

JAERI-Research

2001-034



JP0150486



高温工学試験研究炉燃料の貯蔵及び再処理技術の検討

2001年5月

沢 和弘・藤川 正剛・吉牟田 秀治*・加藤 茂*

日本原子力研究所
Japan Atomic Energy Research Institute

本レポートは、日本原子力研究所が不定期に公刊している研究報告書です。
入手の問合わせは、日本原子力研究所研究情報部研究情報課（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越し下さい。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-1195 茨城県那珂郡東海村日本原子力研究所内）で複写による実費頒布を行っております。

This report is issued irregularly.
Inquiries about availability of the reports should be addressed to Research Information Division, Department of Intellectual Resources, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 〒319-1195, Japan.

高温工学試験研究炉燃料の貯蔵及び再処理技術の検討

日本原子力研究所大洗研究所高温工学試験研究炉開発部

沢 和弘・藤川 正剛・吉牟田 秀治*・加藤 茂*

(2001年2月19日受理)

日本原子力研究所（原研）では、日本初の高温ガス炉である高温工学試験研究炉（High Temperature Engineering Test Reactor：HTTR）を建設し、現在出力上昇試験を進めている。HTTR の燃料は、いわゆるピンインブロック型であり、燃料棒と六角柱黒鉛ブロックからなる。燃料棒中には被覆燃料粒子を分散した燃料コンパクトが収納されている。被覆燃料粒子は、低濃縮 UO_2 を用いた TRISO 被覆粒子である。燃料体は約 3 年間の運転後に原子炉から一括して取出す。使用済燃料は原子炉建家内の貯蔵プールで約 2 年間冷却した後、空冷の貯蔵ラックに移送する。技術的には被覆燃料粒子は核分裂生成物を長期間保持できると考えられているため、HTTR 燃料の長期保管又は廃棄中の核分裂生成物放出挙動を計算により検討した。一方、我が国の基本方針では使用済燃料は全て再処理することとなっているため、HTTR 燃料を Purex 法で処理するための前処理工程についても検討を行った。具体的には、まず、原研で開発した黒鉛と CO_2 反応及びジェットグラインド法による前処理工程のレビューを行うとともに、燃料の製造工程において実施した、燃焼-破碎-浸出法による燃料コンパクトからのウラン回収実績データの取得・検討を行った。本報では、HTTR の燃料貯蔵設備について示すとともに、原研における貯蔵及び再処理に関する研究の現状について示す。

大洗研究所：〒311-1394 茨城県東茨城郡大洗町成田町新堀 3 6 0 7

* 原子燃料工業株式会社

Study on Storage and Reprocessing Concept
of the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR) Fuel

Kazuhiro SAWA, Seigo FUJIKAWA
Shigeharu YOSHIMUTA* and Shigeru KATO*

Department of HTTR Project
Oarai Research Establishment
Japan Atomic Energy Research Institute
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received February 19, 2001)

The Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) constructed the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR), which is the first high temperature gas-cooled reactor in Japan, and is proceeding with the power up tests. A fuel assembly of the HTTR is so-called pin-in-block type, which consists of fuel rods and a hexagonal graphite block. A fuel rod contains fuel compacts in which coated particles are dispersed. The coated fuel particle consists of a microsphere of low enriched UO_2 with the TRISO coating. All fuel assemblies are discharged from the core after about three years operation. The spent fuels are transferred to air-cooled spent fuel storage racks after two years cooling in the fuel storage pool in the reactor building. The coated fuel particle is considered to be able to retain fission products for long period. Then a calculation study was carried out to investigate the fission products release behavior from the HTTR fuel during long-period repository and/or disposal. On the other hand, some head-end reprocessing techniques have been investigated to apply the conventional Purex process to the HTTR fuel because according to basic Japanese policy, all spent fuel should be reprocessed. At first, review of graphite- CO_2 reaction and jet-grind method, which was developed as a head-end reprocessing technique by JAERI, was carried out. Then uranium recovery data by burn-crush-leach method, which was employed to recover uranium from the fuel compacts in fuel fabrication process, were accumulated and investigated. This report describes the fuel storage system of the HTTR and present status of the storage and reprocessing study in JAERI.

Keywords: HTTR, HTGR, Coated Fuel Particle, Spent Fuel, Storage, Reprocessing, Repository, Disposal, Head-end Process

* Nuclear Fuel Industries, Ltd.

目 次

1. はじめに	1
2. 高温工学試験研究炉の燃料取扱設備	2
2.1 高温工学試験研究炉燃料	2
2.2 高温工学試験研究炉燃料の貯蔵設備	2
3. 高温工学試験研究炉燃料の処分方法の検討	4
3.1 長期保管及び直接廃棄の可能性	4
3.2 再処理方法	6
4. まとめ	9
謝辞	9
参考文献	10

Contents

1. Introduction	1
2. Fuel Storage System of the HTTR	2
2.1 Description of the HTTR Fuel	2
2.2 Fuel Storage System for the HTTR Fuel	2
3. Options for Treating HTTR Fuel	4
3.1 Feasibility Study of Long Period Repository and Direct Disposal ..	4
3.2 Reprocessing Procedures	6
4. Summary	9
Acknowledgements	9
References	10

This is a blank page.

1. はじめに

日本原子力研究所(原研)では、日本初の高温ガス炉である高温工学試験研究炉(High Temperature Engineering Test Reactor: HTTR)を建設し、1998年末に初臨界を達成した後、現在出力上昇試験を行っている。HTTRでは高温ガス炉の技術基盤の確立及び高度化のための種々の運転・試験、先端的基礎研究のために種々の照射試験を行う⁽¹⁾。

HTTRプラントは原研の大洗研究所に建設され、原子炉建家、使用済燃料貯蔵建家、機械棟等からなる。原子炉建家はプラントのほぼ中央部に位置している。Figure 1に示すように、原子炉圧力容器、主冷却設備、原子炉格納容器、燃料交換機等の主要機器は原子炉建家内に収納されている。原子炉圧力容器は熱出力30MWの炉心を格納する高さ13.2m、直径5.5mの容器である。主冷却設備は、1次冷却設備、2次冷却設備及び加圧水冷却設備で構成されている。1次冷却設備には中間熱交換器及び1次加圧水冷却器の2つの熱交換器がある。HTTRの主要な仕様をTable 1に示す。

被覆燃料粒子は長期間核分裂生成物を閉じ込めることができるが、現在の日本の基本方針では全ての使用済燃料は再処理することとなっている。本報では、HTTR燃料を長期保管又は直接廃棄する場合及び再処理する場合の両者について、技術的な検討を行った。具体的には、HTTR燃料を長期保管又は直接廃棄した場合の核分裂生成物放出挙動を検討するために、被覆燃料粒子からの長期間にわたる放出率を計算した。また、再処理の検討に関しては、原研で開発した黒鉛とCO₂反応及びジェットグラインド法による前処理工程のレビューを行うとともに、HTTR初装荷燃料の製造工程において実施した、燃料コンパクトからのウラン回収実績データの取得・検討を行った。ウラン回収は、前処理工程の一つである燃焼-破碎-浸出法で行った。

2. 高温工学試験研究炉の燃料取扱設備

2.1 高温工学試験研究炉燃料⁽²⁾

高温ガス炉では軽水炉等とは異なり、被覆粒子を燃料として用いている。日本初の高温ガス炉である HTTR の初装荷燃料の構成を Fig. 2 に示す。被覆燃料粒子は、低濃縮（平均濃縮度 6wt%）二酸化ウランの燃料核を熱分解炭素（PyC：Pyrolytic Carbon）及び炭化ケイ素（SiC）の薄い層で四重に覆った直径約 1mm の粒子である。燃料コンパクトは、被覆燃料粒子を黒鉛粉末とフェノール樹脂バインダの混合粉末でオーバーコートし成型・焼成した円筒形状のものである。燃料棒は、円筒形の黒鉛スリーブの中に燃料コンパクトを装填したものである。燃料棒を六角柱黒鉛ブロックに挿入して燃料体とし、炉内に装荷する。冷却材ヘリウムガスは、燃料体黒鉛ブロックの冷却孔と燃料棒の外表面間を上から下に流れる。被覆燃料粒子、燃料コンパクト、燃料体の主要な仕様を Table 2 に示す。

