

枠内は機密情報のため公開できません

<資料2>

しゃへい体等の取出し（案）

令和3年 月 日

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構

目次

1.はじめに	1
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	1
1.2 しゃへい体等取出し作業開始前のプラント状態	1
1.3 しゃへい体等取出し作業の終了条件	1
2.実施方針、実施方法	2
2.1 実施方針	2
2.2 実施方法	2
3.実施体制	3
4.実施工程	4
5.リスクマネジメント	4
5.1 燃料体取出し作業との差異	4
5.2 現時点における評価結果	5
6.原子炉容器ナトリウム液位 SsL 時の作動試験	7
7.模擬燃料体の洗浄性	7
8.その他準備事項	8
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	8
の廃止措置計画、保安規定の取扱い	
8.1.1 しゃへい体等の位置づけ	9
8.1.2 廃止措置計画上の取扱い	10
8.1.3 保安規定上の取扱い	11
8.2 恒久的措置	13
8.3 中性子源集合体	14
9.まとめ	15

図

第 1.3-1 図	しゃへい体等取出し作業完了後の原子炉容器回りのイメージ	16
第 3-1 図	しゃへい体等取出し作業体制（案）	17
第 4-1 図	しゃへい体等取出し作業工程（イメージ）	18
第 5.2-1 図	しゃへい体等取出し作業（しゃへい体等の取出し）で評価すべき事象 ① 安全上重要な事象（事故）の選定	19
第 5.2-2 図	しゃへい体等取出し作業（しゃへい体等の取出し）で評価すべき事象 ② 長期的な停止に至る可能性のある事象の選定	20
第 5.2-3 図	原子炉容器ナトリウム純度悪化時の対応フロー（例）	22
第 5.2-4 図	燃料交換装置の動作不良時の対応フロー（例）	23
第 5.2-5 図	原子炉容器ナトリウム温度低下時の対応フロー（例） （電源喪失による R/V ナトリウム温度低下）	24
第 5.2-6 図	原子炉容器ナトリウム温度低下時の対応フロー（例） （予熱ヒータ故障による R/V ナトリウム温度低下）	25
第 5.2-7 図	しゃへい体等取出し作業（しゃへい体等の処理）で評価すべき事象 ① 安全上重要な事象（事故）の選定	26
第 5.2-8 図	しゃへい体等取出し作業（しゃへい体等の処理）で評価すべき事象 ② 長期的な停止に至る可能性のある事象の選定	27
第 7-1 図	燃料体及び模擬燃料体の断面の比較	28
第 7-2 図	単体要素試験結果（200°C ナトリウム浸漬後の例）	29
第 8.3-1 図	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）	30

表

第 5.2-1 表	長期停止に至る可能性のある事象（例）	32
第 7-1 表	各試験の目的、内容、結果	33

添付資料

- 添付資料 8.1.1-1 原子炉設置許可申請書 抜粋（本文、他）
- 添付資料 8.1.3-1 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 抜粋
- 添付資料 8.1.3-2 廃止措置第2段階に向けた保安規定 新旧対照表(放
射性廃棄物管理)
- 添付資料 8.1.3-3 廃止措置第2段階に向けた保安規定 新旧対照表(燃
料管理)
- 添付資料 8.4-1 原子炉設置許可申請書 抜粋（燃料取扱及び貯蔵設
備）
- 添付資料 8.4-2 放射性同位元素等使用許可証

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3段階で実施する原子炉容器解体の準備として、第2段階での完了条件の一つであり、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。

一方、本作業は放射性ナトリウムの搬出において律速工程になっており、安全、確実、かつ速やかに完了する必要がある。

1.2 しゃへい体等取出し作業開始前のプラント状態

第1段階の終了時点で、原子炉容器及び炉外燃料貯蔵槽の燃料体はすべて燃料池に貯蔵されており、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っている。なお、これらを総称し、しゃへい体等と呼ぶこととする。

しゃへい体等は運転履歴から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

近接不可能なものであっても燃料体のように大量の核分裂生成物(U、Pu)を含んでおらず、発熱(すべて1W/体未満)もないことから第1段階に比べ、取扱いに伴うリスクはない。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)」として管理されるべきものといえる。

1.3 しゃへい体等取出し作業の終了条件

原子炉容器内にあるしゃへい体等を燃料池にすべて貯蔵することを条件

とする（第 1.3-1 図）。

しゃへい体等のうち、近接可能なグループについては、燃料取扱及び貯蔵設備を用いない別の方法で第 3 段階に炉心から取出すことも可能であるが、燃料取扱及び貯蔵設備を用いる方が安全性、確実性が高く、取出しに要する期間も短いと評価されることから、第 2 段階のしゃへい体等取出し作業の対象とする。但し、今後の作業等により、第 2 段階のバルクナトリウムの搬出工程に影響があると想定される場合には終了条件を見直し、第 2 段階のしゃへい体等取出し作業の対象から近接可能なグループの一部または全部を除外する。

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律速工程となることから、安全、確実かつ速やかな作業実施ができるよう、他の廃止措置作業と整合のとれた最適化を図る。

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 中性子しゃへい体

④ 制御棒集合体、模擬燃料体及び固定吸取体

- ・ 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 で運用することで、設備点検・検査を軽減し、作業の迅速化を図る。
- ・ 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。これに対し、残留量の把握と、残留量が多い場合の洗浄方法を検討。Na 搬出工程に影響がある場合は、解体時に取出す計画とする。

3.実施体制

第 3-1 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。

(1) 操作体制

第 1 段階の燃料体取出し作業にて数多くの操作員が操作を経験し、設備に対する知識の向上が図られ、実施責任者の支援がなくともトラブル時におけるプラント状態の把握や手順書に基づく対応が出来、プラント側運転員との連携も習熟した。よって、トラブル発生時等に実施責任者からの助言・指導も必要ない。従って、燃料取扱設備の運転操作に特化した実施責任者を配置せず、当直長が実施責任者の役割を担い、その下で操作員が操作する体制に移行する。

(2) 補修体制

第 1 段階の燃料体取出し作業にて稼働実績が少なかったことによる当初発生した既設の燃料交換装置、燃料出入設備、燃料洗浄設備等の不具合等も改善され、機器故障によるトラブルの発生はほとんどない。よって他の設備と同様に保守担当課による通常補修体制に戻す。ただし、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ことを計画する。

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に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す。第4-1図に工程イメージを示す。

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、第1段階の燃料体取出し作業と同様の考え方でリスクマネジメントを実施する。第1段階では、原子炉等から燃料体を取り出すという目的に対し、機器の故障・誤動作等によってその目的達成を阻害する事象（安全上重要な事象・長期的な停止に至る可能性のある事象）をリスクとして抽出。また、抽出したリスクに対し、リスク回避対策が講じられているか、またリスクが顕在化した場合の対応策が用意されているかをレビューし、不足があればリスク回避策、リスク顕在化後の対応策を検討・追加したうえで燃料体取出し作業に着手した。

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。

5.1 燃料体取出し作業との差異

しゃへい体等取出し作業は、第1段階で実施する燃料体の取出し及び燃料体の処理時と同様の設備を使用する運転となり、リスク評価の内容に大きな差異は無い。ただし、

炉心からのしゃへい体等の取出し時

- ① 燃料体を取扱わないこと
- ② 原子炉容器ナトリウム液位が SsL の状態で取出し作業を実施す

ること

③ 炉心からの取出しのみで替わること

に差異がある。

炉外燃料貯蔵槽から取出し燃料池へ移送するしゃへい体等の処理時

④ 燃料体を取扱わないこと

⑤ 炉外燃料貯蔵槽からの取出しのみで替わること（炉外燃料貯蔵槽からの取出しのみであり、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ナトリウム液位が低下する）

に差異がある。上記の差異を念頭に、第 1 段階で実施した目的達成の阻害事象を現時点で概略評価した結果を以降に示す。

5.2 現時点における評価結果

現時点における炉心からのしゃへい体等の取出し及びしゃへい体等の処理時の評価結果を以降に示す。本評価結果は検討段階であり、第 4 キャンペーンでの燃料体取出し作業結果を反映し、再度確認・検討するものとする。

(a) 炉心からのしゃへい体等の取出し

燃料体の取出しとの差異をベースに、リスク評価対象事象の洗い出しを実施した（第 5.2-1 図、第 5.2-2 図）。

差異①燃料体を取扱わないことにより、燃料体の取出し時に「安全上重要な事象」として抽出していた「燃料体の損傷」は、燃料体を扱わないことから、そのリスクはない。但し、しゃへい体等の落下した場合、長期的な対応が必要となるため「長期的な停止に至る可能性のある事象」として整理し、リスク評価対象事象として抽出した。また、その対応方法は燃料体の取出しと同じ方法が適用可能であることを確認した。

差異②原子炉容器ナトリウム液位を SsL に変更することに対し、「環境の変化等により新たに顕在化する可能性がある」と評価した事象」を抽

出し、炉内環境の悪化により長期停止に至る可能性のある事象として燃料交換装置及び燃料出入機本体 A に対するリスク評価対象事象を新たに抽出した。(なお、影響評価結果は「資料3 シャへい体等の取出し時の原子炉容器液位」にて詳細を説明する。) 何れも設計対応の検討が必要なものは無く、策定した対応フロー(リカバリープラン)に基づき対応が可能であることを確認した。長期停止に至る可能性のある事象例を第5.2-1表、対応フローの例を第5.2-3図～第5.2-6図に示す。その他のリスク事象に対する対策方法等については、燃料体の取出しと差異が無いことを確認した。

差異③炉心からの取出しのみで替わることに對し、シャへい体等取出しでは、第1段階で実施する部分装荷と同じ手法を採用する。計算機上で仮想的な模擬体を送り、実送りを行わないものであり、機器動作・制御は通常と同じである。よって、想定する事象に違いは無い。また、模擬燃料体の炉心への実送りを行わないが、燃料送りポットを介して炉外燃料貯蔵槽から原子炉容器へ持ち込むナトリウム量と原子炉容器から炉外燃料貯蔵槽へ持ち込むシャへい体等とナトリウムの合計は同じ。よって両容器のナトリウム液位に影響を及ぼすことは無い。

(b) シャへい体等の処理

燃料体の処理との違いをベースに、リスク評価対象事象の洗い出しを実施した。(第5.2-7図、第5.2-8図)

差異④燃料体を取扱わないことにより、「(a) 炉心からのシャへい体等の取出し」と同様に、燃料体の処理時に「安全上重要な事象」として抽出していた「燃料体の損傷」については、燃料体を取扱わないことから、そのリスクはない。但し、シャへい体等取出し時では、シャへい体等の落下等した場合、長期的な対応が必要となるため「長期的な停止に至る可能性のある事象」として整理し、リスク評価対象事象として抽出した。

何れも設計対応の検討が必要なものは無く、策定した対応フロー（リカバリープラン）に基づき対応が可能であることを確認した。

差異⑤炉外燃料貯蔵槽からの取出しのみで替わること（炉外燃料貯蔵槽からの取出しのみであり、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ナトリウム液位が低下する）ことに対する評価は、現在実施中であり今年度中に完了予定である。

6.原子炉容器ナトリウム液位 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 で運用することで、設備点検・検査を軽減し、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 シャヘイ体等の取出し時の原子炉容器液位」にて詳細を説明する。評価結果、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可能性があることから、対策として 2022 年の燃料体の取出し完了後に動作試験を行い、現状の設定値における動作性を確認し、設定値変更が必要な場合は、設定値を変更する。

7.模擬燃料体の洗浄性

「1.2 シャヘイ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で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でる構造になっている。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、ナトリウムが流れる流路が狭く、ピン上端から下端まで一直線状に束ねた構造になっている。（第 7-1 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

様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には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に単体要素試験及び集合体試験を今年度中に実施することとした。（第 7-1 表）

まず、ピンのナトリウムの残留箇所、残留量をだまかに把握するため、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 7-2 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ナトリウムが残留ナトリウム量やピン本数を実機と同数にしてより正確な残留ナトリウム量を把握すべく試験体を製作中である。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洗浄性を確認する。

また、並行して、残留ナトリウムが多い場合を想定した燃料洗浄設備の運転方法（洗浄時間延長、運転工程の見直し等）等を今年度中に検討する。

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。ここからは、その他のしゃへい体等の取出し開始にあたり、事前に準備検討が必要な事項についての検討状況、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。）の取扱いを整理する。

8.1.1 シャヘイ体等の位置づけ

廃止措置計画、保安規定の取扱いを整理する上で、シャヘイ体等の位置づけを法令上から確認する。

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）にて次の通りであり、シャヘイ体等は含まれない。

- ・ 「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（添付資料 8.1.1-1 参照）

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、中性子シャヘイ体等からなる。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シャヘイ体
- ・ 「ヘ、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」でも同様に、次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。」としており、「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、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妥当と考える。これらは、模擬燃料体も同様の位置づけである。

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」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ことから、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10-〇表に「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」として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で変更する。

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」（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（添付資料 8.1.3-1 参照）。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。（添付資料 8.1.3-2 参照）

また、QMS 上「放射性固体廃棄物」の定義に「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」（添付資料 8.1.3-3 参照）

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、「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（添付資料 8.1.3-1 参照）。

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、審査基準を満足させる。

(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。（添付資料 8.1.3-3 参照）

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、物理的に燃料取扱設備を撤去する、移送ルートを閉鎖する等の措置は難しい。

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、燃料出入孔プラグが装荷された状態を保持し燃料出入孔ドアバルブが開閉できない処置を行う（しゃへい体等取出しはこれを解除する）。

（第 8.3-1 図）

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 しゃへい体等の位置づけ」の「② 原子炉設置許可申請書上の分類」で記載した通り、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。（添付資料 8.4-1 参照）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認可を得ている。

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」に基づき使用許可の認可を得ている。（添付資料 8.4-2 参照）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なっている。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今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認可を得る計画

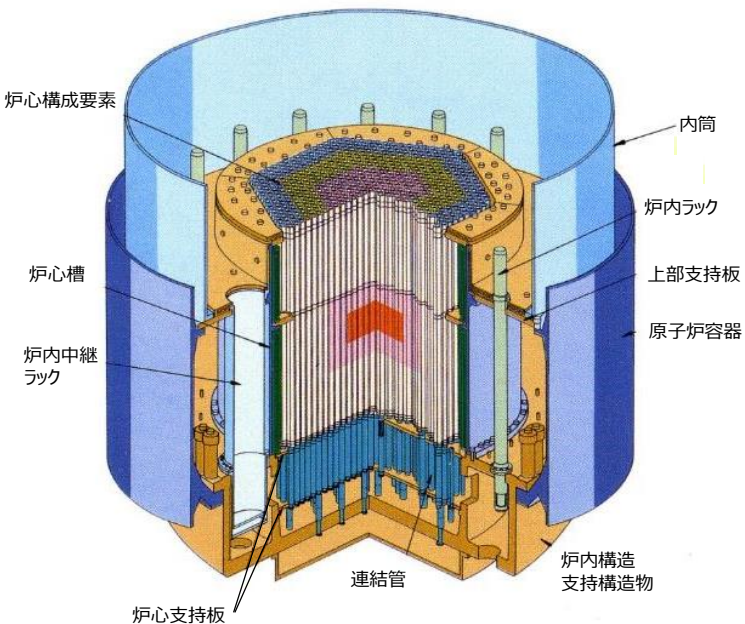
である。

9.まとめ

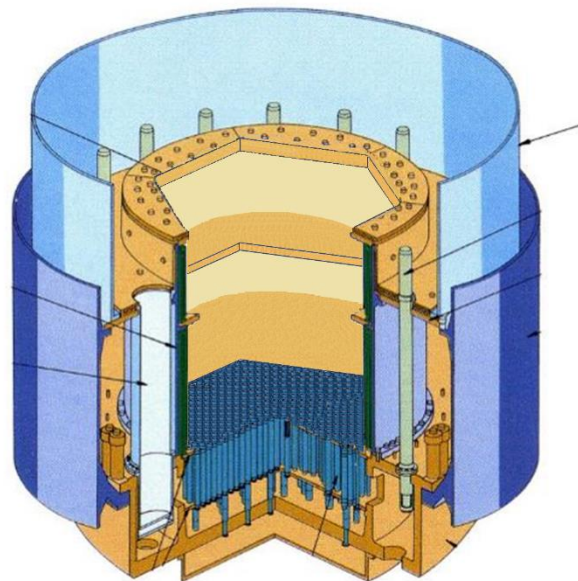
しゃへい体等取出し作業は、廃止措置全体像からみて第 3 段階で実施するナトリウム設備解体着手準備完了条件の一つ。第 1 段階の燃料体取出し作業で使用した設備を用いて燃料池に搬出可能であり、原子炉容器解体に先立ち、放射化ナトリウムの搬出前までに実施する。特に、1 次系のナトリウムをすべてドレンし、原子炉容器液位を SsL で運用することで、設備点検・検査を軽減し、作業の迅速化を図る。そのために必要な確認試験を 2022 年の燃料体の取出し終了後に計画する。模擬燃料体に残留するナトリウムの洗浄性については、集合体試験を行い、2022 年の燃料体の処理期間中に実機による洗浄試験で洗浄性を確認する。

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実施する等、作業開始に必要な準備を完了させる。

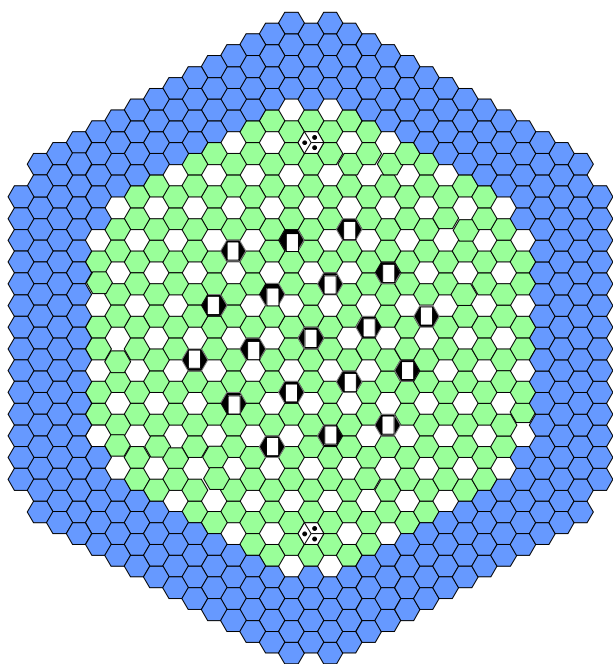
以上



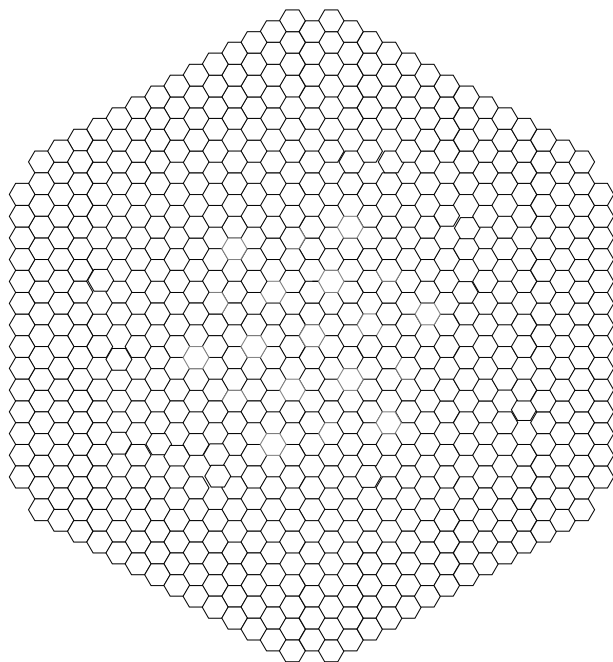
廃止措置開始時
(2017.4)



しゃへい体等取出し作業完了後

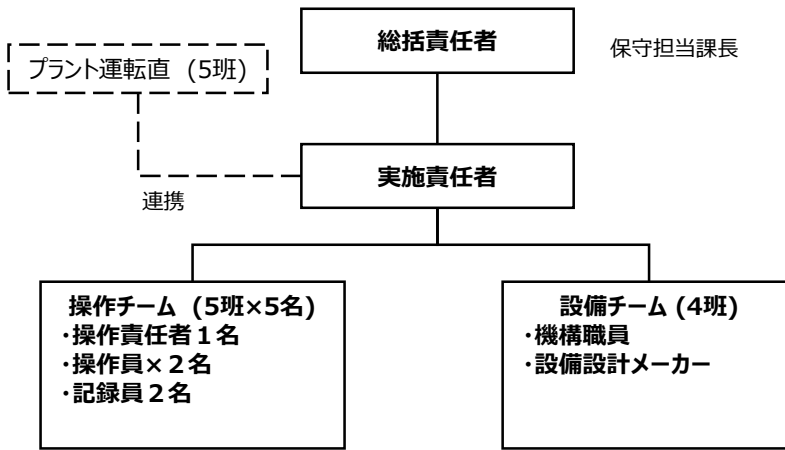


第1段階終了時の炉心

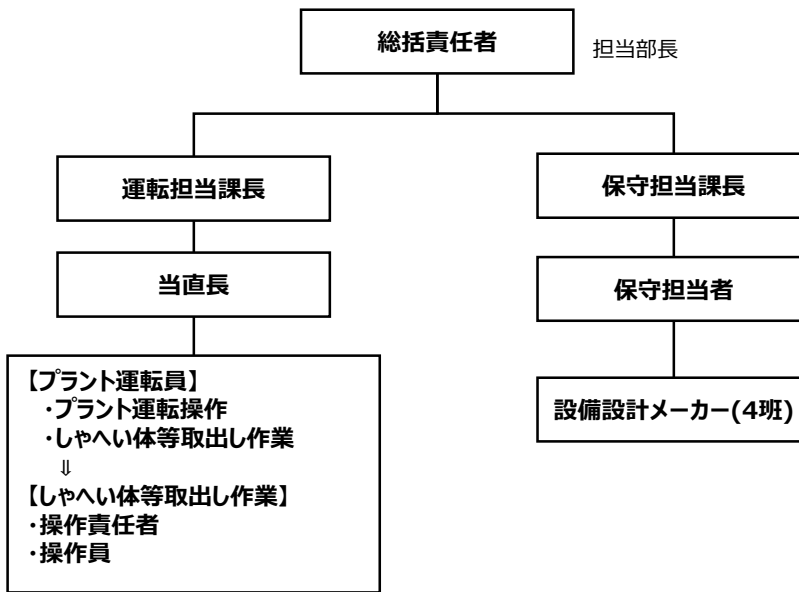


しゃへい体等取出し作業完了後

- : 制御棒集合体 (19体)
- ◇ : 中性子源集合体 (2体)
- : 模擬燃料体、固定吸収体 (246体)
- : 中性子しゃへい体 (316体)、サーベイランス集合体 (8体)
(注: 炉内ラックにサーベイランス集合体 (4体) あり)
- : 空き箇所






