

# 案

「もんじゅ」廃止措置第2段階に向けた検討

第2段階のプラントの状態と廃止措置方針

2021年8月6日

日本原子力研究開発機構 (JAEA)

全体像の検討を進めるに当たっての主な技術的な論点として、性能維持施設の見直し、新設設備の安全確保の考え方、Naリスク低減の考え方等を固める必要があり、その前提となる第2段階以降の廃止措置において想定すべきリスクの再整理を行う。

## もんじゅの特徴

- ナトリウム取扱い：ナトリウムリスク対応、技術基盤整備、確実な実施、事前準備含め作業のステップが多い（時間を要する）
- 特殊大型機器：撤去・移送・解体計画に基づく事前準備、設備整備（時間を要する、建屋への影響）
- 放射性物質の量少なく、安定な状態で所在範囲限定（合理的な管理の可能性）

## 全体像作成方針

- 着目リスク対象として放射性物質とナトリウムに着目し、廃止措置段階毎のプラント状態、想定すべきリスクに応じて最適な管理
- 速やかなリスク低減（廃止措置推進）と安全確保の最適化
- 海外先行炉の廃止措置の状況も参考

## 第2段階ロードマップ作成に向けて

- 第2段階開始時のプラント状態をもとに、想定すべきリスクを再整理
- リスク整理結果に基づき、速やかにナトリウムリスクを低減する（サイト外に搬出する）ための安全確保方法の最適化

## 第2段階開始時のプラント状態（放射性物質閉じ込めの観点）

第2段階開始時のプラント状態においては、停止、冷却に関する安全機能は不要となっており、燃料体とナトリウムとの隔離が十分とれていることから、安全機能としては放射性物質の閉じ込め機能のみとなる。（ナトリウムの化学的影響、火災防止については別途整理）

放射線源	プラント状態	想定すべき事象	性能維持施設に関する対応方針	対応する運転時安全機能
燃料体	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料池に保管、ナトリウムとは十分な隔離</li> <li>破損燃料はなく、発熱率低い</li> </ul>	燃料破損時の放射性物質漏洩、大規模損壊	水中燃料貯蔵設備（燃料池）の放射性物質漏えい防止機能、冷却水保有機能を維持	PS-2 1) 3) 冷却材バウンダリに直接接続されていないものであって、放射性物質を内蔵する機能
放射性廃棄物	液体廃棄物処理設備、固体廃棄物処理設備内に保管	放射性廃棄物からの放射性物質漏洩	液体廃棄物処理設備、固体廃棄物処理設備の放射性廃棄物処理機能を維持	PS-3 1) 3) 放射性物質の貯蔵機能
放射性ナトリウム	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料破損はなく、線源は1次冷却系のNa-22、トリチウムが支配的</li> </ul>	ナトリウム漏洩に伴う放射性物質漏洩、大規模損壊	1次系及びEVST系のナトリウム保持機能を維持するが、放射性物質質量、時間余裕等を踏まえて、換気空調系、放管設備、補機冷却系等の運用を最適化	PS-2 1) 2) 原子炉冷却材を内蔵する機能（但し、内蔵放射性物質質量はクラス3レベル）
汚染分布	<ul style="list-style-type: none"> <li>放射化汚染は原子炉容器室内の設備機器及び生体しゃへい壁に限定</li> <li>腐食生成物はNa-22に包絡される</li> <li>燃料破損はなく、表面汚染はない</li> </ul>		第3段階の解体作業に伴う放射性ナトリウムの漏洩を想定して管理区域は維持	