2.2 高温工学試験研究炉燃料の貯蔵設備

HTTR 原子炉施設における燃料取扱の流れを Fig. 3 に示す。燃料体は 660 EFPD（Effective Full Power Days）（稼働率 60%で約 3 年間）で原則一括交換する。設計上の最高燃焼度は燃料体平均で 33 GWD/t である⁽³⁾。

HTTR 原子炉施設内の燃料取扱及び貯蔵設備を Fig. 4 に示す。運転前に新燃料を新燃料貯蔵セルから原子炉へ燃料交換機で装荷し、約 3 年間の運転後、燃料交換機により炉内から取出して原子炉建家内の使用済燃料貯蔵プールに移送する。

原子炉建家内の使用済燃料貯蔵設備は、使用済燃料貯蔵プール、プール冷却水浄化設備等で構成されている。使用済燃料貯蔵プールは、Fig. 5 に示すように鉄とコンクリートで遮へいした 63 のラックからなり、容量として約 2 炉心分の 315 体の燃料体を貯蔵する能力を有している。使用済燃料貯蔵プールは、水の漏洩を防止するために、プールの内側にライニングを施すとともに、漏洩の早期検知のための検出器をライニングと壁面の間に設けている。貯蔵ラックは遮へいプラグ付きの垂直円筒型の容器を並べたものであり、容器内が水没した条件下においても臨界を防止するよう容器間に十分な離隔距離を設けている。プール水冷却浄化設備は、燃料体の崩壊熱を除去するものであり、約 3 年間の運転後に取出した 2 炉心分の燃料体の最大発熱量 55 kW に対し

でも水温を 65℃以下に保てるよう設計している。

使用済燃料は原子炉建家内の使用済燃料貯蔵プールで 2 年間以上冷却した後、使用済燃料貯蔵建家の空冷式使用済燃料貯蔵ラックに移動する。空冷式の使用済燃料貯蔵ラックは、最終的には約 10 炉心分の貯蔵容量を持つよう準備する計画である。

3. 高温工学試験研究炉燃料の処分方法の検討

使用済燃料の取扱方法としては、大別して(1)再処理、(2)長期保管(中間貯蔵)後の再処理及び(3)直接廃棄が考えられる⁽⁴⁾。日本では、現在のところ全ての使用済燃料は最終的に再処理することとされている。HTTR燃料はPyC及びSiCで被覆した微小な被覆燃料粒子から構成されており、これが核分裂生成物及び燃料そのものを閉じ込める「容器」となっている。そのため、HTTR燃料は技術的には(2)長期保管(中間貯蔵)後の再処理又は(3)直接廃棄に適した燃料であるといえる。

3.1項では(2)中間貯蔵又は(3)直接廃棄を想定した場合の核分裂生成物挙動を解析的に評価した。(1)の再処理に関しては、HTTR燃料をPurex法で処理する前処理工程の検討が行われており、3.2項ではこれまで原研が行ってきた前処理工程技術開発のレビュー、HTTR初装荷燃料のウラン回収経験等を中心に述べる。

3.1 長期保管及び直接廃棄の可能性

長期保管や直接廃棄期間中、被覆燃料粒子の被覆層は、核分裂生成物の閉じ込めに関して小型の格納容器に相当する機能を有すると考えられている。そのため、現在ドイツでは、ペブルベット型高温ガス炉であるAVR及びTHTR(共に運転を停止している)の使用済燃料は、鋳鉄製の輸送兼貯蔵容器に収納され、中間貯蔵されている。貯蔵量は、AVR使用済燃料で約30万個(ペブル球)、THTR使用済燃料で約60万個である。一方、貯蔵期間中の被覆燃料粒子の核分裂生成物ガス閉じ込め機能に関する実験的な研究は少数しか行われておらず、これらの使用済燃料を用いてデータを取得し始めているのが現状である⁽⁵⁾。

ここでは、長期保管及び直接廃棄中の被覆燃料粒子からの核分裂生成物挙動について解析的な検討を行った。HTTR使用済燃料体中の核分裂生成物量をTable 3に示す。貯蔵中の燃料温度は高くないため、長期保管及び直接廃棄中に燃料から漏洩する可能性が高いのは、気体状又は揮発性の高い放射性物質であると考えられる。核分裂性希ガス及びハロゲンは、一般に短半減期であり、5年以上の期間を考えた場合、K-85(半減期10.7年)及びI-129(半減期 1.6×10^7 年)の放出挙動が重要となると予想される。

健全粒子(被覆層が全て健全な被覆燃料粒子)と貫通破損粒子(被覆層が全て破損

している粒子)からの核分裂生成物放出割合の計算を行った。貫通破損粒子からの核分裂生成物の放出割合は、裸の燃料核としてモデル化し、以下の式で計算する⁽⁶⁾。

$$F_k = 1 - 6 \sum_{n=1}^{\infty} \frac{\exp(-n^2 \pi^2 D' t)}{n^2 \pi^2}$$

ここで、 F_k は燃料核からの放出率、 D' は燃料核中の換元拡散係数である。

健全粒子からの放出割合は、以下の単層被覆モデルで計算する⁽⁶⁾。

$$F = 1 - 6(1 + \gamma) \sum_{n=1}^{\infty} \frac{\exp(-n^2 \pi^2 D^* t)}{n^2 \pi^2 \left(\left(\gamma - \frac{x_n^2}{3\gamma} \right) \frac{\sin x_n}{x_n} + \cos x_n \right)} - 3 \sum_{m=0}^{\infty} T_m \left(\frac{1}{\alpha^2 y_m^2} - \frac{\cot \alpha y_m}{\alpha y_m} \right) \exp(-y_m^2 D^* t),$$

$$\tan y_m = \frac{3\gamma y_m}{y_m^2 - 3\gamma^2}, \quad y_m > 0,$$

$$T_m = \frac{1 + \gamma}{\cos y_m} \frac{1}{\frac{y_m^2}{6\gamma} + \frac{1}{2} + \gamma + \frac{3\gamma^2 + 4.5\gamma^3}{y_m^2 - 3\gamma^2}},$$

$$D^* = \frac{D_c}{(R_o - R_i)^2},$$

$$\gamma = \frac{R_o - R_i}{R_i},$$

$$\alpha = \sqrt{\frac{D^*}{D'}},$$

$$x_n = \frac{n\pi}{\alpha}$$

ここで、 D_c は被覆層の換元拡散係数、 R_o 及び R_i はそれぞれ被覆層の外、内径である。

計算において、 UO_2 燃料核自身及び SiC 層が核分裂生成物ガスの保持機能が最も大きいものとしてモデル化した。 UO_2 燃料核の拡散係数として $5.0 \times 10^{-6} \exp(-3.8 \times 10^4/T)$ (m^2/s)⁽⁷⁾、 SiC 層の拡散係数として $1.7 \exp(-7.5 \times 10^4/T)$ (m^2/s)⁽⁸⁾を用いた (T は温度 (K)である)。保管中の燃料温度は高めに $600^\circ C$ として計算を行った。結果を **Fig. 6** に示す。 $Kr-85$ 及び $I-129$ は健全粒子中に長期間(本計算条件においては解析上 10^{17} 年以上)にわたって完全に閉じ込められるという結果が得られた。裸の燃料核としてモ

