

資料 3 - 4

「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う既設試験研究用原子炉施設の耐震安全性評価について

～ 施設概要編 ～

～ 中間報告の内容編 ～

平成 22 年 9 月 7 日

独立行政法人 日本原子力研究開発機構

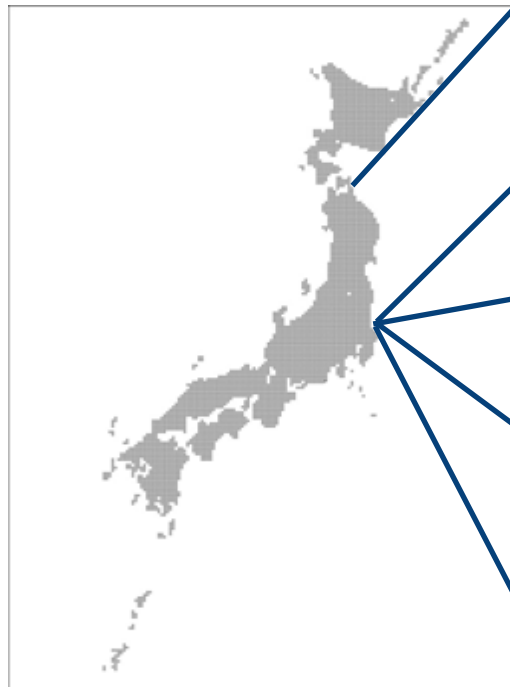


「発電用原子炉施設に関する  
耐震設計審査指針」の改訂に伴う  
既設試験研究用原子炉施設の  
耐震安全性評価について

～ 施設概要編 ～

独立行政法人 日本原子力研究開発機構

# 原子力機構の試験研究用原子炉施設



青森研究開発センター  
原子力第一船(むつ)

(参考) 日本原子力発電(株) 東海第2発電所

原子力科学研究所

JRR-3\* JRR-4\* STACY(定常臨界実験装置)\*

TRACY(過渡臨界実験装置)\*

JRR-2 NSRR FCA(高速炉臨界実験装置)

TCA(軽水臨界実験装置)

(参考) 核燃料サイクル工学研究所 再処理施設

大洗研究開発センター

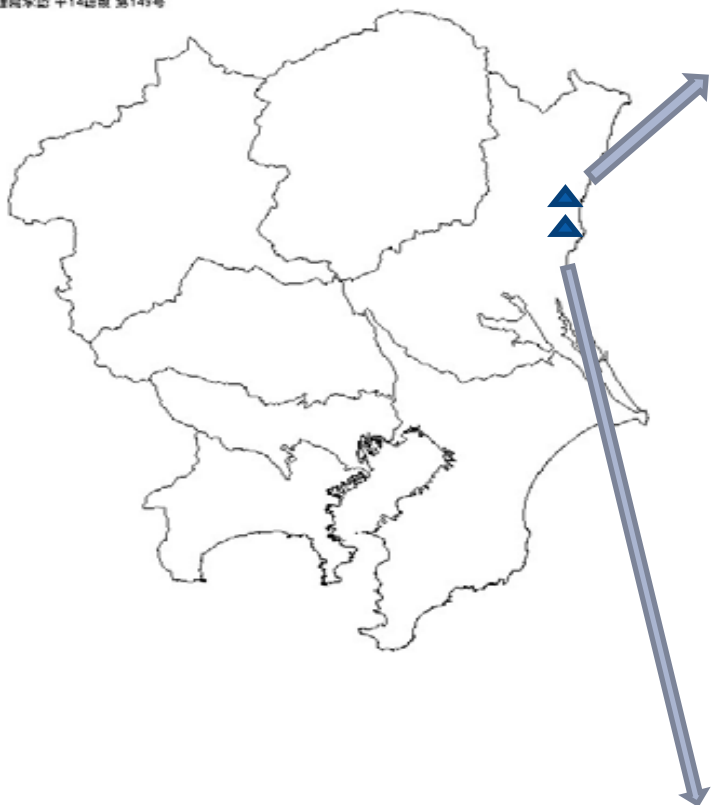
高速実験炉\* HTTR(高温工学試験研究炉)\*

JMTR\* DCA(重水臨界実験装置)

\* : 「発電用原子炉施設に関する耐震設計審査指針」の改訂に伴う既設試験研究用原子炉施設の耐震安全性の評価の実施について(平成18年12月21日 文部科学省科学技術・学術政策局)において示された「Sクラスとしての検討を必要とする原子炉