燃料体取出し作業体制（現状）



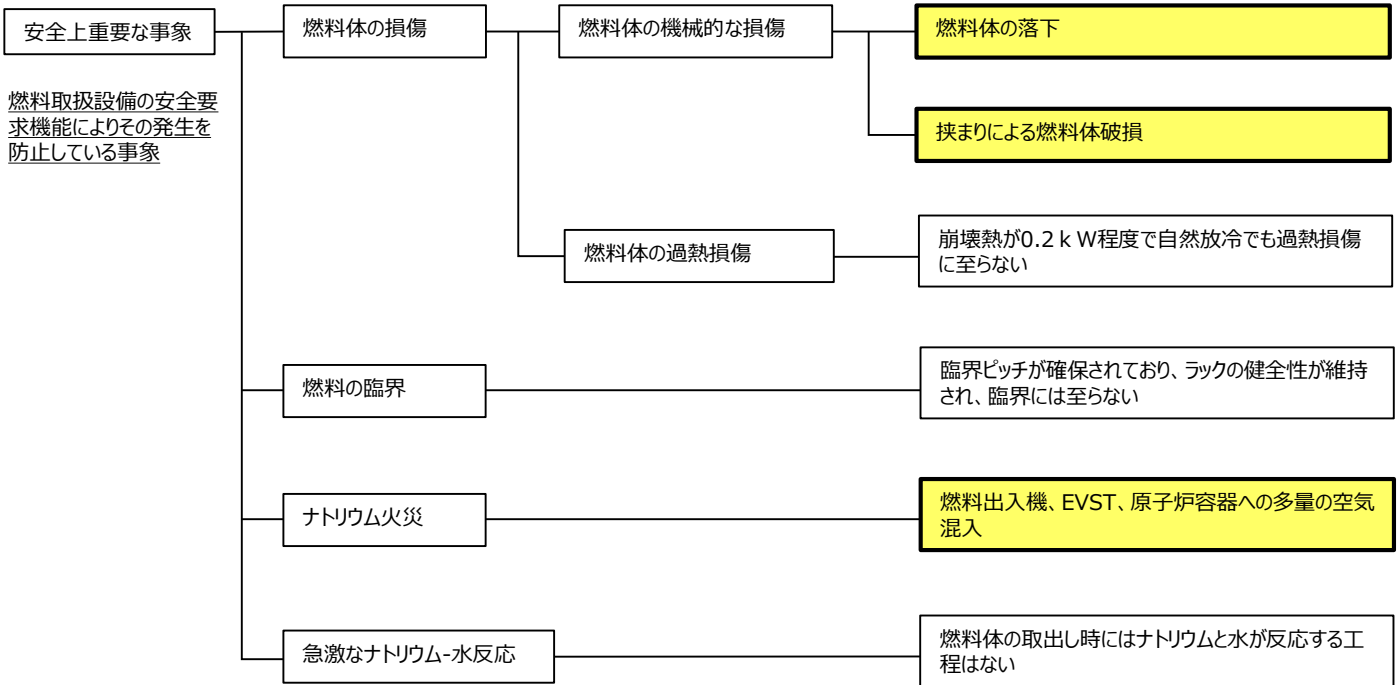
しゃへい体等取出し作業体制

第3-1図 しゃへい体等取出し作業体制（案）

しゃへい体等の取出し	
しゃへい体等の処理	
設備点検	

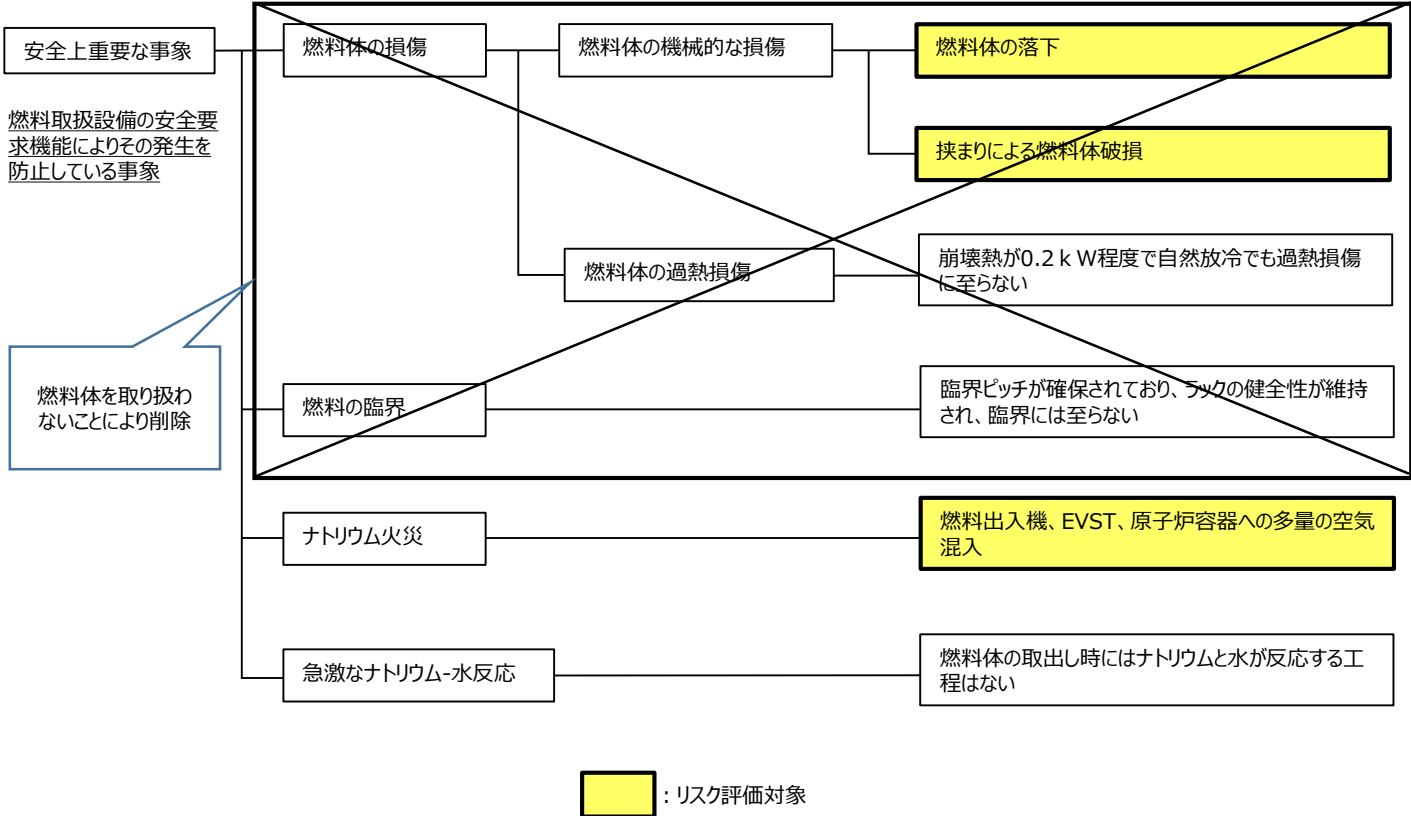
第4-1図 しゃへい体等取出し作業工程（イメージ）

燃料体取出し



: リスク評価対象、リカバリープランの作成対象

しゃへい体等取出し



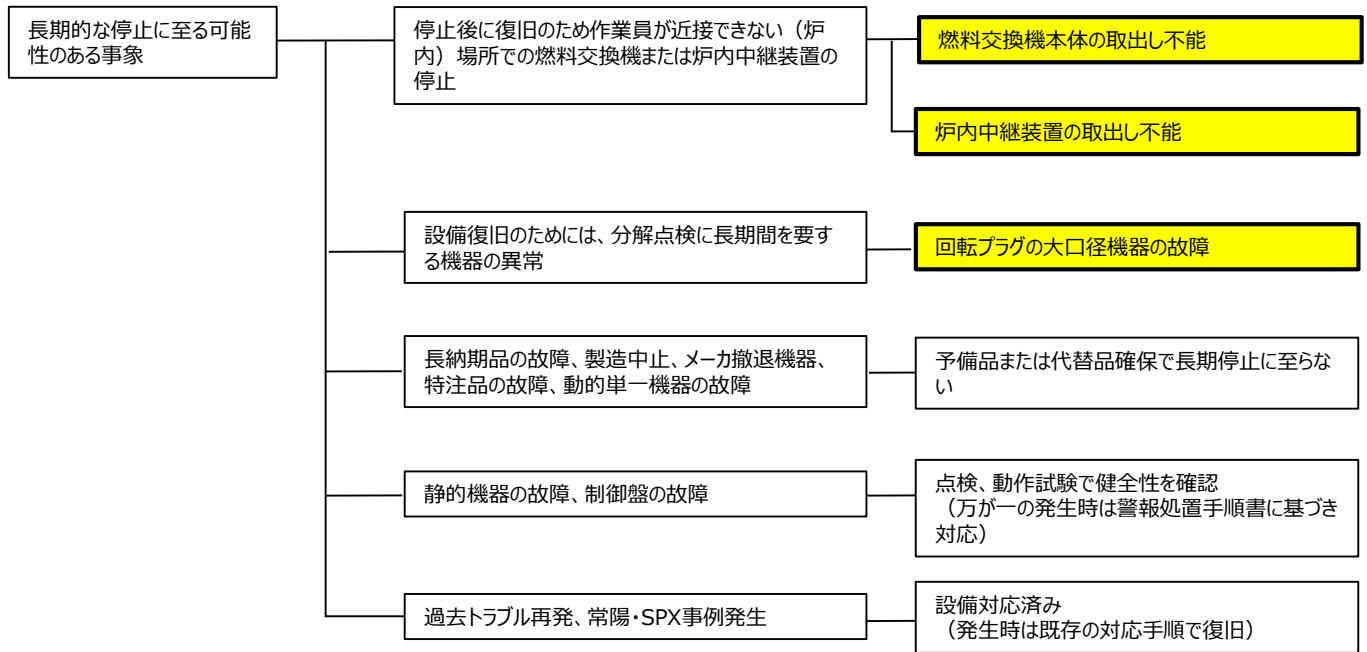
燃料取扱設備の安全要求機能によりその発生を防止している事象

燃料体を取り扱わないことにより削除

: リスク評価対象

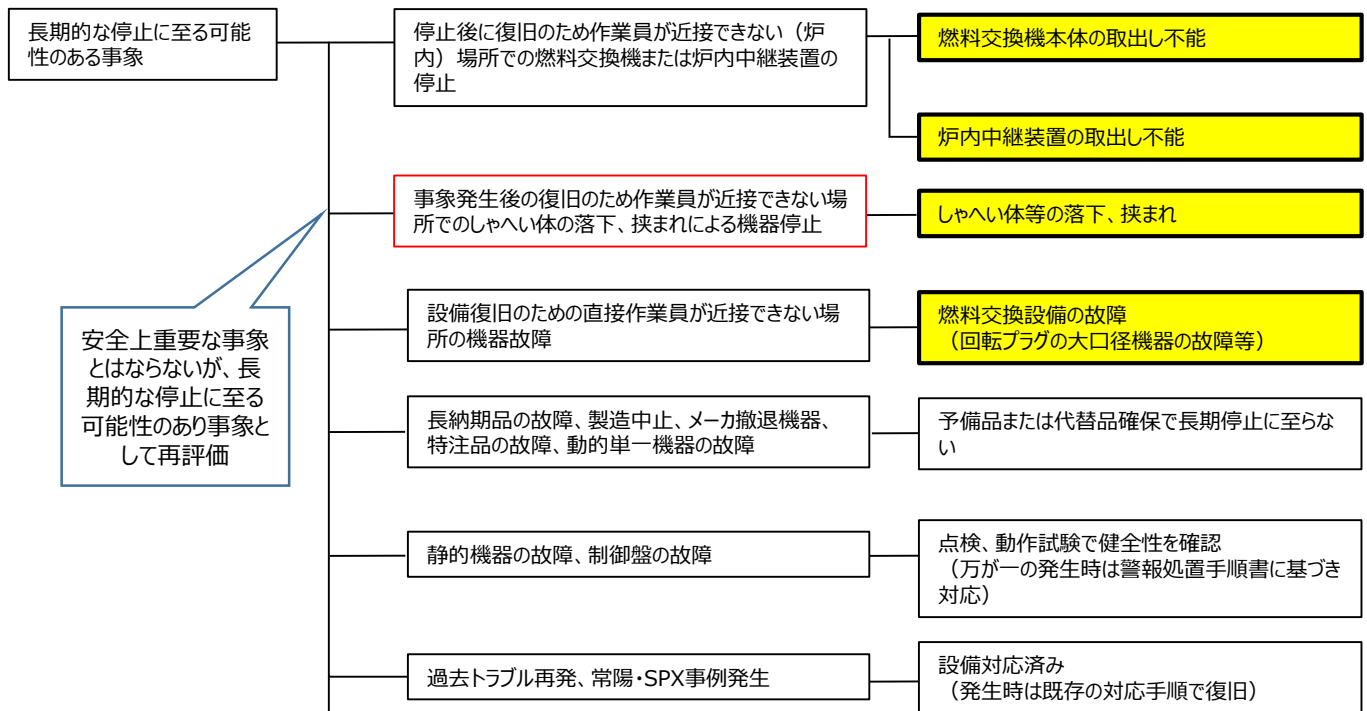
第5.2-1図 しゃへい体等取出し作業（しゃへい体等の取出し）で評価すべき事象
① 安全上重要な事象（事故）の選定

燃料体の取出し



: リスク評価対象、リカバリープランの作成対象

しゃへい体等の取出し

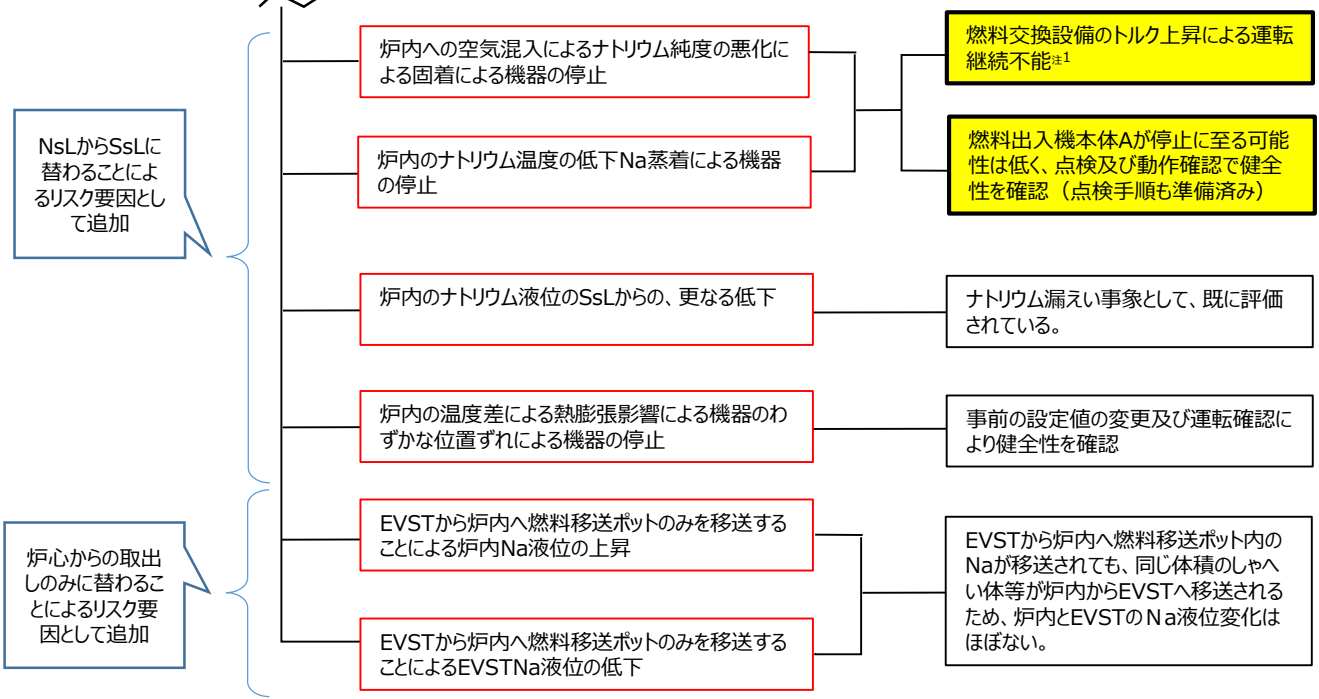


安全上重要な事象とはならないが、長期的な停止に至る可能性のある事象として再評価

次ページへ

第5.2-2図 しゃへい体等取出し作業（しゃへい体等の取出し）で評価すべき事象
② 長期的な停止に至る可能性のある事象の選定（1/2）

前ページから

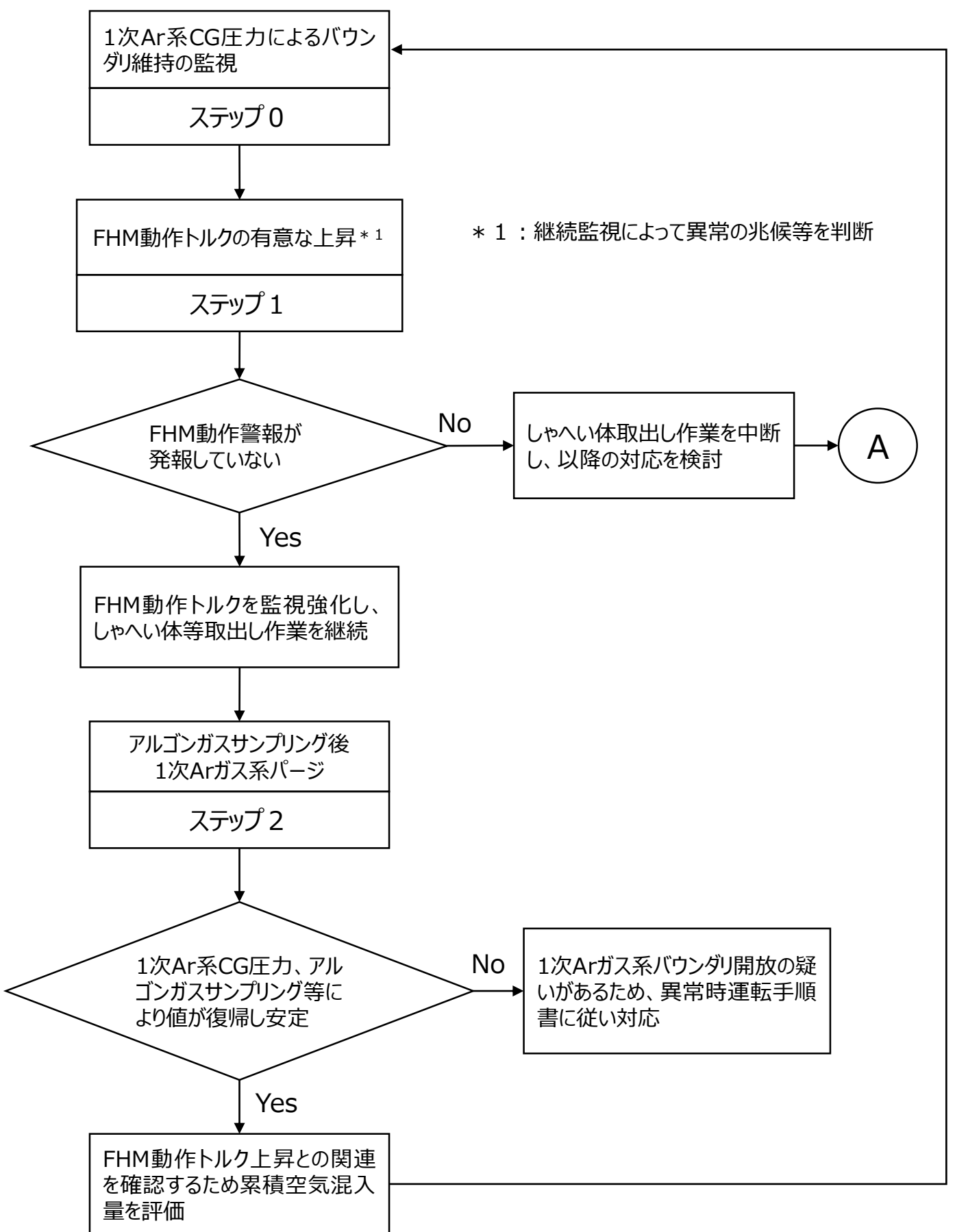


: 環境の変化等により新たに顕在化する可能性があるとして評価した事象

: リスク評価対象

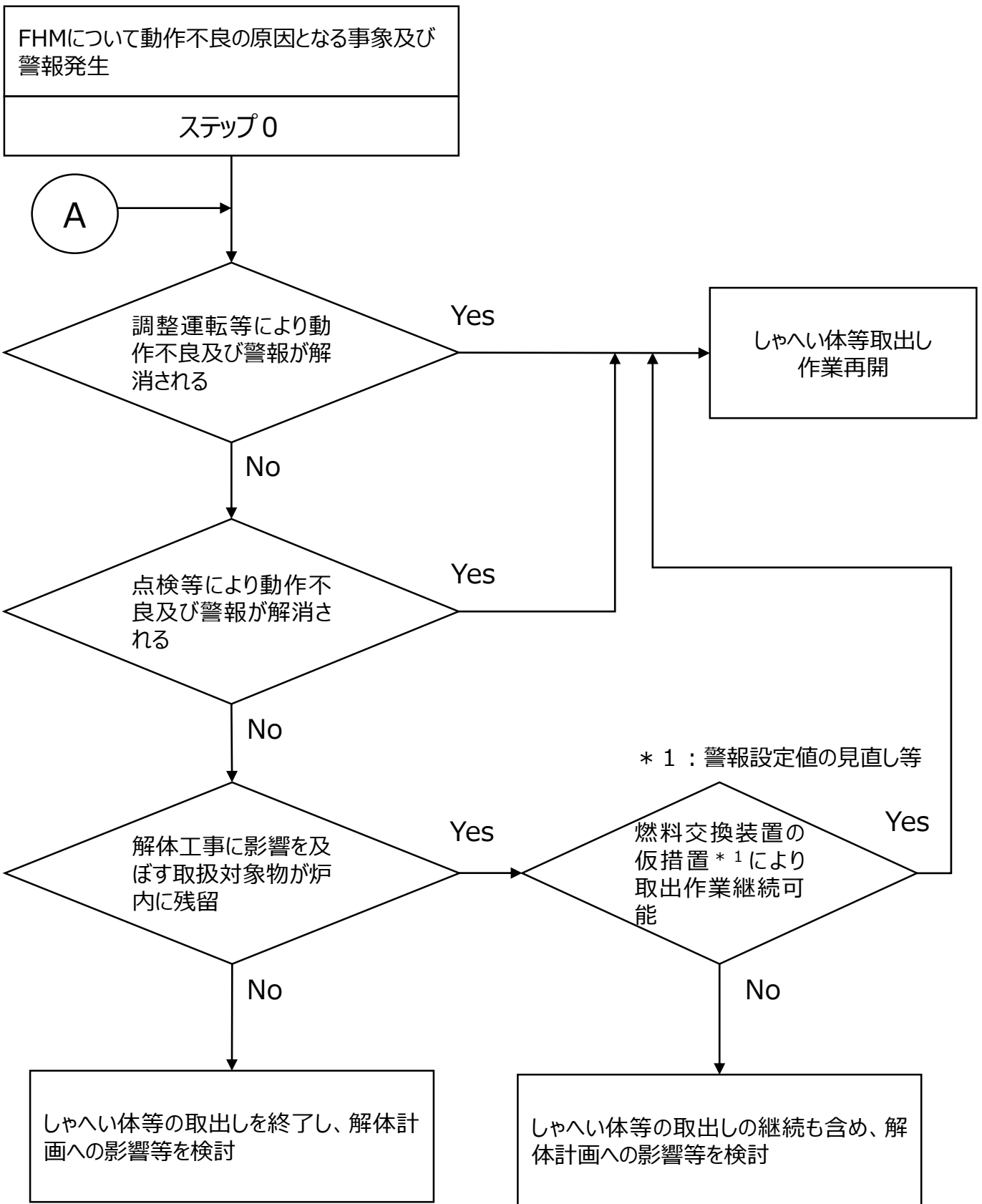
注1： 燃料交換設備の故障の場合は、長期的な停止に至る可能性のある事象として整理済み。