デル化した貫通破損粒子からでも、著しい放出は 10^5 年頃から始まるという結果が得られた。

現在貯蔵中の AVR 燃料を用いて実施中の核分裂生成物放出量測定実験によると、8 年間の実験期間ではあるが、被覆燃料粒子が健全ならば粒子は優れた核分裂生成物保持機能を有することが分かっており⁽⁵⁾、現時点までは本評価結果と矛盾していない。今後は、数百年以上の長期間に亘る保管中に、燃料の健全性が維持できることを証明する方法の検討が必要となる。

3.2 再処理方法

高温ガス炉燃料の再処理技術については、米国、ドイツ、日本で研究開発が行われてきた。高温ガス炉燃料の再処理技術の特徴は、黒鉛及び被覆燃料粒子を取扱うことから前処理工程が必要になることである。前処理工程以降については、軽水炉燃料に用いられている Purex 法が適用できる。

前処理工程は、①燃料要素（燃料コンパクト又はペブル球）から被覆燃料粒子を取出す工程と②被覆燃料粒子から燃料（二酸化ウラン）を取出す工程に大別できる⁽⁶⁾。

(1) 燃料要素からの被覆燃料粒子の取出し

- ① 燃焼法：燃焼法は燃料要素のマトリックス部を燃焼させることにより除去する方法である。簡便であるが、マトリックス中に含まれている C-14 の放出低減対策が必要である。後述する原研において研究中の前処理工程は、この方法を採用している。
- ② 電気解砕法：硝酸溶液中で燃料要素に通電し、黒鉛と被覆燃料粒子に分離する方法である。湿式なので C-14 の放出は抑制できるが、分離効率が燃焼法よりも悪い。日本では製造時の燃料コンパクトの露出ウラン率を測定する際にこの方法を採用している。
- ③ 層間化合物法：黒鉛マトリックス部とハロゲン、ハロゲン化金属、アルカリ金属の層間化学反応による膨潤効果を利用するものである。解砕率が悪いこと、使用薬品の処理を必要とするところが課題である。
- ④ 機械的方法：黒鉛マトリックスと被覆燃料粒子の強度差を利用して機械的に粉碎、分離する方法である（例えば燃料コンパクトに適切な圧縮荷重を加え

て粉碎するなど) が、現在のところ十分な回収率は得られていない。

(2) 被覆燃料粒子からの燃料の取出し

SiC 被覆層を用いている場合、SiC 層自身が安定であるため、SiC 層を何らかの方法で破碎又は除去する必要がある。SiC 層が破碎又は除去できれば、焙焼により黒鉛部を燃焼させ、 UO_2 を U_3O_8 として回収する。

SiC 層を破碎又は除去する方法としては、後述するようなジェットガスによる破碎、ハードディスククラッシャーによる破碎等、いくつか考えられるが、どの方法も SiC 層に機械的に荷重を加え破壊するものである。

(3) 原研で開発した前処理工程のレビュー⁽¹⁰⁾

原研では前処理技術として、黒鉛と二酸化炭素の反応及びジェットグラインド法を中心に研究を進めてきた。原研で開発した前処理工程の流れを Fig. 7 に示す。高温環境下での黒鉛と二酸化炭素の反応は、燃料コンパクト及び燃料核取出し時に発生する一酸化炭素放出量を低減するために開発された方法である。ジェットグラインド法は、焙焼後の SiC 粒子から SiC 層を除去するための回転式グラインダの回転ギャップの保守作業を低減するために検討された。これらの方法の技術的な成立性を実験室規模で確認した後、研究開発を終了した。HTTR 燃料へのこれらの方法の適用性に関するパイロット規模の確認試験は、将来実施されることになる。

(4) 燃料製造工程におけるウラン回収試験⁽¹¹⁾

HTTR 用初装荷燃料は 1996 年 7 月から製造を開始した。製造工程において、Fig. 8 に示す工程で、不要となった燃料コンパクトからウランを回収した。使用済燃料の前処理工程である Burn-Grind-Leach 法は、このウラン回収工程とほとんど同じ方法であり、今後前処理技術を検討するに当たって回収率等のデータは有用であると考え、データの蓄積を行った。本論文では、焙焼後の SiC 粒子から SiC 層を Grind-Crush 法で除去する効率を例として紹介する。

回収工程で使用したハードディスククラッシャー及び粉碎後の粒子の外観を Fig. 9 に示す。粉碎機のギャップは、以下の条件を満たすよう設定した。

- ① 被覆層の粉碎効率がほぼ 100%となること。

- ② クラッシャーの汚染を低減するため、二酸化ウラン燃料核が粉碎されないこと。

粉碎機のギャップ幅の関数として粉碎効率を検討した結果を **Table 4** に示す。燃料核直径程度の適切なギャップ幅を選定することにより、上記①及び②の条件を達成できることが分かった。HTTR の初装荷燃料の製造時に、約 100kg の二酸化ウランを回収したが、その間ギャップ幅の再調整を行う必要はなかった。

4. ま と め

HTTR 燃料の長期保管中の核分裂生成物放出挙動を検討するために解析的な検討を行った。また、原研における前処理技術のレビューを行った。前処理技術の検討の一環として、HTTR 初装荷燃料製造時のウラン回収経験についても検討を行った。

- (1) 計算結果によると、健全粒子は長期にわたってクリプトン及びよう素を完全に閉じ込めることができる。貫通破損粒子であっても、クリプトン及びよう素の著しい放出は 10 万年以降に生じる。
- (2) 原研では前処理方法として、一酸化炭素放出量を低減するための黒鉛-二酸化炭素反応法、及びロールグラインダのギャップ幅の調製が不要なジェットグラインド法を研究してきた。これらの方法は実験室規模でその有効性が示された。
- (3) 燃料製造工程において、燃料コンパクト中のウランの回収を燃焼-グラインド-浸出法で行い、基礎データを取得した。回収工程において、ギャップ幅を適切に選択することによりほぼ 100%の破碎効率を得た。

謝 辞

本検討を行うに当たり、御指導、御助言いただいた馬場治高温工学試験研究炉開発部長をはじめとする同部の皆様方に感謝いたします。また、貴重なコメントを頂いた、藤木和男材料試験炉部次長に感謝いたします。伊与久達夫 HTTR 技術開発室長、原子燃料工業株式会社新型炉燃料部の関連する方々に感謝いたします。

参 考 文 献

- (1) S.SAITO, T.TANAKA, Y.SUDO, O.BABA, et al., "Design of High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR)", JAERI-1332 (1994).
- (2) K.SAWA, T.TOBITA, H.MOGI, S.SHIOZAWA, et al. "Fabrication of the First-loading-fuel of the High Temperature Engineering Test Reactor", J. Nucl. Sci. Technol., 36, 683 (1999).
- (3) K.SAWA, S.SHIOZAWA, K.MINATO, K.FUKUDA, "Development of a Coated Fuel Particle Failure Model under High Burnup Irradiation", J. Nucl. Sci. Technol., 33, 712 (1996).
- (4) A.L.LOTTS, W.D.BOND, C.W.FORSBERG, R.W.GLASS, et al., "Options for Treating High-temperature Gas-cooled Reactor Fuel for Repository Disposal", ORNL/TM-12077 (1992).
- (5) J.FACHINGER, H.BRUCHER, R.DUWE, "R&D on Intermediate Storage and Final Disposal of Spent HTR Fuel", IAEA-TECDOC-1043, 151 (1998).
- (6) K.MINATO, T.OGAWA, K.FUKUDA, H.NABIELEK, et al., "Fission Product Release from ZrC-coated Fuel Particles during Postirradiation Heating at 1600°C", J. Nucl. Mater., 224, 85 (1995).
- (7) 沢和弘、湊和生、福田幸朔「高温ガス炉燃料からの核分裂生成物放出率推定法の開発」、JAERI-Research 96-063 (1996).
- (8) K.FUKUDA, K.IWAMOTO, "Diffusion Behavior of Fission Product in Pyrolytic Silicon Carbide", J. Nucl. Mater., 75, 131 (1978).
- (9) 高温ガス炉プラント研究委員会「高温ガス炉燃料サイクルに関する調査報告書」、IAE-C-9828 (1999).
- (10) M.MAEDA, T.TSUJINO, K.IWAMOTO, "Process Study on Advanced Graphite-burn Method for Head-end Step of HTR Fuel Reprocessing", Proc. of IAEA Specialists' Meeting on Gas-cooled Reactor Fuel Development and Spent Fuel Treatment, Moscow, USSR (1983).
- (11) K.SAWA, S.YOSHIMURA, S.SHIOZAWA, S.FUJIKAWA, et al., "Study on Storage and Reprocessing Concept of the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR) Fuel", IAEA-TECDOC-1043, 177 (1998).

