

# FCA施設に係る 廃止措置計画認可申請について (概要説明資料)

国立研究開発法人 日本原子力研究開発機構  
原子力科学研究所 臨界ホット試験技術部

令和3年〇月〇〇日

# 第1回審査会合(R3.4.20)におけるコメント

コメント 番号	第1回審査会合(R3.4.20)におけるコメント	対応頁
1	第2段階の冒頭で行う燃料搬出の詳細について、資料にまとめ説明すること。	P.36
2	FCAで保管中の金属ナトリウムの現在の保管管理状況、解体工事の際の取扱いについて、資料にまとめ説明すること	P.37

(その他 面談等におけるコメント)

- TCAの廃止措置計画との違いがわかるよう、FCAとTCAの比較資料を追記すること。(対応頁:P.32～35)
- 燃料破損事故において、劣化ウラン酸化物燃料の破損事象を選定した理由を説明すること。(対応頁:P.27)
- 処理処分費用について、内訳を示すこと。(対応頁:P.30)
- 燃料の量が分かる記載を、公開できる範囲で示すこと。(対応頁:P.17)

# 1. FCAについて(1)

## ● FCAとは

高速炉の炉心核特性に関する炉物理研究を行うための「臨界実験装置※<sup>1</sup>」である。

運転形態は、1日の中で起動から停止までを行う「デイリー運転」であり、通常運転時の出力は、1W未満～数W程度と非常に小さい。

## ● 運転実績

- 昭和42年 初臨界
- 昭和45年 実験炉「常陽」の模擬実験
- 昭和50年 原型炉「もんじゅ」の模擬実験
- 昭和58年 新型炉の炉心核特性実験
- 平成23年 運転終了

(**総積算出力: 約172kWh**)

参考: TCA総積算出力: 約14kWh

JRR-4総積算出力: 約79,500MWh



FCAの外観

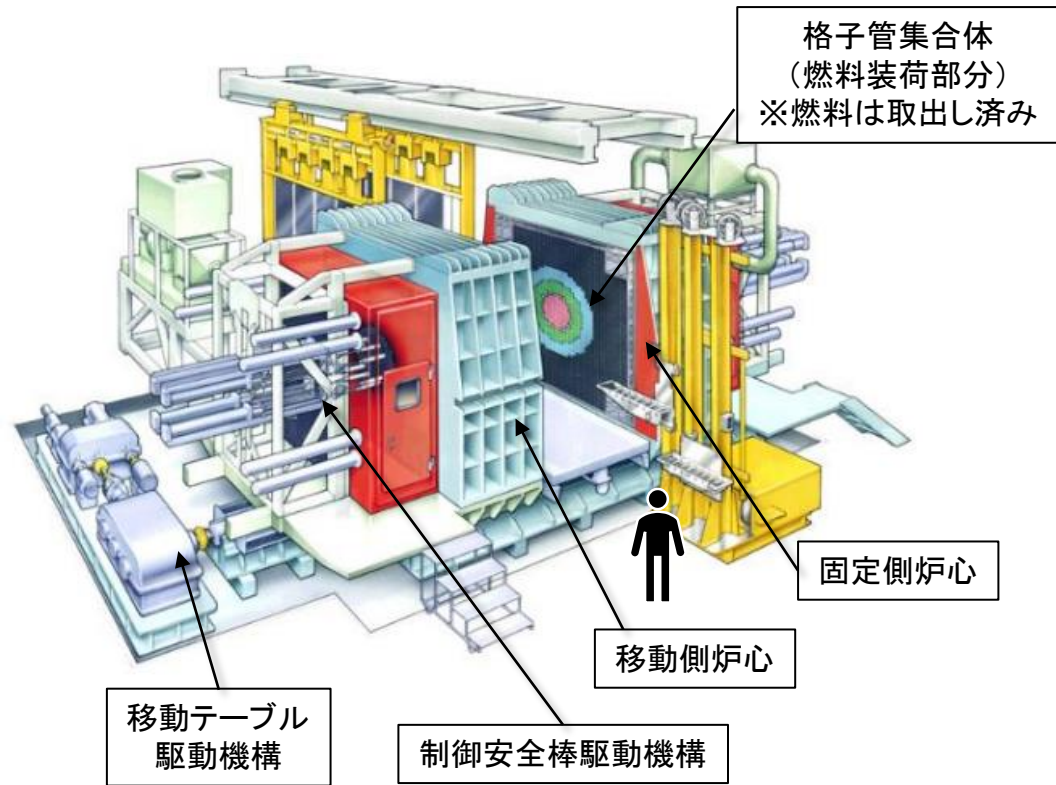


運転中の様子

※1:「炉心構造を容易に変更することができる原子炉であって、核燃料物質の臨界量等当該原子炉の核特性を測定する用に専ら供するもの」と定義され、非常に出力の低い原子炉であり、運転中停止中を通して冷却をする必要がない原子炉

# 1. FCAについて (2)主要諸元

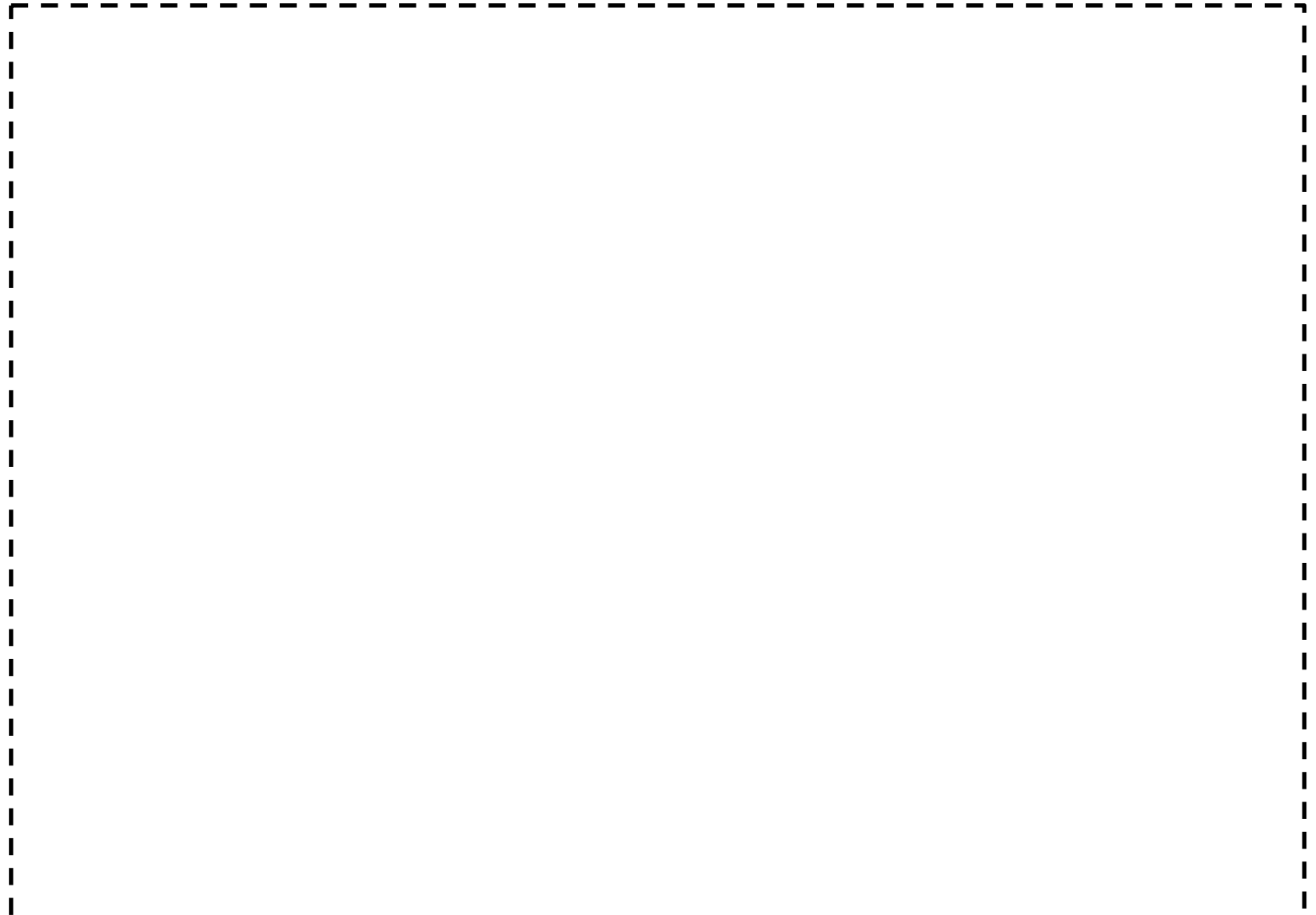
炉型	濃縮ウラン・プルトニウム 水平二分割型
最大熱出力	2kW
使用温度	40℃以下
炉心形状 寸法	1/2格子管集合体 幅:2,815mm 高さ:2,815mm 奥行:1,324mm
減速材	なし
制御装置	制御安全棒駆動機構 移動テーブル駆動機構
運転形態	デイリー運転