第5.2-2図 しゃへい体等取出し作業（しゃへい体等の取出し）で評価すべき事象
② 長期的な停止に至る可能性のある事象の選定（2/2）

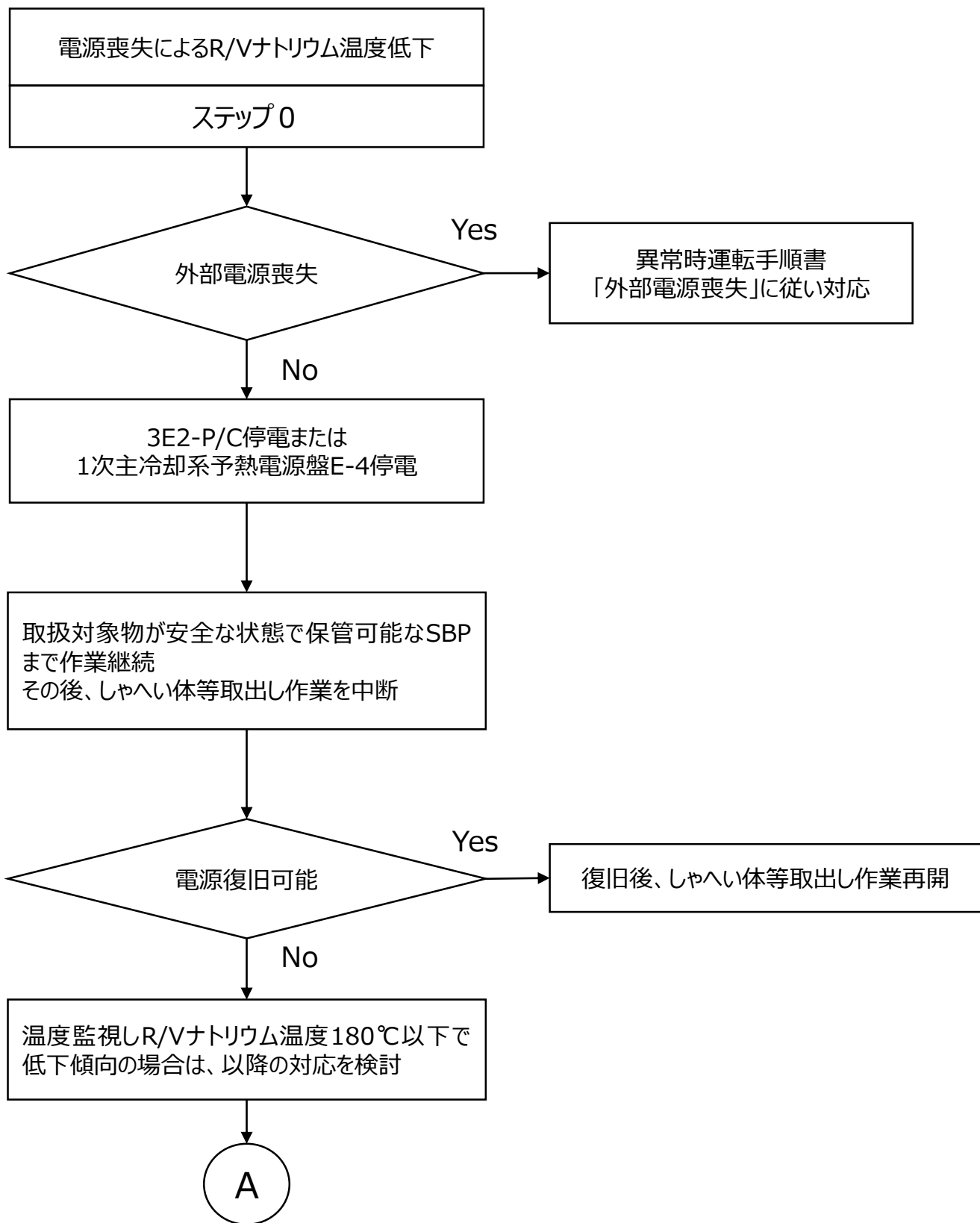


注：しゃへい体等の取出し中断以降の対応は「燃料交換装置の動作不良時の対応フロー」に従う

第5.2-3図 原子炉容器ナトリウム純度悪化時の対応フロー（例）

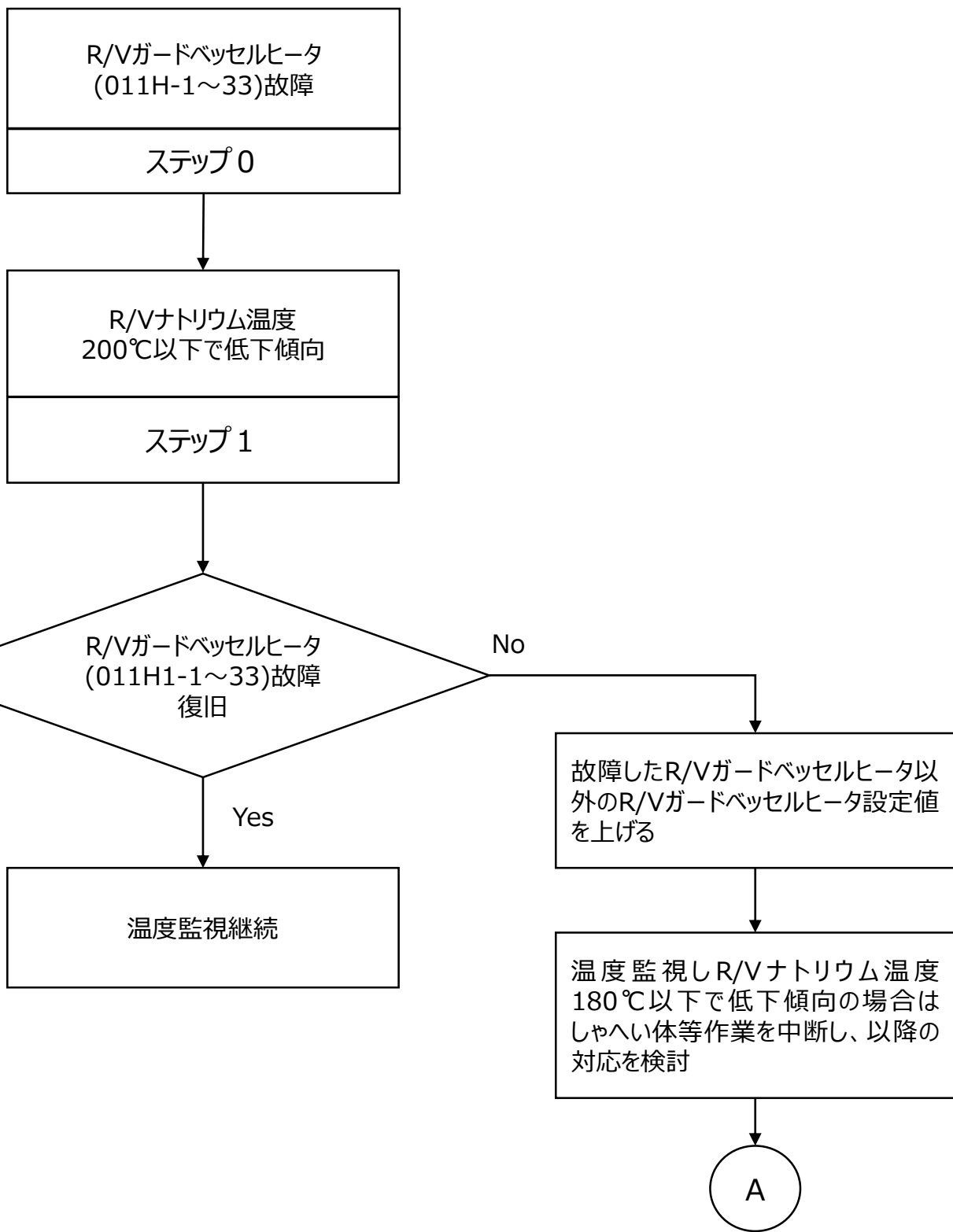


第5.2-4図 燃料交換装置の動作不良時の対応フロー（例）



注：しゃへい体等の取出し中断以降の対応は「燃料交換装置の動作不良時の対応フロー」に従う

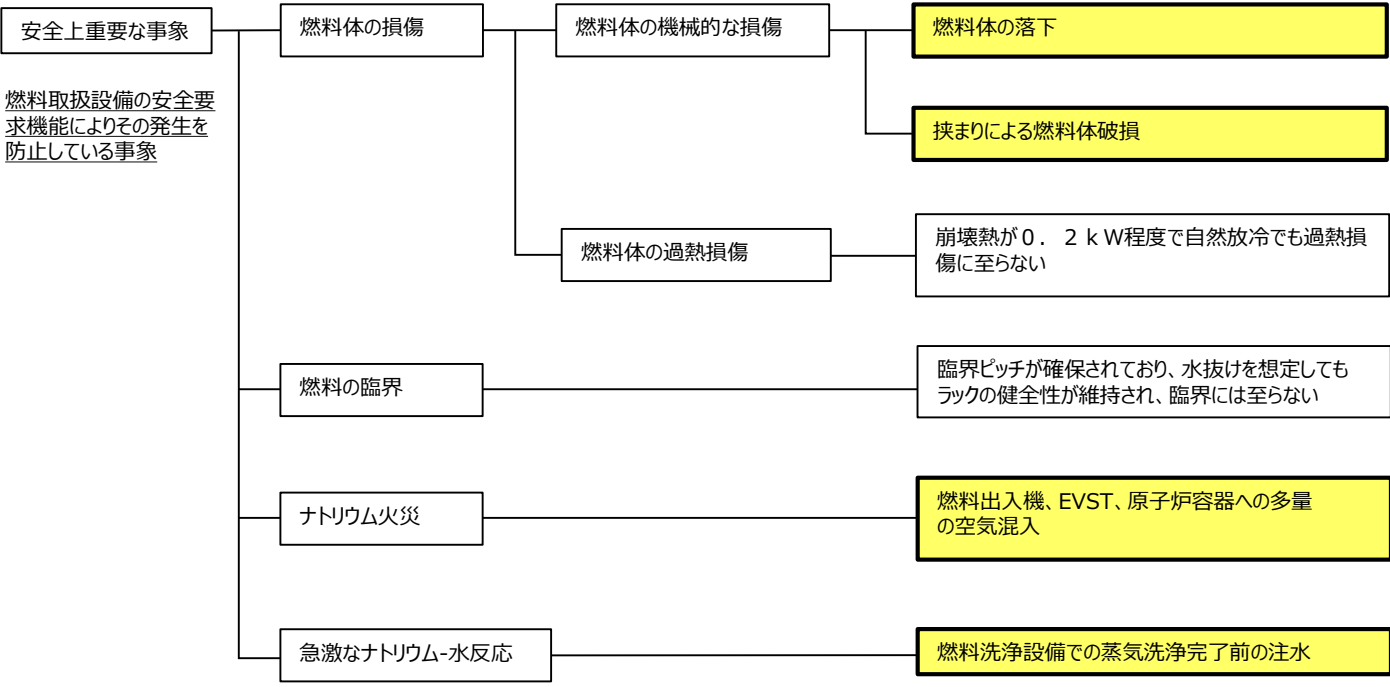
第5.2-5図 原子炉容器ナトリウム温度低下時の対応フロー（例）
（電源喪失によるR/Vナトリウム温度低下）



注：しゃへい体等の取出し中断以降の対応は「燃料交換装置の動作不良時の対応フロー」に従う

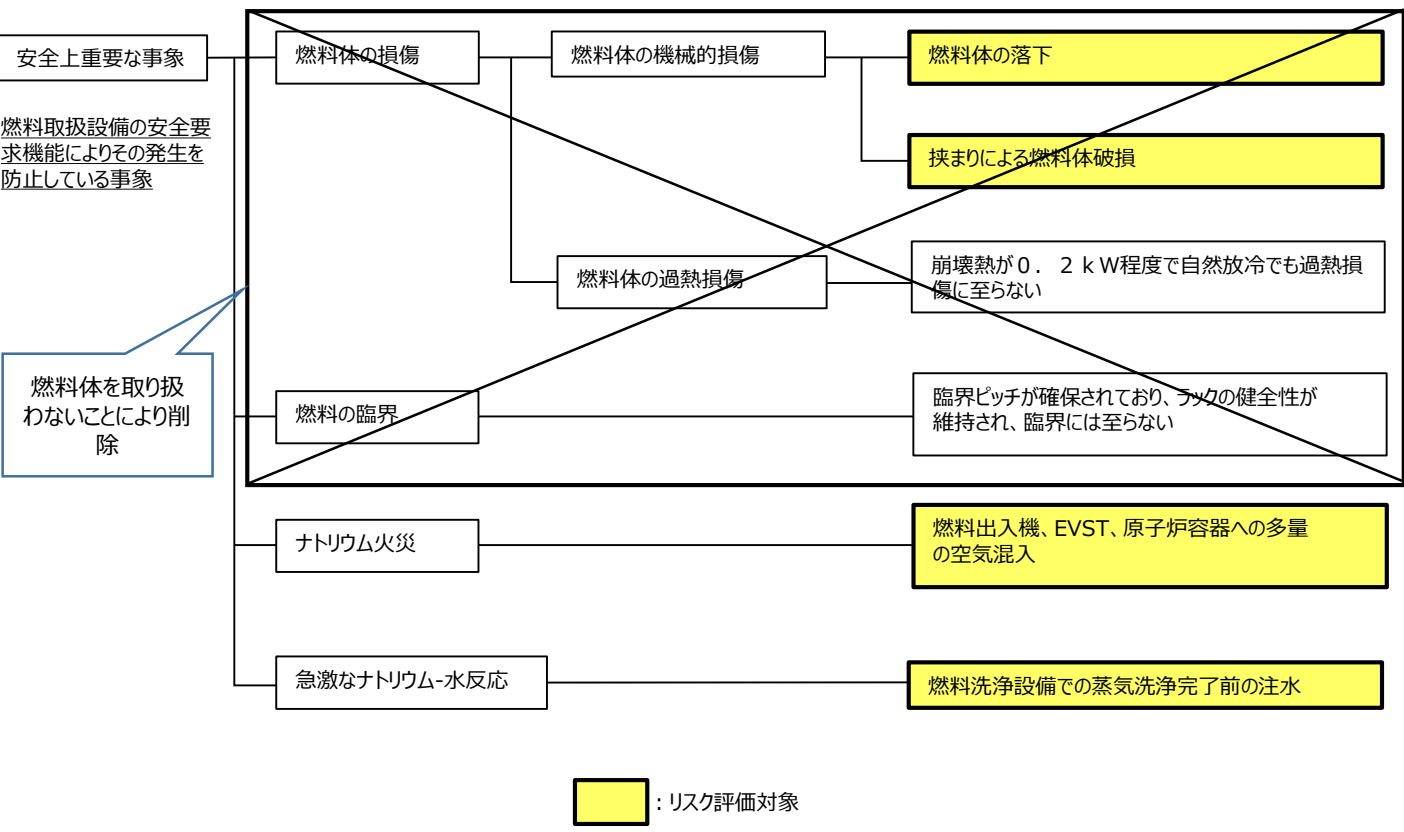
第5.2-6図 原子炉容器ナトリウム温度低下時の対応フロー（例）
（予熱ヒータ故障によるR/Vナトリウム温度低下）

燃料体の処理



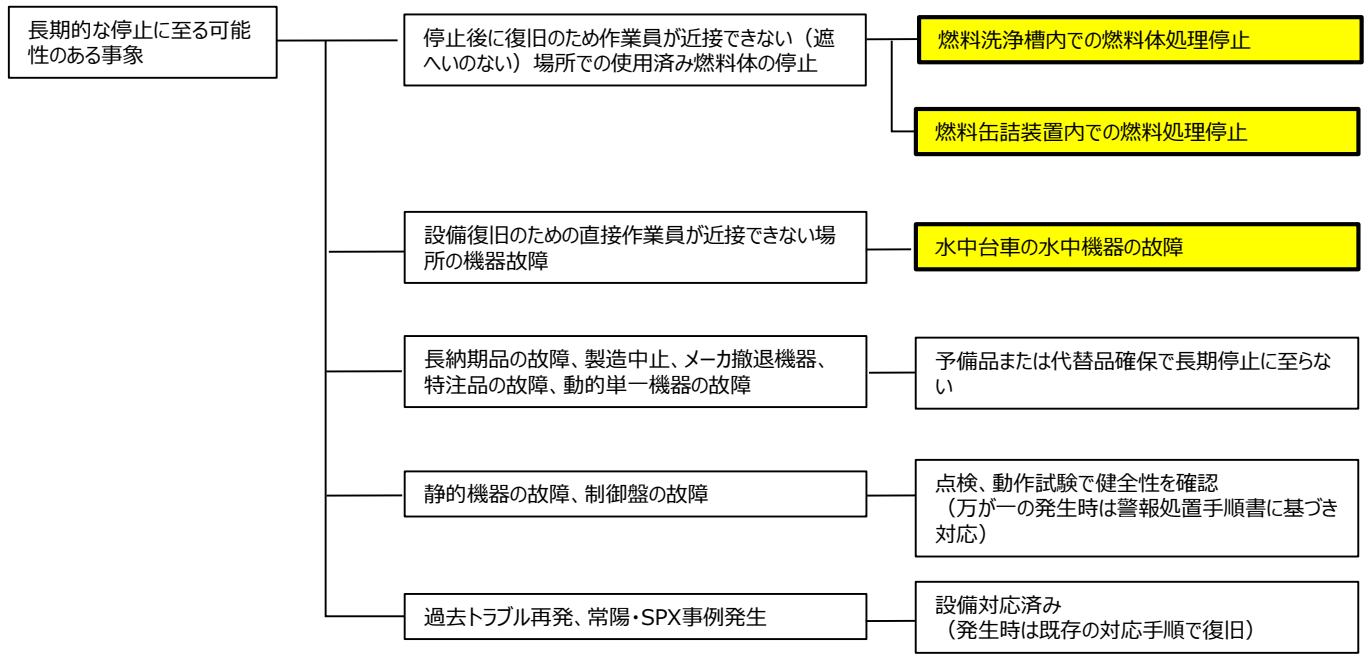
■ : リスク評価対象、リカバープランの作成対象

しゃへい体等の処理



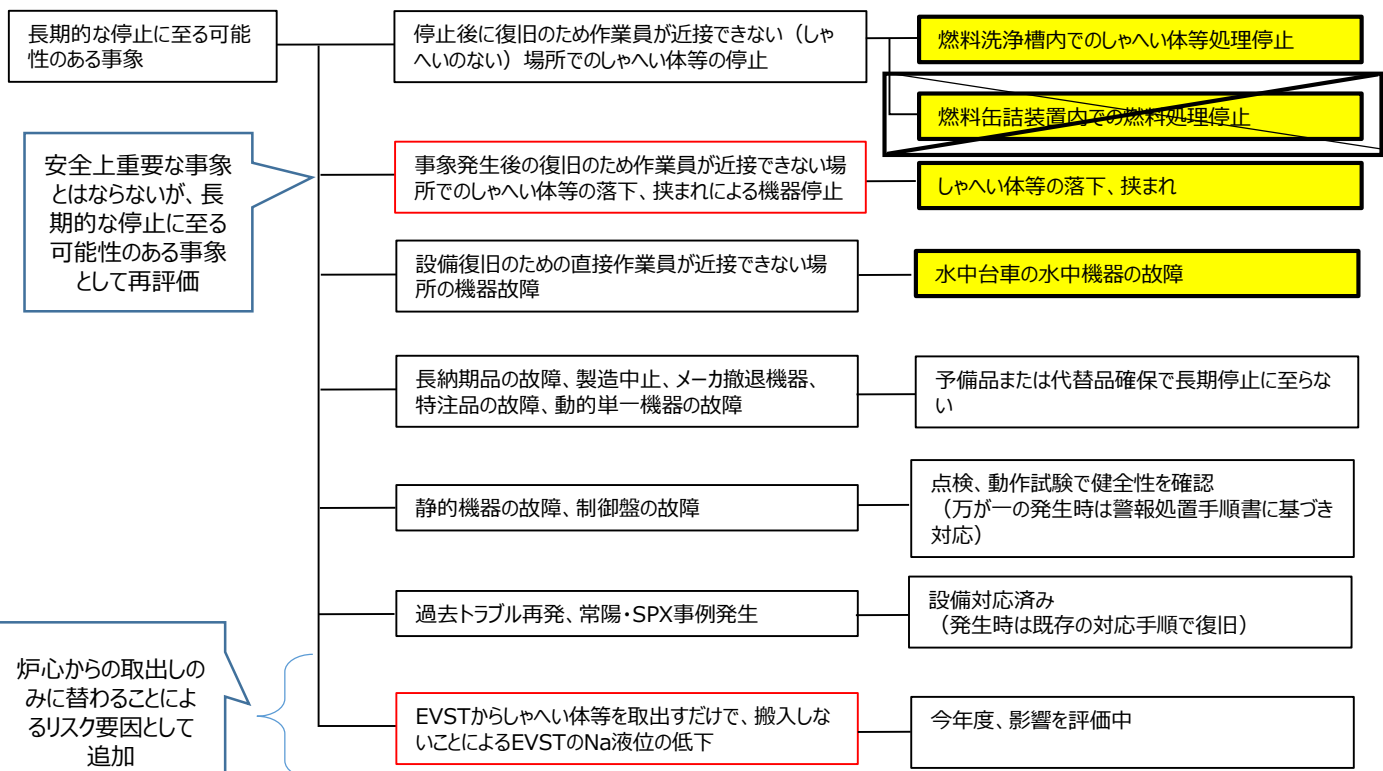
第5.2-7図 しゃへい体等取出し作業（しゃへい体等の処理）で評価すべき事象
① 安全上重要な事象（事故）の選定

燃料体の処理



: リスク評価対象、リカバリープランの作成対象

しゃへい体等の処理

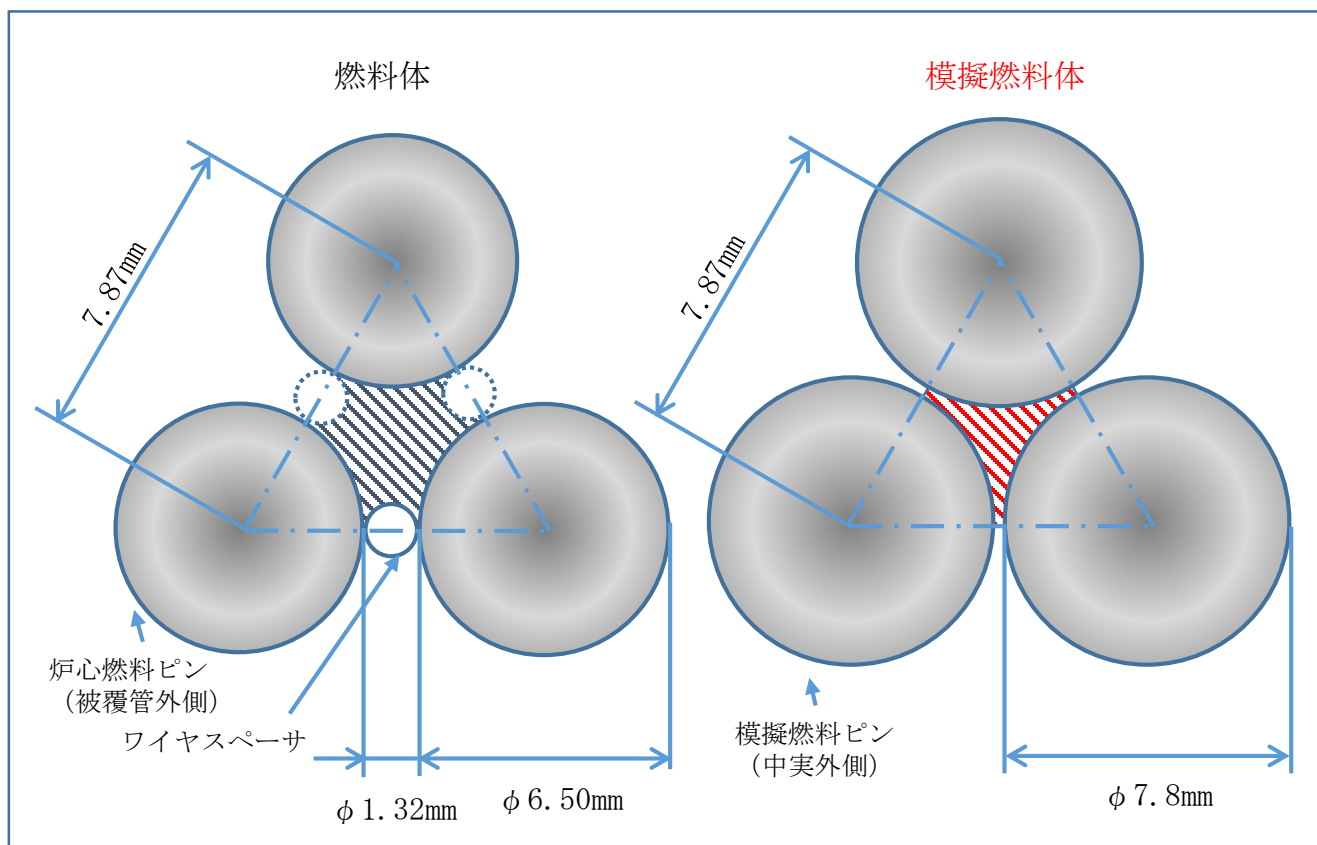
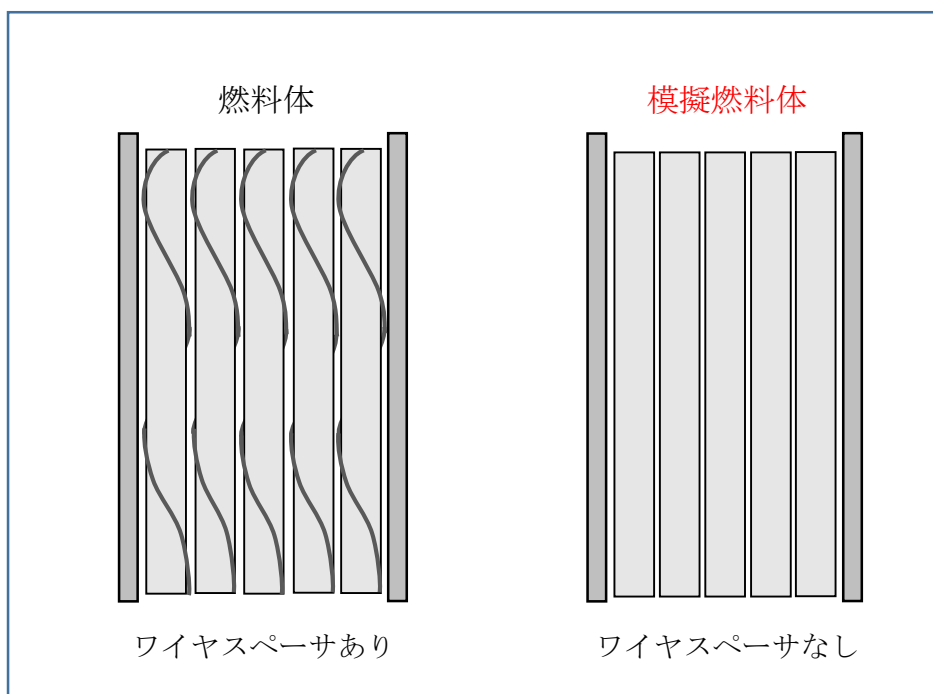


