

別添 1

共通編

1. 名称及び住所並びに代表者の氏名

名 称 独立行政法人日本原子力研究開発機構

住 所 茨城県那珂郡東海村村松 4 番地 49

代表者の氏名 理事長 松浦 祥次郎

2. 使用の目的

原子炉の名称	目 的
J R R - 2	一般研究、材料照射、放射性同位元素の生産、開発研究及び医療照射
J R R - 3	一般研究、材料照射、放射性同位元素の生産、開発研究
J R R - 4	一般研究、開発研究、材料照射、教育訓練、放射性同位元素の生産及び医療照射
F C A	臨界実験
T C A	臨界実験、教育訓練
N S R R	主として原子炉の工学的安全性研究及び教育訓練
S T A C Y	核燃料サイクル施設に係る臨界基礎データの収集
T R A C Y	核燃料サイクル施設に係る臨界過渡現象データの収集

ただし、平和の目的に限る。

3. 試験研究用等原子炉の型式、熱出力及び基数

原子炉の名称	型 式	熱 出 力	基数
J R R - 2	濃縮ウラン重水減速重水冷却非均質型	10,000 kW	1
J R R - 3	低濃縮ウラン軽水減速冷却プール型	約 20 MW	1
J R R - 4	濃縮ウラン軽水減速冷却スイミングプール型	3,500 kW	1
F C A	濃縮ウラン・プルトニウム燃料水平二分割型	最大 2 kW	1
T C A	濃縮ウラン・プルトニウム燃料軽水減速型	200 W	1
N S R R	濃縮ウラン燃料水素化ジルコニウム減速非均質型原子炉(スイミングプール円環炉心定出力パルス両用炉)	定出力運転時 300 kW パルス運転時 単一パルス運転時 積分出力 最大 130 MW・s 〔トランジェント棒再挿入開始時まで〕 熱出力 23,000 MW 台形パルス運転時 積分出力 最大 110 MW・s 〔原子炉停止のためのトランジェント棒若しくは調整棒の再挿入開始時まで、又は定出力運転モードへの切替えまで〕 熱出力 10 MW 合成パルス運転時 積分出力 最大 110 MW・s 〔原子炉停止のためのトランジェント棒若しくは調整棒の再挿入開始時まで、又は定出力運転モードへの切替えまで〕 熱出力 23,000 MW (調整棒による運転時) 10 MW	1
S T A C Y	ウラン・プルトニウム燃料タンク型 (定出力型)	200 W	1
T R A C Y	ウラン溶液燃料タンク型 (定出力・過渡出力両用型)	定出力運転時 10 kW 過渡出力運転時 5,000 MW	1
合 計			8

4. 試験研究用等原子炉を設置する事業所の名称及び所在地

名 称 独立行政法人日本原子力研究開発機構
原子力科学研究所
所 在 地 茨城県那珂郡東海村白方字白根 2 番地の 4

5. 試験研究用等原子炉及びその附属施設の位置、構造及び設備

イ 試験研究用等原子炉施設の位置

(1) 敷地の面積及び形状

独立行政法人日本原子力研究開発機構（以下「機構」という。）原子力科学研究所の原子炉施設の敷地は、茨城県那珂郡東海村の東南端に位置し、東は直接鹿島灘に面している。敷地の面積は約 210 万 m² で、東西の幅約 300～1,100m、南北約 2.8km の地形をなしており、敷地の西側と南側には機構の所有地がある。敷地内には、海岸線中央部より約 800m 西に一般研究施設及びサービス施設の主な施設があり、海岸沿いに連なる砂丘の漂砂に生じた松の密林が周囲一帯に広がっており、敷地の中央部には海拔高度 20～25m の標高差がある。

(2) 敷地内における主要な試験研究用等原子炉施設の位置

敷地内には、正門の南東約 450m に J R R - 2 原子炉施設が設けられ、その周辺には J R R - 3（南約 200m）及び J R R - 4（南約 300m）の各施設がある。また、正門の東約 800m の海岸寄りの位置に N S R R が設けられている。この周辺には T C A（南約 300m）、F C A（南約 350m）、S T A C Y 及び T R A C Y（南約 900m）、並びに共通施設としての放射性廃棄物の廃棄施設である放射性廃棄物処理場（以下「放射性廃棄物処理場」という。）（南約 600m）の各施設がある。N S R R の北約 1,000 m には、第 2 保管廃棄施設及び使用済燃料貯蔵施設（J R R - 3 原子炉附属施設）がある。また、正門の東約 250m には、気象観測塔址^{*1}がある。