Table 1 Major specifications of the HTTR.

Thermal power	30 MW
Outlet coolant temperature	850 / 950 °C
Inlet coolant temperature	395 °C
Fuel	Low-enriched UO ₂
Fuel element type	Prismatic block
Direction of coolant-flow	Downward flow
Pressure vessel	Steel
Number of main cooling loop	1
Heat removal	Intermediate heat exchanger Pressurized water cooler
Primary coolant pressure	4 MPa
Containment type	Steel containment
Plant lifetime	20 years

Table 2 Specifications of the HTTR first-loading fuel.

Fuel kernel		Fuel compact	
Material	UO ₂	Materials	cfp, Binder, Graphite
Diameter	600 μm	Packing fraction	30 vol%
Density	95 % T.D.	Outer / Inner diameter	26 / 10 mm
Coating layers		Height	39 mm
1st layer material	Low density PyC	Graphite sleeve	
1st layer thickness	60 μm	Material	Graphite
2nd layer material	High density PyC	Outer diameter / Thickness	34 / 3.75 mm
2nd layer thickness	30 μm	Length	580 mm
3rd layer material	SiC	Fuel block	
3rd layer thickness	25 μm	Material	Graphite
4th layer material	High density PyC	Width of across flats	360 mm
4th layer thickness	45 μm	Height	580 mm

Table 3 Quantities of major radioactive nuclides in a HTTR fuel assembly.

Nuclides	Quantity (Bq / fuel assembly)
Actinides and daughters	8.1×10^{15}
Fission products	3.5×10^{16}
Carbon-14	2.1×10^9
Tritium	8.0×10^7

Table 4 Crushing efficiencies of the hard disk crusher as a function of crushing gap.

Crushing gap (mm)	Crushed coated fuel particles	Crushed UO ₂ kernel
0.5	100%	20~30%
0.6	100%	~0%
0.75	~90%	~0%

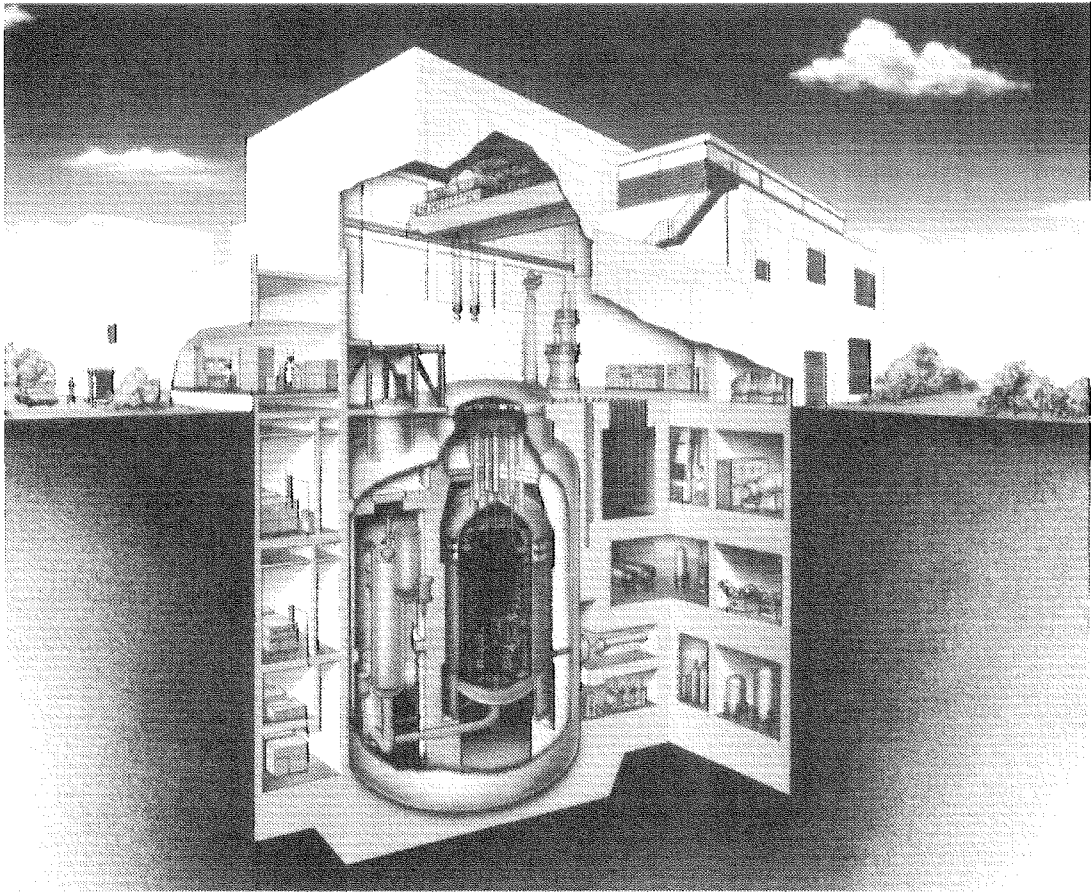


Fig. 1 HTTR reactor building and facilities.