: 環境の変化等により新たに顕在化する可能性があると評価した事象

: リスク評価対象

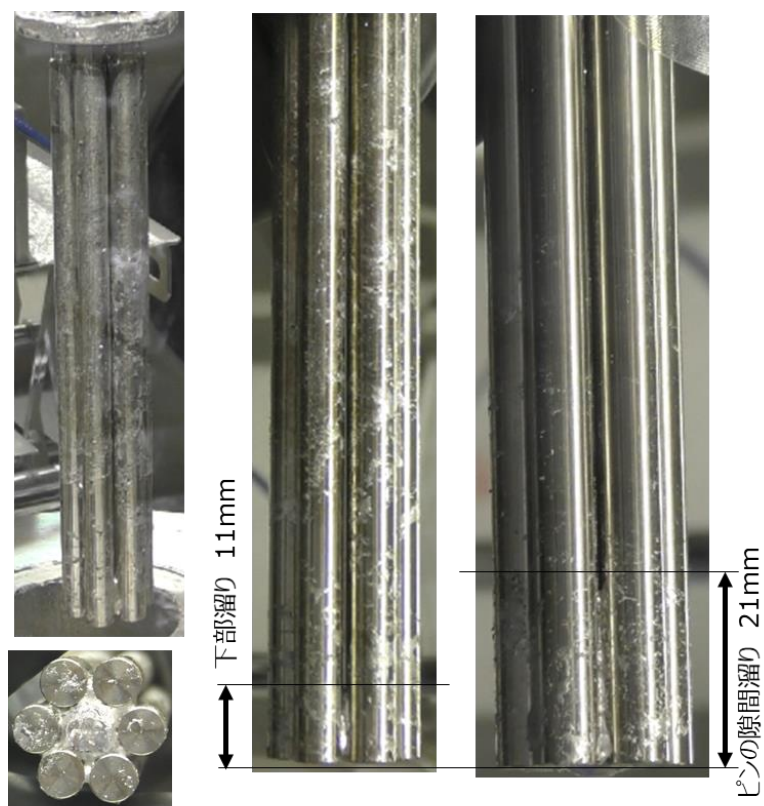
第5.2-8図 しゃへい体等取出し作業 (しゃへい体等の処理) で評価すべき事象
②長期的な停止に至る可能性のある事象の選定

＜ワイヤスペーサの有無によるNa流路部分のイメージ＞

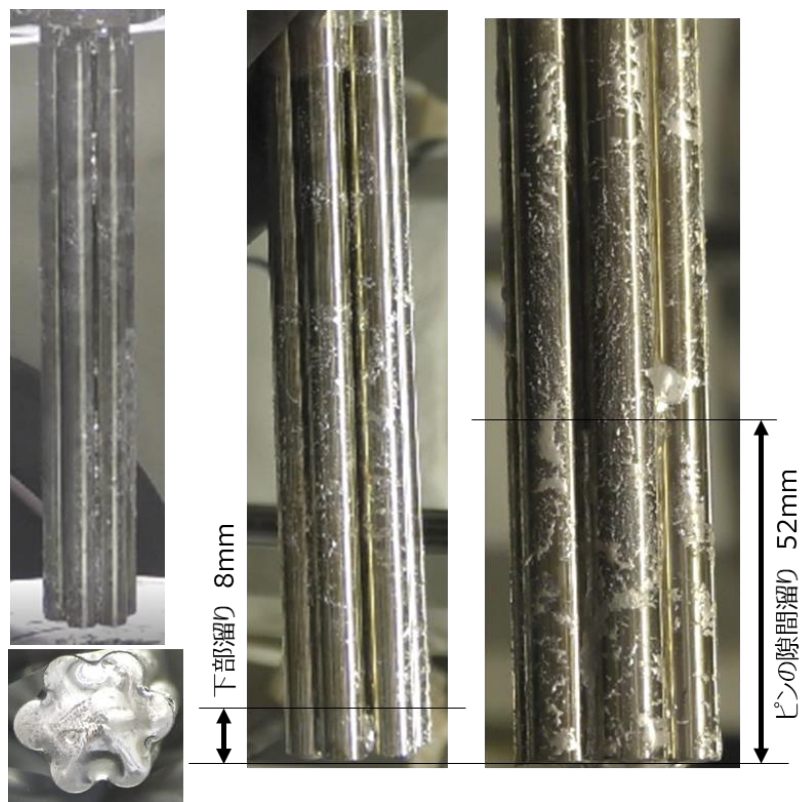


第7-1図 燃料体及び模擬燃料体の断面の比較

ピン間ギャップ0.5mm、引上速度約2mm/s

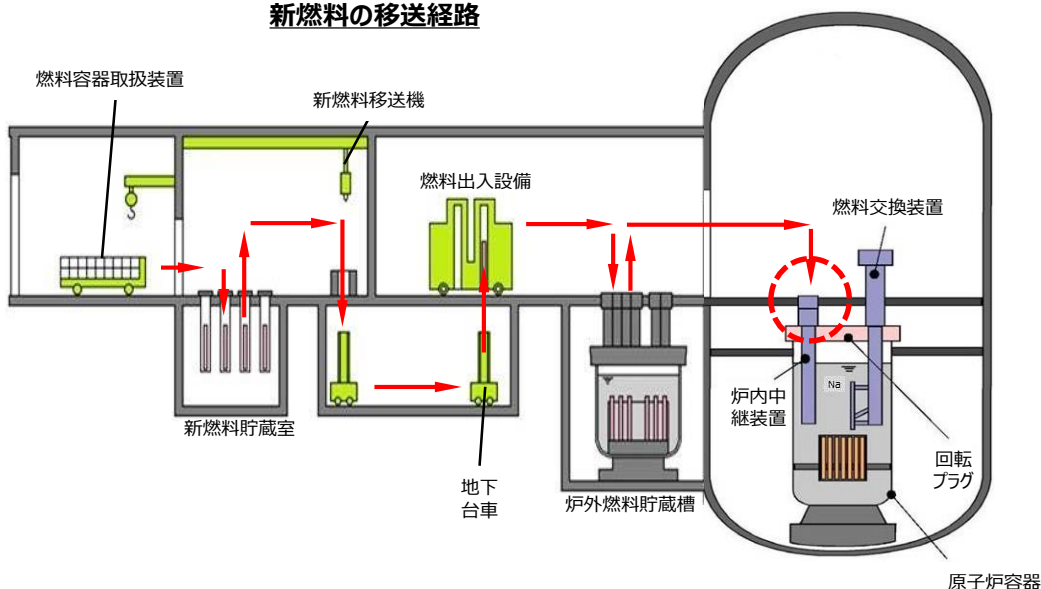


ピン間ギャップ0.5mm、引上速度約100mm/s

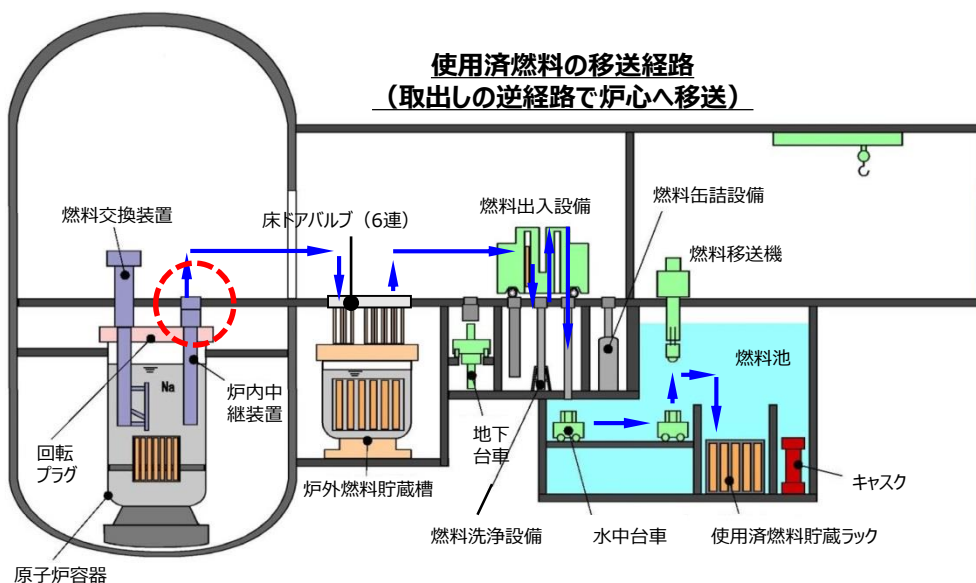


第7-2図 単体要素試験結果 (200°Cナトリウム浸漬後の例)

新燃料の移送経路

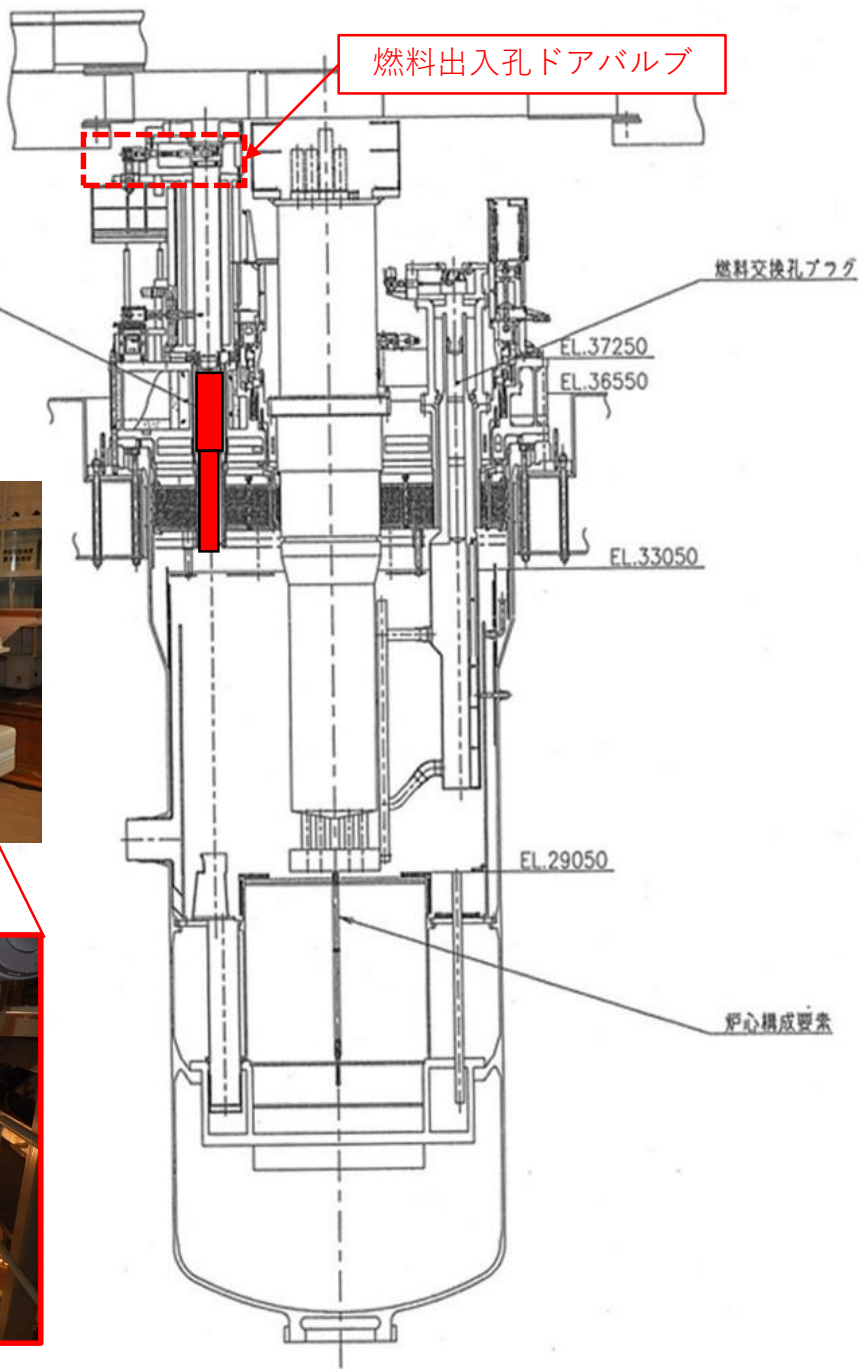


使用済燃料の移送経路 (取出しの逆経路で炉心へ移送)

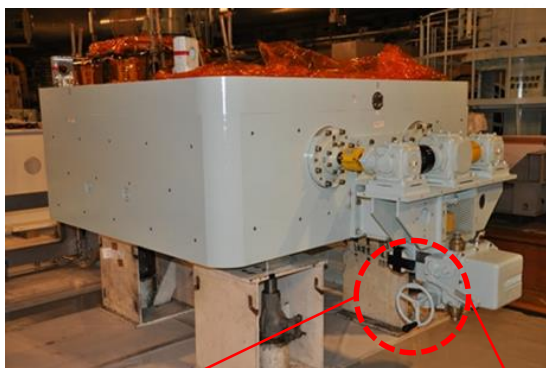


炉心への新燃料移送及び使用済燃料移送は、必ず「燃料出入孔」を通過する経路であることから、しゃへい体等の取出し時以外は「燃料出入孔ドアバルブ」が「開」できない措置を行い、「燃料出入孔プラグ」が取り出せない状態を保持することで「炉心に核燃料物質を装荷しないこと」を担保する。

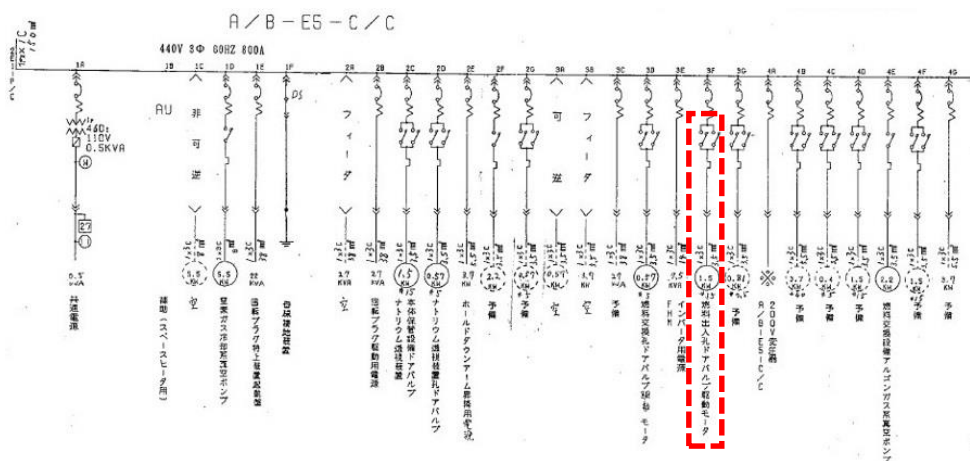
しゃへい体等の取出し時は「燃料出入孔ドアバルブ」が「開」できない措置を解除することで対応する。



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5.2-1表 長期停止に至る可能性のある事象（例）（炉内環境の悪化）

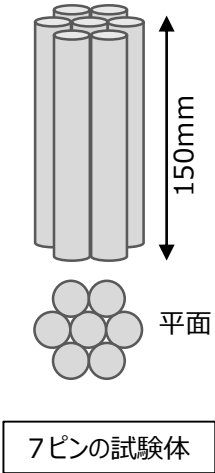
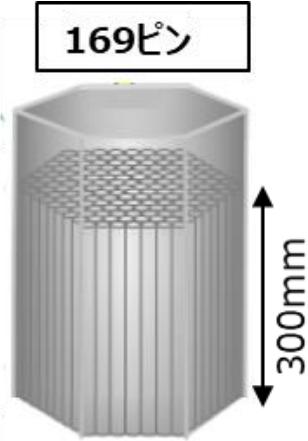
長期停止に至るリスク事象	リスク事象に至る直接事象	直接事象に至る代表要因	左記要因の発生可能性		影響度評価*1	対策重要度評価*2	対策方法	リカバリープラン概要	備考
			評価*1	(上段は自動・連動運転時、下段は単独運転時)					
燃料交換設備の運転継続不可	炉内ナトリウムの純度が悪化することにより、機器摺動部の摩擦等の上昇により機器が停止する。	爪開閉ロッドと感知ロッド（2重管部）の間隙にNa不純物の固着	小	バウンダリーの破損等がない限り、大量の空気混入の可能性はなく、純度悪化の可能性は低い。	大	B	機器動作中のトルク監視を行う。固着による動作不良時は、治具による復旧を試みる。発生時の対応フローを準備するとともに、リカバリープランを作成する。	動作トルクが警報値を超える恐れがあり、トルク値が上昇傾向の場合は、しゃへい体取出し作業を中断し、燃料交換機の取外し、点検、洗浄等を行ったうえで、継続の可否を判断する。	
			小	バウンダリーの破損等がない限り、大量の空気混入の可能性はなく、純度悪化の可能性は低い。	大	B	機器動作中のトルク監視を行う。固着による動作不良時は、治具による復旧を試みる。発生時の対応フローを準備するとともに、リカバリープランを作成する。		
		中	グリッパ爪駆動部の開閉動作は、200℃のNa内での動作となるため、発生の可能性は低い。	中	B	グリッパは定期的な点検洗浄及び性能試験を実施する。固着による動作不良時は治具による復旧を試みる。発生時の対応フローを準備するとともにリカバリープランを作成する。			
		中	グリッパ爪駆動部の開閉動作は、200℃のNa内での動作となるため、発生の可能性は低い。	中	B	グリッパは定期的な点検洗浄及び性能試験を実施する。固着による動作不良時は治具による復旧を試みる。発生時の対応フローを準備するとともにリカバリープランを作成する。			
炉内のナトリウム温度が下がり、燃料交換設備へのNaミストが固着し、機器摺動部の摩擦等の上昇により機器が停止する。	ヒータ電源の喪失	ヒータの故障による炉内のナトリウムの温度維持不能	極小	電源盤の故障を考慮する。	小	受容リスク		外部電源喪失の場合の復旧要領は、準備されている。	
			極小	電源盤の故障を考慮する。	小	受容リスク			
		極小	ヒータは複数あり、温度維持ができなくなるほどの同時故障がおきる可能性は低い。	大	C	ヒータは定期的な点検（電気試験）・性能試験を実施する。			
		極小	ヒータは複数あり、温度維持ができなくなるほどの同時故障がおきる可能性は低い。	大	C	ヒータは定期的な点検（電気試験）・性能試験を実施する。			
燃料出入機の運転継続不可	炉内ナトリウムの純度が悪化することにより、機器摺動部の摩擦等の上昇により、機器が停止する。	Na不純物のグリッパ爪駆動部へのNa不純物の付着	小	グリッパ爪駆動部の開閉動作は、200℃のNa内での動作となるため、発生の可能性は低い。	中	C	グリッパ爪駆動部は、点検（外観点検、機能・性能試験）にて健全性を確認する。		
			小	グリッパ爪駆動部の開閉動作は、200℃のNa内での動作となるため、発生の可能性は低い。	中	C	グリッパ爪駆動部は、点検（外観点検、機能・性能試験）にて健全性を確認する。		
	炉内のナトリウム温度が下がり、燃料出入機へNaミストが固着し、機器摺動部の摩擦等の上昇により、機器が停止する。	ヒータ電源の喪失	極小	電源盤の故障を考慮する。	小	受容リスク		外部電源喪失の場合の復旧要領は、準備されている。	
			極小	ヒータは複数あり、温度維持ができなくなるほどの同時故障がおきる可能性は低い。	大	C	ヒータは定期的な点検（電気試験）・性能試験を実施する。		
			極小	ヒータは複数あり、温度維持ができなくなるほどの同時故障がおきる可能性は低い。	大	C	ヒータは定期的な点検（電気試験）・性能試験を実施する。		

*1：大、中、小、極小、不要の5段階

*2：A、B、C、受容の4段階

対策重要度評価による対応は以下の通り

A：設計対応を検討、B：標準補修要領の整備または36か79
リープランの立案、C：点検等での対応

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)	<p>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に浸漬後に引上げ、Naの付着状況の確認、予備的に残留量を算出</p> 	<p>・ナトリウム付着状況</p> <table border="1" data-bbox="843 223 1229 561"> <thead> <tr> <th>部位</th> <th>Na残留結果</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> <p>・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。</p>	部位	Na残留結果	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残留結果												
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量Naの確認）	<p>ラップ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に浸漬後に引上げ、Na残留量を評価</p>	 <p>試験体を製作中。 2022年2月末までに試験完了予定</p>										
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	<p>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</p>	<p>2022年度燃料体の処理時に実施予定</p>										

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

原子炉本体は、炉心及び原子炉容器内構造物を円筒状の鋼製原子炉容器に納めたものである。

炉心は、炉心燃料集合体、ブランケット燃料集合体、制御材（制御棒集合体）、中性子しゃへい体等によって構成され、全体としてほぼ六角形の断面をなす。

原子炉容器内構造物は、炉心の支持及び炉心の流量配分を行うための炉内構造物及び制御棒駆動機構等の案内及び保持のための炉心上部機構からなる。

原子炉容器の上部には、しゃへいプラグを設置し、ナトリウム液面上をアルゴンガス雰囲気を保つ。しゃへいプラグには、炉心上部機構、燃料交換装置等が取付けられる。原子炉容器の外周には、ガードベッセル及び原子炉容器室壁を設ける。

(イ) 炉心

(1) 構造

a. 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、その荷重を炉内構造支持構造物、炉心槽等の炉内構造物を介して原子炉容器で支持する。

1次冷却材であるナトリウムは、原子炉容器下部に設けられた1次冷却材入口ノズルより原子炉容器に入り、炉心下部において流量配分され、炉心の下部から上向に炉心内を通り抜け、原子炉容器上部に設けられた1次冷却材出口ノズルから出る。

b. 炉心燃料領域は内側炉心と外側炉心の2つの領域に分け、外側炉心に核分裂性プルトニウム富化度の高い炉心燃料集合体を装荷する。燃料の増殖比は約1.2である。燃料の取替えは分散方式で1サイクルに全炉心の約1/5ずつ取替える。ただし、当初の間は1サイクルに全炉心の約1/4ずつ取替える。

c. 主要寸法

炉心燃料領域高さ	約	0.93	m
炉心燃料領域等価直径	約	1.8	m
軸方向ブランケット厚さ（上/下）	約	0.3/0.35	m
半径方向ブランケット等価厚さ	約	0.3	m

(2) 燃料体の最大そう入量

a. 炉心燃料集合体

炉心燃料集合体数		198	体
核分裂性プルトニウム量			
初装荷炉心	約	1.0	t
取替炉心	約	1.0	t
炉心燃料領域プルトニウム、アメリカシウム241及びウラン量の合計			
初装荷炉心	約	5.9	t
取替炉心	約	5.7	t
軸方向ブランケットウラン量	約	4.5	t
			(劣化ウラン)

b. ブランケット燃料集合体

ブランケット燃料集合体数		172	体
半径方向ブランケットウラン量	約	13	t
			(劣化ウラン)

c. 試験用集合体

試験用集合体数（試験用集合体A）		8	体
試験用集合体数（試験用集合体B）		3	体

ただし、試験用集合体Aは炉心燃料集合体と、試験用集合体Bはブランケット燃料集合体と入れ替えてそう入する。この場合、炉心の核分裂性プルトニウム量、炉心燃料領域プルトニウム、アメリカシウム241及びウラン量の合計、軸方向ブランケットウラン量（劣化ウラン）及び半径方向ブランケットウラン量（劣化ウラン）はそう入前のそれを超えることはない。

