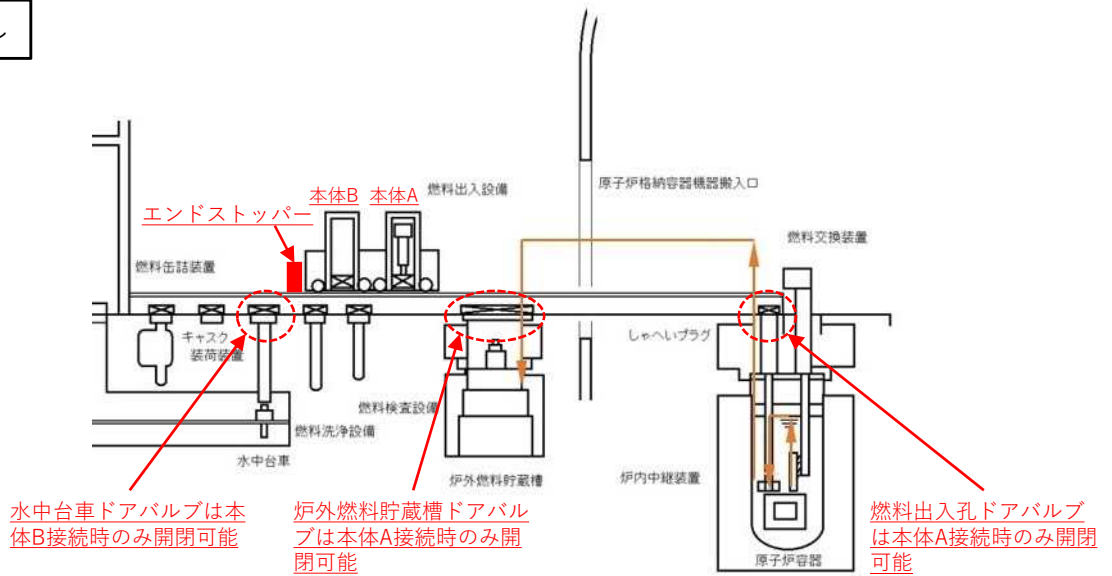
現場での据付状態



② 駆動モータ電源「切り」 (施錠管理)

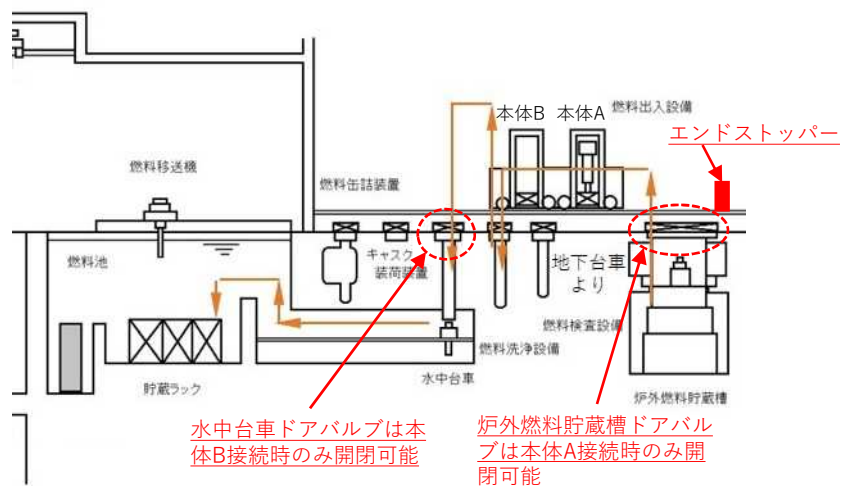
第9図(4/5) 保安規定第14条(原子炉の運転停止に関する恒久的な措置)の対する措置(案)

燃料体の取出し



- ・燃料体の取出し時、エンドストッパーによって燃料出入設備は水中台車にアクセス不可であり、エンドストッパーを取外した場合燃料出入設備は走行不可
- ・燃料出入孔ドアバルブは本体A接続時のみ開閉可能であるため、燃料池貯蔵ラックから燃料体を炉心へ逆移送しようとした場合は水中台車に本体Aでアクセスする必要があるが、水中台車ドアバルブは本体B接続時のみ開閉可能

燃料体の処理



- ・燃料体の処理時、エンドストッパーによって燃料出入設備は炉内中継装置にアクセス不可であり、エンドストッパーを取外した場合燃料出入設備は走行不可
- ・燃料出入孔ドアバルブは本体A接続時のみ開閉可能であるため、燃料池貯蔵ラックから燃料体を炉心へ逆移送しようとした場合は水中台車に本体Aでアクセスする必要があるが、水中台車ドアバルブは本体B接続時のみ開閉可能

しゃへい体等取出し作業着手に向けた主な準備事項、スケジュール