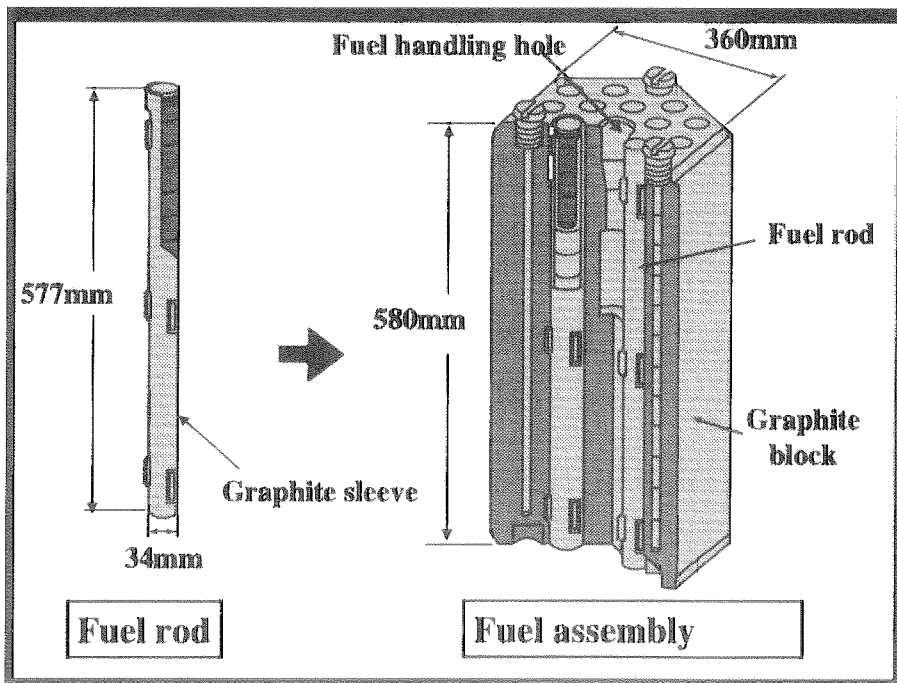
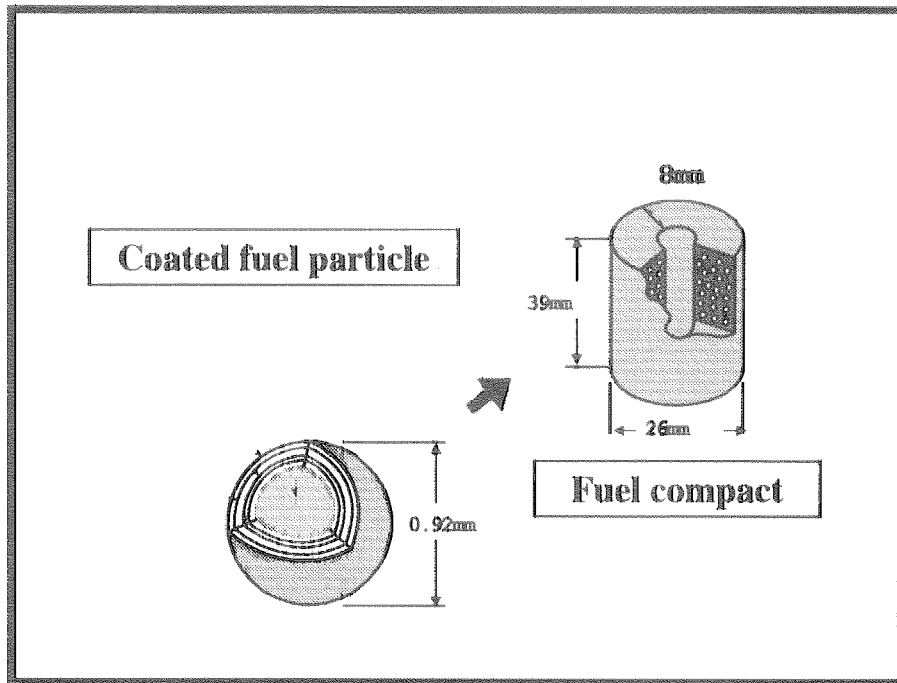


Fig. 2 HTTR first-loading fuel.

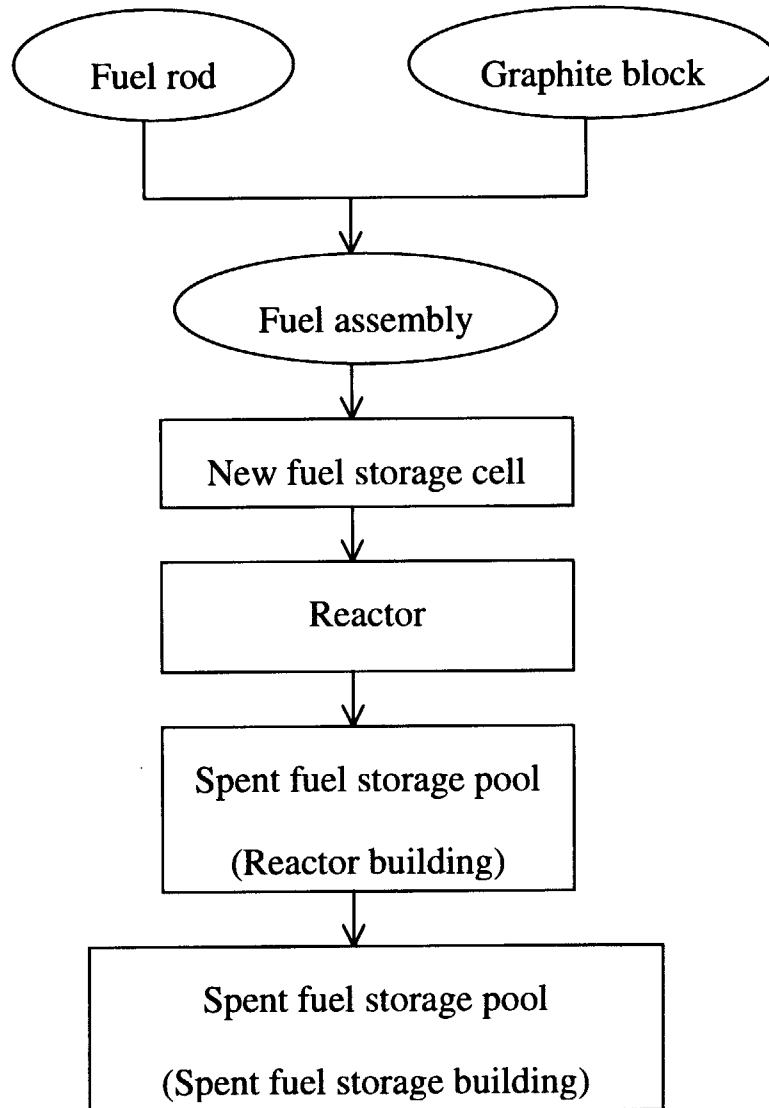


Fig. 3 Fuel treatment flow in the HTTR facility.

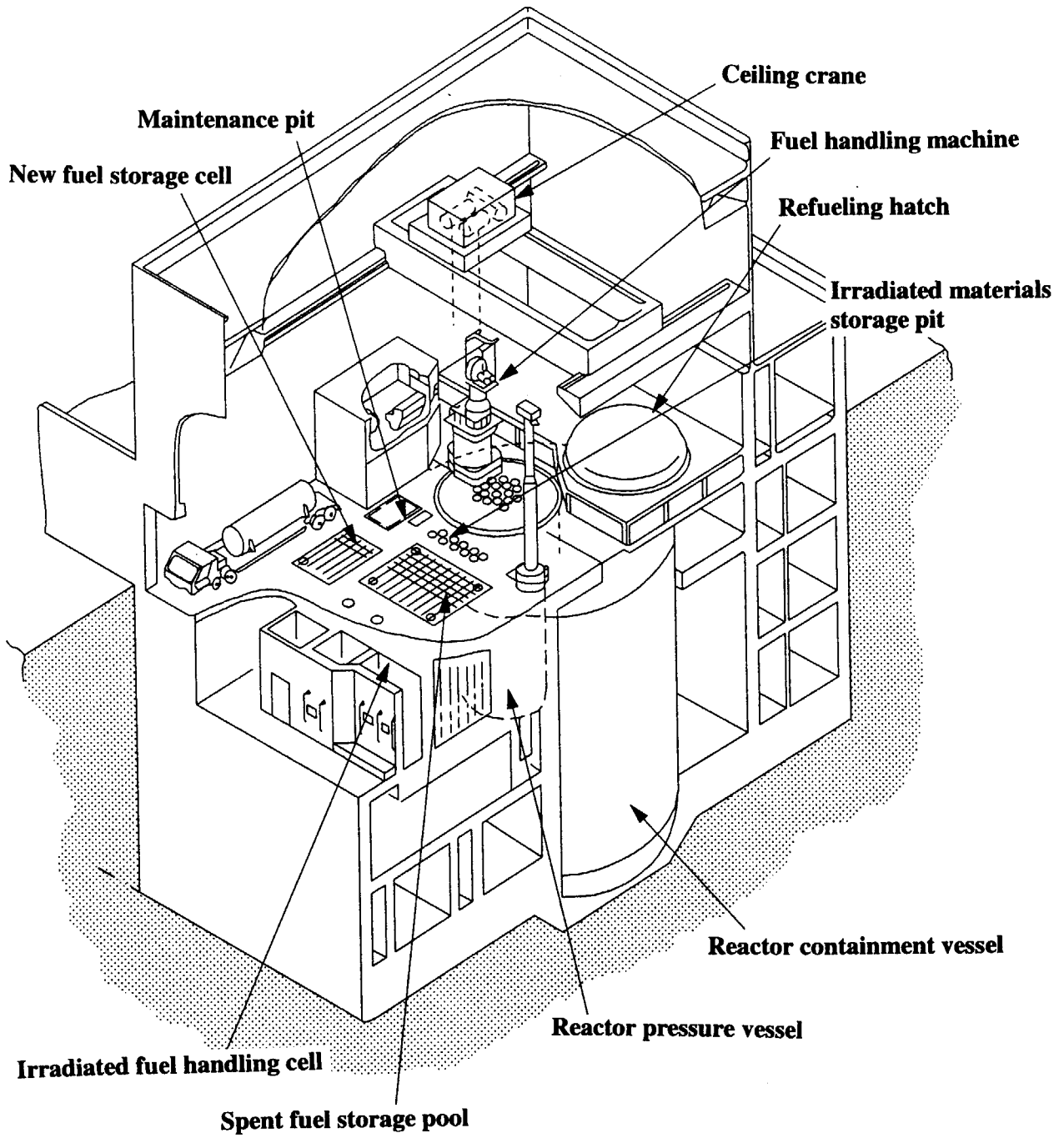


Fig. 4 Fuel handling and storage systems in the HTTR reactor building.