(3) 主要な核的制限値

a. 最大過剰反応度

初装荷炉心	0.057	Δk/k
取替炉心	0.056	Δk/k

b. 反応度停止余裕

最大反応度効果を持つ制御棒1本が、全引抜位置のままそう入できない場合でも、低温状態で炉心を臨界未満にでき、かつその状態で反応度停止余裕は0.01 Δk/k以上とする。

c. 調整棒による最大反応度添加率

調整棒による最大反応度添加率は、最大反応度値を有する 1 本の調整棒が、引抜き可能な最大速度で引抜かれても、原子炉冷却材バウンダリに損傷を与えないよう制限する。

d. 出力係数

出力係数は、全運転範囲において正にならないように設計する。

(4) 主要な熱的制限値

通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時においても、燃料の被ふく管は過度の温度上昇による破損を生じることなく、燃料温度がその融点未満であり、冷却材は沸騰しないよう設計する。このため定格出力時に下記の条件を満たすこととする。

炉心燃料集合体の被ふく管最高温度（肉厚中心）	675 °C
燃料最高温度	2,350 °C

(ロ) 燃料体

(1) 燃料材の種類

a. 炉心燃料

燃料材の種類 プルトニウム・ウラン混合酸化物ペレット

核分裂性プルトニウム富化度 $\left[\frac{\text{核分裂性プルトニウム}}{\text{プルトニウム, アメリシウム 241 及びウラン}} \right]$

初装荷燃料

初装荷燃料Ⅰ型(内側炉心/外側炉心/平均) 約 15/20/17 wt%^(*)以下

初装荷燃料Ⅱ型(内側炉心/外側炉心/平均) 約 16/21/18 wt%^(*)以下

初装荷燃料Ⅲ型(内側炉心/外側炉心/平均) 約 16/21/18 wt%^(*)以下

取替燃料 (内側炉心/外側炉心/平均) 約 16/21/18 wt%^(*)以下

(*) 基準となるプルトニウム組成及びウラン 235 含有率の場合

プルトニウム組成比	原子炉級
ウラン 235 含有率[U-235/U]	約 0.2wt%～約 1.0wt%
ペレットの初期密度	理論密度の約 85%
ペレットのプルトニウム含有率[Pu/(Pu+Am-241+U)]	約 32wt%以下

b. ブランケット燃料

燃料材の種類 二酸化ウランペレット(劣化ウラン)
 ペレットの初期密度 理論密度の約 93%

(2) 被覆材の種類

炉心燃料要素	SUS316 相当ステンレス鋼
ブランケット燃料要素	SUS316 相当ステンレス鋼

(3) 燃料要素の構造

(i) 炉心燃料要素

a. 構造

炉心燃料要素は、円筒形被ふく管にプルトニウム・ウラン混合酸化物ペレットと二酸化ウランペレットをそう入した後、ヘリウムを封入し、両端を密封した構造とする。

b. 主要寸法

燃料要素外径	約 6.5 mm
燃料要素有効長さ	炉心部 約 0.93 m
	ブランケット部(上/下) 約 0.3/0.35 m
被ふく管厚さ	約 0.47 mm

(ii) ブランケット燃料要素

a. 構造

ブランケット燃料要素は、円筒形被ふく管に二酸化ウランペレットをそう入した後、ヘリウムを封入し、両端を密封した構造とする。

b. 主要寸法

燃料要素外径	約 12 mm
燃料要素有効長さ	約 1.6 m
被ふく管厚さ	約 0.5 mm

(4) 燃料集合体の構造

(i) 炉心燃料集合体

a. 構造

炉心燃料集合体は、炉心燃料要素をその下端で支持固定し、スペーサで相互の間隔を正三角形配列に保持して、断面六角形のラップ管に収納したものである。

b. 主要仕様

燃料要素配列	正三角形配列
燃料要素ピッチ	約 7.9 mm
燃料集合体当たり燃料要素本数	169 本

(ii) ブランケット燃料集合体

a. 構造

ブランケット燃料集合体は、ブランケット燃料要素をその下端で支持固定し、スペーサで相互の間隔を正三角形配列に保持して、断面六角形のラップ管に収納したものである。

b. 主要仕様

燃料要素配列	正三角形配列
燃料要素ピッチ	約 13 mm
燃料集合体当たり燃料要素本数	61 本

(iii) 試験用集合体

a. 構造

試験用集合体には、試験用集合体Aと試験用集合体Bがある。試験用集合体Aは、中性子検出要素をそう入するための案内管を設け、その周囲に炉心燃料要素を配置し、断面六角形のラップ管に収納したものである。炉心燃料要素は、その下端で支持固定され、スペーサで相互の間隔を正三角形配列に保持されている。試験用集合体Bは、中性子検出要素をそう入するための案内管を設け、その周囲にブランケット燃料要素を配置し、断面六角形のラップ管に収納したものである。ブランケット燃料要素は、その下端で支持固定され、スペーサで相互の間隔を正三角形配列に保持されている。

b. 主要仕様

試験用集合体A	
燃料要素配列	正三角形配列
燃料要素ピッチ	約 7.9 mm
集合体当たり燃料要素本数	162 本
試験用集合体B	
燃料要素配列	正三角形配列
燃料要素ピッチ	約 13 mm
集合体当たり燃料要素本数	60 本

(5) 最高燃焼度

炉心燃料集合体	94,000 MWd/t
ただし、当初の間	64,000 MWd/t
ブランケット燃料集合体	5,800 MWd/t

試験用集合体

500 MWd/t

(ハ) 減速材及び反射材の種類

(1) 減速材 なし

(2) 反射材 ブランケット燃料集合体の周囲に設けるステンレス鋼製中性子しゃへい体

(ニ) 原子炉容器

(1) 構造

a. 原子炉容器は、円筒形の胴部に皿形の底部を付した鋼製容器であり、1次冷却材出入口ノズル等を有する。原子炉容器のナトリウム液位は、通常運転時、1次ナトリウムオーバーフロー系により所定の液位範囲に維持する。原子炉容器上部にはしゃへいプラグを設置し、ナトリウム液面上をアルゴンガス雰囲気を保つ。原子炉容器は予熱設備を有する。

原子炉容器は、「原子炉等規制法」に基づく総理府令及び「電気事業法」に基づく通商産業省令に定めるところによるとともに、これらの法令において技術基準を定めてない高温構造にあつては別に定める構造設計方針に準拠して、設計、製作並びに検査を行い、これらに適合する構造とする。なお、必要に応じて日本工業規格、米国機械学会基準など権威ある規格、基準を援用する。また、供用期間中その健全性に関する監視又は計画的な検査を行い得る構造とする。

b. 主要寸法

胴部内径	約 7 m
全高	約 18 m
胴部肉厚	約 50 mm

c. 主要材料

オーステナイト系ステンレス鋼 (SUS304)

d. 主要ノズル取付位置

1次冷却材入口ノズル	胴下部	3箇所
1次冷却材出口ノズル	胴上部	3箇所

e. 支持方法

上部 原子炉容器上端のフランジ部にて原子炉容器ペDESTALにより支持する。

下部 横振防止機構により原子炉容器ガードベッセルを介して原子炉容器

室床に支持する。

f. 使用環境に対する考慮

(a) 中性子照射による材質変化を抑制するために、内部にしゃへい体を設置し、過度の中性子照射を受けないようにする。なお、中性子照射による材質変化を監視するため、原子炉容器内に監視試験片をそう入する。

(b) ナトリウム環境による腐食を抑制するために、ナトリウム中酸素濃度を抑制する。

(2) 最高使用圧力及び最高使用温度

a. 上部

圧力	2 kg/cm ² G
温度	550 °C

b. 下部

圧力	10 kg/cm ² G
温度	420 °C

(ホ) 放射線しゃへい体の構造

(1) 構造

炉心からの高速中性子の漏れを制限するため、炉心のブランケット燃料集合体の周囲に、中性子しゃへい体を設置する。

原子炉容器上部はしゃへいプラグによってしゃへいする。しゃへいプラグは単回転プラグ形式で、固定プラグ、回転プラグ等からなる。原子炉容器周囲の主要なしゃへい体は、原子炉容器室壁及び原子炉格納容器外側の外部しゃへい建物である。発電所周辺の一般公衆及び発電所従業員が受けると予想される放射線被ばく線量が「原子炉等規制法」で規定される許容量を十分下まわるようにしゃへい設計を行う。

(2) 主要寸法

a. 中性子しゃへい体

個数	324(サーベイランス集合体8体を含む)
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼

b. しゃへいプラグ

固定プラグ最大径	約 9.5m
回転プラグ最大径	約 5.9m

回転プラグ厚さ	約 2.8m
---------	--------

主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼, 炭素鋼
------	---------------------

c. 原子炉容器室壁

壁厚	約 2.3m
----	--------

(ヘ) その他の主要な事項

(1) 原子炉容器ガードベッセル

1次冷却材の漏えい時に原子炉容器内の冷却材を安全に必要な液位に確保できる構造とする。

型式	円筒底部鏡板付上部開放型
高さ	約 13 m
主胴部内径	約 8 m
主要材料	オーステナイト系ステンレス鋼

ニ. 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備

(イ) 核燃料物質取扱設備の構造

(1) 核燃料物質取扱設備は次のものから構成され安全に燃料の取扱いができる構造とする。また、燃料集合体の原子炉容器内における交換及び原子炉容器からの出入れ操作は原子炉停止中に行う。

燃料交換設備	一式
燃料出入設備	一式
燃料検査設備	一式
燃料処理設備	一式
燃料搬出設備	一式

(2) 新燃料は、原子炉補助建物内の新燃料受入貯蔵設備から炉外燃料貯蔵設備を経て、燃料出入設備により原子炉容器内へ移し、燃料交換設備と回転プラグにより、炉心へ装荷する。

炉心の使用済燃料は上記と逆の手順で、燃料交換設備と回転プラグにより、炉心から引抜き、燃料出入設備により、原子炉容器外へ取出し、炉外燃料貯蔵設備、燃料処理設備及び水中燃料貯蔵設備を経て、燃料搬出設備に移送する。なお、必要に応じて燃料検査設備により検査する。

(ハ) 制御設備

(1) 制御材の個数及び構造

原子炉の反応度を制御する**制御棒は調整棒及び後備炉停止棒**よりなる。通常運転時の反応度制御は主炉停止系の調整棒（微調整棒及び粗調整棒）の位置調整により行う。原子炉の過剰反応度が所定の値を上まわった場合、半径方向ブランケット領域に固定吸収体を装荷することによって過剰反応度を抑制する。また、原子炉の出力調整は、調整棒の位置調整と冷却材の流量調整により、原子炉容器出口ナトリウム温度と流量がタービン負荷に応じた値をとるよう制御する。

a. 個数

微調整棒	3
粗調整棒	10
固定吸収体	最大 6

調整棒は、炉心燃料集合体間に、ほぼ一様に分布配置する。

b. 構造

調整棒は微調整棒及び粗調整棒より構成される。中性子吸収材は、ステンレス鋼製被ふく管に充填され、19本をクラスタとしてステンレス鋼製の保護管で包まれている。固定吸収体の外形形状は燃料集合体とほぼ同一であり、吸収体要素を内部に収納する構造となっている。

c. 吸収材の種類 炭化硼素

(2) 制御材駆動設備の個数及び構造

a. 個数

微調整棒用	3
粗調整棒用	10

b. 構造

調整棒駆動機構は各調整棒ごとに炉心上部機構上面に設けられる。調整棒駆動機構は微調整棒用及び粗調整棒用からなる。両者は、それぞれの機能上の要求からくる構造の相違のほか、ペローズ位置、ラッチ・デラッチ機構の作動方式を変えている。調整棒駆動機構の主な構成は、駆動モータ、ボールスクリュ、保持用マグネットなどよりなり、中央制御室から微調整棒は自動又は手動で、また、粗調整棒は手動で操作される。原子炉トリップ時には、トリップ信号により保持用マグネットを消磁すると、ストローク・ラッチ動作伝達部と調整棒

とが結合されたまま、一体となって落下する。同時に加速機構が働きガス圧力により加速そう入される。

c. 駆動方式

通常運転時	ボールスクリュ方式
原子炉トリップ時	重力落下ガス加速方式

d. そう入時間及び駆動速度

原子炉トリップ時そう入時間（全ストロークの85%そう入までの時間）
原子炉トリップしゃ断器開後1.2s以下

通常そう入、引抜速度

微調整棒	最大約0.30m/min（可変速）
粗調整棒	最大約0.12m/min

e. 駆動距離

微調整棒	約1.0m
粗調整棒	約1.0m

(3) 反応度制御能力

a. 反応度制御能力（最大反応度効果を有する調整棒1本未そう入時）

0.067 Δk/k 以上

(二) 非常用制御設備

(1) 制御材の個数及び構造

非常用制御設備として**後備炉停止棒による後備炉停止系**を設け、万一主炉停止系による原子炉停止が不能の場合でも原子炉を停止できるようにする。

a. 個数 6

b. 構造

吸収体部は、中性子吸収材を充填したステンレス鋼管制御棒要素19本をクラスタとして、ステンレス鋼管製の保護管で包んだ構造となっている。クラスタを構成するステンレス鋼管は、調整棒に比べて内径が大きく、また、中性子吸収材有効高さ、ガスプレナム長さ等の構造及び緩衝方式を調整棒と変えている。

c. 吸収材の種類 炭化硼素

(2) 主要な機器の個数及び構造

a. 個数 6

3. 原子炉及び炉心

3.1 概要

原子炉及び炉心を構成する要素は、第3.1-1図及び第3.1-2図に示すように、原子炉容器、燃料集合体、制御棒集合体、中性子しゃへい体、炉内構造物、炉心上部機構等である。

炉心は炉心燃料集合体、制御棒集合体並びにこれらの周囲を取囲むブランケット燃料集合体及び中性子しゃへい体等によって構成され、全体としてほぼ六角形の断面をなす。炉心燃料領域はプルトニウム富化度の異なる2種類の炉心燃料集合体よりなり、高富化度の炉心燃料集合体を外側に配置することにより、出力平坦化を行った2領域炉心とする。燃焼度約80,000MWd/t(取出し燃料集合体平均)を達成するための燃料交換方式は5バッチ分散方式、約1/5取替えであるが、当初の間は照射実績を蓄積しつつ4バッチ分散方式により約半年毎に約1/4の燃料集合体を取替えることとする。炉心燃料集合体は、上下に軸方向ブランケット燃料を内蔵した密封型炉心燃料要素により構成し、さらにその上下には中性子しゃへい体を設ける。炉心燃料領域の周囲にはブランケット燃料集合体を円環状に配置し、増殖比を高めると同時に外部への中性子の漏れを減少させる。ブランケット燃料集合体の外側には、中性子しゃへい体を配置し、反射体の役目を果たすと同時に、その外部の構造機器への中性子照射量を軽減させる。炉心配置説明図を第3.1-3図に示す。

炉心は炉内構造物により原子炉容器の中心に配置する。炉内構造物は炉心構成要素に対する誤装荷防止機能及び流量調節機能を有しており、原子炉容器下部で原子炉容器に支持される。

炉心内で発生した熱エネルギーは1次冷却材に伝達され、1次主冷却系中間熱交換器を介して2次冷却材に伝達される。

制御棒駆動機構は炉心上部機構に取付ける。

炉心の反応度は制御棒を操作することにより制御する。

原子炉及び炉心に係る機器は、放射線損傷を考慮して設計されている。

原子炉容器は底部鏡板付円筒たて型容器であり、その外側に万一の配管からの漏えいに備え、ガードベッセルを設ける。

原子炉及び炉心の設備仕様の概略を第3.1-1表に示す。

3.2 機械設計

3.2.1 燃料

3.2.1.1 概要

燃料には炉心燃料集合体、ブランケット燃料集合体及び試験用集合体の三種類がある。

炉心燃料集合体は、スペーサにより炉心燃料要素169本を正三角形に配列保持し、上部にハンドリングヘッド、下部にエントランスノズルを接合したラッパ管内に収納したものである。

炉心燃料要素は多数のプルトニウム・ウラン混合酸化物ペレットを、軸方向ブランケット用二酸化ウランペレットとともに、被ふく管内に密封したものである。

ブランケット燃料集合体の外形は炉心燃料集合体とほぼ同一で、内部にブランケット燃料要素61本を、スペーサにより正三角形に配列保持している。

ブランケット燃料要素は、多数の二酸化ウランペレットを被ふく管内に密封したものであり、炉心燃料要素に比べて太径となっている。

試験用集合体には、試験用集合体Aと試験用集合体Bとがある。試験用集合体Aの外形は炉心燃料集合体とほぼ同一で、内部に中性子検出要素1本がそう入可能なスペースを設け、周囲に炉心燃料要素162本を、スペーサにより正三角形に配列保持している。試験用集合体Bの外形はブランケット燃料集合体とほぼ同一で、内部に中性子検出要素1本がそう入可能なスペースを設け、周囲にブランケット燃料要素60本を、スペーサにより正三角形に配列保持している。

3.2.1.2 設計方針

(1) 燃料要素

燃料要素については、その核分裂生成ガスの生成・放出、ペレットの熱膨脹・スエリング、被ふく管の熱膨脹・スエリング・クリープ及び弾性変形等の原子炉運転中に生じる諸現象を考慮して、健全性が確保されるように設計する。

このため、使用期間中の通常運転時及び運転時の異常な過渡変化時において、下記の方針を満足するように燃料要素の設計を行う。

- (i) 燃料最高温度は、酸化物燃料ペレットの融点に達しないように設計する。
- (ii) 被ふく管の歪みは、燃料集合体の機能を健全に保持しうる範囲に制限する。
- (iii) 被ふく管内圧は、被ふく管にかかる引張応力を抑え、円周方向へのクリープ破損を生じないように十分低く設計する。

炉内ラックは、炉心槽の外側に配置され、監視試験片を組込んだサーベイランス集合体等をそう入し保持できる構造としている。

炉内中継ラックは、燃料交換時に、燃料集合体を入れた移送ポットの炉内中継時に必要なスペースを確保する形状を有している。

内筒は原子炉容器上部プレナムに取付けられ、炉心上部機構と合わせて冷却材の適切な流況が得られる構造としている。

(2) 炉心上部機構

炉心上部機構は回転プラグに据付けられ、第3.2-11図に示すように制御棒駆動機構などの案内及び保持の役目を果たすと同時に、燃料集合体出口の冷却材温度測定用熱電対等を収納している。炉心上部機構は上部ハウジング、上板、しゃへい部胴、継胴、熱しゃへい板、整流装置及び各種案内管等から構成されている。

このうち、しゃへい部胴、継胴、熱しゃへい板、整流装置及び各種案内管が原子炉容器内構造物となる。

しゃへい部胴、継胴の一部及び各種案内管の一部はカバーガス中に位置している。

しゃへい部胴は回転プラグと同じく炉心からの放射線しゃへい及び断熱の機能を持っている。炉心上部機構の下部はナトリウム中に位置し、継胴内部に制御棒駆動機構用案内管を含む各種案内管を収納支持している。

3.2.2.5 評価

(1) 強度

原子炉容器内構造物は、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、地震時及び事故時において応力及び変形を制限しているため、必要な強度を保持することができる。

(2) 流量配分

炉内構造物は、その流路形状により原子炉容器下部プレナムからの冷却材流を、高圧プレナムから炉心燃料集合体への流れ、低圧プレナムからブランケット燃料集合体等への流れ及びその他のバイパス流に、適切に流量配分することができる。

(3) 炉心構成要素の支持

炉内構造物は、炉心構成要素の熱膨脹、スエリングによる鉛直方向の変形を拘束しないため、炉心構成要素の拘束による高応力の発生を防止できる。

また、径方向変形に対しては、過度な変形を防止しているため、水平面内での必要な設置位置を確保できる。

炉心構成要素は自重により炉心支持板上に保持されるが、炉心燃料集合体に対しては、さらに高圧プレナムと低圧プレナムの圧力差を利用したハイドロリック・ホールドダウン力が働くような構造としている。

(4) 炉内計装等の保持

原子炉容器内構造物は、炉心出口温度計等の計装ウエル及び検査装置の補助設備等の案内、位置決めを行うことができる。

(5) サーベイランス集合体の保持

炉内ラックはその中に原子炉容器材料の材質変化の程度を監視するための監視試験片を組込んだサーベイランス集合体を保持することができる。

(6) 燃料等交換の補助

炉内中継ラックを設置しているため、燃料取扱設備により、原子炉容器内から外へ、また外から内への燃料等の中継ができる。

(7) 制御棒の保持、案内

炉心上部機構は、制御棒駆動機構案内管を有し、その中には制御棒駆動機構が保持されているため、制御棒を適切な位置で保持できる。また、炉心上部機構は十分な剛性を有しているため、地震時にも確実に制御棒をそう入することができる。

(8) 原子炉容器上部プレナムでの冷却材の混合

内筒及び炉心上部機構により、原子炉容器上部プレナムでの冷却材の適切な流況を得ることができる。

3.2.3 反応度制御設備

3.2.3.1 概要

原子炉の反応度制御は制御棒で行う。制御棒は調整棒と後備炉停止棒とに分けられ、調整棒はさらに微調整棒と粗調整棒とに分けられる。通常の起動、停止は調整棒によって行う。原子炉の緊急停止は原子炉停止系で行う。原子炉停止系は主炉停止系と後備炉停止系とに分けられ、主炉停止系は調整棒により構成され、後備炉停止系は後備炉停止棒により構成される。

3.2.3.2 設計方針

反応度制御設備は以下の方針で設計する。

- (1) 反応度制御設備は、互いに独立な主炉停止系と後備炉停止系の2系統を有し、それぞれ独

後備炉停止棒駆動機構は、駆動部、延長管類から構成される。

駆動部は駆動モータ、減速機、ボールスクリュ、保持用マグネット、制御棒ラッチ及び延長管ラッチ機構、過負荷防止機構及び位置検出装置等からなる。延長管類は案内管、ストローク・ラッチ動作伝達部、加速管、制御棒ラッチ機構、ペローズ等からなる。

ただし、調整棒駆動機構と異なり、原子炉トリップ時には後備炉停止棒を切離すため、保持用マグネットの消磁と同時に制御棒ラッチ機構が作動して後備炉停止棒を切離す。同時に加速管を介して働いているスプリング力により後備炉停止棒が加速そう入される。

原子炉トリップ時そう入時間(全ストロークの85%そう入までの時間)は、原子炉トリップしゃ断器開後1.2秒以下である。

(iv) 後備炉停止棒駆動機構の動作

後備炉停止棒駆動機構は、通常出力運転時には後備炉停止棒を全引抜きの状態に保持する。原子炉トリップ時には、トリップ信号により保持用マグネットを消磁して制御棒ラッチ機構を作動させ、後備炉停止棒を切離すと同時に、加速管を介してスプリング力を後備炉停止棒に伝え、加速そう入させる。また、燃料交換時には、制御棒ラッチ機構をデラッチして、後備炉停止棒駆動機構と後備炉停止棒とを切離し、回転プラグの回転の支障とならないようにする。

3.2.3.5 評価

- (1) 反応度制御設備は、互いに独立な主炉停止系と後備炉停止系の2系統を有しており、それぞれ安全保護系を含めていかなる単一故障を想定しても炉心を臨界未満にでき、かつ低温状態で臨界未満を維持できる設計となっている。
- (2) 反応度制御設備は通常運転時、運転時の異常な過渡変化時、事故時及び地震時等に確実に安全に原子炉を停止できる設計となっている。

なお、制御棒駆動機構は次のとおり設計されており、その機能は実験により確認されている。

- (i) 調整棒駆動機構は、通常出力運転時にはストローク・ラッチ動作伝達部を上昇下降させる機能を有し、原子炉トリップ時にはトリップ信号によりストローク・ラッチ動作伝達部と調整棒は炉心内に一体となって加速そう入させる。
- (ii) 後備炉停止棒駆動機構は、通常出力運転時には後備炉停止棒を全引抜きの状態に保

持し、原子炉トリップ時にはトリップ信号により後備炉停止棒を切離すと同時に炉心内に加速そう入させる。

- (3) 反応度制御設備の保持用マグネットへの電流が電源喪失のためしゃ断されると、ストローク・ラッチ動作伝達部を保持しているラッチ機構が外れて制御棒が炉心にそう入され、原子炉がトリップするフェイルセーフの設計となっている。
- (4) 制御棒駆動機構駆動モータの最大回転数は物理的に制限され、急速引抜き時の反応度添加率が過大にならない設計となっている。
- (5) 反応度制御設備のうち主炉停止系は、原子炉の緊急停止機能を有するとともに、原子炉を運転するために必要な反応度を制御する機能を有する設計となっている。