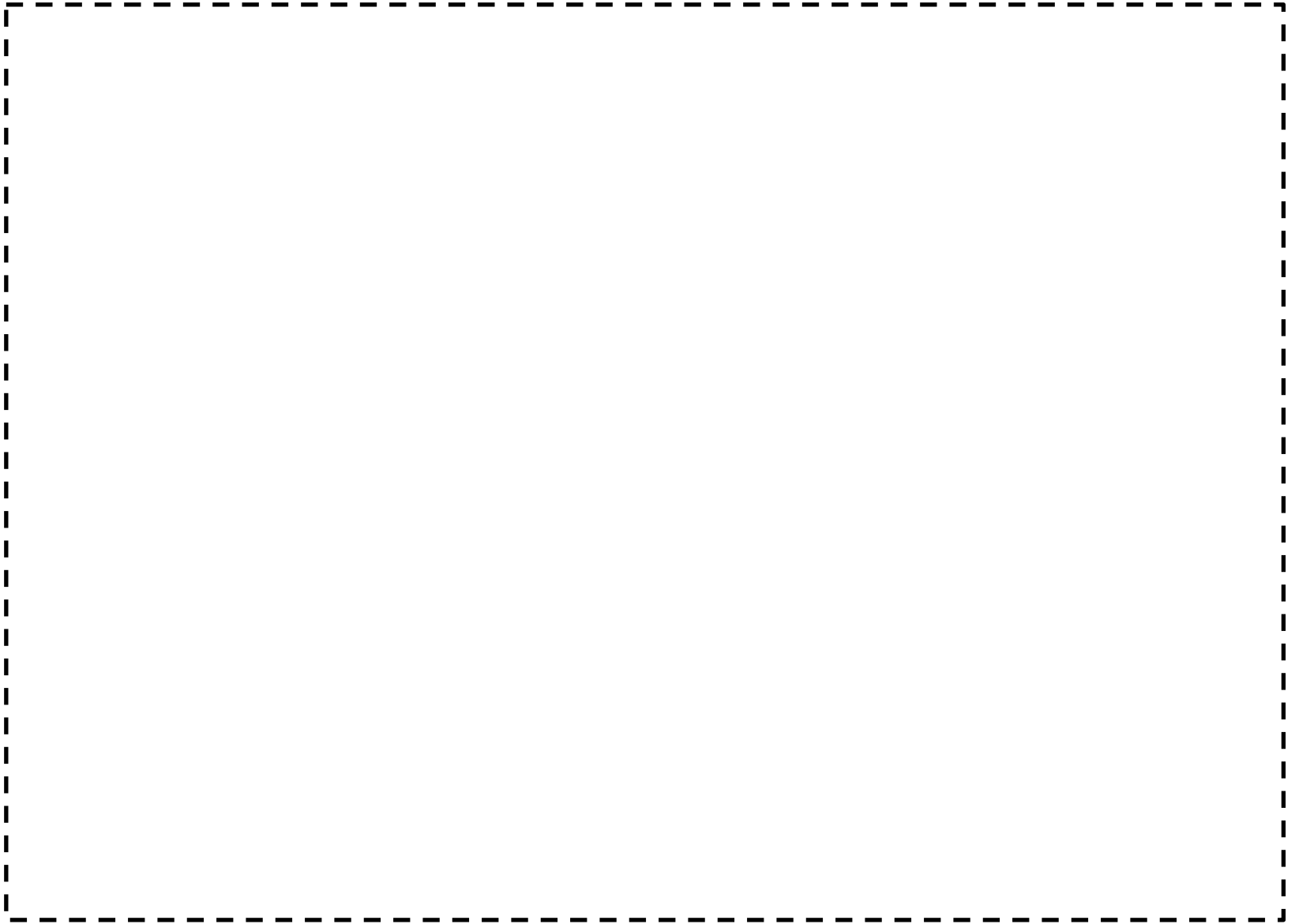
FCA原子炉本体

- ◆ 臨界近接は固定側炉心に移動側炉心を近接させて行う
- ◆ 固定側炉心に移動側炉心の密着後、制御棒で臨界調整
- ◆ 緊急停止は移動側炉心の分離及び制御安全棒(燃料)の引き抜きにより実施