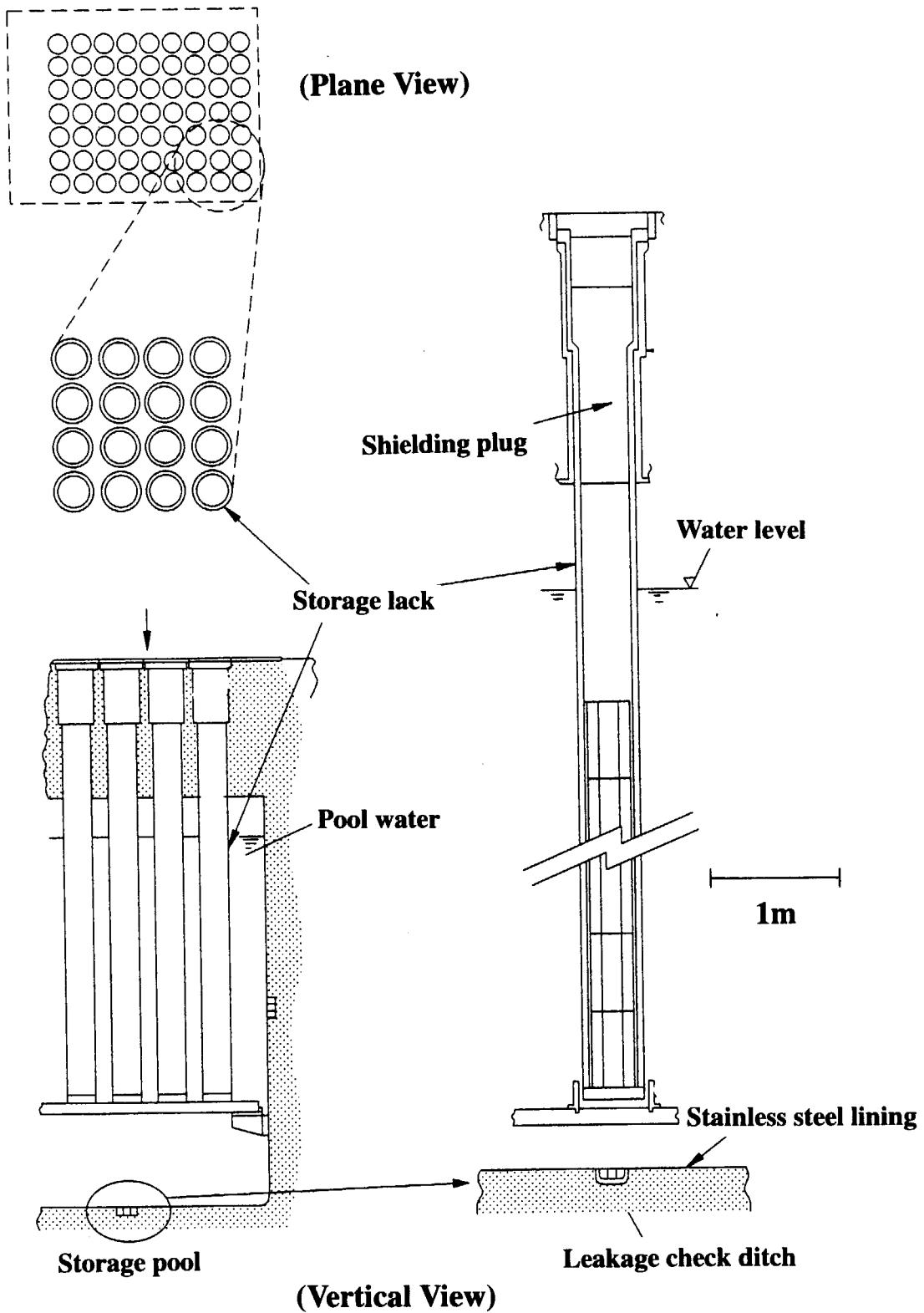


Fig. 5 Spent fuel storage system in the HTTR reactor building.

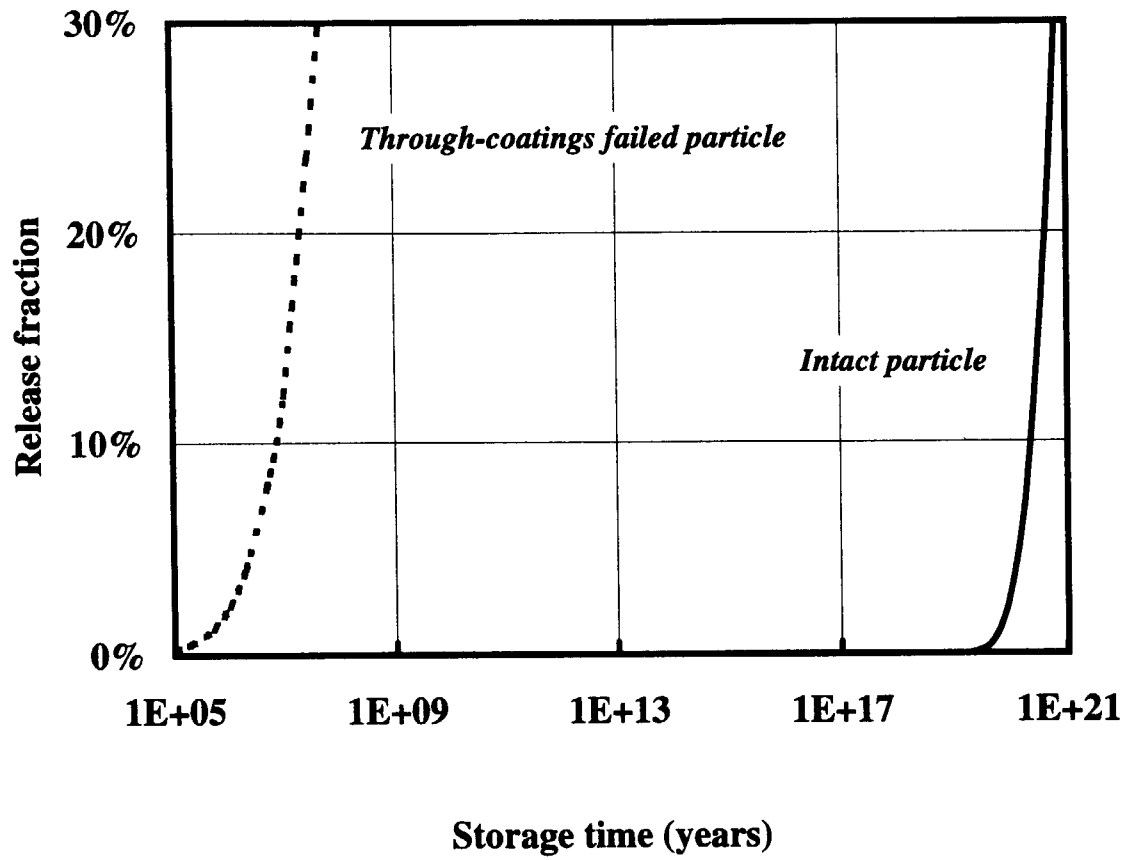


Fig. 6 Calculated result of release fraction of Krypton and Iodine from coated fuel particles.