主要な原子炉施設から西側敷地境界までの最短距離は、J R R - 2 が約 320m、J R R - 3 が約 340m、J R R - 4 が約 330m、N S R R が約 580m、S T A C Y 及び T R A C Y が約 480m である。

N S R R の放水口は N S R R 建家の東側海岸にあり、その南方約 90m の海岸に F C A 及び T C A が共用している放水口、さらに南方約 560m の海岸にその他の原子炉施設の放水口がある。

なお、N S R R の北約 250m には日本原子力発電株式会社の敷地が、正門の北東約 400m には東京大学大学院工学系研究科原子力専攻の敷地がある。

*1 平成 17 年 9 月 気象観測塔を撤去

ロ 試験研究用等原子炉施設の一般構造

J R R - 2については別冊2に記載のとおりである。

J R R - 3 " 3 "

J R R - 4 " 4 "

F C A " 5 "

T C A " 6 "

N S R R " 9 "

S T A C Y " 10 "

T R A C Y " 10 "

(別冊1、7及び8は欠番)

ハ 原子炉本体の構造及び設備

J R R - 2については別冊2に記載のとおりである。

J R R - 3 " 3 "

J R R - 4 " 4 "

F C A " 5 "

T C A " 6 "

N S R R " 9 "

S T A C Y " 10 "

T R A C Y " 10 "

(別冊1、7及び8は欠番)

ニ 核燃料物質の取扱施設及び貯蔵施設の構造及び設備

J R R - 2については別冊2に記載のとおりである。

J R R - 3 " 3 "

J R R - 4 " 4 "

F C A " 5 "

T C A " 6 "

N S R R " 9 "

S T A C Y " 10 "

T R A C Y " 10 "

(別冊1、7及び8は欠番)

ホ 原子炉冷却系統施設の構造及び設備

J R R - 2については別冊2に記載のとおりである。

J R R - 3 " 3 "

J R R - 4 " 4 "

F C A " 5 "

T C A " 6 "

N S R R " 9 "

S T A C Y " 10 "

T R A C Y " 10 "

(別冊1、7及び8は欠番)

へ 計測制御系統施設の構造及び設備

J R R - 2については別冊2に記載のとおりである。

J R R - 3 " 3 "

J R R - 4 " 4 "

F C A " 5 "

T C A " 6 "

N S R R " 9 "

S T A C Y " 10 "

T R A C Y " 10 "

(別冊1、7及び8は欠番)

チ 放射線管理施設の構造及び設備

原子力科学研究所周辺の一般公衆、放射線業務従事者等を放射線障害から守り、また異常時にも対処できるよう、各原子炉施設及び周辺監視区域境界付近の所要箇所に放射線管理設備を設置し、常に必要な現象を測定監視する。

(1) 屋内管理用の主要な設備の種類

屋内管理設備は共通部分なし

(2) 屋外管理用の主要な設備の種類

屋外管理設備の主要なものとしては、屋外放射線管理設備、気象観測設備及び各原子炉施設固有の排気筒モニタリング設備がある。

屋外放射線管理設備には、環境放射線監視装置（モニタリングポスト、モニタリングステーション及び中央監視装置）及び環境放射線観測車がある。環境放射線監視装置は、原子炉施設の運転に伴う周辺監視区域境界付近における空間放射線量率及び大気塵埃中の放射能濃度を連続測定監視し、かつ、放射線事故等による異常を検知する。また、必要に応じて設計基準事故時における迅速な対応のために必要な情報を原子炉制御室その他当該情報を伝達する必要がある場所に表示できる設備を設ける。なお、モニタリングポスト及び中央監視装置に非常用電源設備を設けるとともに、J R R - 3 原子炉施設においては、モニタリングポストの必要な情報を伝達する多様な手段を確保する。環境放射線観測車は、主として事故時において周辺監視区域境界付近の空間放射線量率の移動測定を行う。

気象観測設備は、原子力科学研究所敷地内における気象観測を行う。

〔註〕

各原子炉施設固有の排気筒モニタリング設備は、それぞれ次のとおりである。

J R R - 2 固有のものについては別冊 2 に記載のとおりである。

J R R - 3	〃	3	〃
J R R - 4	〃	4	〃
F C A	〃	5	〃
T C A	〃	6	〃
N S R R	〃	9	〃
S T A C Y	〃	10	〃
T R A C Y	〃	10	〃

(別冊 1、7 及び 8 は欠番)