# 原子力科学研究所 (概要)

国土地理院承認 平14認地 第149号



## 東海研究開発センター原子力科学研究所

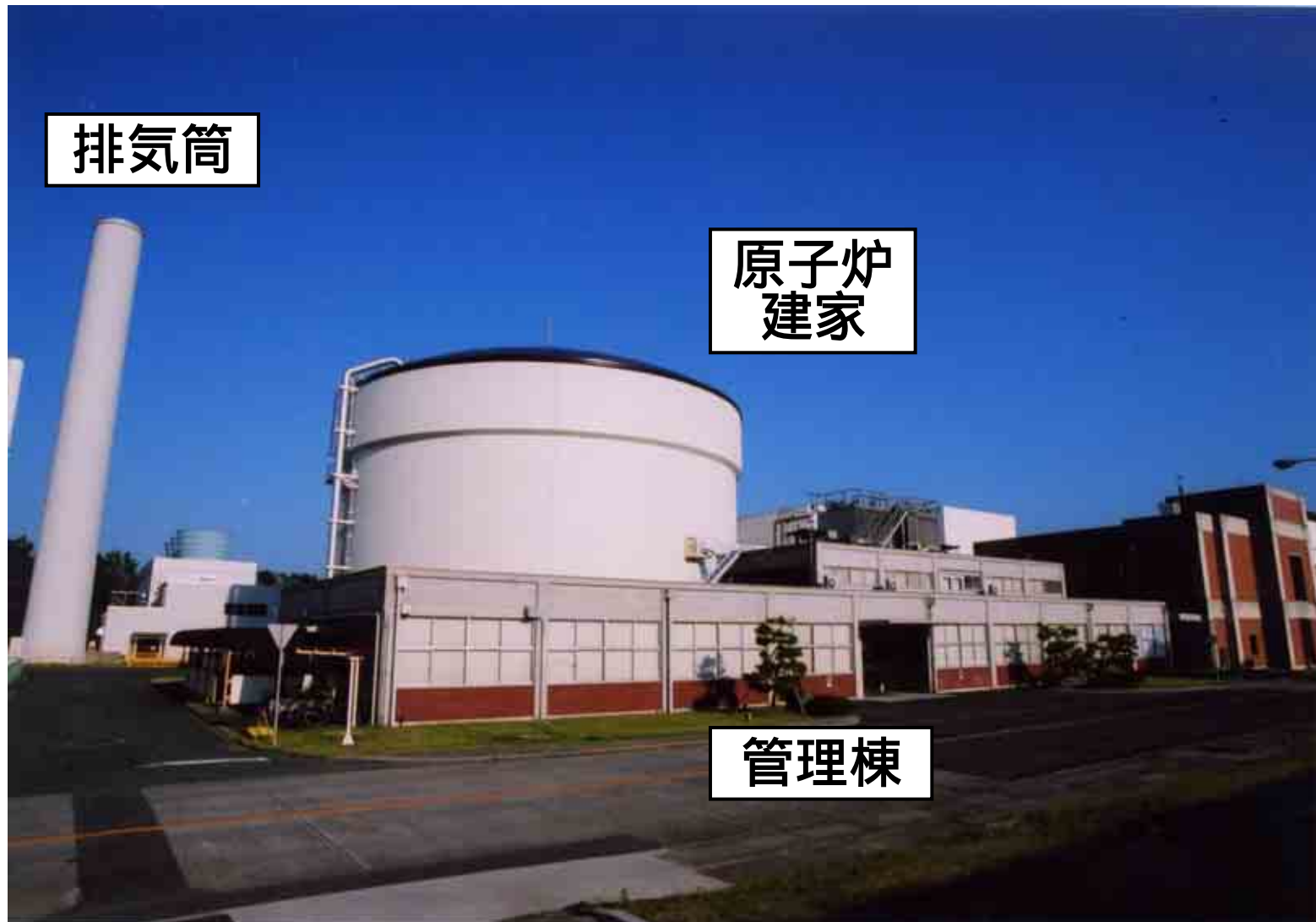
日本原子力発電(株)東海第2発電所



## 大洗研究開発センター



# JRR - 3 原子炉施設



排気筒

原子炉  
建家

管理棟

原子炉名称	JRR-3(改造前)	JRR-3(改造後)
目的	基礎研究、燃料材料照射、シリコン・RI生産	ビーム実験、燃料材料照射、シリコン・RI生産
炉型	天然ウラン重水減速冷却タンク型	低濃縮ウラン軽水減速冷却プール型
臨界年月日	昭和37年9月12日	平成2年3月22日
最大熱出力	10,000kW	20,000kW
最大熱中性子束	$3 \times 10^{13}$ n/cm <sup>2</sup> ·sec	$3 \times 10^{14}$ n/cm <sup>2</sup> ·sec
炉心形状・大きさ	円柱型 直径280cm 高さ210cm	円柱型 直径60cm 高さ75cm
冷却材	重水	軽水
制御棒	カドミウム	ハフニウム
運転形態	サイクル運転 12日 / サイクル	サイクル運転 26日 / サイクル

# 安全確保の3原則と施設の特徴

## 3原則

### 停止

制御棒の挿入等により核分裂連鎖反応を停止する機能

### 冷却

燃料の破損を防止するため、十分冷却する機能

### 閉じ込め

放射性物質が外部に漏れないよう、閉じ込める機能

## JRR-3の特徴

- 制御棒の挿入により原子炉を速やかに安全に停止することが可能。スクラム時間は約0.6秒以下。
- 制御棒が故障しても、重水ダンプにより停止可能。

- 自然対流による崩壊熱除去が可能であり、原子炉が停止し、冠水が維持されれば燃料破損を生じない。

- 非常用排気設備により、放射性物質を除去し、建家内の負圧を維持する。
- ただし、燃料破損を生じない限り、有意な放射性物質の放出は無い。
- 冷却水、建家内空気、排気・廃液の放射能は無視できる程度。