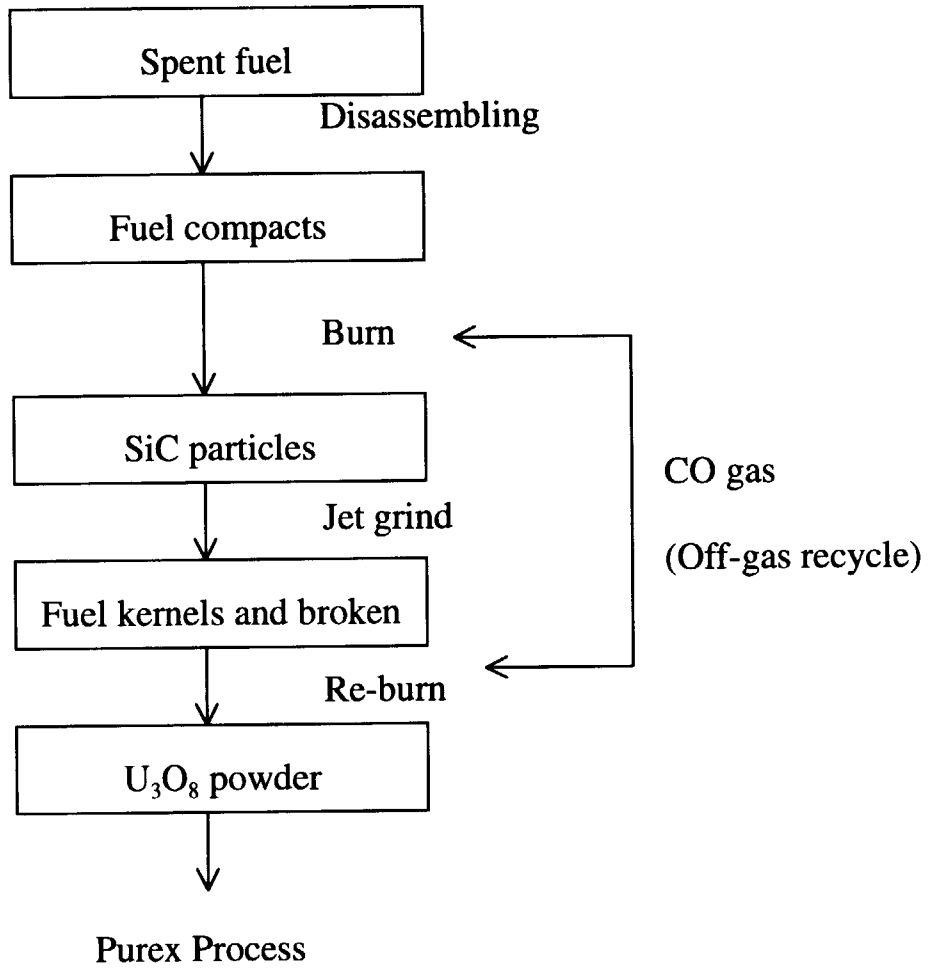


Fig. 7 Block diagram of JAERI head-end process.

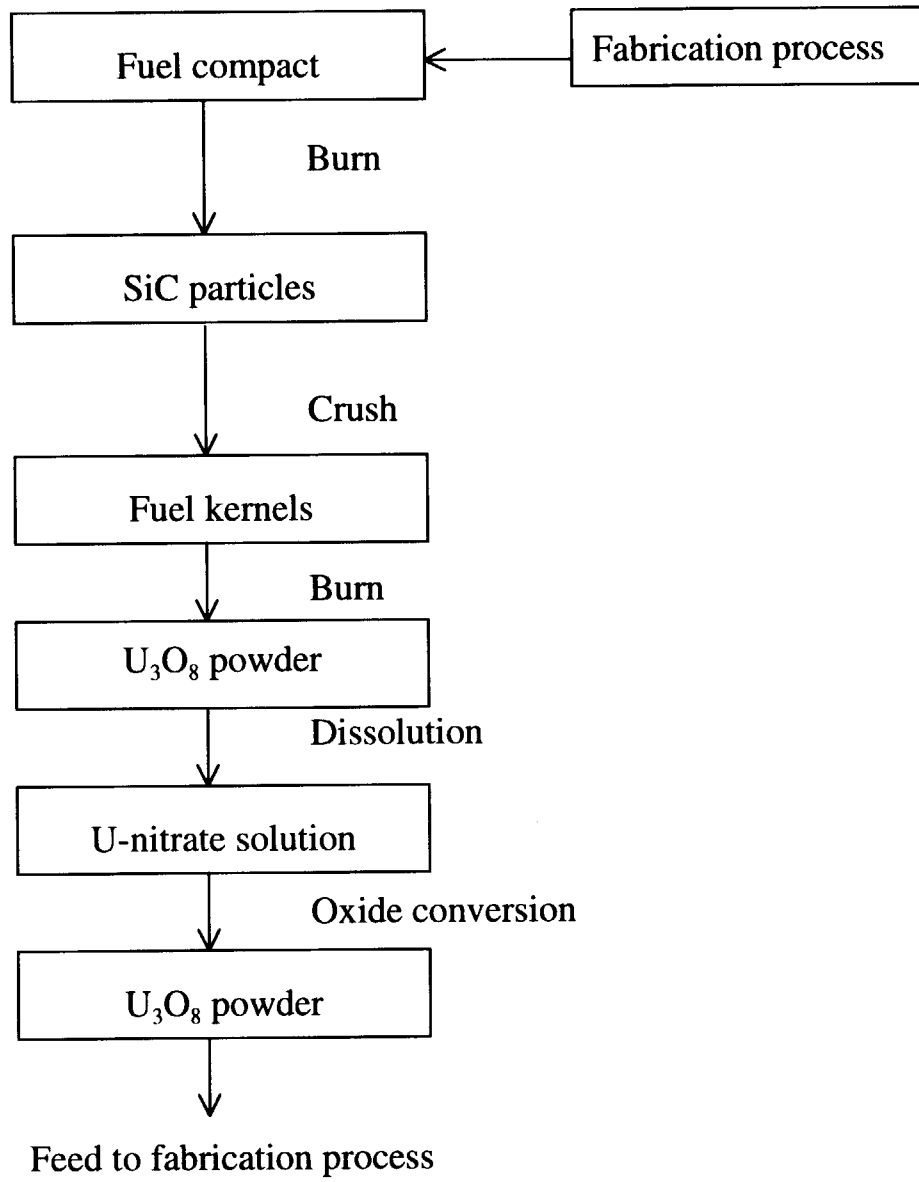


Fig. 8 Block diagram of uranium recovery in fuel fabrication process.