リ 原子炉格納施設の構造及び設備

〔註〕

J R R - 2	固有のものについては別冊	2	に記載のとおりである。
J R R - 3	〃	3	〃
J R R - 4	〃	4	〃
F C A	〃	5	〃
T C A	〃	6	〃
N S R R	〃	9	〃
S T A C Y	〃	10	〃
T R A C Y	〃	10	〃

(別冊 1、7 及び 8 は欠番)

ヌ その他試験研究用等原子炉の附属施設の構造及び設備

(1) 非常用電源設備の構造

J R R - 2	固有のものについては別冊	2	に記載のとおりである。
J R R - 3	〃	3	〃
J R R - 4	〃	4	〃
F C A	〃	5	〃
T C A	〃	6	〃
N S R R	〃	9	〃
S T A C Y	〃	10	〃
T R A C Y	〃	10	〃

(別冊 1、7 及び 8 は欠番)

(2) 主要な実験設備の構造

J R R - 2	固有のものについては別冊	2	に記載のとおりである。
J R R - 3	〃	3	〃
J R R - 4	〃	4	〃
F C A	〃	5	〃
T C A	〃	6	〃
N S R R	〃	9	〃
S T A C Y	〃	10	〃
T R A C Y	〃	10	〃

(別冊 1、7 及び 8 は欠番)

(3) その他の主要な事項

(i) 汚染除去場

放射性物質によって汚染されている原子炉等の部品の一部を除染するために第 1 廃棄物処理棟に隣接して汚染除去場を設ける。

(ii) 通信連絡設備

原子力科学研究所の内外の通信連絡をする必要のある場所と通信連絡を行うために必要な通信連絡設備を設ける。

参 考 図 面 一 覧 表

第1図 独立行政法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所の敷地付近図

第2図 独立行政法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所の全体配置図

第3図 廃棄物処理の系統概要図

第4図 放射性廃棄物処理場配置図

J R R - 2については別冊2に記載のとおりである。

J R R - 3 " 3 "

J R R - 4 " 4 "

F C A " 5 "

T C A " 6 "

N S R R " 9 "

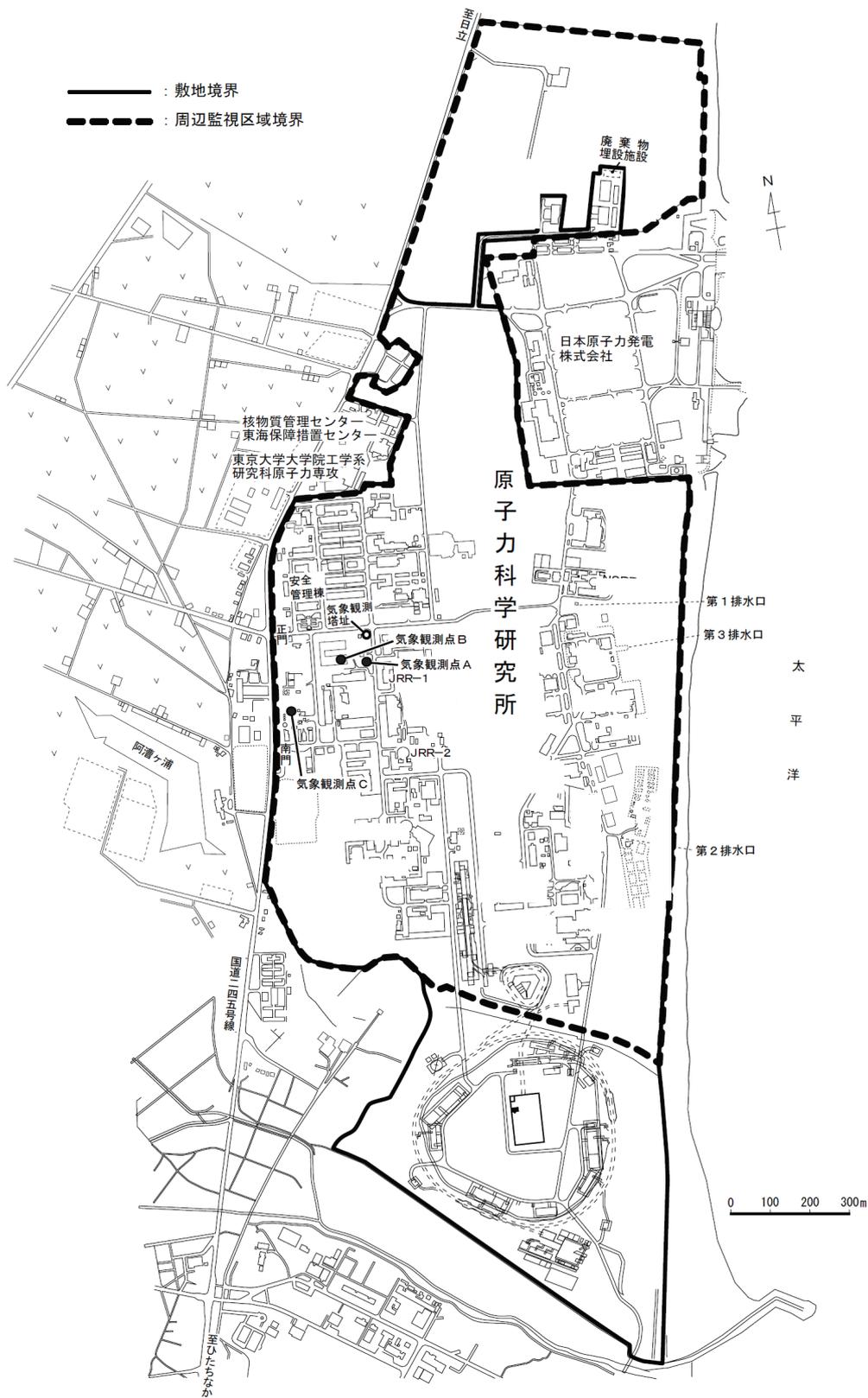
S T A C Y " 10 "