建物	原子炉建家 <sup>+</sup>
原子炉本体	燃料要素、ベリリウム反射体、照射筒、炉心構造体、重水タンク、原子炉プール躯体及びライニング、原子炉プール貫通部のシール構造、制御棒駆動機構案内管、制御棒案内管、上部遮へい体、下部遮へい体
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	使用済燃料プール、使用済燃料貯蔵ラック、カナル
原子炉冷却系統施設	サイフォンブレイク弁
計測制御系統施設	制御棒、制御棒駆動機構
その他の原子炉附属施設	サブプール、詰替セル

<sup>+</sup> : 波及的影響について評価する。





# JRR - 4 原子炉施設



原子炉建家

付属研究室

原子炉名称	JRR-4
目的	開発研究、一般研究、材料照射、教育訓練、放射性同位元素の生産、医療照射
炉型	濃縮ウラン軽水減速冷却スイミングプール型
臨界年月日	建造時初臨界：昭和40年1月28日 改造後初臨界：平成10年7月14日
最大熱出力	3,500kW
最大熱中性子束	$7 \times 10^{17} \text{n/m}^2 \cdot \text{s}$
炉心形状・寸法	角型 65cm × 67cm × 高さ60cm
冷却材	軽水
制御棒	ボロン入りステンレス鋼
運転形態	1日6時間のデイリー運転、一週間ノサイクル

# 安全確保の3原則と施設の特徴

## 3原則

### 停止

制御棒の挿入等により、核分裂連鎖反応を停止する機能。

### 冷却

燃料の破損を防止するため、十分に冷却する機能。

### 閉じ込め

放射性物質が外部に漏れないよう閉じ込める機能。

## JRR-4の特徴

- ・制御棒の挿入により、原子炉を速やかに安全に停止することが可能。スクラム時間は0.7秒以下。
- ・制御棒が故障した場合でも、非常用制御設備により停止可能。

- ・自然対流による崩壊熱除去が可能であり、原子炉が停止し、冠水が維持されれば、燃料破損を生じない。

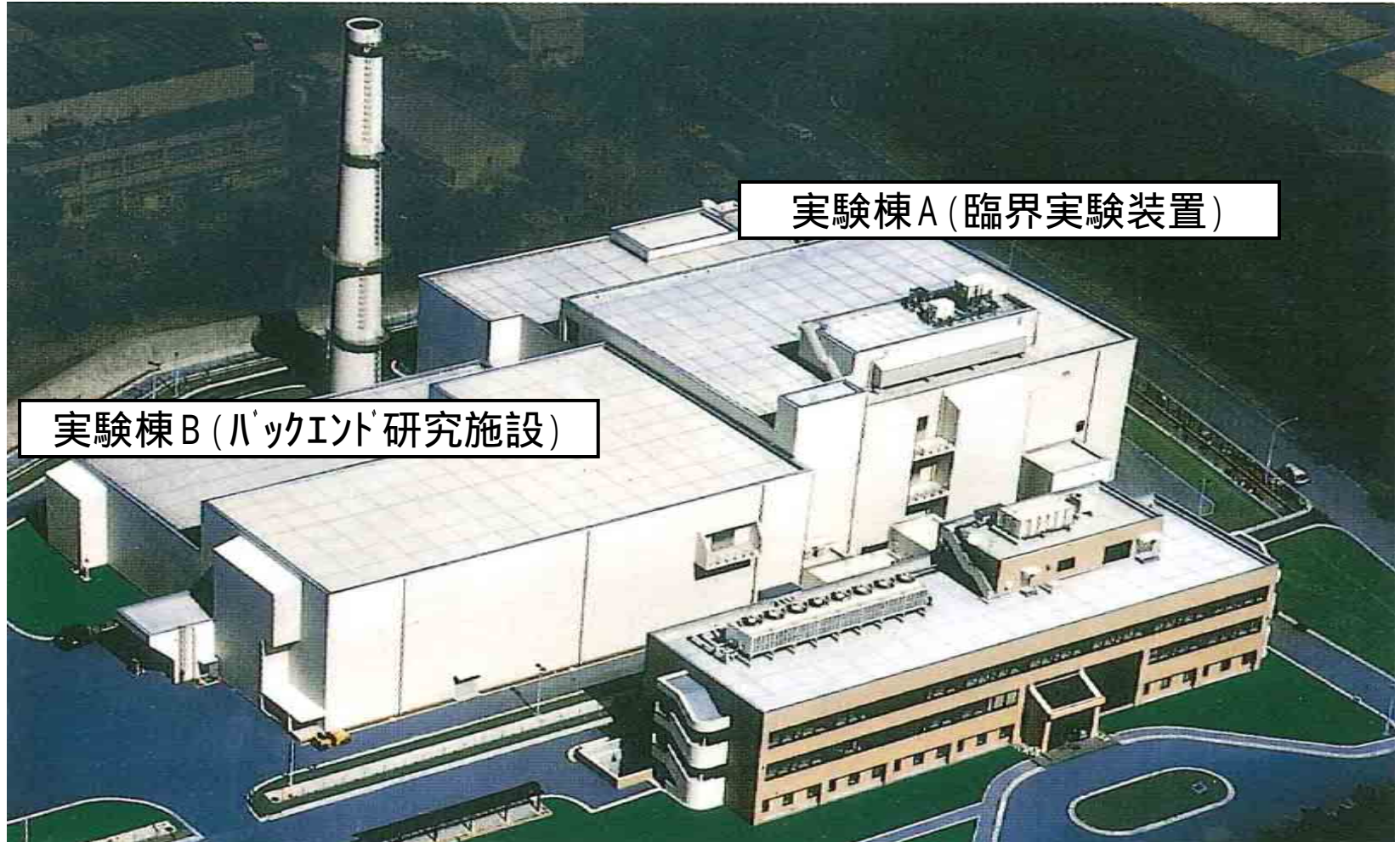
- ・非常用排気設備により、放射性物質を除去し、建家内の負圧を維持する。
- ・ただし、燃料破損を生じない限り、有意な放射性物質の放出は無い。
- ・冷却水、建家内空気、排気・廃液の放射能は無視できる程度。