3.2.4 その他の設備

3.2.4.1 中性子源集合体

原子炉を安全に起動するために、必要に応じて中性子源集合体を置く。中性子源集合体は、カリフォルニウム型とし、外形形状は、他の炉心構成要素とほぼ同一にし、燃料交換設備で炉心に装荷及び取出しができるようにしている。中性子源集合体は、カリフォルニウムを内蔵する中性子源要素、ラップ管、エントランスノズル、ハンドリングヘッドなどにより構成される。中性子源集合体を使用しない場合は、その位置に中性子しゃへい体を置く。

中性子源集合体の構造の概要を第3.2-18図に、また、設備仕様の概略を第3.2-7表に示す。

3.2.4.2 中性子しゃへい体及びサーベイランス集合体

中性子しゃへい体は、ステンレス鋼製で、半径方向ブランケット燃料集合体の外側に装荷され、炉心からの中性子を反射し、その漏れを防ぐとともに高速中性子やガンマ線をしゃへいし、その周囲の構造体を保護するものである。中性子しゃへい体の外形、寸法は、他の炉心構成要素とほぼ同一であり、原子炉への装荷及び取出しは燃料交換設備によって行う。

中性子しゃへい体の構造の概要を第3.2-19図に、また設備仕様を第3.2-8表に示す。

なお、内部構造を一部変更し、中性子検出要素をそう入できる構造とした試験用の中性子しゃへい体(試験用しゃへい体)を中性子しゃへい体領域及び炉内ラックに設置することがある。

サーベイランス集合体は、中性子しゃへい体の内部構造を一部変更することにより、原

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

抜 粋

平成 2 9 年 4 月
原子力規制委員会

改訂履歴

年 月 日	改訂箇所、改訂内容及び改訂理由
平成 29 年 4 月 19 日	策定
令和元年 9 月 1 日	「放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律」（昭和 32 年法律第 167 号）の「放射性同位元素等の規制に関する法律」への名称変更
令和 2 年 4 月 1 日	新たな検査制度（原子力規制検査）の実施に伴う原子炉等規制法、再処理規則等の改正に伴う変更

- ② 放射線測定器の機能の維持の方法については、施設全体の管理方法の一部として、第4の18における施設管理に関する事項と併せて定められていてもよい。

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）

- 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の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。

また、新燃料及び使用済燃料の事業所の外への運搬に関する行為（事業所の外での運搬中に関するものを除く。）が定められていること。なお、この事項は、第4の14における運搬に関する事項と併せて定められていてもよい。

14 放射性廃棄物の廃棄（研開炉規則第87条第3項第15号）

- ① 放射性気体廃棄物の放出箇所及び放出管理目標値を満たすための放出量の管理の方法並びに放射性気体廃棄物の放出物質濃度の測定項目及び頻度が定められていること。
- ② 放射性液体廃棄物の放出箇所、放出管理目標値及び基準値を満たすための放出の管理の方法並びに放射性液体廃棄物の放出物質濃度の測定項目及び頻度が定められていること。
- ③ 平常時の環境放射線モニタリングの実施体制（計画、実施、評価等）について定められていること。
- ④ ALARAの精神にのっとり、排気、排水等を管理することが定められていること。

- 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。

- ⑥ 放射性液体廃棄物の固型化等の処理及び放射性廃棄物の事業所の外における廃棄（放射性廃棄物の輸入を含む。）に関する行為の実施体制が定められていること。

- ⑦ 放射性固体廃棄物の事業所の外への運搬に関する行為（事業所の外での運搬中に関するものを除く。）の実施体制が定められていること。なお、この事項は、第4の13における運搬に関する事項と併せて定められていてもよい。

15 非常の場合に講ずべき処置（研開炉規則第87条第3項第15号）

- ① 緊急時に備え、平常時から緊急時に実施すべき事項が定められていること。
- ② 緊急時における運転に関する組織内規程類を作成することが定められていること。
- ③ 緊急事態が発生したときは、定められた通報経路に従って関係機関に通報することが定められていること。
- ④ 緊急事態の発生をもってその後の措置は、原子力災害対策特別措置法

廃止措置第2段階に向けた保安規定 新旧対照表（放射性廃棄物管理）

現行	改正案	備考
<p>第6章 放射性廃棄物管理</p> <p>(放射性固体廃棄物の管理)</p> <p>第75条 各課長は、次の各号に定める放射性固体廃棄物の種類に応じて、それぞれ定められた処理を施した上で、当該の廃棄施設に保管する。</p> <p>(1) 濃縮廃液及び使用済樹脂は、施設管理課長がドラム缶と一体的に固型化し、燃料環境課長が固体廃棄物貯蔵庫（以下「貯蔵庫」という。）に保管する。ただし、燃料環境課長は、固型化する設備の点検等によりドラム缶と一体的に固型化できない場合、あらかじめ定められた一時保管場所において定められた容器により一時保管をすることができる。</p> <p>(2) 原子炉内で照射された機器等のうち使用済制御棒等は、<u>燃料環境課長が燃料池に保管する。</u></p> <p>(3) 原子炉内で照射された機器等のうち使用済の炉心出口計装等は、機械保全課長又は電気保全課長が移送し、燃料環境課長が固体廃棄物貯蔵プールに保管する。</p> <p>(4) 燃料洗浄槽出口フィルタ等の使用済フィルタは、燃料環境課長が固体廃棄物貯蔵プールに保管する。</p> <p>(5) 第2号及び第3号に規定する使用済制御棒等並びに使用済の炉心出口計装等のうち、安全管理課長、機械保全課長又は電気保全課長が封入又は遮蔽等の措置を行うことにより貯蔵庫に保管できるものは、燃料環境課長が貯蔵庫に保管することができる。</p> <p>(6) その他の放射性固体廃棄物は、各課長が次のいずれかの処理を施した上で、燃料環境課長が貯蔵庫に保管する。</p> <p>① 各課長は、ドラム缶等の容器に封入するか、汚染の広がりを防止する措置を講じる。</p> <p>② 圧縮減容する場合は、施設管理課長が減容装置で圧縮減容を行う。</p> <p>2 各課長は、放射性固体廃棄物を封入し、又は固型化した放射性廃棄物と一体化したドラム缶等の容器には放射性廃棄物を示す標識及び整理番号を付ける。</p> <p>3 各課長は、放射性固体廃棄物を封入し、又は固型化した放射性廃棄物と一体化したドラム缶等の容器について、表面及び表面から1m離れた位置における線量当量率が輸送容器基準の1/2を超える場合は識別表示を行う。</p> <p>4 燃料環境課長は、表面及び表面から1m離れた位置における線量当量率が輸送容器基準の1/2を超える放射性固体廃棄物を貯蔵庫に保管する場合は、貯蔵庫内の外壁側からドラム缶の3層目又は、ドラム缶の3層目に相当する距離以降に配置する。</p> <p>5 燃料環境課長は、次の事項を確認するとともに、その結果、異常が認められた場合には必要な措置を講じる。</p> <p>(1) 貯蔵庫及び第1項第1号の一時保管場所における放射性廃棄物の保管状況を確認するために、1週間に1回貯蔵庫及び第1項第1号の一時保管場所を巡視するとと</p>	<p>第6章 放射性廃棄物管理</p> <p>(放射性固体廃棄物の管理)</p> <p>第75条 各課長は、次の各号に定める放射性固体廃棄物の種類に応じて、それぞれ定められた処理を施した上で、当該の廃棄施設に保管する。</p> <p>(1) 濃縮廃液及び使用済樹脂は、施設管理課長がドラム缶と一体的に固型化し、燃料環境課長が固体廃棄物貯蔵庫（以下「貯蔵庫」という。）に保管する。ただし、燃料環境課長は、固型化する設備の点検等によりドラム缶と一体的に固型化できない場合、あらかじめ定められた一時保管場所において定められた容器により一時保管をすることができる。</p> <p>(2) 原子炉内で照射された機器等のうち使用済制御棒等は、<u>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。</u></p> <p>(3) 原子炉内で照射された機器等のうち使用済の炉心出口計装等は、機械保全課長又は電気保全課長が移送し、燃料環境課長が固体廃棄物貯蔵プールに保管する。</p> <p>(4) 燃料洗浄槽出口フィルタ等の使用済フィルタは、燃料環境課長が固体廃棄物貯蔵プールに保管する。</p> <p>(5) 第2号及び第3号に規定する使用済制御棒等並びに使用済の炉心出口計装等のうち、安全管理課長、機械保全課長又は電気保全課長が封入又は遮蔽等の措置を行うことにより貯蔵庫に保管できるものは、燃料環境課長が貯蔵庫に保管することができる。</p> <p>(6) その他の放射性固体廃棄物は、各課長が次のいずれかの処理を施した上で、燃料環境課長が貯蔵庫に保管する。</p> <p>① 各課長は、ドラム缶等の容器に封入するか、汚染の広がりを防止する措置を講じる。</p> <p>② 圧縮減容する場合は、施設管理課長が減容装置で圧縮減容を行う。</p> <p>2 各課長は、放射性固体廃棄物を封入し、又は固型化した放射性廃棄物と一体化したドラム缶等の容器には放射性廃棄物を示す標識及び整理番号を付ける。</p> <p>3 各課長は、放射性固体廃棄物を封入し、又は固型化した放射性廃棄物と一体化したドラム缶等の容器について、表面及び表面から1m離れた位置における線量当量率が輸送容器基準の1/2を超える場合は識別表示を行う。</p> <p>4 燃料環境課長は、表面及び表面から1m離れた位置における線量当量率が輸送容器基準の1/2を超える放射性固体廃棄物を貯蔵庫に保管する場合は、貯蔵庫内の外壁側からドラム缶の3層目又は、ドラム缶の3層目に相当する距離以降に配置する。</p> <p>5 燃料環境課長は、次の事項を確認するとともに、その結果、異常が認められた場合には必要な措置を講じる。</p> <p>(1) 貯蔵庫及び第1項第1号の一時保管場所における放射性廃棄物の保管状況を確認するために、1週間に1回貯蔵庫及び第1項第1号の一時保管場所を巡視するとと</p>	<p>・放射性固体廃棄物の保管に係る具体的な管理措置として、燃料池の燃料の貯蔵エリア以外の場所に保管することを規定</p>

現行	改正案	備考
<p>もに、3ヶ月に1回保管量を確認する。貯蔵庫の貯蔵限度については、別表75に定める。</p> <p>(2) 燃料池における使用済制御棒等の保管状況及び固体廃棄物貯蔵プールにおける原子炉内で照射された使用済の炉心出口計装等の保管状況を確認するために、1ヶ月に1回燃料池及び固体廃棄物貯蔵プールを巡視するとともに、3ヶ月に1回保管量を確認する。貯蔵限度については、別表75に定める。</p> <p>6 燃料環境課長は貯蔵庫、燃料池、固体廃棄物貯蔵プール及び第1項第1号の一時保管場所の目に付きやすい場所に、管理上の注意事項を掲示する。</p> <p>7 各課長は、管理区域外に放射性固体廃棄物を運搬する場合は、次の措置を講じ、運搬前にこれらの措置の実施状況を確認する。</p> <p>(1) 法令に適合する容器に封入して運搬すること。ただし、放射性廃棄物の放射能濃度が法令に定める限度を超えない場合であって、法令に定める障害防止の措置を講じた場合は、この限りではない。</p> <p>(2) 容器の線量当量率が法令に定める値を超えていないこと及び容器等の表面密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えないための措置を講じる。</p> <p>(3) 容器等の車両への積付けは、運搬中に移動、転倒又は転落を防止する措置を講じる。</p> <p>(4) 車両により運搬物を運搬する場合は、当該車両を徐行させる。</p> <p>(5) 法令に定める危険物と混載しない。</p> <p>(6) 運搬物の運搬経路においては、標識の設置、見張人の配置等の方法により、運搬に従事する者以外の者及び運搬に使用する車両以外の車両の立入りを制限する。</p> <p>(7) 容器等の適当な箇所に法令に定める標識を付ける。</p> <p>(8) 核燃料物質等の取扱いに関し、相当の知識及び経験を有する者を同行させ、保安のために必要な監督を行わせること。</p> <p>8 安全管理課長は、前項の運搬において、運搬前に容器の線量当量率が法令に定める値を超えていないこと及び容器等の表面密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。ただし、第7章第82条第1項第1号で定める「汚染のおそれのない管理区域」から移動させる場合は、表面密度についての確認を省略できる。</p> <p>9 燃料環境課長は、放射性固体廃棄物を収納した輸送容器（以下「輸送物」という。）を周辺監視区域外に運搬する場合は、輸送物が法令に定められた技術基準に適合したものであることを運搬前に確認する。</p> <p>10 燃料環境課長は、放射性固体廃棄物を周辺監視区域外へ搬出する場合には、廃止措置部長及び原子炉主任技術者の確認を受け、所長の承認を得る。</p>	<p>もに、3ヶ月に1回保管量を確認する。貯蔵庫の貯蔵限度については、別表75に定める。</p> <p>(2) 燃料池における使用済制御棒等の保管状況及び固体廃棄物貯蔵プールにおける原子炉内で照射された使用済の炉心出口計装等の保管状況を確認するために、1ヶ月に1回燃料池及び固体廃棄物貯蔵プールを巡視するとともに、3ヶ月に1回保管量を確認する。貯蔵限度については、別表75に定める。</p> <p>6 燃料環境課長は貯蔵庫、燃料池、固体廃棄物貯蔵プール及び第1項第1号の一時保管場所の目に付きやすい場所に、管理上の注意事項を掲示する。</p> <p>7 各課長は、管理区域外に放射性固体廃棄物を運搬する場合は、次の措置を講じ、運搬前にこれらの措置の実施状況を確認する。</p> <p>(1) 法令に適合する容器に封入して運搬すること。ただし、放射性廃棄物の放射能濃度が法令に定める限度を超えない場合であって、法令に定める障害防止の措置を講じた場合は、この限りではない。</p> <p>(2) 容器の線量当量率が法令に定める値を超えていないこと及び容器等の表面密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えないための措置を講じる。</p> <p>(3) 容器等の車両への積付けは、運搬中に移動、転倒又は転落を防止する措置を講じる。</p> <p>(4) 車両により運搬物を運搬する場合は、当該車両を徐行させる。</p> <p>(5) 法令に定める危険物と混載しない。</p> <p>(6) 運搬物の運搬経路においては、標識の設置、見張人の配置等の方法により、運搬に従事する者以外の者及び運搬に使用する車両以外の車両の立入りを制限する。</p> <p>(7) 容器等の適当な箇所に法令に定める標識を付ける。</p> <p>(8) 核燃料物質等の取扱いに関し、相当の知識及び経験を有する者を同行させ、保安のために必要な監督を行わせること。</p> <p>8 安全管理課長は、前項の運搬において、運搬前に容器の線量当量率が法令に定める値を超えていないこと及び容器等の表面密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないことを確認する。ただし、第7章第82条第1項第1号で定める「汚染のおそれのない管理区域」から移動させる場合は、表面密度についての確認を省略できる。</p> <p>9 燃料環境課長は、放射性固体廃棄物を収納した輸送容器（以下「輸送物」という。）を周辺監視区域外に運搬する場合は、輸送物が法令に定められた技術基準に適合したものであることを運搬前に確認する。</p> <p>10 燃料環境課長は、放射性固体廃棄物を周辺監視区域外へ搬出する場合には、廃止措置部長及び原子炉主任技術者の確認を受け、所長の承認を得る。</p>	

現行	改正案	備考
	<div data-bbox="1338 233 2071 1774" style="border: 2px dashed red; height: 734px; width: 247px;"></div> <div data-bbox="2089 1493 2125 1703" style="margin-top: 10px;">【ラック形状識別】</div> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="2133 1234 2169 1650">●：缶詰缶に収納された燃料体用 <li data-bbox="2190 1234 2226 1650">●：缶詰缶に収納しない燃料体用 <li data-bbox="2246 1024 2282 1650">●：缶詰缶に収納しないブランクセット燃料集合体用 <li data-bbox="2303 1052 2338 1698">□：燃料の貯蔵エリア（燃料以外は貯蔵しない） <div data-bbox="2377 611 2412 1178" style="text-align: right; margin-top: 10px;">別図 75-1 燃料池における燃料体配置図</div>	<ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="2576 233 2843 443">・しゃへい体等の保管エリアを定めた別図（燃料池における燃料体配置図）の追加

廃止措置第2段階に向けた保安規定 新旧対照表（燃料管理）

現行	改正案	備考
<p style="text-align: center;">第5章 燃料管理</p> <p>(定義) 第67条の6 本章における用語の定義は、次のとおりとする。</p> <p>(1) 「燃料」とは、炉心燃料集合体、ブランケット燃料集合体、試験用集合体A及び試験用集合体Bをいう。</p> <p>(2) 「新燃料」とは、原子炉で照射される<u>前の</u>燃料をいう。</p> <p><u>(3) 「照射済燃料」とは、原子炉で照射された燃料をいう。</u></p> <p>(4) 「使用済燃料」とは、<u>照射済燃料のうち</u>、原子炉に再び装荷することのない燃料をいう。</p> <p><u>(5) 「炉心構成要素」とは、燃料、制御棒集合体、中性子しゃへい体、中性子源集合体及び固定吸収体をいう。</u></p> <p><u>(6) 「炉心構成要素等」とは、炉心構成要素及び模擬炉心構成要素をいう。</u></p> <p><u>(7) 「炉心構成要素等取替作業」とは、模擬炉心構成要素、中性子しゃへい体又は固定吸収体を炉外燃料貯蔵槽から取り出し原子炉へ装荷する作業又は炉心構成要素等を原子炉から取り出し炉外燃料貯蔵槽に収納する作業をいう。</u></p> <p><u>(8) 「燃料処理・貯蔵作業」とは、炉心構成要素等を炉外燃料貯蔵槽から取り出し燃料洗浄設備でナトリウムを洗浄・除去した上で燃料池に移送する作業、燃料、模擬炉心構成要素又は固定吸収体を新燃料貯蔵室から取り出し炉外燃料貯蔵槽に収納する作業又は炉外燃料貯蔵槽若しくは燃料池内での炉心構成要素等の配置替えを行う作業をいう。</u></p> <p>(新燃料の運搬) 第68条 燃料環境課長は、新燃料を管理区域外に運搬する場合は、運搬前に次の事項を確認した上で、遵守し、新燃料輸送容器に収納する。</p> <p>(1) 法令に適合する新燃料輸送容器を使用すること。</p> <p>(2) 新燃料移送機を使用すること。</p> <p>(3) 新燃料が臨界に達しない措置が講じられていることを確認すること。</p> <p>2 安全管理課長は、新燃料を収納した新燃料輸送容器を管理区域外に運搬する場合は、次の事項について、措置を講じ、運搬前にこれらの措置の実施状況を確認し遵守する。</p> <p>(1) 容器の車両への積付けは、運搬中に移動、転倒及び転落を防止する措置を講じること。</p> <p>(2) 法令に定める危険物と混載しないこと。</p> <p>(3) 運搬経路に標識を設けること等の方法により、関係者以外の者及び他の車両の立入りを制限すること。</p> <p>(4) 車両を徐行させること。</p>	<p style="text-align: center;">第5章 燃料管理</p> <p>(定義) 第67条の6 本章における用語の定義は、次のとおりとする。</p> <p>(1) 「燃料」とは、炉心燃料集合体、ブランケット燃料集合体、試験用集合体A及び試験用集合体Bをいう。</p> <p>(2) 「新燃料」とは、原子炉で照射されて<u>いない</u>燃料をいう。</p> <p><u>【削除】</u></p> <p><u>(3) 「使用済燃料」とは、原子炉で照射され、原子炉に再び装荷することのない燃料をいう。</u></p> <p><u>【削除】</u></p> <p><u>【削除】</u></p> <div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin: 10px 0;"> <p>第4章（廃止措置管理）第13条（定義）も同様。</p> </div> <p><u>【削除】</u></p> <p>(新燃料の運搬) 第68条 燃料環境課長は、新燃料を管理区域外に運搬する場合は、運搬前に次の事項を確認した上で、遵守し、新燃料輸送容器に収納する。</p> <p>(1) 法令に適合する新燃料輸送容器を使用すること。</p> <p>(2) 新燃料移送機 <u>又は燃料移送機</u> を使用すること。</p> <p>(3) 新燃料が臨界に達しない措置が講じられていることを確認すること。</p> <p>2 安全管理課長は、新燃料を収納した新燃料輸送容器を管理区域外に運搬する場合は、次の事項について、措置を講じ、運搬前にこれらの措置の実施状況を確認し遵守する。</p> <p>(1) 容器の車両への積付けは、運搬中に移動、転倒及び転落を防止する措置を講じること。</p> <p>(2) 法令に定める危険物と混載しないこと。</p> <p>(3) 運搬経路に標識を設けること等の方法により、関係者以外の者及び他の車両の立入りを制限すること。</p> <p>(4) 車両を徐行させること。</p>	<p>・ 新燃料を原子炉に装荷することが無い ため削除</p> <p>・ 燃料以外は放射性固体廃棄物として管理するため「炉心構成要素」、「炉心構成要素等取替作業」、「燃料処理・貯蔵作業」等の定義を削除</p> <p>・ 燃料池に貯蔵中の新燃料の搬出に係る使用機器の追加</p>

現行	改正案	備考
<p>(5) 核燃料物質の取扱いに関し、相当の知識及び経験を有する者を同行させ、保安のために必要な監督を行わせること。</p> <p>(6) 容器及び車両の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。</p> <p>(7) 容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないこと及び容器等の表面の放射性物質の密度（以下「表面密度」という。）が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないこと。</p> <p>3 施設保安課長は、新燃料を収納した輸送容器（以下「輸送物」という。）を周辺監視区域外に運搬する場合は、輸送物が法令に定められた技術基準に適合したものであることを事前に確認する。</p> <p>4 施設保安課長は、新燃料を周辺監視区域外に運搬する場合は、安全・品質保証部長及び原子炉主任技術者の確認を受け、所長の承認を得る。</p> <p>第69条（削除）</p> <p>（新燃料の貯蔵）</p> <p>第70条 安全管理課長及び燃料環境課長は、新燃料を貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。ただし、新燃料を炉外燃料貯蔵槽及び燃料池へ貯蔵する場合は第72条によるものとする。</p> <p>(1) 燃料環境課長は、新燃料貯蔵室に貯蔵すること。</p> <p>(2) 安全管理課長は、新燃料貯蔵室の目につきやすい箇所に燃料貯蔵施設である旨及び貯蔵上の注意事項を掲示するとともに、「燃料管理要領」に従い定期的な点検を実施する。</p> <p>(3) 燃料環境課長は、新燃料移送機を使用すること。</p> <p>(4) 安全管理課長は、新燃料貯蔵室において新燃料が臨界に達しない措置が講じられていることを確認すること。</p> <p>2 燃料環境課長は、前項の貯蔵を行った場合は、その結果を廃止措置部長に報告し、安全管理課長及び施設管理課長に通知する。</p> <p>3 安全管理課長は、前項の通知を受けた場合は、新燃料貯蔵室の燃料配置を記録する。</p> <p><u>（炉心構成要素等取替作業）</u></p> <p><u>第71条 廃止措置部長は、炉心構成要素等取替作業*1を行う場合、安全・品質保証部長と協議の上、事前に施設の保全や燃料取出し工程の進捗に影響を与え得るリスクを特定及び評価した上で、リスクの除去・低減のための対策やリスクが顕在化した場合の取組について検討し、安全管理課長に通知する。</u></p> <p><u>2 安全管理課長は、前項に基づく廃止措置部長からの通知に基づき、炉心構成要素等取替作業の実施に当たり、炉心構成要素等の取替体数及び位置並びに炉心構成要素等取替のための安全措置、方法及び体制を炉心構成要素等取替実施計画に定め、安全・品</u></p>	<p>(5) 核燃料物質の取扱いに関し、相当の知識及び経験を有する者を同行させ、保安のために必要な監督を行わせること。</p> <p>(6) 容器及び車両の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。</p> <p>(7) 容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないこと及び容器等の表面の放射性物質の密度（以下「表面密度」という。）が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないこと。</p> <p>3 施設保安課長は、新燃料を収納した輸送容器（以下「輸送物」という。）を周辺監視区域外に運搬する場合は、輸送物が法令に定められた技術基準に適合したものであることを事前に確認する。</p> <p>4 施設保安課長は、新燃料を周辺監視区域外に運搬する場合は、安全・品質保証部長及び原子炉主任技術者の確認を受け、所長の承認を得る。</p> <p>第69条（削除）</p> <p>（新燃料の貯蔵）</p> <p>第70条 安全管理課長及び燃料環境課長は、新燃料を貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。ただし、新燃料を燃料池へ貯蔵する場合は第72条によるものとする。</p> <p>(1) 燃料環境課長は、新燃料貯蔵室に貯蔵すること。</p> <p>(2) 安全管理課長は、新燃料貯蔵室の目につきやすい箇所に燃料貯蔵施設である旨及び貯蔵上の注意事項を掲示するとともに、「燃料管理要領」に従い定期的な点検を実施する。</p> <p>(3) 燃料環境課長は、新燃料移送機を使用すること。</p> <p>(4) 安全管理課長は、新燃料貯蔵室において新燃料が臨界に達しない措置が講じられていることを確認すること。</p> <p>2 燃料環境課長は、前項の貯蔵を行った場合は、その結果を廃止措置部長に報告し、安全管理課長及び施設管理課長に通知する。</p> <p>3 安全管理課長は、前項の通知を受けた場合は、新燃料貯蔵室の燃料配置を記録する。</p> <p>【削除】</p>	<p>・新燃料を炉外燃料貯蔵槽に貯蔵することはないため削除</p> <p>・炉心からの燃料体の取出しが完了しており、以降放射性固体廃棄物として管理することから条文を削除</p>