T R A C Y " 10 "

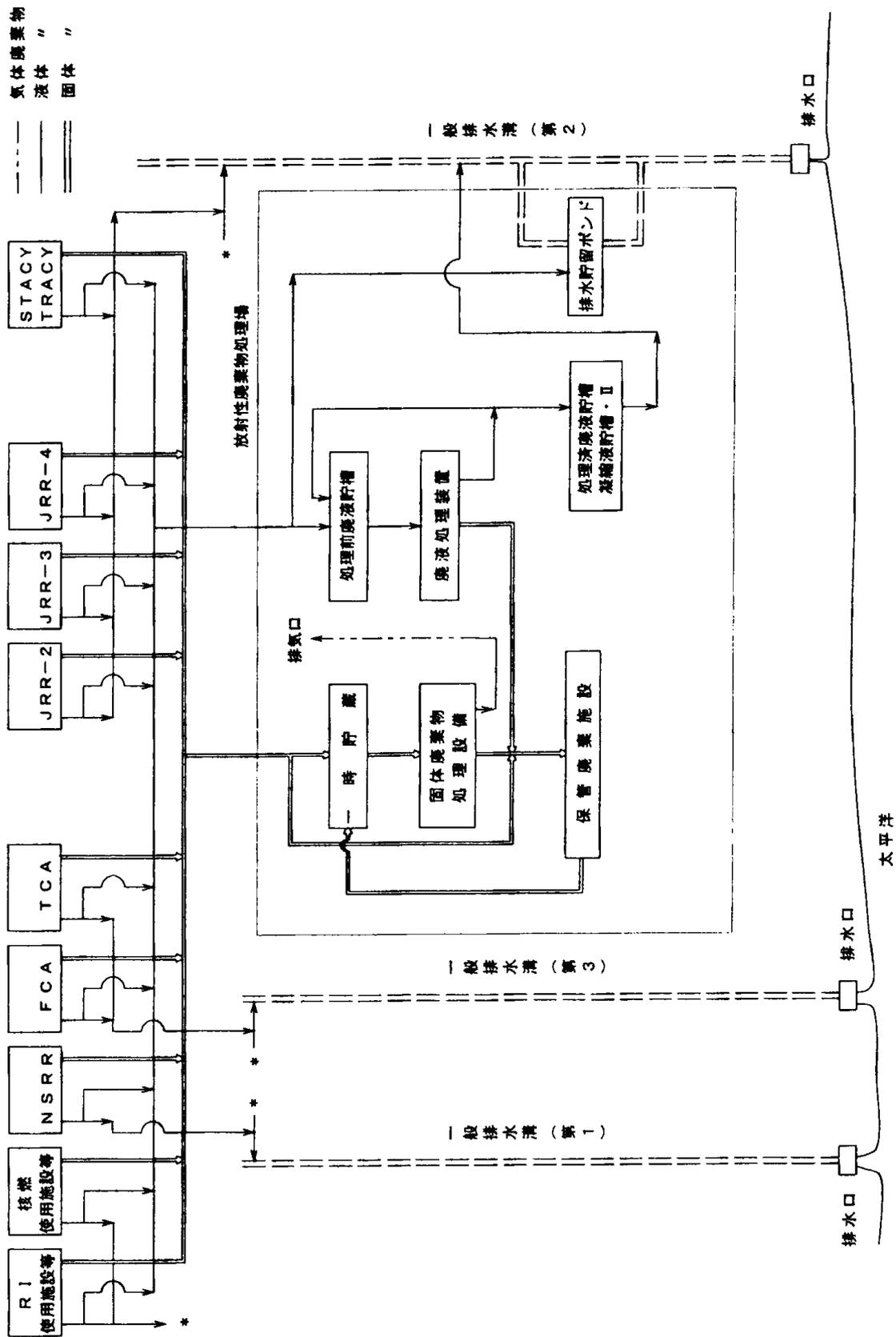
(別冊1、7及び8は欠番)