建物	原子炉建家 <sup>+</sup>
原子炉本体	格子板 <sup>+</sup> 、燃料要素、反射体要素 <sup>+</sup> 、炉心タンク、炉心ブリッジ <sup>+</sup> 、プール
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	使用済燃料貯蔵器、燃料一時貯蔵棚
原子炉冷却系統施設	サイフォンブレイク弁
計測制御系統施設	制御材、制御材駆動装置

<sup>+</sup> : 波及的影響について評価する。



# STACY (定常臨界実験装置) TRACY (過渡臨界実験装置)



実験棟A (臨界実験装置)

実験棟B (ハックインド研究施設)



# 主要諸元 (STACY)

目的: 溶液燃料の臨界データを取得し、核燃料サイクル施設の臨界安全データベースの確立を図る。

炉型	ウラン・プルトニウム燃料タンク型 (定出力型)
熱出力	最大200W
積算出力	0.1 kW・h
炉心形状	<ul style="list-style-type: none"> <li>・均質炉心(円筒、平板)</li> <li>・相互干渉炉心(平板)</li> <li>・非均質炉心(円筒)</li> </ul>
使用燃料	硝酸ウラニル溶液、二酸化ウラン燃料棒、(硝酸プルトニウム溶液)
ウラン溶液濃縮度	6、10%
過剰反応度	最大0.8ドル
安全棒等	安全棒: B <sub>4</sub> C 安全板: カドミウム
運転形態	1日4時間程度のデイリー運転 2日運転/週



STACY炉心タンク  
(非均質炉心)

# 主要諸元 (TRACY)

目的: 溶液燃料の臨界超過時の過渡現象に関するデータを取得し、  
臨界事故に関する科学的知見を集積する。

型式	ウラン溶液燃料タンク型 (定出力・過渡出力両用型)
熱出力	・定出力運転時: 最大10kW ・過渡出力運転時: 最大5000MW*
積算出力	32MW・s (約0.9kW・h)
炉心形状	円環
使用燃料	硝酸ウラニル溶液
ウラン溶液濃縮度	10%
過剰反応度	・定出力運転時: 最大0.8ドル ・過渡出力運転時: 最大約3ドル
安全棒等	安全棒、調整トランジェント棒: $B_4C$
運転形態	1日4時間程度のデイリー運転 1日運転/週

\* 出力パルス半値幅: 約10ミリ秒



TRACY炉心タンク

# 安全確保の3原則と施設の特徴

## 3原則

### 停止

制御棒の挿入等により核分裂連鎖反応を停止する機能

### 冷却

燃料の溶融をふせぐため、十分冷却する機能

### 閉じ込め

放射性物質が外部に漏れないよう、閉じ込める機能

## STACY/TRACYの特徴

- ・安全棒等の挿入(挿入時間:設計値1.5秒、実測値約1秒)により原子炉停止
- ・燃料排液により原子炉停止(機器配管が損傷した場合でも燃料排出により原子炉停止)

- ・冷却設備なし(熱出力が低いため)

- ・機器配管による閉じ込め
- ・グローブボックス、フードによる閉じ込め
- ・換気空調設備及び建家による放射性物質の放出低減



# 評価の対象 (STACY)

建物・構築物	原子炉建家 ( 実験棟A )、実験棟B <sup>+</sup> 、排気筒 <sup>+</sup>
原子炉本体	炉心タンク <sup>*</sup>
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	精製設備 <sup>*</sup> 、精製附属設備 <sup>*</sup> 、調整設備 <sup>*</sup> 、調整附属設備 <sup>*</sup> 、溶液燃料貯蔵設備 <sup>*</sup> 、粉末燃料取扱設備 <sup>*</sup> 、供給設備( ) <sup>*</sup>
計測制御系統施設	燃料給排液系設備 <sup>*</sup> 、安全棒駆動装置 <sup>*</sup> 、安全板駆動装置 <sup>*</sup> 、触針式液位計 <sup>*</sup>
放射性廃棄物の廃棄施設	槽ベント設備A <sup>*</sup> 、 廃液系設備 <sup>*</sup>
原子炉格納施設	炉室等実験棟Aの主要部、炉室フード <sup>*,+</sup>
その他の原子炉付属施設	固体反射体 <sup>*,+</sup> 、炉心水槽 <sup>*,+</sup> 、グローブボックス <sup>*,+</sup>