現行	改正案	備考
<p><u>質保証部長及び原子炉主任技術者の確認を受け、所長の承認を得た後、施設管理課長及び燃料環境課長に通知する。</u></p> <p><u>3 当直長、燃料環境課長及び安全管理課長は、炉心構成要素等取替作業を行う場合、炉心構成要素等取替実施計画に基づく最初の炉心構成要素等取替作業を開始する前までに以下の各号を実施する。</u></p> <p><u>(1) 当直長は、別表 7 1 - 1 に定める事項を確認し、結果を施設管理課長へ報告する。施設管理課長は、その結果を廃止措置部長に報告するとともに、安全管理課長へ通知する。</u></p> <p><u>(2) 燃料環境課長は、次の事項を確認し、結果を廃止措置部長に報告するとともに、安全管理課長へ通知する。</u></p> <p><u>① 燃料交換装置及び燃料出入機本体 A の動力源喪失試験が完了していること。</u></p> <p><u>② 炉外燃料貯蔵槽において燃料が臨界に達しない措置が講じられていること。</u></p> <p><u>(3) 安全管理課長は、炉外燃料貯蔵槽に貯蔵される燃料の崩壊熱が 15.9kW を超えないことを確認する。</u></p> <p><u>(4) 燃料環境課長は、炉心構成要素等取替作業の操作を行う者を 3 名以上（操作責任者 1 名及び操作員 2 名以上）確保する。</u></p> <p><u>(5) 安全管理課長は、燃料を炉心から取り出し、模擬炉心構成要素又は固定吸収体を炉心に装荷する場合は、別図 7 1 - 1 に示す位置に装荷することを確認する。</u></p> <p><u>4 安全管理課長は、前項の通知及び確認の結果を安全・品質保証部長に報告する。</u></p> <p><u>5 前項の報告を受けた安全・品質保証部長は、廃止措置部長と協議の上、原子炉主任技術者の確認を受け、所長の承認を得た後、安全管理課長に炉心構成要素等取替作業の開始を指示する。指示を受けた安全管理課長は、その旨を施設管理課長及び燃料環境課長に通知する。</u></p> <p><u>6 燃料環境課長は、炉心構成要素等取替作業を行う場合は、次の事項を遵守する。</u></p> <p><u>(1) 炉心構成要素等取替実施計画に従うこと。</u></p> <p><u>(2) 燃料交換装置、炉内中継装置、燃料出入設備等の燃料取扱設備を使用すること。</u></p> <p><u>7 当直長は、炉心構成要素等取替作業前に（その後 1 日 1 回）、別表 7 1 - 1 に定める事項を確認し、その結果を施設管理課長へ報告する。報告を受けた施設管理課長は燃料環境課長に通知する。燃料環境課長は、炉心構成要素等取替作業時に別表 7 1 - 1 に定める事項を確認する。</u></p> <p><u>8 当直長は、別表 7 1 - 2 の条件 A に該当する場合、同表の措置を講じるとともにその旨を施設管理課長に連絡する。連絡を受けた施設管理課長は、その旨を燃料環境課長へ連絡する。連絡を受けた燃料環境課長は同表の措置を講じる。燃料環境課長は別表 7 1 - 2 の条件 B に該当する場合、同表の措置を講じる。</u></p> <p><u>9 前項の措置を実施した場合、施設管理課長及び燃料環境課長は安全管理課長に連絡する。連絡を受けた安全管理課長は、安全・品質保証部長に報告する。</u></p> <p><u>10 前項の報告を受けた安全・品質保証部長は、炉心構成要素等取替作業の再開について</u></p>		

現行	改正案	備考
<p><u>て、廃止措置部長と協議の上、原子炉主任技術者の確認を受け、所長の承認を得た後、安全管理課長に炉心構成要素等取替作業の再開を指示する。指示を受けた安全管理課長は、その旨を施設管理課長及び燃料環境課長に通知する。</u></p> <p><u>11 燃料環境課長は、第6項の作業を行った場合は、その結果を廃止措置部長に報告し、安全管理課長及び施設管理課長に通知する。</u></p> <p><u>12 安全管理課長は、前項の通知を受けた場合は、原子炉内及び炉外燃料貯蔵槽内の炉心構成要素等の配置、装荷した炉心構成要素等の種類別装荷量及び取り出した炉心構成要素等の種類別取出量を記録する。</u></p> <p><u>* 1 : 燃料を原子炉に装荷しないこと及び原子炉内の配置替えを行わないこと。</u></p>		

現行	改正案	備考
<div data-bbox="371 262 1053 1008" data-label="Diagram"> </div> <div data-bbox="439 1050 905 1102" data-label="Text"> <p>● : 模擬炉心構成要素又は固定吸収体</p> </div> <div data-bbox="371 1669 1053 1701" data-label="Caption"> <p>別図 7 1 - 1 模擬炉心構成要素及び固定吸収体の炉心装荷位置</p> </div> <div data-bbox="356 1837 1068 1879" data-label="Section-Header"> <p>別表 7 1 - 1 炉心構成要素等取替作業時の確認項目</p> </div>	<div data-bbox="1365 1113 2478 1522" data-label="Text"> <p>第 4 章（廃止措置管理）各条文で管理されている。 原子炉容器 Na 液位及び温度：第 38 条 炉外燃料貯蔵槽 Na 液位及び温度：第 60 条 1 次冷却材ナトリウム純度：第 25 条 非常用交流電源：第 45 条 非常用直流電源：第 48 条 各母線：第 50 条</p> </div> <div data-bbox="1365 1774 2478 1900" data-label="Text"> <p>運用は QMS 文書で規定する。</p> </div>	

現行		改正案	備考
<p style="text-align: center;"><u>項 目</u></p> <p>1. <u>当直長は下記の事項を確認する。</u></p> <p>(1) <u>原子炉容器のナトリウム液位が（通常液位 (NsL)-100mm）以上であること</u></p> <p>(2) <u>原子炉容器のナトリウム温度が 180℃以上 250℃以下であること</u></p> <p>(3) <u>1 次冷却材ナトリウム純度が酸素 10ppm 以下であること</u></p> <p>(4) <u>炉外燃料貯蔵槽のナトリウム液位が（通常液位 (NsL)-250mm）以上であること</u></p> <p>(5) <u>炉外燃料貯蔵槽のナトリウム温度が 300℃以下であること</u></p> <p>(6) <u>炉外燃料貯蔵槽のナトリウム純度が酸素 10ppm 以下であること</u></p> <p>(7) <u>非常用交流電源として、1 基以上のディーゼル発電機が動作可能であること</u></p> <p>(8) <u>非常用直流電源が 1 系統以上（蓄電池及び充電器）が動作可能であること</u></p> <p>(9) <u>次の各母線が 1 系列以上受電していること</u></p> <p>① 非常用高圧母線</p> <p>② 非常用低圧母線</p> <p>③ 安全系直流母線</p> <p>④ 安全系交流無停電電源母線</p>	<p style="text-align: center;"><u>頻 度</u></p> <p><u>取替作業前</u> <u>（1 日 1 回）</u></p>	<p style="text-align: center;">【削除】</p>	<p>・ 燃料体の処理が完了しており、以降放射性固体廃棄物として管理することから条文を削除</p>
<p>2. <u>燃料環境課長は、炉心構成要素等が炉心構成要素等取替実施計画に定める取替位置にあることを確認する。</u></p>	<p style="text-align: center;"><u>取替の都度</u></p>		

現行	改正案	備考									
<p data-bbox="181 321 1249 357"><u>別表 7 1 - 2 炉心構成要素等取替作業時の確認項目を確認できない場合の措置</u></p> <table border="1" data-bbox="166 405 1261 856"> <thead> <tr> <th data-bbox="166 405 531 453">条件</th> <th data-bbox="531 405 1071 453">要求される措置</th> <th data-bbox="1071 405 1261 453">完了時間</th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td data-bbox="166 453 531 722">A. <u>別表 7 1 - 1 の確認項目 1 が満足しない場合</u></td> <td data-bbox="531 453 1071 722">A. 1 <u>燃料環境課長は、炉心構成要素等取替作業を中止する *1。及び</u> A. 2 <u>当直長は、別表 7 1 - 1 の確認項目 1 を満足する措置を開始する。</u></td> <td data-bbox="1071 453 1261 722"><u>速やかに</u> <u>速やかに</u></td> </tr> <tr> <td data-bbox="166 722 531 856">B. <u>別表 7 1 - 1 の確認項目 2 が満足しない場合</u></td> <td data-bbox="531 722 1071 856">B. 1 <u>燃料環境課長は、炉心構成要素等取替実施計画通りの取替位置にする措置を開始する。</u></td> <td data-bbox="1071 722 1261 856"><u>速やかに</u></td> </tr> </tbody> </table> <p data-bbox="121 867 1240 900"><u>*1：移動中の炉心構成要素等を所定の位置に移動することを妨げるものではない。</u></p> <p data-bbox="130 1001 439 1035"><u>(燃料処理・貯蔵作業)</u></p> <p data-bbox="112 1045 1302 1213"><u>第 7 1 条の 2 廃止措置部長は、燃料処理・貯蔵作業を行う場合、安全・品質保証部長と協議の上、事前に施設の保全や燃料取出し工程の進捗に影響を与え得るリスクを特定及び評価した上で、リスクの除去・低減のための対策やリスクが顕在化した場合の取組について検討し、安全管理課長に通知する。</u></p> <p data-bbox="112 1224 1302 1438"><u>2 安全管理課長は、前項に基づく廃止措置部長からの通知に基づき、燃料処理・貯蔵作業の実施に当たり、燃料処理・貯蔵体数及び位置並びに燃料処理・貯蔵作業のための安全措置、方法及び体制を燃料処理・貯蔵実施計画に定め、安全・品質保証部長及び原子炉主任技術者の確認を受け、所長の承認を得た後、施設管理課長及び燃料環境課長に通知する。</u></p> <p data-bbox="112 1449 1302 1570"><u>3 当直長、燃料環境課長及び安全管理課長は、燃料処理・貯蔵作業を行う場合、燃料処理・貯蔵実施計画に基づく最初の燃料処理・貯蔵作業を開始する前までに以下の各号を実施する。</u></p> <p data-bbox="142 1581 1302 1707"><u>(1) 当直長は、別表 7 1 の 2 - 1 に定める事項を確認し、結果を施設管理課長へ報告する。施設管理課長は、その結果を廃止措置部長に報告するとともに、安全管理課長へ通知する。</u></p> <p data-bbox="142 1717 1302 1795"><u>(2) 燃料環境課長は、次の事項を確認し、結果を廃止措置部長に報告するとともに、安全管理課長へ通知する。</u></p> <p data-bbox="181 1806 1160 1839"><u>① 燃料出入機本体 A 及び B の動力源喪失試験が完了していること。*1</u></p>	条件	要求される措置	完了時間	A. <u>別表 7 1 - 1 の確認項目 1 が満足しない場合</u>	A. 1 <u>燃料環境課長は、炉心構成要素等取替作業を中止する *1。及び</u> A. 2 <u>当直長は、別表 7 1 - 1 の確認項目 1 を満足する措置を開始する。</u>	<u>速やかに</u> <u>速やかに</u>	B. <u>別表 7 1 - 1 の確認項目 2 が満足しない場合</u>	B. 1 <u>燃料環境課長は、炉心構成要素等取替実施計画通りの取替位置にする措置を開始する。</u>	<u>速やかに</u>		
条件	要求される措置	完了時間									
A. <u>別表 7 1 - 1 の確認項目 1 が満足しない場合</u>	A. 1 <u>燃料環境課長は、炉心構成要素等取替作業を中止する *1。及び</u> A. 2 <u>当直長は、別表 7 1 - 1 の確認項目 1 を満足する措置を開始する。</u>	<u>速やかに</u> <u>速やかに</u>									
B. <u>別表 7 1 - 1 の確認項目 2 が満足しない場合</u>	B. 1 <u>燃料環境課長は、炉心構成要素等取替実施計画通りの取替位置にする措置を開始する。</u>	<u>速やかに</u>									

現行	改正案	備考
<p><u>② 燃料池において燃料が臨界に達しない措置が講じられていること。</u></p> <p><u>(3) 安全管理課長は、燃料池の燃料の貯蔵体数が最大貯蔵量 538 体を超えないこと及び別図 7 1 の 2 - 1 に示す場所に貯蔵することを確認する。</u></p> <p><u>(4) 燃料環境課長は、燃料処理・貯蔵作業の操作を行う者を 3 名以上（操作責任者 1 名及び操作員 2 名以上）確保する。</u></p> <p><u>4 安全管理課長は、前項の通知及び確認の結果を安全・品質保証部長に報告する。</u></p> <p><u>5 前項の報告を受けた安全・品質保証部長は、廃止措置部長と協議の上、原子炉主任技術者の確認を受け、所長の承認を得た後、安全管理課長に燃料処理・貯蔵作業の開始を指示する。指示を受けた安全管理課長は、その旨を施設管理課長及び燃料環境課長に通知する。</u></p> <p><u>6 燃料環境課長は、燃料処理・貯蔵作業を行う場合は、次の事項を遵守する。</u></p> <p><u>(1) 燃料処理・貯蔵実施計画に従うこと。</u></p> <p><u>(2) 使用済燃料又は新燃料を燃料池に貯蔵する場合は、燃料出入設備、燃料移送機又は水中台車を使用すること。</u></p> <p><u>(3) 使用済燃料又は新燃料の洗浄をする場合は、燃料洗浄設備を使用すること。</u></p> <p><u>(4) 燃料池の燃料の貯蔵体数が最大貯蔵量 5 3 8 体を超えないこと及び別図 7 1 の 2 - 1 に示す場所に貯蔵すること。</u></p> <p><u>(5) 炉心構成要素等（燃料、模擬炉心構成要素又は固定吸収体）を炉外燃料貯蔵槽に収納する場合は、新燃料移送機、地下台車及び燃料出入設備を使用すること。</u></p> <p><u>7 当直長は、燃料処理・貯蔵作業前に（その後 1 日 1 回）、別表 7 1 の 2 - 1 に定める事項を確認し、その結果を施設管理課長へ報告する。報告を受けた施設管理課長は燃料環境課長に通知する。燃料環境課長は、燃料処理・貯蔵作業時に別表 7 1 の 2 - 1 に定める事項を確認する。</u></p> <p><u>8 当直長は、別表 7 1 の 2 - 2 の条件 A に該当する場合、同表の措置を講じるとともにその旨を施設管理課長に連絡する。連絡を受けた施設管理課長は、その旨を燃料環境課長へ連絡する。連絡を受けた燃料環境課長は同表の措置を講じる。燃料環境課長は別表 7 1 の 2 - 2 の条件 B に該当する場合、同表の措置を講じる。</u></p> <p><u>9 前項の措置を実施した場合、施設管理課長及び燃料環境課長は安全管理課長に連絡する。連絡を受けた安全管理課長は、安全・品質保証部長に報告する。</u></p> <p><u>10 前項の報告を受けた安全・品質保証部長は、燃料処理・貯蔵作業の再開について、廃止措置部長と協議の上、原子炉主任技術者の確認を受け、所長の承認を得た後、安全管理課長に燃料処理・貯蔵作業の再開を指示する。指示を受けた安全管理課長は、その旨を施設管理課長及び燃料環境課長に通知する。</u></p> <p><u>11 燃料環境課長は、第 6 項の作業を行った場合は、その結果を廃止措置部長に報告し、安全管理課長及び施設管理課長に通知する。</u></p> <p><u>12 安全管理課長は、前項の通知を受けた場合は、炉外燃料貯蔵槽及び燃料池の燃料の配置を記録する。</u></p>	<p>【削除】：「第 72 条 照射済燃料等の貯蔵」の貯蔵上の注意事項に別図を移行</p>	<p>・ 条文削除に伴い燃料体の貯蔵場所の管理を第 72 条に移行するため</p>

現行	改正案	備考
<p><u>* 1 : 燃料池内で燃料の配置替えのみを行う場合は適用しない。</u></p>	<p>【削除】</p> <div data-bbox="1338 1446 2451 1833" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"><p>第 4 章（廃止措置管理）各条文で管理されている。 燃料池水位及び温度：第 60 条 炉外燃料貯蔵槽 Na 液位及び温度：第 60 条 1 次冷却材ナトリウム純度：第 25 条 非常用交流電源：第 45 条 非常用直流電源：第 48 条 各母線：第 50 条</p></div>	

現行	改正案	備考
<div style="border: 2px dashed red; height: 700px; width: 100%;"></div> <p style="text-align: center;">別図 7 1 の 2-1 燃料池における燃料体配置図</p> <p>【ラック形状識別】</p> <ul style="list-style-type: none"> ● : 缶詰缶に収納された燃料体用(180 体貯蔵可) ● : 缶詰缶に収納しない燃料体用(432 体貯蔵可) ● : 缶詰缶に収納しないブランクセット燃料集合体用(24 体貯蔵可) <p style="text-align: right;">ただし、最大貯蔵体数は 538 体とする。</p>	<div style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 20px;"> <p>運用は QMS 文書で規定する。</p> </div> <p>(使用済燃料等の貯蔵)</p> <p>第 7 2 条 燃料環境課長は、燃料を貯蔵 <u>(移動、配置替えを含む)</u> する場合は、次の事項を遵守する。</p> <ol style="list-style-type: none"> (1) <u>燃料を別図 7 2-1 に定める</u>燃料池に貯蔵すること。 (2) 燃料池の目につきやすい箇所に燃料貯蔵施設である旨及び貯蔵上の注意事項を掲示するとともに、「燃料管理要領」に従い定期的な点検を実施する。 (3) <u>燃料移送機を使用すること。</u> (4) 燃料池において燃料が臨界に達しない措置が講じられていることを確認すること。 	<ul style="list-style-type: none"> ・ 第 71 条の 2 の削除に伴う遵守事項の見直し ・ 燃料池の燃料の移動及び配置替え作業に係る規定の追加 ・ 使用済燃料の取扱い機器の追加

現行	改正案	備考															
<p style="text-align: center;"><u>別表 7 1 の 2 - 1 燃料処理・貯蔵作業時の確認項目</u></p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 70%; text-align: center;"><u>項 目</u></th> <th style="width: 30%; text-align: center;"><u>頻 度</u></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td> <u>1. 当直長は下記の事項を確認する。</u> <u>(1) 炉外燃料貯蔵槽のナトリウム液位が（通常液位(NsL)-250mm) 以上であること*1</u> <u>(2) 炉外燃料貯蔵槽のナトリウム温度が 300℃以下であること*1</u> <u>(3) 炉外燃料貯蔵槽のナトリウム純度が酸素 10ppm 以下であること*1</u> <u>(4) 燃料池の水位が(通常水位(NwL)-400mm) 以上であること*2</u> <u>(5) 燃料池の水温が 65℃以下であること*2</u> <u>(6) 非常用交流電源として、1 基以上のディーゼル発電機が動作可能であること</u> <u>(7) 非常用直流電源が 1 系統以上（蓄電池及び充電器）が動作可能であること</u> <u>(8) 次の各母線が 1 系列以上受電していること</u> <u>① 非常用高圧母線</u> <u>② 非常用低圧母線</u> <u>③ 安全系直流母線</u> <u>④ 安全系交流無停電電源母線</u> </td> <td style="text-align: center; vertical-align: middle;"> 燃料処理・ 貯蔵作業前 (1 日 1 回) </td> </tr> <tr> <td> <u>2. 燃料環境課長は、炉心構成要素等が燃料処理・貯蔵実施計画に定める貯蔵位置にあることを確認する。</u> </td> <td style="text-align: center; vertical-align: middle;"> 貯蔵の都度 </td> </tr> </tbody> </table> <p>* 1 : 燃料池内で炉心構成要素等の配置替えのみを行う場合は適用しない。 * 2 : 炉外燃料貯蔵槽内で炉心構成要素等の配置替えのみを行う場合は適用しない。</p> <p style="text-align: center;"><u>別表 7 1 の 2 - 2 燃料処理・貯蔵作業時の確認項目を確認できない場合の措置</u></p> <table border="1" style="width: 100%; border-collapse: collapse;"> <thead> <tr> <th style="width: 20%; text-align: center;"><u>条件</u></th> <th style="width: 50%; text-align: center;"><u>要求される措置</u></th> <th style="width: 30%; text-align: center;"><u>完了時間</u></th> </tr> </thead> <tbody> <tr> <td style="text-align: center;"><u>A. 別表 7 1 の 2 - 1 の確認項目 1 が満足しない場合</u></td> <td> <u>A.1 燃料環境課長は、燃料処理・貯蔵作業を中止する* 1。</u> <u>及び</u> <u>A.2 当直長は、別表 7 1 の 2 - 1 の確認項目 1 を満足する措置を開始する。</u> </td> <td style="text-align: center; vertical-align: middle;">速やかに</td> </tr> <tr> <td style="text-align: center;"><u>B. 別表 7 1 の 2 - 1</u></td> <td><u>B.1 燃料環境課長は、炉心構成要素等を</u></td> <td style="text-align: center; vertical-align: middle;">速やかに</td> </tr> </tbody> </table>	<u>項 目</u>	<u>頻 度</u>	<u>1. 当直長は下記の事項を確認する。</u> <u>(1) 炉外燃料貯蔵槽のナトリウム液位が（通常液位(NsL)-250mm) 以上であること*1</u> <u>(2) 炉外燃料貯蔵槽のナトリウム温度が 300℃以下であること*1</u> <u>(3) 炉外燃料貯蔵槽のナトリウム純度が酸素 10ppm 以下であること*1</u> <u>(4) 燃料池の水位が(通常水位(NwL)-400mm) 以上であること*2</u> <u>(5) 燃料池の水温が 65℃以下であること*2</u> <u>(6) 非常用交流電源として、1 基以上のディーゼル発電機が動作可能であること</u> <u>(7) 非常用直流電源が 1 系統以上（蓄電池及び充電器）が動作可能であること</u> <u>(8) 次の各母線が 1 系列以上受電していること</u> <u>① 非常用高圧母線</u> <u>② 非常用低圧母線</u> <u>③ 安全系直流母線</u> <u>④ 安全系交流無停電電源母線</u>	燃料処理・ 貯蔵作業前 (1 日 1 回)	<u>2. 燃料環境課長は、炉心構成要素等が燃料処理・貯蔵実施計画に定める貯蔵位置にあることを確認する。</u>	貯蔵の都度	<u>条件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>	<u>A. 別表 7 1 の 2 - 1 の確認項目 1 が満足しない場合</u>	<u>A.1 燃料環境課長は、燃料処理・貯蔵作業を中止する* 1。</u> <u>及び</u> <u>A.2 当直長は、別表 7 1 の 2 - 1 の確認項目 1 を満足する措置を開始する。</u>	速やかに	<u>B. 別表 7 1 の 2 - 1</u>	<u>B.1 燃料環境課長は、炉心構成要素等を</u>	速やかに		<ul style="list-style-type: none"> ・ 燃料体の貯蔵場所管理を本条に移行するため別図を追加 ・ 燃料の貯蔵エリアを指定に伴う見直し ・ 缶詰缶に収納した燃料の貯蔵場所の見直し
<u>項 目</u>	<u>頻 度</u>																
<u>1. 当直長は下記の事項を確認する。</u> <u>(1) 炉外燃料貯蔵槽のナトリウム液位が（通常液位(NsL)-250mm) 以上であること*1</u> <u>(2) 炉外燃料貯蔵槽のナトリウム温度が 300℃以下であること*1</u> <u>(3) 炉外燃料貯蔵槽のナトリウム純度が酸素 10ppm 以下であること*1</u> <u>(4) 燃料池の水位が(通常水位(NwL)-400mm) 以上であること*2</u> <u>(5) 燃料池の水温が 65℃以下であること*2</u> <u>(6) 非常用交流電源として、1 基以上のディーゼル発電機が動作可能であること</u> <u>(7) 非常用直流電源が 1 系統以上（蓄電池及び充電器）が動作可能であること</u> <u>(8) 次の各母線が 1 系列以上受電していること</u> <u>① 非常用高圧母線</u> <u>② 非常用低圧母線</u> <u>③ 安全系直流母線</u> <u>④ 安全系交流無停電電源母線</u>	燃料処理・ 貯蔵作業前 (1 日 1 回)																
<u>2. 燃料環境課長は、炉心構成要素等が燃料処理・貯蔵実施計画に定める貯蔵位置にあることを確認する。</u>	貯蔵の都度																
<u>条件</u>	<u>要求される措置</u>	<u>完了時間</u>															
<u>A. 別表 7 1 の 2 - 1 の確認項目 1 が満足しない場合</u>	<u>A.1 燃料環境課長は、燃料処理・貯蔵作業を中止する* 1。</u> <u>及び</u> <u>A.2 当直長は、別表 7 1 の 2 - 1 の確認項目 1 を満足する措置を開始する。</u>	速やかに															
<u>B. 別表 7 1 の 2 - 1</u>	<u>B.1 燃料環境課長は、炉心構成要素等を</u>	速やかに															