# 1. FCAについて (3) 鳥瞰図



# 1. FCAについて (4) 平面図



## 2. 廃止措置計画の概要

## 2. 廃止措置計画の概要(1)

廃止措置は2段階に分けて実施

### 【第1段階】 原子炉の機能停止、炉室設備の解体撤去の段階

- ① 機能停止措置（炉心の閉止措置、制御設備の機能停止措置）
- ② 炉室設備の解体撤去工事

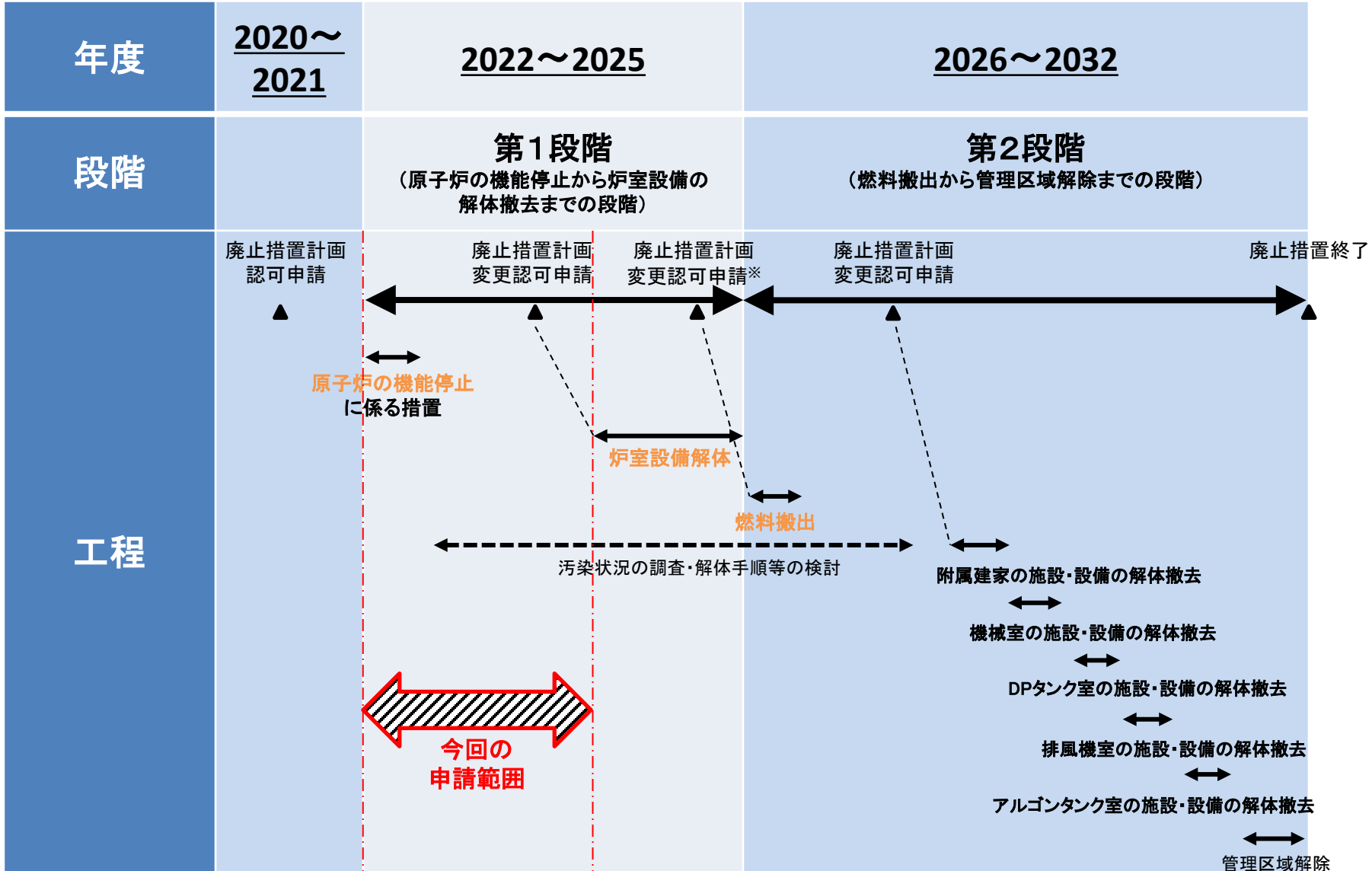
### 【第2段階】 燃料搬出～施設・設備解体～管理区域解除

- ① 燃料の搬出（国内の許可を有する事業者へ引き渡す※1）
- ② 附属建家、DPタンク室、機械室等の施設・設備の解体撤去工事
- ③ 管理区域解除（建家の解体は実施しない）

※1:2026年度までに搬出予定



## 2. 廃止措置計画の概要 (2) 全体工程



# 2. 廃止措置計画の概要(3)原子炉の機能停止措置

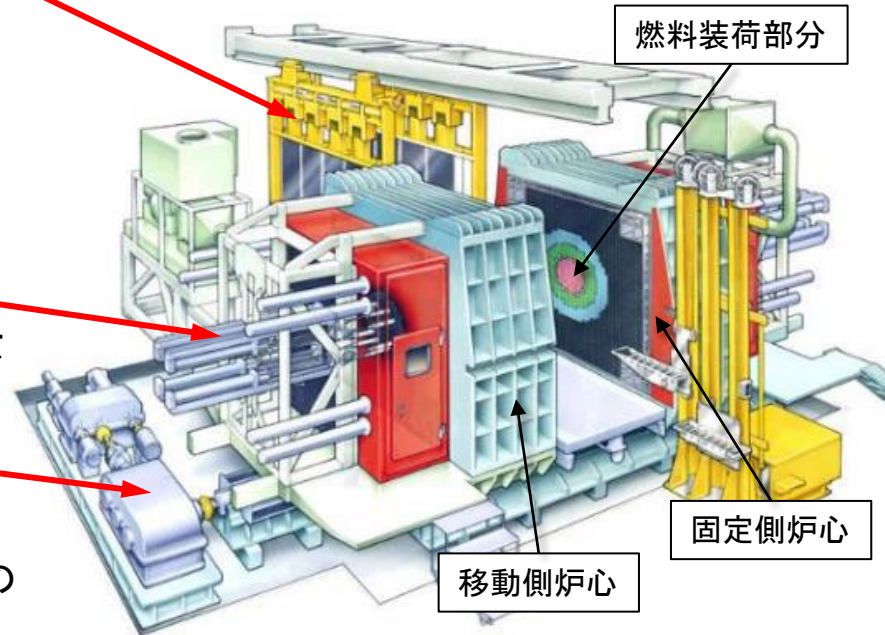
廃止措置計画の認可後、原子炉の機能停止措置を実施する。

## 炉心への燃料体の再装荷を不可とするような措置

- ① 燃料装荷部分に **Pu燃料装荷用生体遮蔽板** を設置した状態で固定する。

## 運転停止に関する恒久的な措置

- ① **制御安全棒※1** の撤去
- ② **移動テーブル駆動機構※2** の電源撤去



※1: FCAの制御安全棒は燃料で構成されており、挿入により正の反応度が加わる構造となっている。

※2: 分離されている移動側炉心を、固定側に密着させるための駆動機構。

### 3. 廃止措置計画認可申請書の概要

# 解体の対象となる施設及びその解体の方法(1)

## 廃止措置対象の設備一覧①

建家	施設・設備		解体撤去時期	
			第1段階	第2段階
炉室建家	1/2格子管集合体	四角柱格子管	○	
		炉心物質装填用引出し	○	
	パルス中性子発生装置		○	
	起動用中性子源装置		○	
	模擬物質		○	
	作業台		○	
	格子管集合体冷却設備	送風機	○	
		高性能フィルタ	○	
		冷却室	○	
		ダンパー	○	
	制御安全棒		○	
	制御安全棒駆動機構		○	
	移動テーブル		○	
	移動テーブル駆動機構		○	
	安全棒		○	
	Pu燃料装荷用生体遮蔽板		○	
	クレーン(炉室)		○	
	1次容器			—
	2次容器			—
	非常用アルゴンガス放出設備		○	
	空気調和器		○	
	ドップラー係数測定装置		○	
	中性子カウンター駆動装置		○	
消火設備			○	
照明設備			○	

※「—」の施設・設備については、一般施設として継続利用

# 解体の対象となる施設及びその解体の方法(1)

## 廃止措置対象の設備一覧②

建家	施設・設備		解体撤去時期	
			第1段階	第2段階
附属建家	燃料装填用デスク			○
	燃料移送設備			○
	Pu燃料取扱・装填用フード			○
	核計装	起動系		○
		運転系		○
		安全系		○
	その他の主要な計装	炉心温度計		○
		テーブル位置表示計		○
		制御安全棒シリンダー圧力計		○
	安全保護回路	原子炉停止回路		○
	その他の主要な安全保護回路	警報回路		○
		インターロック回路		○
	クレーン(燃料取扱室)			○
	燃料貯蔵庫		—	
	濃縮ウラン収納容器			○
	Pu燃料収納容器			○
	燃料貯蔵棚			○
	屋内管理用の主要な設備			○
	屋外管理用の主要な設備			○
	固体廃棄物の廃棄設備			○
消火設備			○	
照明設備			○	
制御盤			○	

※「—」の施設・設備については、一般施設として継続利用

# 解体の対象となる施設及びその解体の方法(1)

## 廃止措置対象の設備一覧③

建家	施設・設備		解体撤去時期	
			第1段階	第2段階
排風機室	気体廃棄物の廃棄設備	排気設備		○
		フィルタ装置		○
		気密バタフライバルブ		○
DPタンク室	液体廃棄物の廃棄設備	廃液タンク		○
		排水ポンプ		○
		配管		○
機械室	非常用電源設備	ガスタービン発電機		○
		蓄電池		○
	受変電設備	高圧受電盤		—
		低圧受電盤		—
		変圧器		—
アルゴンタンク室	非常用アルゴンガス放出設備		○	
排気筒	排気筒		—	