\* : 炉室等実験棟Aの主要部の健全性が確保されるときは評価を省略する。

+ : 波及的影響について評価する。

# 評価の対象 (TRACY)

建物・構築物	原子炉建家（実験棟A）、実験棟B <sup>+</sup> 、排気筒 <sup>+</sup>
原子炉本体	炉心タンク <sup>*</sup>
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	精製設備 <sup>*</sup> 、精製附属設備 <sup>*</sup> 、調整設備 <sup>*</sup> 、調整附属設備 <sup>*</sup> 、溶液燃料貯蔵設備 <sup>*</sup> （以上、STACYと共用）、供給設備（ ） <sup>*</sup>
計測制御系統施設	燃料給排液系設備 <sup>*</sup> 、安全棒駆動装置 <sup>*</sup> 、触針式液位計 <sup>*</sup> 、トランジェント棒駆動装置 <sup>*,+</sup>
放射性廃棄物の廃棄施設	槽ベント設備C <sup>*</sup>
原子炉格納施設	炉室等実験棟Aの主要部
その他の原子炉付属施設	反射体駆動装置 <sup>*,+</sup> 、グローブボックス <sup>*,+</sup>

\* : 炉室等実験棟Aの主要部の健全性が確保されるときは評価を省略する。

+ : 波及的影響について評価する。

# 軽水型発電炉との違い

項目	JRR-3	JRR-4	STACY	TRACY	軽水型発電炉
熱出力	20MW	3.5MW	200W (積算熱出力:0.1kW・h)	定出力:10kW 過渡出力:5000MW (積算熱出力:約9kW・h)	約3000MW
冷却材	軽水 (沸騰点:100 )	軽水 (沸騰点:100 )	冷却設備なし	冷却設備なし	軽水 (沸騰点:100 )
冷却材温度	42	40	冷却設備なし	冷却設備なし	~ 300 (出入口温度差: ~ 30 )
冷却材圧力	0.1MPa (プール水頭圧)	0.1MPa (プール水頭圧)	冷却設備なし	冷却設備なし	BWR:約 7MPa PWR:約15MPa
中性子エネルギー	熱中性子	熱中性子	熱中性子	熱中性子	熱中性子 ~ 0.1eV(平均)
燃料	濃縮度約20% 板状燃料	濃縮度約20% 板状燃料	溶液燃料: 濃縮度6, 10% 棒状燃料: 濃縮度約5%	溶液燃料: 濃縮度10%	U-235低濃縮度5wt%未満 棒状燃料、被覆材:ジルカロイ
炉心寸法	直径:約0.6m 高さ:約0.75m	直径:約0.7m 高さ:約0.6m	直径:約0.6m 高さ:約0.6m	直径:約0.5m 高さ:約0.6m	直径:約3.4m 高さ:約3.7m
崩壊熱除去	強制循環冷却は不要(自然対流による熱除去が可能)	強制循環冷却は不要(自然対流による熱除去が可能)	不要	不要	強制循環冷却が必要
構造材	アルミニウム合金	アルミニウム合金	ステンレス鋼	ステンレス鋼	炭素鋼