# 廃止措置計画 添付4の評価

第4表 主な放射性物質の内蔵量（平成29年4月1日時点の値）

系統・設備		放射性物質の種類	放射能 (Bq)
原子炉容器	燃料中 (370 体分 <sup>注1</sup> )	希ガス <sup>注8</sup>	$1.2 \times 10^{11}$
		よう素 <sup>注8</sup>	$8.8 \times 10^8$
		Pu, Am <sup>注8</sup>	$2.3 \times 10^{17}$
	冷却材中 <sup>注2</sup>	核分裂生成物	- <sup>注9</sup>
		放射化ナトリウム (Na-22)	$3.3 \times 10^9$
	炉心構成要素 <sup>注3</sup> (580 体分 <sup>注1</sup> )	放射化構造材 (Co-60)	$1.1 \times 10^{15}$
1次主冷却系	冷却材中 <sup>注4</sup>	核分裂生成物	- <sup>注9</sup>
		放射化ナトリウム (Na-22)	$1.8 \times 10^9$
炉外燃料貯蔵槽	燃料中 (160 体分 <sup>注1</sup> )	希ガス <sup>注8</sup>	$1.7 \times 10^{11}$
		よう素 <sup>注8</sup>	$1.3 \times 10^9$
		Pu, Am <sup>注8</sup>	$1.1 \times 10^{17}$
	冷却材中 <sup>注5</sup>	核分裂生成物	- <sup>注9</sup>
		放射化ナトリウム (Na-22)	$2.8 \times 10^7$
炉心構成要素 <sup>注3</sup> (137 体分 <sup>注1</sup> )	放射化構造材 (Co-60)	$1.5 \times 10^{14}$	
燃料取扱設備	燃料中 <sup>注6</sup>	希ガス <sup>注8</sup>	$1.8 \times 10^9$
		よう素 <sup>注8</sup>	$1.4 \times 10^7$
		Pu, Am <sup>注8</sup>	$1.7 \times 10^{15}$
炉心構成要素 <sup>注3</sup> <sup>注6</sup>	放射化構造材 (Co-60)	$4.5 \times 10^{12}$	
燃料池	燃料中 (538 体分 <sup>注7</sup> )	希ガス <sup>注8</sup>	$3.0 \times 10^{11}$
		よう素 <sup>注8</sup>	$2.2 \times 10^9$
		Pu, Am <sup>注8</sup>	$3.5 \times 10^{17}$
	炉心構成要素 <sup>注3</sup> (719 体分 <sup>注7</sup> )	放射化構造材 (Co-60)	$1.3 \times 10^{15}$

- 注1：廃止措置計画認可申請時点の貯蔵量  
 注2：ナトリウムインベントリ 498 m<sup>3</sup>（温度 200 °C）相当値  
 注3：定格出力換算約 40 日運転を経験した燃料体、制御棒集合体、中性子源集合体、中性子しゃへい体  
 注4：ナトリウムインベントリ 277 m<sup>3</sup>（温度 200 °C）相当値  
 注5：ナトリウムインベントリ 149 m<sup>3</sup>（温度 200 °C）相当値  
 注6：各放射性物質の種類放射能が最大となる炉心構成要素の1体分の値  
 注7：保有する全貯蔵量  
 注8：希ガスはガンマ線エネルギー0.5 MeV換算値、よう素はI-131等価換算値、Pu, Amは単純合計値  
 注9：過去の出力運転において燃料破損は発生していない

第5表 燃料池中の全燃料体中の希ガス及びよう素が瞬時全量放出されたとした場合の大気中に放出される核分裂生成物の量及び敷地境界外における最大の実効線量

よう素の放出量 (I-131 等価換算)	約 $2.2 \times 10^9$ Bq <sup>注1,3</sup>
希ガスの放出量 (0.5 MeV 換算)	約 $3.0 \times 10^{11}$ Bq <sup>注2,3</sup>
よう素の吸入摂取による小児の実効線量	約 $2.3 \times 10^{-3}$ mSv <sup>注4</sup>
希ガスのガンマ線による実効線量	約 $2.0 \times 10^{-4}$ mSv <sup>注4</sup>

- 注1：I-129の実効線量換算係数を  $2.0 \times 10^{-7}$  Sv/Bq として換算  
 注2：Kr-85のガンマ線実効放出エネルギーを 0.0022 MeV として換算  
 注3：燃料池に貯蔵される全燃料体に含まれる放射能  
 注4：第1表に示した相対濃度及び相対線量、2.1(2)d.に示した評価方法を用いて算出