※「—」の施設・設備については、一般施設として継続利用

## 解体の対象となる施設及びその解体の方法(2) 解体対象範囲



# 廃止措置期間中に性能を維持すべき 試験研究用等原子炉施設及びその性能

施設・設備名	維持すべき性能	維持すべき期間
炉室(1次容器、2次容器)	放射性物質の閉じ込め及び遮蔽	管理区域を解除するまで
燃料貯蔵庫、燃料貯蔵棚	燃料の貯蔵機能	燃料の引渡し完了まで
濃縮ウラン収納容器	燃料の貯蔵、未臨界性維持	
気体廃棄物の廃棄設備 (排気筒を含む)	気体廃棄物の処理、放出経路確保 機能	気体廃棄物の廃棄対象とする施設 の除染が終了するまで
液体廃棄物の廃棄設備	液体廃棄物の貯留	廃液タンクでの放射性液体廃棄物 の受入及び排出が終了するまで
固体廃棄物の廃棄設備	固体廃棄物の保管	全ての放射性固体廃棄物が搬出 されるまで
放射線管理施設 (屋内管理用、屋外管理用)	放射線監視	管理区域を解除するまで
消火設備	火災報知、消火機能	管理区域を解除するまで
照明設備	避難用照明機能	管理区域を解除するまで

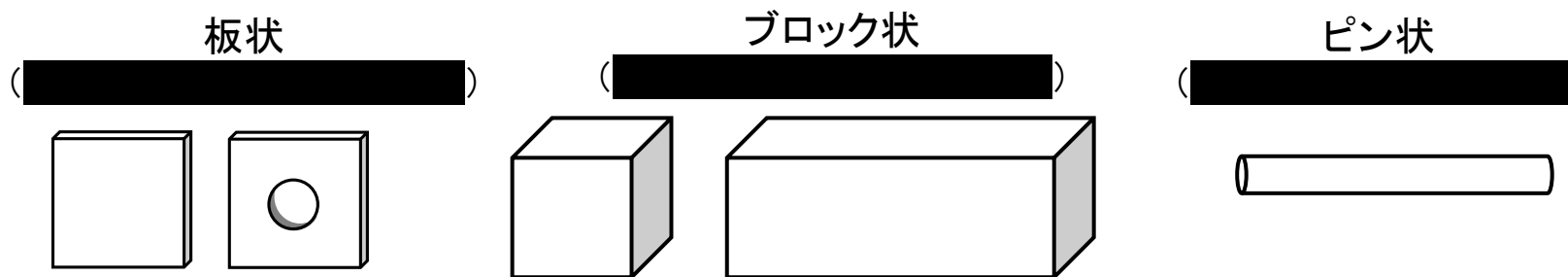
※FCA施設は、運転停止中における管理区域の負圧維持規定は無く、原子炉の冷却も必要ないため、非常用電源については性能維持設備としての管理を不要としている。【申請書本文 P.40～44】



## 核燃料物質の管理及び譲渡し

➤ 搬出まで、全ての原子炉燃料をFCAの燃料貯蔵庫に保管

燃料の種類	形状	数量
20%濃縮ウラン金属燃料	板状	<u>18,870体</u>
天然ウラン金属燃料	板状、ブロック状	<u>板状:25,884体、ブロック状:2,824体</u>
劣化ウラン金属燃料	ブロック状	<u>7,100体</u>
劣化ウラン酸化物燃料	板状、ピン状(密封)	<u>板状:54,071体、ピン状:938体</u>



➤ 2026年度までに、国内の許可を有する事業者へ引き渡す

※ なお、プルトニウム燃料と高濃縮ウラン燃料は、2016年に米国へ輸送済

# 核燃料物質による汚染の除去(1)

汚染の状況【添付書類五において計算により評価】

## 放射化汚染物質

【評価方法】

ORIGEN-Sにより、炉室内の設備ごとの放射化汚染物質の放射能濃度を求め、そこに設備の重量を乗じることにより、放射化汚染物質の放射能の総量を算出した。

2019.3時点での放射能の評価量： $3.1 \times 10^9 \text{Bq}$

2023.3時点での放射能の評価量： $2.4 \times 10^9 \text{Bq}$  (JRR-4参考値  $1.4 \times 10^{13} \text{Bq}$ )

## 二次汚染物質

【評価方法】

有意な汚染は検出されなかったため、保守的に測定時の検出限界値である下記の値を用い、下記表面密度に評価対象物(原子炉本体、作業台、燃料貯蔵庫等)の表面積を乗じて評価した。

$\alpha$ 線放出核種 :  $0.04 \text{Bq/cm}^2$

$\alpha$ 線を放出しない核種 :  $0.4 \text{Bq/cm}^2$

【評価結果】

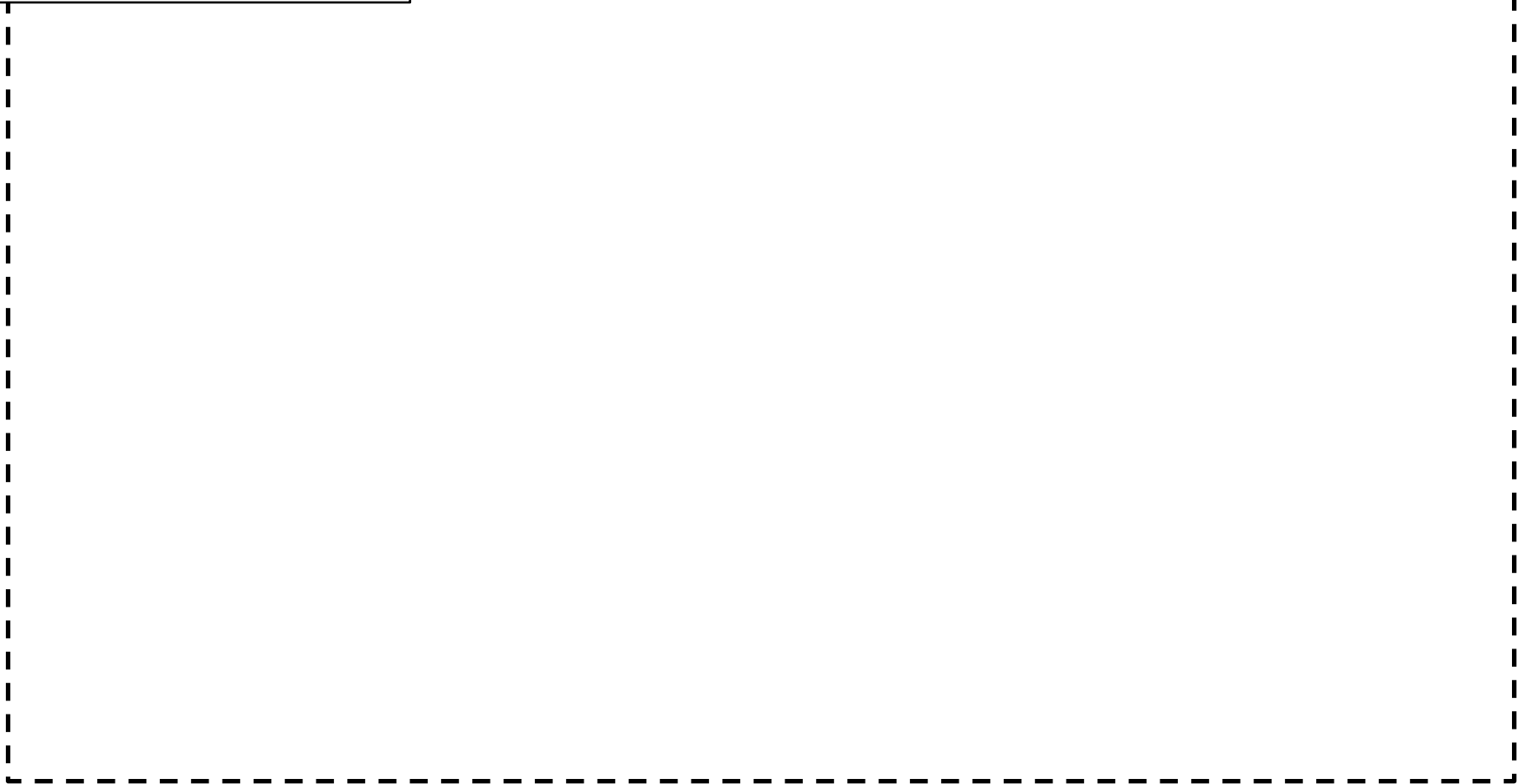
二次汚染による放射能の評価量： $1.2 \times 10^7 \text{Bq}$  (JRR-4参考値  $4.6 \times 10^{10} \text{Bq}$ )