# 大洗研究開発センター (概要)

国土地理院地図 平14図数 第149号

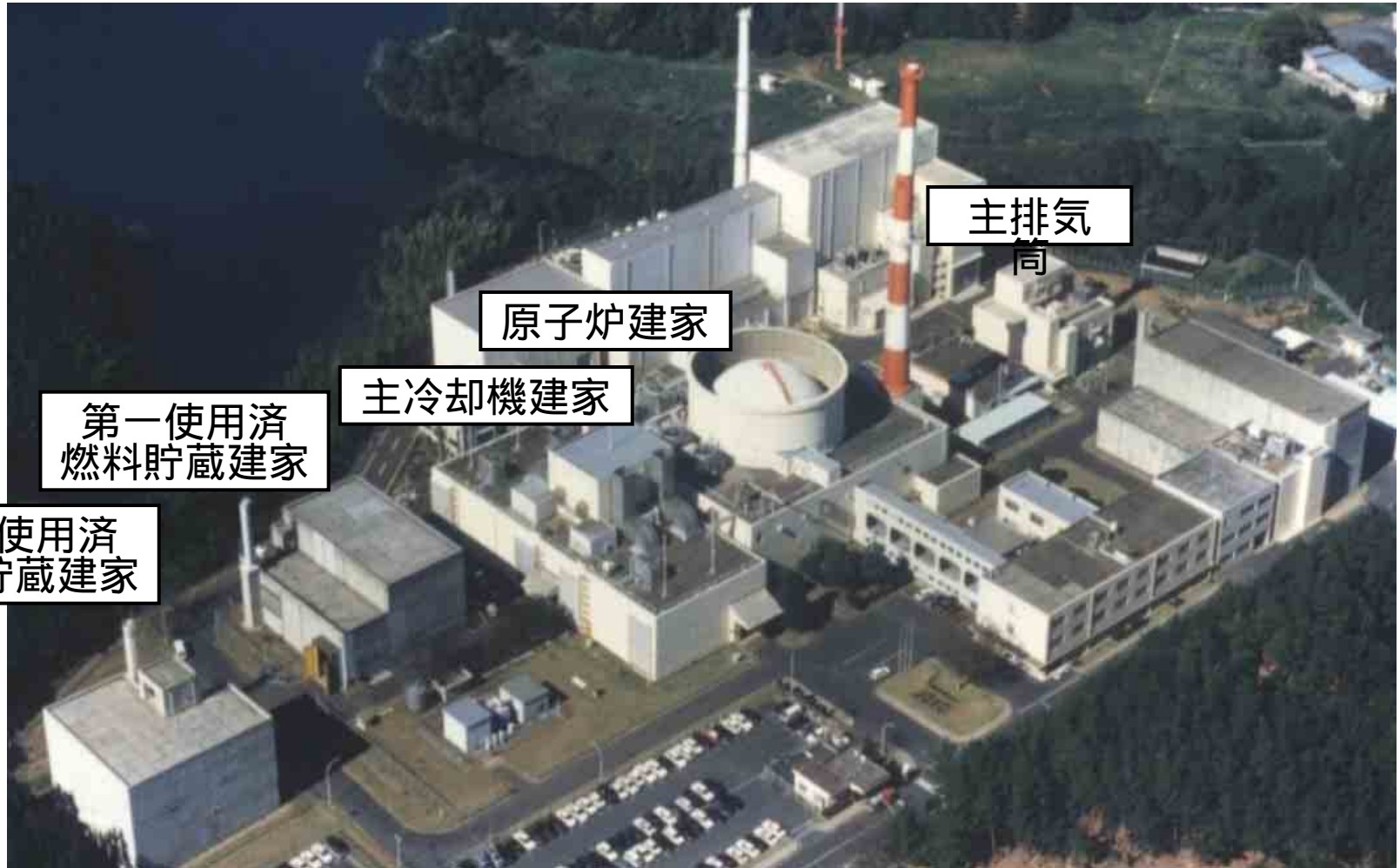


東海研究開発センター原子力科学研究所

大洗研究開発センター



# 高速実験炉原子炉施設



原子炉名称	高速実験炉「常陽」
型 式	ウラン・プルトニウム混合酸化物燃料 ナトリウム冷却高速中性子型
原子炉熱出力	140MW
原子炉容器	ステンレス鋼
燃料	U-235濃縮度:約18wt%、核分裂性Pu富化度:約16～21wt% 棒状燃料、被覆材:ステンレス鋼
炉心(等価直径 / 有効高さ)	約0.8m / 0.5m
冷却材 / ループ	液体金属ナトリウム / 2ループ
1次冷却材 / 2次冷却材ループ流量	1350t/h / 1200t/h
原子炉冷却材入口 / 出口温度	350 / 500
除熱方式	空気冷却(4基)
主冷却器入口 / 出口温度	470 / 300
主冷却器空気流量	7700m <sup>3</sup> /min



# 安全確保の3原則と施設の特徴

## 3原則

### 停止

制御棒の挿入等により核分裂連鎖反応を停止する機能。

### 冷却

燃料の溶融を防ぐため、十分冷却する機能。

### 閉じ込め

放射性物質が外部に漏れないよう、閉じ込める機能。

## 高速実験炉原子炉施設における機能

- 制御棒の挿入により原子炉を速やかに安全に停止することが可能な設計。スクラム時間は0.8秒以下。
- 地震時は水平150Galでスクラムする設計。

- 電源喪失時は無停電電源設備で運転するポニーモータにより冷却する設計。ポニーモータ停止時は補助冷却系が自動起動して冷却する設計。
- 自然循環が可能な機器配置設計。自然循環試験により崩壊熱除去が可能であることを実証。

- 原子炉格納容器は温度高、放射能高でアイソレーションし、放射性物質を閉じ込める設計。
- 非常用換気設備で放射性物質を除去する設計。

# 評価の対象

<b>建物・構築物</b>	<b>原子炉建物(附属建物を含む)、主冷却機建物、第一使用済燃料貯蔵建物(第一SFF建物)、第二使用済燃料貯蔵建物(第二SFF建物)、主排気筒</b>	
<b>機器・配管系</b>	<b>原子炉本体</b>	<b>原子炉容器、炉内構造物</b>
	<b>核燃料物質の取扱施設 及び貯蔵施設</b>	<b>第二SFF建物内使用済燃料取扱貯蔵設備貯蔵ラック 第二SFF建物内使用済燃料取扱貯蔵設備燃料移送機</b>
	<b>原子炉冷却系統施設</b>	<b>1次冷却系、2次冷却系、補助冷却系、主送風機*</b>
	<b>計測制御系統施設</b>	<b>制御棒及び駆動機構、制御装置</b>
	<b>原子炉格納施設</b>	<b>格納容器、格納容器付属設備</b>
<b>その他原子炉の附属施設</b>	<b>非常用電源設備</b>	

\*波及的影響について評価





# HTTR (高温工学試験研究炉)



# 主要諸元

原子炉名称	HTTR(高温工学試験研究炉)
原子炉熱出力	約30MW
冷却材	ヘリウムガス
原子炉出口冷却材温度	850 <sup>*1</sup> 、950 <sup>*2</sup>
原子炉入口冷却材温度	395
1次冷却材圧力	4MPa
1次冷却材流量	45t/h <sup>*1</sup> 、37t/h <sup>*2</sup>
炉心有効高さ	2.9m
等価直径	2.3m
出力密度	2.5MW/m <sup>3</sup>
燃料体形式	ピン・イン・ブロック型
原子炉圧力容器	鋼製 (2.25Cr-1Mo鋼)