第1図 独立行政法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所の敷地付近図



第2図 独立行政法人日本原子力研究開発機構原子力科学研究所の全体配置図



第3図 廃棄物処理の系統概要図

第4図 放射性廃棄物処理場 配置図

6. 試験研究用等原子炉施設の工事計画

放射線管理施設

平成（年度） 項目	27			
	I	II	III	IV
モニタリングポスト等の 情報伝達設備の付加				

7. 試験研究用等原子炉に燃料として使用する核燃料物質の種類及びその年間予定使用量

原子炉の名称	種 類	年間予定使用量	備 考
J R R - 2	濃縮ウラン (濃縮度 93 wt%) ウラン・アルミニウム合金	U 約 7.6kg ²³⁵ U..... 約 7kg	炉心装荷量 ²³⁵ U約 4.7kg/炉心 年間取替数 約 1.5 炉心
		U 約 0.7kg ²³⁵ U..... 約 0.6kg	約 45wt%濃縮ウラン燃料 炉心に 3 体以内装荷する。
	濃縮ウラン (濃縮度 45 wt%) ウラン・アルミニウム分散型 合金	U 約 1 k g ²³⁵ U..... 約 0.5kg	約 93wt%濃縮ウラン燃料 炉心に試験用として 2 体 以内装荷する。
		U 約 15.3kg ²³⁵ U..... 約 6.9kg	炉心装荷量 ²³⁵ U約 5.3kg/炉心 年間取替数 約 1.3 炉心
	濃縮ウラン (濃縮度 20 wt%) ウラン・アルミニウム分散型 合金	U 約 1 k g ²³⁵ U..... 約 0.2kg	約 93wt%濃縮ウラン燃料 炉心に試験用として 1 体 以内装荷する。
J R R - 3	濃縮ウラン (濃縮度 20 wt%) ウランシリコンアルミニウム 分散型合金	U 約 63kg ²³⁵ U..... 約 13kg	炉心装荷量 ²³⁵ U約 14kg/炉心 年間取替数 約 0.9 炉心
J R R - 4	濃縮ウラン (濃縮度 20 wt%) ウランシリコンアルミニウム 分散型合金	U 約 4.1kg ²³⁵ U..... 約 0.8kg	稼働率 : 約 0.15 最高燃焼度: 燃料要素平均 50%