※直接測定による設備機器表面の線量率の実測値 平均：約 $0.3 \sim 0.4 \mu \text{Sv/h}$

最大(原子炉本体部)： $1.2 \mu \text{Sv/h}$

# 核燃料物質による汚染の除去(2)

推定汚染分布の図



**最も推定汚染が大きいのは原子炉本体**であり、その区分はL3廃棄物相当である。当該原子炉本体を含む炉室内の設備については、第1段階で解体撤去を行う計画である。

燃料貯蔵棚、空気調和機、フード等についてはクリアランス廃棄物相当であり、その他の区域、設備については放射性廃棄物でない廃棄物(NR)であるという評価となっている。

# 核燃料物質等の廃棄(1)

## ● 放射性気体廃棄物

- 従来の廃棄の方法と同様に、既存の気体廃棄物の廃棄設備の高性能フィルタでろ過した後、監視しながら排気筒から放出。
- 炉室の解体撤去工事(放射化汚染物質の切断時)においては、集塵装置及び高性能フィルタ付局所排気装置も併用する。

## ● 放射性液体廃棄物

- 従来の廃棄の方法と同様に廃液タンクに一時貯留し、放射性物質の濃度を確認後、一般排水又は所内の放射性廃棄物処理場へ運搬し処理。

## ● 放射性固体廃棄物

- 従来の方法と同様に、所内の放射性廃棄物処理場へ搬出する。放射性廃棄物処理場へ引き渡すまでの間、建家内の指定した場所に保管する。  
※200リットルドラム缶換算で金属等が約734本発生し、金属等を搬出後、管理区域解除のためのコンクリート掘削時にコンクリートが約727本発生する。保管場所である炉室には約880本保管可能であり、保管容量は十分である。

# 核燃料物質等の廃棄(2)

## 放射性固体廃棄物の推定発生量

放射能レベル区分		代表的な機器	材質	重量 (t)	
低レベル放射性廃棄物	比較的放射能レベルが高い物(余裕深度処分相当)	—	金属	—	—*1
			コンクリート	—	
			その他	—	
	放射能レベルが低い物(ピット処分相当)	—	金属	—	—*1
			コンクリート	—	
			その他	—	
	放射能レベルが極めて低い物(トレンチ処分相当)	1/2格子管集合体、炉心物質装填用引出し、制御安全棒駆動機構等	金属	163	<b>381</b>
			コンクリート	218	
			その他	—	
放射性廃棄物として扱う必要がない物(クリアランス廃棄物)	空気調和器、燃料貯蔵棚等	金属	47	<b>57</b>	
		コンクリート	—		
		その他	10		
合計			—	<b>438</b> *2	

\*1 遮蔽や閉じ込めが必要な、放射能レベルの高いものは発生しない(施設内に保管しない)

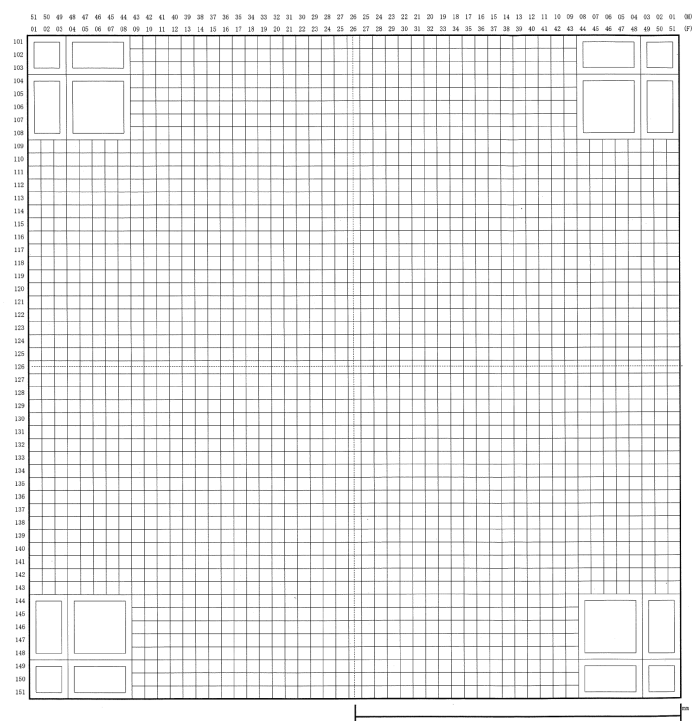
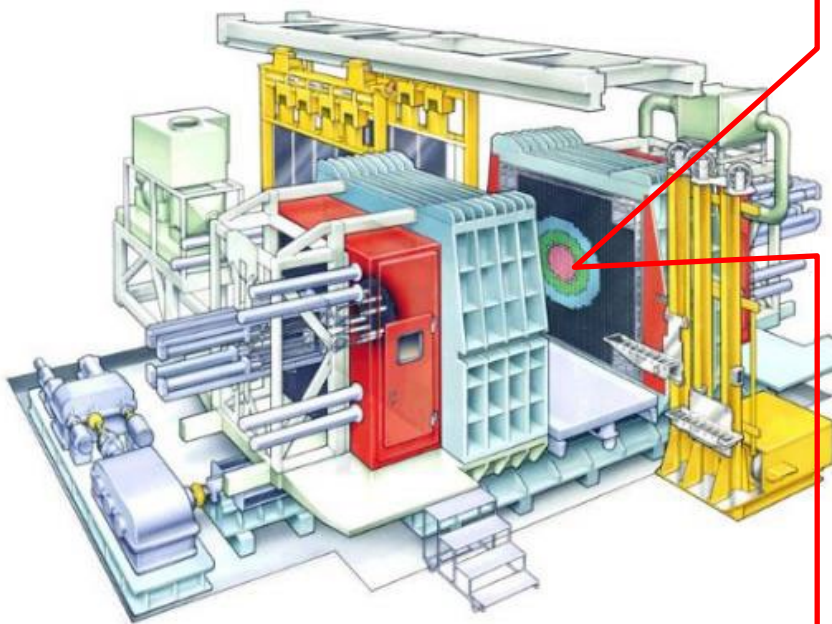
\*2 このほか、「放射性廃棄物でない廃棄物(NR)」の重量は、約100tと推定。合わせて総重量約538t。

## 4. 廃止措置計画認可申請書 添付書類の概要

# 既に使用済燃料を試験研究用等原子炉の炉心から取り出していることを明らかにする資料

令和2年12月に改正された廃止措置計画の審査基準において、新規に作成することになった資料であり、廃止措置段階に移るにあたり、炉心から全ての燃料が取り出されていることを明らかにした資料を添付する必要がある。