\*1定格運転、\*2高温試験運転

# 安全確保の3原則と施設の特徴

## 3原則

### 停止

制御棒の挿入等により核分裂連鎖反応を停止する機能。

### 冷却

燃料の溶融を防ぐため、十分冷却する機能。

### 閉じ込め

放射性物質が外部に漏れないよう、閉じ込める機能。

## HTTRの特徴

- 制御棒の挿入により原子炉を速やかに安全に停止することが可能。スクラム時間は12秒以内。
- 制御棒が故障しても、後備停止系により原子炉停止が可能。

- 炉容器冷却設備が作動しなくても、燃料最高温度は初期値を上回ることなく、燃料破損は生じない。（冷却機能は必要ない）

- 原子炉格納容器の隔離、非常用空気浄化設備によるサービスエリア負圧維持およびサービスエリアの空気浄化により放射性物質の閉じ込め、除去が可能。

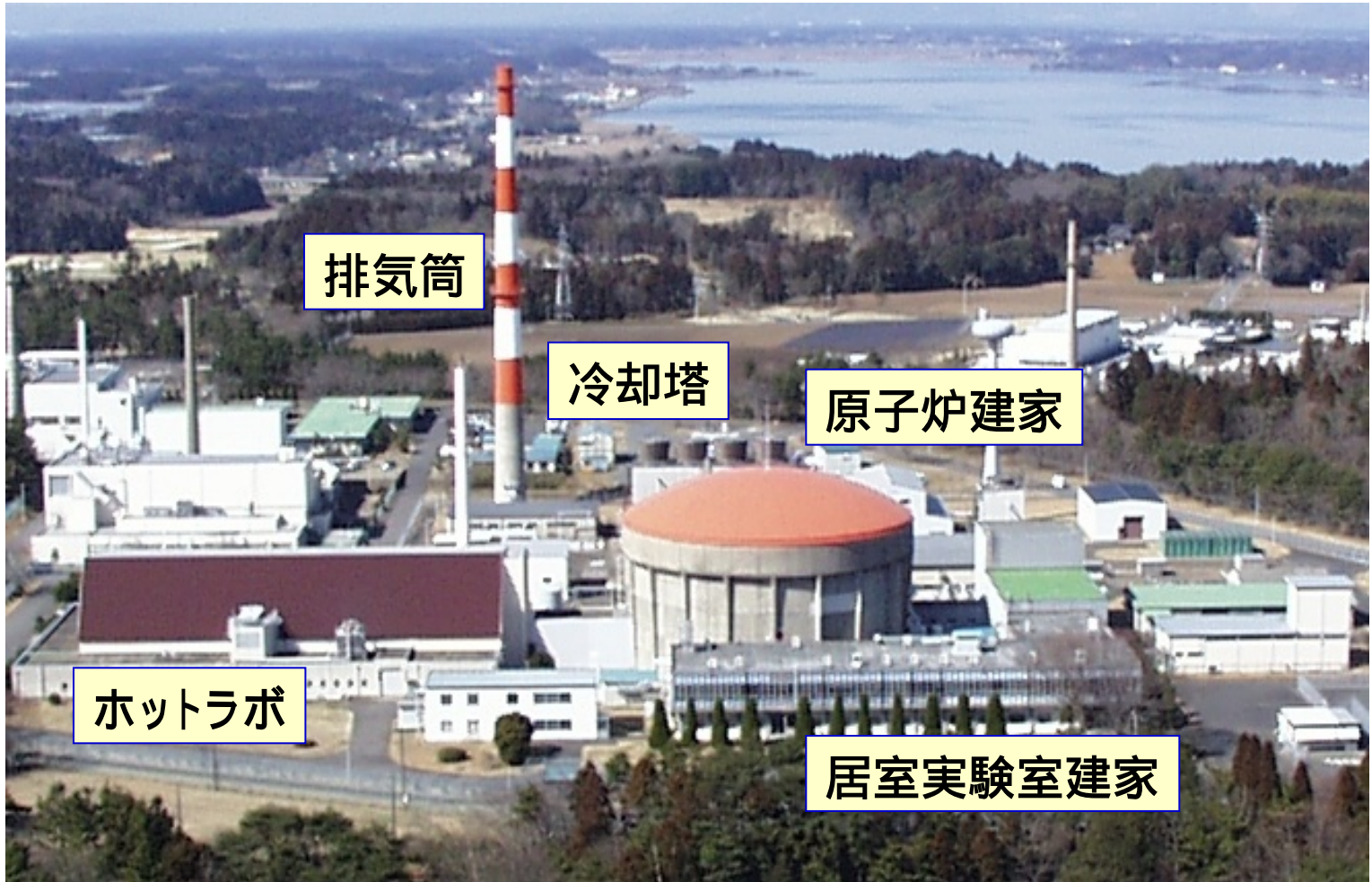
<b>建物・構築物</b> (Bクラス)	原子炉建家*、使用済燃料貯蔵建家*、排気筒	
<b>機器・配管系</b> (As, Aクラス)	<b>原子炉本体</b>	原子炉圧力容器、原子炉圧力容器の支持構造物、炉内構造物
	<b>核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設</b>	使用済燃料貯蔵設備貯蔵プール、使用済燃料貯蔵設備貯蔵ラック
	<b>原子炉冷却系統施設</b>	評価対象施設なし
	<b>計測制御系統施設</b>	制御棒、制御棒駆動装置、後備停止系、原子炉保護設備、工学的安全施設作動設備
	<b>原子炉格納施設</b>	原子炉格納容器、原子炉格納容器バウンダリに属する配管・弁、非常用空気浄化設備
	<b>その他原子炉の附属施設</b>	非常用電源設備、制御用圧縮空気設備