原子炉の名称	種 類	年間予定使用量	備 考
F C A	a. 濃縮ウラン金属燃料 b. 天然ウラン金属燃料 c. 劣化ウラン金属燃料 d. Pu-A1 (1.3w/o) 合金燃料 e. プルトニウム酸化物燃料 f. 劣化ウラン酸化物燃料	本装置は、臨界実験装置 であるので、燃料消費は ない。	燃料有効部寸法 最大外辺寸法 98.35mm 最大厚さ 1.07mm $^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}$ 同位元素比 95～54% 燃料有効部寸法 最大外辺寸法 100.85mm 最大厚さ 2.61mm $^{239}\text{Pu} + ^{241}\text{Pu}$ 同位元素比 95～54%
T C A	運転用、低濃縮酸化ウラン燃 料、ウラン・プルトニウム混 合酸化物燃料 実験用、酸化ウラン(低濃縮、 天然、劣化)燃料、ウラン・ プルトニウム混合酸化物燃 料、金属ウラン、酸化トリウ ム		
N S R R	ウラン・水素化ジルコニウム 合金 ウラン重量比 約 0.12 (U / (U + ZrH)) ウラン濃縮度 約 20% 水素原子数比 約 1.60 (H / Zr)	原子炉全装荷量 ^{235}U 約 10.3kg 年間予定装荷量 燃焼度が低いため、特 に燃焼による燃料交換は 行わない	

原子炉の名称	種 類	年間予定使用量	備 考
S T A C Y	溶液燃料 ・ウラン硝酸水溶液 ²³⁵ U濃縮度 約 4、約 6、約 10wt% U濃度 500gU / 1 以下 ・プルトニウム硝酸溶液 ²⁴⁰ P u 同位対比 5wt%以上 25wt%以下 プルトニウム濃度 300g P u / 1 以下 ・ウラン硝酸水溶液とプルト ニウム硝酸水溶液の混合 溶液 ²³⁵ U濃縮度 劣化ウラン約 4、 約 6、約 10wt% ²⁴⁰ P u 同位対比 5wt%以上 25wt%以下 U、P u 濃度 300g (U+Pu) / 1 以下 プルトニウム富化度 100wt%以下 棒状燃料 二酸化ウラン ²³⁵ U濃縮度 約 5wt%	溶液燃料 ・濃縮ウラン (²³⁵ U濃縮度約 10wt%) ・・・約 250kgU ・濃縮ウラン (²³⁵ U濃縮度約 4wt% 又は約 6wt%) ・・・約 500kgU ・劣化ウラン ・・・約 180kgU ・プルトニウム ・・・約 60kgPu 棒状燃料 本 数・・・約 500 本 ウラン・・・約 400kgU	²³⁵ U濃縮度約 10wt%のウ ラン硝酸水溶液燃料につ いては、T R A C Y と共 用する。
T R A C Y	・ウラン硝酸水溶液 ²³⁵ U濃縮度 約 10wt% U濃度 500gU / 1 以下	濃縮ウラン (²³⁵ U濃縮度約 10wt%) ・・・約 250kgU	ウラン硝酸水溶液燃料に ついては、S T A C Y と共 用する。

8. 使用済燃料の処分の方法

施設名	処分の方法
J R R - 2	<p>使用済燃料は、我が国が原子力の平和利用に関する協力のための協定を締結している国の再処理事業者である英国の British Nuclear Fuels Ltd. 又は米国のエネルギー省に委託して再処理を行う。濃縮ウランは当研究所で引き取るが、プルトニウムは回収しない。</p> <p>破損燃料等で再処理できないものは、当研究所の廃棄物処理施設に保管廃棄する。</p>
J R R - 3	<p>使用済燃料である金属天然ウラン燃料及び二酸化ウラン燃料については、国内又は我が国と原子力の平和利用に関する協力のための協定を締結している国の再処理事業者に委託して再処理を行うまで、本施設の核燃料物質貯蔵施設において貯蔵する。</p> <p>ウラン・アルミニウム分散型合金燃料及びウランシリコンアルミニウム分散型合金燃料の使用済燃料については、わが国が原子力の平和利用に関する協力のための協定を締結している国である米国のエネルギー省に引き渡す。</p>
J R R - 4	<p>使用済燃料は、我が国が原子力の平和利用に関する協力のための協定を締結している国である米国のエネルギー省に引き渡す。</p>
F C A	<p>使用済燃料は、本施設の核燃料物質貯蔵施設において貯蔵する。</p>
T C A	<p>使用済燃料は、本施設の核燃料物質貯蔵施設において貯蔵する。</p>
N S R R	<p>使用済燃料は、本施設の核燃料物質貯蔵施設において貯蔵する。</p>
S T A C Y	<p>使用済燃料は、本施設の核燃料物質貯蔵施設において貯蔵する。</p>
T R A C Y	<p>S T A C Yに同じ。</p>