FCAは、平成29年5月23日に炉心から全ての燃料を取り出す作業を完了しており、炉心が空であることを確認した記録を残している。



炉心装荷図

原子炉主任 技 術 者	監督技師 第 2 課 長	実験主 担 当 者
[Redacted]		

平成 29 年 5 月 23 日

集 合 体 番 号	XXIX-1	装 荷 番 号	装 脱 後
--------------	--------	------------	-------

<input type="radio"/>	移 動 側	<input type="radio"/>	固 定 側
-----------------------	-------	-----------------------	-------

装 填 様 式	種 別	引 出 本 数
	引出しなし	
	SUS	0 本
	SB	0 本
	DUB	0 本
	装脱予定引出	0 本
引 出 本 数 総 計		0 本
装 荷 重 量 総 計		235 U kg
		239.04 P u kg

確 認 項 目	結 果
燃料装填の異常の有無	—
装 填 状 態	—
装 荷 状 態	—

炉心装荷図

# 廃止措置期間中における平常時の被ばく管理

## ●放射線管理

- 作業環境の放射線監視及び被ばく管理、周辺環境の放射線監視等は、従来と同様に保安規定に基づき実施。

## ●放射線業務従事者の被ばく

- 原子炉の機能停止に係る措置及び燃料搬出に伴う放射線業務従事者の被ばくは、従来の保守管理と同様に保安規定に基づき実施。
  - ・ 解体撤去作業に伴う放射線業務従事者の被ばく影響は、極めて小さい。

## ●一般公衆の被ばく

- 放射性気体廃棄物については、高性能フィルタ(捕集効率99%)による適切な対策を措置することにより、環境への影響は極めて小さい。
  - ・ 平常時の一般公衆の被ばく評価は事故時の100分の1:約 $1.7 \times 10^{-4}$  mSv
- 放射性液体廃棄物については、主に管理区域から退室する際に発生する手洗い水による付随廃液であり、環境への影響は極めて小さい。
- 放射性固体廃棄物については、所内の放射性廃棄物処理場へ搬出するまでの間、建家内に保管。
  - ・ 放射性固体廃棄物の建家内保管による周辺監視区域境界の放射線量は、極めて小さい。  
(管理区域内の壁、床、機器等の線量当量率の実測値は最大で $1.2 \mu$  Sv/h)



# 廃止措置中に想定される事故の種類、影響等

## (1)事故の選定

廃止措置中に想定される事故は、以下のとおりである。

最も環境への放出量が大きくなる下線の事故について、被ばく評価を実施

### 【第1段階における想定事故】

- ① 燃料の貯蔵中等の燃料破損事故
- ② 放射化汚染物の切断作業における汚染拡大防止機器の機能不全
- ③ 第1段階における廃棄物保管中の火災
- ④ その他の災害(津波、洪水、臨界事故、金属ナトリウムによる火災、外部火災、台風、竜巻等)

### 【第2段階における想定事故】

- ⑤ 燃料の貯蔵中等の燃料破損事故
- ⑥ 第2段階における廃棄物保管中の火災
- ⑦ 気体廃棄物の廃棄設備のフィルタユニットの破損
- ⑧ その他の災害(第1段階と同じ)

# 廃止措置中に想定される事故の種類、影響等

参考：TCA及びJRR-4の事故評価の概要

TCA	JRR-4	事故シナリオの概要
①燃料の搬出作業中等の燃料破損事故【 $2.8 \times 10^{-10}$ mSv】	①放射化汚染物の気中露出【 $3.0 \times 10^{-2}$ mSv/週】	TCA: 燃料搬出作業中等に燃料被覆管が破損し、蓄積されたFPが環境へ放出。 JRR-4: プール水が漏えいし放射化汚染物が気中に露出。
②廃棄物保管中の火災【 $1.3 \times 10^{-6}$ mSv (第3段階)】	②廃棄物の保管中の火災【 $4.6 \times 10^{-5}$ mSv (第2段階)】	火災が発生し、保管中のカートンボックス内の粒子状の放射性物質及び⑤の粒子状の放射性物質の両方が、環境へ放出。
③気体廃棄物の廃棄設備のフィルタユニットの破損	③気体廃棄物の廃棄設備のフィルタユニットの破損	気体廃棄物の廃棄設備のフィルタユニットが火災により破損し、付着している粒子状の放射性物質の全量が環境へ放出。
④ —	④重水タンク等からの残存重水漏えい【 $3.3 \times 10^{-4}$ mSv】	JRR-4: 重水タンク等に残存している重水が漏えいし、重水中に含まれる H-3 が環境へ放出。
⑤放射化汚染物質の切断作業における汚染拡大防止機器の機能不全	⑤放射化汚染物の切断作業における汚染拡大防止機器の機能不全	切断作業の際に、汚染拡大を防止する機器が機能不全となり、粒子状の放射性物質が環境へ放出。
⑥その他の災害	⑥その他の災害	津波、洪水、外部火災、台風、竜巻等について、①～⑤の事故想定を上回ることはないことを記載。

# 廃止措置中に想定される事故の種類、影響等

## (2)被ばく評価条件、評価方法

### ①,⑤ 燃料貯蔵中等の燃料破損事故

#### 【評価条件】

- 燃料貯蔵中に、地震等で貯蔵設備から劣化ウラン酸化物燃料の全量が落下及び破損したものと仮定する。

(FCAで貯蔵中の燃料のうち、劣化ウラン酸化物燃料以外は全て金属燃料である。金属燃料は、落下による破損や飛散のおそれがなく、内包する放射性物質が環境中に放出されることはない。このため、本評価では劣化ウラン酸化物燃料を対象とする。)

- 破損した燃料の粉末が、移行率0.5%※<sup>1</sup>で大気中に移行するとする。
- 大気中に移行した粉末の構造物への沈着による除染係数(DF)は10とする。
- 放出される劣化ウラン酸化物燃料に含まれる放射性核種はU-234、U-235、U-238とする。

#### 【評価結果】

環境に放出される放出量    U-234:  $6.2 \times 10^6$ Bq    U-235:  $6.5 \times 10^5$ Bq    U-238:  $4.8 \times 10^7$ Bq

※1: VHTRCの廃止措置計画書において適用した係数

文献: U. S. Nuclear Regulatory Commission, Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook, NUREG/CR-6410,1998.

# 廃止措置中に想定される事故の種類、影響等

## (2)被ばく評価条件、評価方法(つづき)

### ③ 第1段階における廃棄物保管中の火災

(放射化汚染物質の切断作業における汚染拡大防止機器の機能不全を包含)

- 火災が発生し、廃棄物を保管中のカートンボックス及び使用済フィルタへ延焼し、そこに含まれる放射性物質全量が室内へ放出されるものと仮定する。なお、使用済フィルタは、放射化汚染物質の切断作業において発生した粒子状の放射性物質を捕集しているものと想定する。
- 粒子状の放射化汚染物質の構造物への沈着による除染係数(DF)は10とする。
- 廃棄物を保管中のカートンボックスの放射エネルギーは、二次汚染物質の全放射エネルギー。  
評価結果： $1.2 \times 10^7 \text{Bq}$  (主要な核種：U-235、Co-60等)
- 使用済フィルタの放射エネルギーは、原子炉本体(放射化汚染物質)の切断時に発生する粒子状の放射性物質の全放射エネルギー。  
評価結果： $1.2 \times 10^7 \text{Bq}$  (主要な核種：Fe-55、Co-60、Ni-63等)

### ⑥ 第2段階における廃棄物保管中の火災

- 火災が発生し、廃棄物を保管中のカートンボックスへ延焼し、そこに含まれる放射性物質全量が室内へ放出されるものと仮定する。
- 粒子状の放射化汚染物質の構造物への沈着による除染係数(DF)は10とする。
- 廃棄物を保管中のカートンボックスの放射エネルギーは二次汚染物質の全放射エネルギー。  
評価結果： $1.2 \times 10^7 \text{Bq}$  (主要な核種：U-235、Co-60等)