\*: 天井クレーン†を含む。

†: 波及的影響について評価する。



# JMTR原子炉施設





# 主要諸元

原子炉名称	JMTR	
目的	材料試験、燃料試験、RIの生産	
炉型式	軽水減速軽水冷却タンク型	
臨界年月日	1968年3月30日	
熱出力	50,000 [kW] (50 MW)	
燃料要素	ウラン235濃縮度 燃料芯材 ウラン密度	約20 [wt%] U <sub>3</sub> Si <sub>2</sub> -Al分散型合金 約4.8 [g/cm <sup>3</sup> ]
反射材	ベリリウム	
制御棒	ボックス型ハフニウム (燃料フォロー付き)	
中性子束	熱中性子束 高速中性子束	4 × 10 <sup>18</sup> n/(m <sup>2</sup> ・s) (Max.) 4 × 10 <sup>18</sup> n/(m <sup>2</sup> ・s) (Max.)
出力密度	425 [MW/m <sup>3</sup> ]	
一次冷却水	流量 圧力	約6,000 [m <sup>3</sup> /h] 約1.5 [MPa] (炉心入口)
運転形態	サイクル運転 30日/サイクル	

# 安全確保の3原則と施設の特徴

## 3原則

### 停止

制御棒の挿入等により核分裂連鎖反応を停止する機能

### 冷却

燃料の破損を防止するため、十分冷却する機能

### 閉じ込め

放射性物質が外部に漏れないよう、閉じ込める機能

## JMTRの特徴

- 制御棒の挿入により原子炉を速やかに安全に停止することが可能。スクラム時間は約0.8秒以下。
- 制御棒が故障しても、バックアップスクラム装置により停止可能。

- 原子炉が停止し、豊富な保有水量が確保されていれば、冠水が維持されるため、燃料破損を生じない。

- 非常用排気設備により、放射性物質を除去し、建家内の負圧を維持する。
- ただし、燃料破損を生じない限り、有意な放射性物質の放出は無い。
- 冷却水、建家内空気、排気・廃液の放射能は無視できる程度。

建物	原子炉建家 <sup>+</sup> (炉プール、カナルを含む)
原子炉本体	炉心、燃料要素、反射体、圧力容器、制御棒案内管、照射試験装置炉内管、キャプセル
核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設	カナル、使用済燃料ラック
原子炉冷却系統施設	主循環系配管、主要弁類、主循環ポンプ、緊急ポンプ、圧力サージタンク、熱交換器、サイフォンブレイクライン
計測制御系統施設	制御棒、制御棒駆動機構

+ 波及的影響について評価を行う。



# 軽水型発電炉との違い

項目	高速実験炉	HTTR	JMTR	軽水型発電炉
熱出力	140MW	約30MW	50MW	約3000MW
冷却材	液体金属ナトリウム (沸騰点: 883 )	ヘリウムガス (沸騰点: -269 )	軽水 (沸騰点: 100 )	軽水 (沸騰点: 100 )
冷却材温度	~ 500 (出入口温度差: 150 )	最高950	最高60 (出入口温度差: ~ 7 )	~ 300 (出入口温度差: ~ 30 )
冷却材圧力	約0.5MPa (炉心入口ポンプ吐出圧)	4MPa	約1.5MPa (炉心入口圧力)	BWR: 約 7MPa PWR: 約15MPa
中性子エネルギー	高速中性子 ~ 200keV(平均)	熱中性子	熱中性子	熱中性子 ~ 0.1eV(平均)
燃料	U-235濃縮度: 約18wt%、核分裂性Pu富化度: 約16~21wt% 棒状燃料、被覆材: SUS	濃縮度約3~10%(平均約6%) 被覆燃料	濃縮度約20% Al被覆 板状燃料	U-235低濃縮度5wt%未満 棒状燃料、被覆材: ジルカロイ
炉心寸法	直径: 約0.8m 高さ: 約0.5m	直径: 約2.3m 高さ: 約2.9m	直径: 約0.4m 高さ: 約0.75m	直径: 約3.4m 高さ: 約3.7m
崩壊熱除去	強制循環冷却は不要(自然循環による熱除去が可能)	強制循環冷却は不要 (受動的間接冷却が可能)	強制循環冷却は不要(自然対流による熱除去が可能)	強制循環冷却が必要
構造材	ステンレス鋼	低合金鋼、黒鉛、耐熱金属	ステンレス鋼	炭素鋼



# 耐震安全性評価スケジュール

実施項目			H19～H21年度	H22年度
原子力 科学研 究所	JRR-3 JRR-4 STACY TRACY	地質・地盤調査		中間報告 (その1) 8月31日
		耐震安全性評価		中間報告 (その2) 12月末
大洗研 究開発 センター	高速実験炉 HTTR JMTR	地質・地盤調査		中間報告 (その1) 8月31日
		耐震安全性評価		中間報告 (その3) 23年3月末

## 中間報告と内容

- (その1) 原子力科学研究所と大洗研究開発センターの地質調査結果と基準地震動
- (その2) 安全上重要な建物・構築物及び機器・配管系の安全性評価  
( JRR-3 、 JRR-4、 STACY、 TRACY)
- (その3) 安全上重要な建物・構築物及び機器・配管系の安全性評価  
(高速実験炉、 HTTR、 JMTR)