第6表 放射化した1次冷却材が瞬時全量放出されたとした場合の大気中に放出される放射化ナトリウムの量及び敷地境界外における最大の実効線量

放射化ナトリウムの放出量	約 $5.5 \times 10^9$ Bq <sup>注1</sup>
放射化ナトリウムの放出量 (0.5 MeV 換算)	約 $1.4 \times 10^{10}$ Bq <sup>注2</sup>
放射化ナトリウムの吸入摂取による小児の実効線量	約 $2.7 \times 10^{-4}$ mSv <sup>注3</sup>
放射化ナトリウムのガンマ線による実効線量	約 $9.5 \times 10^{-6}$ mSv <sup>注3</sup>

- 注1：1次冷却材に含まれる全放射能  
 注2：Na-22のガンマ線実効放出エネルギーを 1.275 MeV として換算  
 注3：第1表に示した相対濃度及び相対線量、2.1(3)d.に示した評価方法を用いて算出

# 第2段階のプラント状態の変化 (ナトリウム取扱いの観点)

ナトリウム移送作業名		第2段階開始時	ナトリウム移送作業等			第2段階終了時
ナトリウム移送作業	①1次系ドレン(R/V(SsL)でしゃへい体等取出し)		①			
	②EVST2補系D/TからEVST1補系OF/Tへ移送		②			
	③EVST及び1補系からOF/T、Dr/Tへドレン、固化		③			
	④EVST内燃料移送ポットの残留ナトリウム低減化		④			
	⑤2次系ナトリウム採取			⑤		
	⑥1次系ナトリウム採取				⑥	
	⑦原子炉容器から1次系タンクを経由しナトリウム採取				⑦	
	⑧EVSTナトリウム採取					⑧
系統、設備名	容器有効容量	第2段階開始時				第2段階終了時
●原子炉容器	約500m <sup>3</sup>	500(溶融)	↓①	370(溶融)	↓⑦	ドレン(底部溶融)
●1次系	-	充填(溶融)	↓①			ドレン
●1次メンテナンス冷却系	-	ドレン			↑⑦	ドレン
1次系タンク OF/T(100), D/T-A(100), D/T-B,C(200)	約600m <sup>3</sup>	空(底部溶融)	↑①	470(固化)	↓⑥ ↑⑦	空
●EVST	約150m <sup>3</sup>	150(溶融)		↓③ 100(溶融)	↓⑧	ドレン
●EVST1補系	-	充填		↓③ ドレン	↓⑧	ドレン
EVST1補系タンク OF/T(32), Dr/T(32)	約60m <sup>3</sup>	ほぼ空(底部溶融)	↑② ↑③	60(固化)	↓⑧	ドレン
●2次系	-	ドレン			解体	解体済
●2次メンテナンス冷却系	-	ドレン			解体	解体済
2次系タンク OF/T-A,B,C(160), D/T-A,C(160)	約800m <sup>3</sup>	800(固化)		↓⑤		空
2次系一時保管用タンク A,B(20)	約40m <sup>3</sup>	40(固化)		↓⑤		空
●EVST冷却系	-	ドレン			解体	解体済
●EVST2補系	-	ドレン			解体	解体済
EVST2補系タンク D/T(6)	約6m <sup>3</sup>	6(固化)		↓② 解体		解体済
ISOタンク	約20m <sup>3</sup>			↑⑤	↑⑥ ↑⑦	↑⑧ 搬出済
主たるリスク対策	炉心からの燃料体の取出し完了により、放射性ナトリウムの閉じ込め対策に限定可能	バルクナトリウムの漏えい対策		バルクナトリウム移送時の漏えい対策		残留ナトリウムの取扱い時の作業安全

(注)ナトリウム移送・搬出計画は検討途上であり、実施順序、実施時期を含め、変更の可能性あり。

(注)作業④は、EVST内で燃料ポッド内のナトリウムを排出する作業であり、EVSTのナトリウム保有量に変化はない。

### 凡例

丸数字の左の矢印の意味  
 ↓:丸数字の移送によりNaインベントリ減少  
 ↑:丸数字の移送によりNaインベントリ増加  
 ⇕:丸数字の移送によりNaインベントリ増減後、初期値に戻る

1次系ナトリウム(溶融)
1次系ナトリウム(底部溶融)
1次系ナトリウム(固化)
2次系ナトリウム(溶融)
2次系ナトリウム(固化)
ドレン後加熱しない状態(局在する残留ナトリウムは固化状態)