# 廃止措置中に想定される事故の種類、影響等

## (3)被ばく評価結果

### ①,⑤ 燃料貯蔵中等の燃料破損事故

敷地境界外における最大内部被ばく線量	: $1.7 \times 10^{-2}$ mSv
敷地境界外における最大外部被ばく線量	: $3.1 \times 10^{-10}$ mSv
合 計	: <u><math>1.7 \times 10^{-2}</math>mSv</u>

### ③ 第1段階における廃棄物保管中の火災

(放射化汚染物質の切断作業における汚染拡大防止機器の機能不全を包含)

敷地境界外における最大内部被ばく線量	: $3.6 \times 10^{-4}$ mSv
敷地境界外における最大外部被ばく線量	: $6.3 \times 10^{-8}$ mSv
合 計	: <u><math>3.6 \times 10^{-4}</math>mSv</u>

### ⑥ 第2段階における廃棄物保管中の火災

敷地境界外における最大内部被ばく線量	: $3.6 \times 10^{-4}$ mSv
敷地境界外における最大外部被ばく線量	: $5.0 \times 10^{-8}$ mSv
合 計	: <u><math>3.6 \times 10^{-4}</math>mSv</u>

よって、一般公衆の実効線量は、判断基準(5mSv)に比べて小さく、一般公衆に対して著しい放射線被ばくのリスクを与えることはない。

## 廃止措置に要する費用、実施体制、 品質マネジメントシステム

### ●廃止措置に要する費用の見積り

- ・約19億円(施設解体費約5.7億円及び廃棄物処理処分費約13億円)

廃棄物処理処分費の内訳は、廃棄体製作費:約7.7億円 埋設処分場までの輸送費:約3.0億円 埋設処分費:約2.7億円

※使用済燃料、未使用燃料の処分費を含まず

- ・一般会計運営費交付金、一般会計設備整備費補助金及び一般会計施設整備費補助金により充当する計画

### ●廃止措置の実施体制

- ・保安規定に基づく体制の下で実施する。安全確保に必要な技術者を確保すると共に、保安規定に基づく教育を実施する。

### ●品質マネジメントシステム

- ・廃止措置期間中における品質マネジメント活動は、保安規定において理事長をトップマネジメントとする品質保証計画を定め、保安上の業務を適切に実施する。

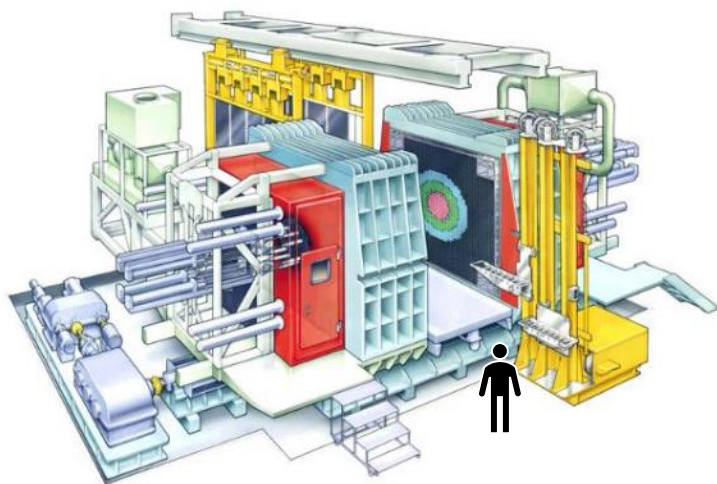
## 5. 參考資料

# FCAとTCAの比較

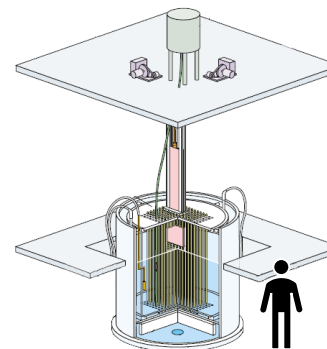


# 主要諸元

	FCA	TCA
炉型	濃縮ウラン・プルトニウム水平二分割型	濃縮ウラン・プルトニウム燃料軽水減速型
最大熱出力	2kW	200W
総積算出力	約172kWh	約14kWh
炉心形状 寸法	1/2格子管集合体 幅: 2,815mm 高さ: 2,815mm 奥行: 1,324mm	縦型円筒上部開放タンク 直径: 1,830mm 高さ: 2,140mm
減速材	なし	軽水
制御装置	制御安全棒駆動機構 移動テーブル駆動機構	水位制御装置 安全板駆動装置(Cd板)
運転形態	デイリー運転	デイリー運転



FCA原子炉本体



(参考) TCA原子炉本体

## 核燃料物質等による汚染の状況

- 放射化汚染物質

	FCA	TCA	主な違いの原因
発生源	原子炉運転中の中性子照射	原子炉運転中の中性子照射	(FCAとTCAで同様)
評価対象	原子炉本体及び炉室内機器	原子炉本体及び炉室内機器	(FCAとTCAで同様)
推定放射能量	$3.1 \times 10^9 \text{Bq}$ (2019.3時点) $2.4 \times 10^9 \text{Bq}$ (2023.3時点)	$1.5 \times 10^7 \text{Bq}$ (2017.3時点) $1.0 \times 10^7 \text{Bq}$ (2021.3時点)	<ul style="list-style-type: none"> <li>総積算出力</li> <li>炉心回りの構造物の規模</li> </ul>

※ 評価方法はFCAとTCAで同様の手法を用いている

- 二次汚染物質

	FCA	TCA	主な違いの原因
発生源	ウラン燃料の酸化膜、放射化汚染物質等(減速材:なし)	放射性腐食生成物等(減速材:水)	<ul style="list-style-type: none"> <li>燃料の被覆の有無</li> <li>減速材の有無</li> </ul>
評価対象	燃料が触れうる範囲の機器	水が触れうる範囲の機器	<ul style="list-style-type: none"> <li>発生源</li> </ul>
推定放射能量	$1.2 \times 10^7 \text{Bq}$ (U-235、Co-60等)	$6.1 \times 10^5 \text{Bq}$ (Co-60等)	<ul style="list-style-type: none"> <li>発生源</li> <li>評価対象機器の範囲</li> </ul>

※ 評価方法はFCAとTCAで同様の手法を用いている

## 事故等による被ばく評価

### 燃料破損事故

	FCA	TCA	主な違いの原因
評価対象	劣化ウラン酸化物燃料の粉末(U-234、U-235、U-238)	燃料被覆管内に蓄積されていたFP(Kr-85、I-129)	<ul style="list-style-type: none"> <li>FCAの燃料にはFPが蓄積するような被覆が無い</li> </ul>
被ばく線量	内部被ばく: $1.7 \times 10^{-2}$ mSv 外部被ばく: $3.1 \times 10^{-10}$ mSv 合計: $1.7 \times 10^{-2}$ mSv	内部被ばく: $1.6 \times 10^{-10}$ mSv 外部被ばく: $1.2 \times 10^{-10}$ mSv 合計: $2.8 \times 10^{-10}$ mSv	<ul style="list-style-type: none"> <li>環境に放出される放射性物質の量の違い</li> <li>評価対象核種の違い</li> </ul>