現行	改正案	備考		
<table border="1" data-bbox="163 226 1261 315"> <tr> <td data-bbox="163 226 504 315">の確認項目2が満足しない場合</td> <td data-bbox="504 226 1261 315">燃料処理・貯蔵実施計画に定める貯蔵位置にする措置を開始する。</td> </tr> </table> <p data-bbox="118 325 1231 357">*1：移動中の炉心構成要素等を所定の位置に移動することを妨げるものではない。</p> <p data-bbox="133 462 430 493">(照射済燃料等の貯蔵)</p> <p data-bbox="118 504 1113 535">第72条 燃料環境課長は、燃料を貯蔵する場合は、次の事項を遵守する。</p> <p data-bbox="133 598 1291 903"> (1) 炉外燃料貯蔵槽又は燃料池に貯蔵すること。 (2) 炉外燃料貯蔵槽及び燃料池の目につきやすい箇所に燃料貯蔵施設である旨及び貯蔵上の注意事項を掲示するとともに、「燃料管理要領」に従い定期的な点検を実施する。 (3) 炉外燃料貯蔵槽及び燃料池において燃料が臨界に達しない措置が講じられていることを確認すること。 </p>	の確認項目2が満足しない場合	燃料処理・貯蔵実施計画に定める貯蔵位置にする措置を開始する。	<div data-bbox="1394 226 2122 1873" style="border: 2px dashed red; width: 100%; height: 100%;"></div> <div data-bbox="2151 430 2418 1816" style="border: 1px solid black; padding: 5px;"> <p data-bbox="2151 1606 2196 1816">【ラック形状識別】</p> <ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="2196 1186 2240 1774">●：缶詰缶に収納された燃料体用(90体貯蔵可) <li data-bbox="2240 1186 2285 1774">●：缶詰缶に収納しない燃料体用(432体貯蔵可) <li data-bbox="2285 997 2329 1774">●：缶詰缶に収納しないブランク燃料集合体用(24体貯蔵可) <li data-bbox="2329 1186 2418 1816">□：燃料の貯蔵エリア (燃料以外は貯蔵しない) <p data-bbox="2240 430 2285 903">ただし、最大貯蔵体数は538体とする。</p> <p data-bbox="2433 724 2478 1312" style="text-align: center;">別図7.2-1 燃料池における燃料体配置図</p> </div>	<ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="2567 1270 2834 1522">・ 炉心及び炉外燃料貯蔵槽からの燃料体の取出しの完了に伴い漏えい検査を実施しないことから条文の削除 <li data-bbox="2567 1627 2834 1837">・ 炉心からの燃料体取出しの完了に伴い、新炉心構成要素の搬入がないことから条文の削除
の確認項目2が満足しない場合	燃料処理・貯蔵実施計画に定める貯蔵位置にする措置を開始する。			

現行	改正案	備考
<div data-bbox="379 800 1252 1178" style="border: 1px solid black; padding: 5px; margin-bottom: 10px;"> <ul style="list-style-type: none"> ・ 別図の移行に伴い図の番号を「別図 71 条の 2-1」から「別図 72-1」に変更 ・ 燃料の貯蔵エリアを指定（指定エリアには燃料以外を貯蔵しない。） ・ 現状の燃料体数に合わせて缶詰缶に収納された燃料体用の貯蔵スペースを「180 体」から「90 体」に変更 </div>	<p data-bbox="1347 321 1457 359"><u>【削除】</u></p> <p data-bbox="1347 680 1457 718"><u>【削除】</u></p> <p data-bbox="1347 995 1620 1033">（使用済燃料の運搬）</p> <p data-bbox="1347 1041 2525 1121">第 7 4 条 燃料環境課長は、使用済燃料を管理区域外に運搬する場合は、運搬前に次の事項を確認した上で、遵守し、使用済燃料輸送容器に収納する。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li data-bbox="1371 1129 2131 1167">(1) 法令に適合する使用済燃料輸送容器を使用すること。 <li data-bbox="1371 1176 1804 1213">(2) 燃料移送機を使用すること。 <li data-bbox="1371 1222 2504 1302">(3) 使用済燃料収納前に燃料が臨界に達しない措置が講じられていることを確認すること。 <p data-bbox="1347 1310 2525 1436">2 安全管理課長は、使用済燃料を収納した使用済燃料輸送容器を管理区域外に運搬する場合は、次の事項について、措置を講じ、運搬前にこれらの措置の実施状況を確認し遵守する。</p> <ol style="list-style-type: none"> <li data-bbox="1371 1444 2504 1524">(1) 容器の車両への積付けは、運搬中に移動、転倒及び転落を防止する措置を講じること。 <li data-bbox="1371 1533 1952 1570">(2) 法令に定める危険物と混載しないこと。 <li data-bbox="1371 1579 2504 1659">(3) 運搬経路に標識の設置、見張人の配置等の方法により、関係者以外の者及び他の車両の立入りを制限すること。 <li data-bbox="1371 1667 1745 1705">(4) 車両を徐行させること。 <li data-bbox="1371 1713 2504 1793">(5) 核燃料物質の取扱いに関し、相当の知識及び経験を有する者を同行させ、保安のために必要な監督を行わせること。 <li data-bbox="1371 1801 2249 1839">(6) 容器及び車両の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。 <li data-bbox="1371 1848 2504 1885">(7) 容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないこと及び容器等の表面密度 	<ul style="list-style-type: none"> <li data-bbox="2567 457 2843 676">・ 燃料体取出し作業の完了に伴い燃料出入設備で使用済燃料を運搬することはないため削除

現行	改正案	備考
<p><u>(破損のおそれのある燃料の検査)</u> 第73条 安全管理課長は、破損のおそれのある燃料の漏えい検査を行い、破損の有無を確認する。 2 安全管理課長は、前項の検査の結果、破損を確認した燃料については、炉外燃料貯蔵槽に貯蔵することを判断する。 3 燃料環境課長は、第1項の漏えい検査を行うために燃料を移動する場合は、燃料出入設備を使用する。</p> <p><u>(炉心構成要素の性能維持確認)</u> 第73条の2 安全管理課長は、原子炉に装荷するため燃料を除く新炉心構成要素を新燃料貯蔵室に搬入する場合は、外観検査を行い、外観形状に異常のないことを確認する。 2 安全管理課長は、原子炉内及び原子炉に装荷するため炉外燃料貯蔵槽に貯蔵中の炉心構成要素の健全性を1年に1回以上評価する。</p> <p>(使用済燃料の運搬) 第74条 燃料環境課長は、使用済燃料を管理区域外に運搬する場合は、運搬前に次の事項を確認した上で、遵守し、使用済燃料輸送容器に収納する。 (1) 法令に適合する使用済燃料輸送容器を使用すること。 (2) 燃料移送機、又は燃料出入設備を使用すること。 (3) 使用済燃料収納前に燃料が臨界に達しない措置が講じられていることを確認すること。 2 安全管理課長は、使用済燃料を収納した使用済燃料輸送容器を管理区域外に運搬する場合は、次の事項について、措置を講じ、運搬前にこれらの措置の実施状況を確認し遵守する。 (1) 容器の車両への積付けは、運搬中に移動、転倒及び転落を防止する措置を講じること。</p>	<p>が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないこと。 3 施設保安課長は、使用済燃料を収納した輸送容器（以下「輸送物」という。）を周辺監視区域外に運搬する場合は、運搬前に輸送物が法令に定められた技術基準に適合したものであることを事前に確認する。 4 施設保安課長は、使用済燃料を周辺監視区域外に運搬する場合は、安全・品質保証部長及び原子炉主任技術者の確認を受け、所長の承認を得る。 5 安全管理課長は、使用済燃料を周辺監視区域外に運搬した場合は、使用済燃料の種類別払出量を記録する。</p>	

現行	改正案	備考
<p>(2) 法令に定める危険物と混載しないこと。</p> <p>(3) 運搬経路に標識の設置、見張人の配置等の方法により、関係者以外の者及び他の車両の立入りを制限すること。</p> <p>(4) 車両を徐行させること。</p> <p>(5) 核燃料物質の取扱いに関し、相当の知識及び経験を有する者を同行させ、保安のために必要な監督を行わせること。</p> <p>(6) 容器及び車両の適当な箇所に法令に定める標識を付けること。</p> <p>(7) 容器等の線量当量率が法令に定める値を超えていないこと及び容器等の表面密度が法令に定める表面密度限度の10分の1を超えていないこと。</p> <p>3 施設保安課長は、使用済燃料を収納した輸送容器（以下「輸送物」という。）を周辺監視区域外に運搬する場合は、運搬前に輸送物が法令に定められた技術基準に適合したものであることを事前に確認する。</p> <p>4 施設保安課長は、使用済燃料を周辺監視区域外に運搬する場合は、安全・品質保証部長及び原子炉主任技術者の確認を受け、所長の承認を得る。</p> <p>5 安全管理課長は、使用済燃料を周辺監視区域外に運搬した場合は、使用済燃料の種類別払出量を記録する。</p>		

8.5 原子炉補機冷却海水設備

8.5.1 概要

原子炉補機冷却海水設備は、第8.5-1図に概略を示すように、原子炉補機冷却海水ポンプ及び配管、弁等で構成され、原子炉補機冷却水熱交換器、換気空調設備用冷凍機及び非常用ディーゼル発電機へ冷却海水を供給する機能を持っている。

外部電源喪失時には、ディーゼル発電機から原子炉補機冷却海水ポンプに電力を供給し、この設備の運転を継続して安全を確保する。

8.5.2 設計方針

- (1) 原子炉補機冷却水熱交換器、換気空調設備用冷凍機及び非常用ディーゼル発電機からの熱を確実に海に伝えられる設計とする。
- (2) 原子炉補機冷却海水設備は、多重性を持たせ、また非常用母線より給電して、通常運転時、運転時の異常な過渡変化時及び事故時に十分その機能を果たせるように設計する。

このために、安全上重要な負荷の系統分離に対応させて、独立なA、B、Cの3系統で構成する。

8.5.3 主要設備の仕様

原子炉補機冷却海水設備の設備仕様の概略を第8.5-1表に示す。

8.5.4 主要設備

以下主要なものについて説明する。

8.5.4.1 原子炉補機冷却海水ポンプ

原子炉補機冷却海水ポンプは、たて置遠心型ポンプで、建物外のポンプピットに設置し、各々独立した海水供給母管に接続される。

原子炉補機冷却海水ポンプはA系及びB系には各1台、また分離弁を介して常用補機にも接続されるC系統は3台とし、そのうち1台は予備機としている。

8.5.4.2 配管

海水供給配管は3系統設け、各々独立させ、各負荷に海水を供給した後、放水ピットに至る。なお、ポンプ出口部に海水ストレーナを設置する。

8.6 燃料取扱及び貯蔵設備

8.6.1 概要

燃料取扱及び貯蔵設備は、新燃料を発電所内に搬入してから使用済燃料を発電所外に搬出するまでの燃料取扱及び貯蔵を安全かつ確実に行うものである。

燃料交換は、約6ヶ月に1回、原子炉停止時に行い、この時に取出す燃料集合体は全炉心の約1/5を予定している。

燃料取扱及び貯蔵設備の説明図を第8.6-1図に、燃料取扱ルート説明図を第8.6-2図に示す。

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。

発電所に搬入した新炉心構成要素は、受取検査後、新燃料貯蔵ラックに一時貯蔵し、燃料交換開始前に、燃料交換に必要な本数を炉外燃料貯蔵槽に移送する。

燃料交換は原子炉停止後に原子炉格納容器機器搬入口を開放して原子炉容器と炉外燃料貯蔵槽間で燃料交換装置、炉内中継装置及び燃料出入設備等を使用して新炉心構成要素と使用済炉心構成要素を1体ずつ交換して行う。

炉外燃料貯蔵槽へ移送された使用済炉心燃料は、ここで通常約1.5年冷却する。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。

使用済燃料集合体は、燃料輸送キャスクに入れて再処理施設へ搬出する。

これらの使用済炉心構成要素の移送は、原子炉容器内及び燃料池内を除き、しゃへい機能、冷却機能及び気密機能を有する燃料出入設備により行われる。

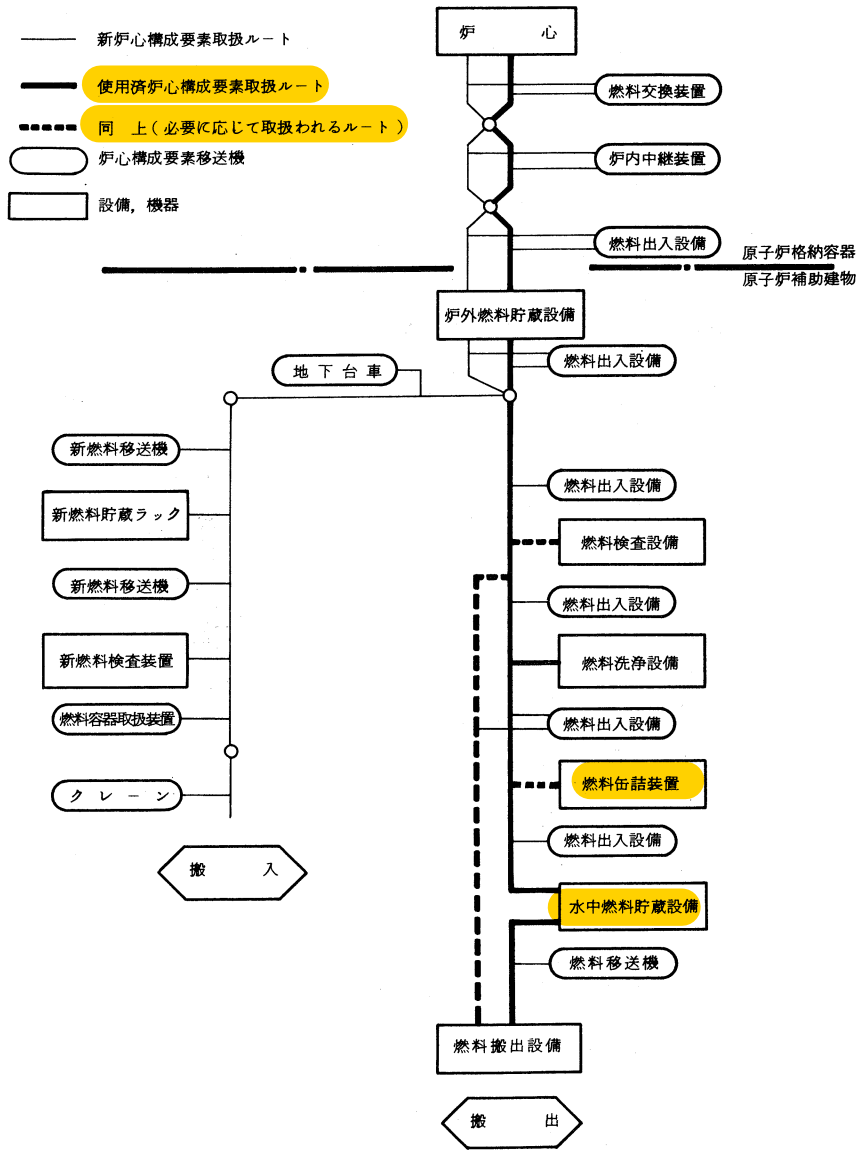
原子炉容器内での使用済炉心構成要素の移送は、全てナトリウム中で行われ、ナトリウムは冷却の役割を果たす。

燃料池内での使用済炉心構成要素の移送は、全て水中で行われ、水はしゃへい及び冷却の役割を果たす。

燃料取扱及び貯蔵設備の構成は次の通りである。

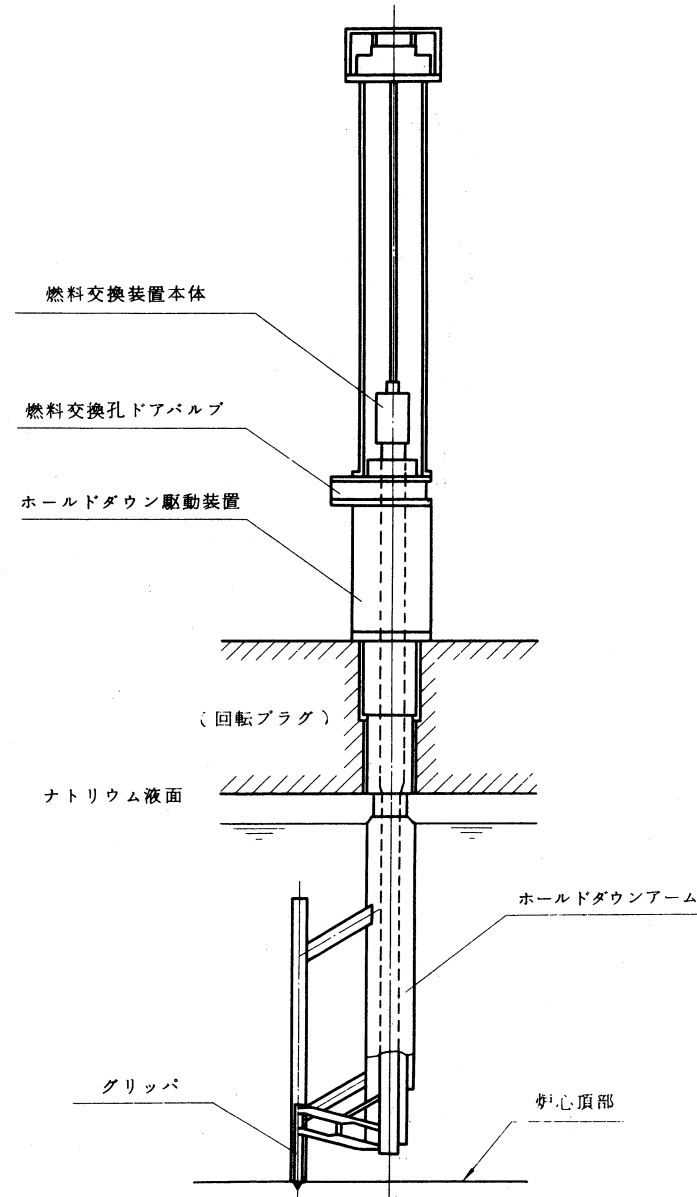
- (1) 燃料交換設備
- (2) 燃料出入設備

凡例



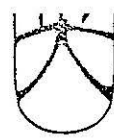
第8.6-2図 燃料取扱ルート説明図

(関連頁 8-8-16)



第8.6-3図 燃料交換装置説明図

(関連頁 8-8-21)



放射 性 同 位 元 素 等 使 用 許 可 証

放射性同位元素等による放射線障害の防止に関する法律第9条第1項の規定に基づき本証を交付する。

平成 31年 3月 5日

原子力規制委員会

許 可 年 月 日	平成 2年11月16日	許 可 番 号	使第 4272 号
氏名 又は 名称	国立研究開発法人日本原子力研究開発機構		
住 所	茨城県那珂郡東海村大字舟石川765番地1		
工 場 又は 事業所	名 称	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	
	所在地	福井県敦賀市白木2丁目1番地	

許可（承認）の条件

記 事

- ・ ^{137}Cs (B-1 No. 1) のうち、895 GBq 及び 57.7 GBq のものについては、平成 31 年 1 月 1 日における数量とする。

保管場所の略称

- | | | |
|------|---|-----------------------------|
| 貯蔵 1 | : | 中性子線源貯蔵箱：角柱型貯蔵箱 1（線源校正室（B）） |
| 貯蔵 2 | : | 中性子線源貯蔵箱：角柱型貯蔵箱 2（ハッチ室） |
| 貯蔵 3 | : | 炉外燃料貯蔵槽室、原子炉容器室 |
| 貯蔵 4 | : | 予備線源貯蔵箱：角柱型貯蔵箱 3（線源校正室（B）） |
| 貯蔵 5 | : | 予備線源貯蔵箱：角柱型貯蔵箱 4（線源校正室（B）） |
| 貯蔵 6 | : | 予備線源貯蔵箱：円柱型貯蔵箱（線源校正室（B）） |

使用場所の略称

- 場所 1 : 炉外燃料貯蔵槽室、原子炉容器室
- 場所 2 : 1次主冷却系室（A）、（B）及び（C）の遅発中性子法破損燃料検出装置

使用目的の略称

- 目的 1 : 放射線計測器の校正・正常機能の確認
- 目的 2 : 遅発中性子法破損燃料検出装置のバックグラウンド用線源

貯蔵能力（密封された放射性同位元素）

B- 1

核 種	貯蔵能力 (1個あたりの数量)	個数	保 管 場 所
^{241}Am + Be	37.000 GBq	1	貯蔵 1
^{241}Am + Be	11.100 GBq	1	貯蔵 1
^{252}Cf	40.000 MBq	1	貯蔵 1
^{241}Am + Be	111.000 MBq	9	貯蔵 2
^{252}Cf	72.000 GBq	2	貯蔵 3
^{137}Cs	3.700 GBq	1	貯蔵 4
^{137}Cs	1.850 GBq	1	貯蔵 5
^{137}Cs	370.000 MBq	1	貯蔵 6

(注) ◎のあるものは、耐火性の容器を示す。

使第 4272 号

使用数量等（密封された放射性同位元素）

番号	装備機器の種類	核種	数量 (1個あたりの数量)	個数	使用の目的	使用の場所	備考
1	校正用照射装置	◎ ^{137}Cs	895.000 GBq	1	目的1	線源校正室（A）	高線量照射装置
		◎ ^{137}Cs	57.700 GBq	1			
		◎ ^{137}Cs	7.400 GBq	1			
		◎ ^{137}Cs	740.000 MBq	1			
2	校正用照射装置	◎ ^{60}Co	370.000 MBq	1	目的1	線源校正室（B）	低線量照射装置
3 4 5		◎ ^{137}Cs	18.500 GBq	1	目的1	線源校正室（B）	
		◎ ^{226}Ra	555.000 MBq	1			
		^{137}Cs	3.700 GBq	1			
		^{137}Cs	1.850 GBq	1			
		^{137}Cs	370.000 MBq	1			
6		^{252}Cf	40.000 MBq	1	目的1	線源校正室（B）	
7		$^{241}\text{Am} + \text{Be}$	37.000 GBq	1	目的1	線源校正室（B）	
8		$^{241}\text{Am} + \text{Be}$	11.100 GBq	1	目的1	線源校正室（B）	
9		$^{241}\text{Am} + \text{Be}$	111.000 MBq	9	目的2	場所2	各3本
10		◎ ^{252}Cf	72.000 GBq	2	原子炉起動用	場所1	

(注) ◎のあるものは、耐火性の容器を示す。