### 廃棄物保管中の火災(環境への放出量が最大のもの)

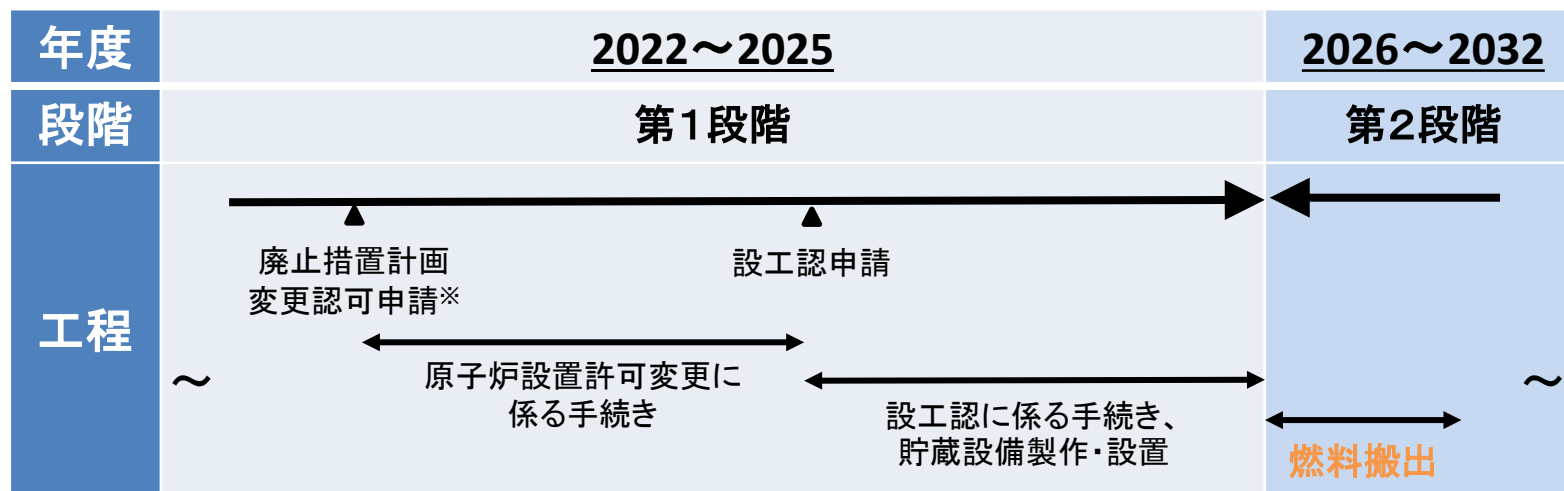
	FCA	TCA	主な違いの原因
評価対象	放射化汚染物質の切断による粉末、二次汚染物質	放射化汚染物質の切断による粉末、二次汚染物質	(FCAとTCAで同様)
被ばく線量	内部被ばく: $3.6 \times 10^{-4}$ mSv 外部被ばく: $6.3 \times 10^{-8}$ mSv 合計: $3.6 \times 10^{-4}$ mSv	内部被ばく: $1.3 \times 10^{-6}$ mSv 外部被ばく: $4.5 \times 10^{-9}$ mSv 合計: $1.3 \times 10^{-6}$ mSv	<ul style="list-style-type: none"> <li>環境に放出される放射性物質の量の違い(施設の規模の違い)</li> <li>二次汚染物質の核種の違い</li> </ul>

## 廃止措置に要する費用

	FCA	TCA	主な違いの原因
施設解体費	約5.7億円	約2.0億円	<ul style="list-style-type: none"> <li>施設の規模の違い</li> </ul>
廃棄物処理処分費	約13億円	約2.8億円	<ul style="list-style-type: none"> <li>廃棄物量の違い(施設の規模の違い)</li> </ul>

## 核燃料物質の管理及び譲渡し

- 燃料搬出は2026年度（廃止措置第2段階の冒頭）に行う
  - 搬出先：STACYを検討中
  - FCA廃止措置計画変更認可申請と併せて以下のことを行う
    - 原子炉設置許可変更申請
      - ✓ STACYにFCA燃料の貯蔵設備を設置するための変更
      - ✓ FCAの使用済燃料の処分の方法の変更
    - STACYにおけるFCA燃料貯蔵設備に係る設工認申請



※原子炉設置変更許可も併せて申請する

# FCAに保管中の金属ナトリウムについて

## 【保管中の金属ナトリウム】

- 全て固体で、個々にステンレス被覆(厚さ:0.2mm)で密封されている

## 【保管場所】

- 全量を炉室で保管中(炉室を含め、管理区域内は全域禁水)

## 【廃止措置での取扱いの対策】

- 炉室設備の解体撤去工事前に、炉室外に搬出
  - 搬出先:(機構大で検討中)
  - 施設外へ搬出できない場合は、炉室以外の管理区域内に保管予定
- 施設外に搬出するまでの間は保管管理のみ
- 炉室外への搬出にあたっては、廃止措置計画の変更認可を受け、搬出の詳細や安全対策について示す



# 放射化汚染物質の評価の詳細

放射化汚染物質の評価手順を以下示す。なお、評価手法(計算コード、運転履歴の考え方、元素組成、評価対象核種)については、先行施設であるTCA及びJRR-4と同様のものとなっている。

## 【評価対象】

炉室(1次容器)内の全ての機器

## 【① 中性子束分布の評価】

2次元輸送計算コードDORTにより、炉室内の各領域における中性子束分布を求めた。

## 【② 放射化汚染物質の放射エネルギーの評価】

①で算出した各領域における中性子束と、下記③に示す原子炉運転履歴及び④に示す機器の組成データを用いて、燃焼計算コードORIGEN-SIにより、設備機器等ごとの放射化汚染物質の放射能濃度を求め、さらに設備機器等の重量を乗じることにより、放射化汚染物質の放射能の総量を算出した。

## 【③ 原子炉運転履歴】

FCA施設の初回臨界から最終運転までの年度ごとの積算出力の実績値を入力データとして与えた。

なお、評価に当たっては、保守的に、放射化汚染物質の放射エネルギーを実際の放射エネルギーよりも多くなるような評価とするため、年度ごとの積算出力分の運転を、最高熱出力2kWで年度最終日(3月31日)にまとめて運転する想定とした。

また、評価時期(冷却時間)は、FCAの最終運転を行った2011年3月から、約8年後(2019年3月末)及び約12年後(2023年3月末)とした。

## 【④ 設備の元素組成】

放射化汚染物質の評価対象設備の元素組成は、JIS記載値、臨界安全ハンドブック、NUREGに基づき、各核種の原子数密度が多くなるよう保守的な組成とした。

## 【⑤ 評価対象核種】

評価対象核種は、「工場等において用いた資材その他の物に含まれる放射性物質の放射能濃度が放射線による障害の防止のための措置を必要としないものであることの確認等に関する規則」(令和2年8月13日原子力規制委員会規則第16号)に基づき選定した(ただし、超ウラン元素のPu-239、Pu-241及びAm-241を除く)。

# 切断時に発生する粒子状の放射性物質の量についての 評価の詳細

使用済フィルタに捕集された、放射化汚染物質の切断作業において発生した粒子状の放射性物質の発生量について、評価手順を以下示す。

なお、切断カーフ幅の評価方法については、先行施設であるTCA及びJRR-4と同様のものとなっている。

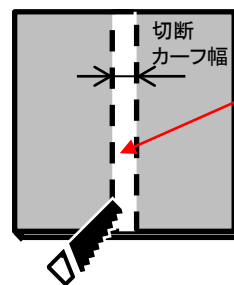
## 【評価対象】

炉室(1次容器)内の、切断を行う計画となっている全ての機器設備

## 【評価手法】

切断により発生する粒子状の放射性物質の量は、構造材全体の約5%とする。  
(切断カーフ幅1.2cmとし、切断カーフ幅と総切断長から総量を算出した場合の評価結果)

構造材中の放射性物質の量は、放射化汚染物の評価方法により算出し、原子炉停止後約12年(2023年3月末)経過時の放射エネルギーで評価した。



設備機器を解体する際、切断した領域が全て粒子状の放射化汚染物になると想定