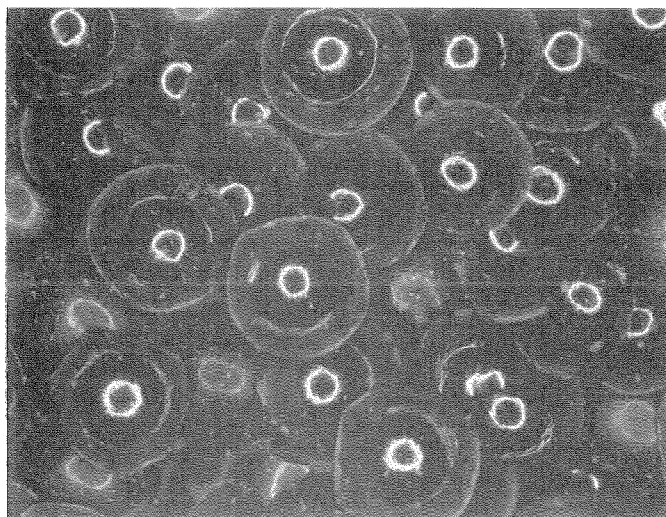
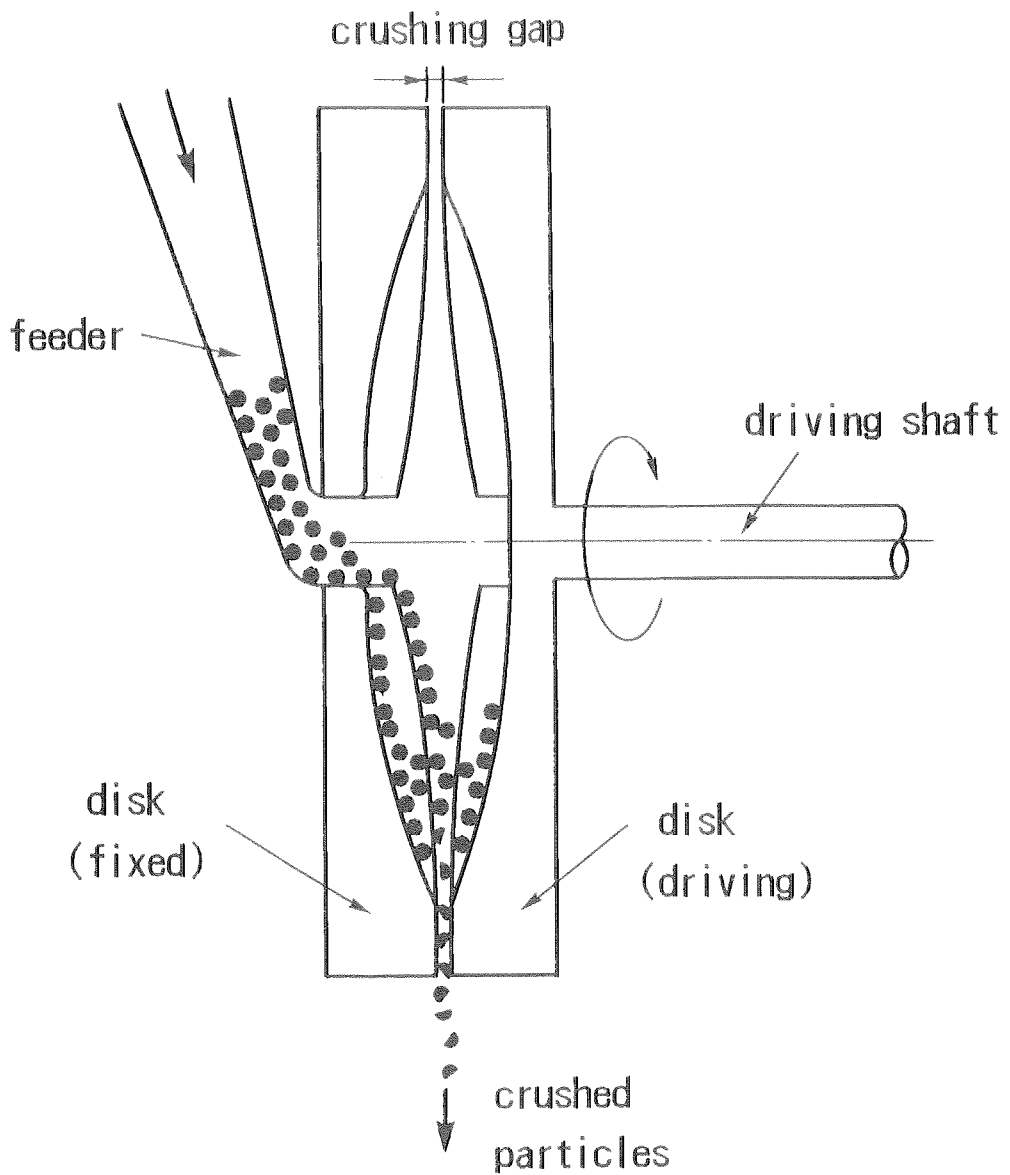


Fig. 9 Hard disk crusher and crushed particles.

国際単位系 (SI) と換算表

表1 SI基本単位および補助単位

量	名称	記号
長さ	メートル	m
質量	キログラム	kg
時間	秒	s
電流	アンペア	A
熱力学温度	ケルビン	K
物質質量	モル	mol
光度	カンデラ	cd
平面角	ラジアン	rad
立体角	ステラジアン	sr

表3 固有の名称をもつSI組立単位

量	名称	記号	他のSI単位による表現
周波数	ヘルツ	Hz	s ⁻¹
力	ニュートン	N	m·kg/s ²
圧力, 応力	パスカル	Pa	N/m ²
エネルギー, 仕事, 熱量	ジュール	J	N·m
工率, 放射束	ワット	W	J/s
電気量, 電荷	クーロン	C	A·s
電位, 電圧, 起電力	ボルト	V	W/A
静電容量	ファラド	F	C/V
電気抵抗	オーム	Ω	V/A
コンダクタンス	ジーメンズ	S	A/V
磁束	ウェーバ	Wb	V·s
磁束密度	テスラ	T	Wb/m ²
インダクタンス	ヘンリー	H	Wb/A
セルシウス温度	セルシウス度	°C	
光束度	ルーメン	lm	cd·sr
照射度	ルクス	lx	lm/m ²
放射能	ベクレル	Bq	s ⁻¹
吸収線量	グレイ	Gy	J/kg
線量当量	シーベルト	Sv	J/kg

表2 SIと併用される単位

名称	記号
分, 時, 日	min, h, d
度, 分, 秒	°, ', "
リットル	l, L
トン	t
電子ボルト	eV
原子質量単位	u

1 eV = 1.60218 × 10⁻¹⁹ J
1 u = 1.66054 × 10⁻²⁷ kg

表4 SIと共に暫定的に維持される単位

名称	記号
オンGSTローム	Å
バ - ン	b
バ - ル	bar
ガ	Gal
キュリ -	Ci
レントゲン	R
ラ	rad
レ	rem

1 Å = 0.1 nm = 10⁻¹⁰ m
1 b = 100 fm² = 10⁻²⁸ m²
1 bar = 0.1 MPa = 10⁵ Pa
1 Gal = 1 cm/s² = 10⁻² m/s²
1 Ci = 3.7 × 10¹⁰ Bq
1 R = 2.58 × 10⁻⁴ C/kg
1 rad = 1 cGy = 10⁻² Gy
1 rem = 1 cSv = 10⁻² Sv

表5 SI接頭語

倍数	接頭語	記号
10 ¹⁸	エクサ	E
10 ¹⁵	ペタ	P
10 ¹²	テラ	T
10 ⁹	ギガ	G
10 ⁶	メガ	M
10 ³	キロ	k
10 ²	ヘクト	h
10 ¹	デカ	da
10 ⁻¹	デシ	d
10 ⁻²	センチ	c
10 ⁻³	ミリ	m
10 ⁻⁶	マイクロ	μ
10 ⁻⁹	ナノ	n
10 ⁻¹²	ピコ	p
10 ⁻¹⁵	フェムト	f
10 ⁻¹⁸	アト	a

(注)

- 表1 5は「国際単位系」第5版、国際度量衡局 1985年刊行による。ただし、1 eV および 1 uの値はCODATAの1986年推奨値によった。
- 表4には海里、ノット、アール、ヘクタールも含まれているが日常の単位なのでここでは省略した。
- barは、JISでは流体の圧力を表わす場合に限り表2のカテゴリーに分類されている。
- EC閣僚理事会指令ではbar, barnおよび「血圧の単位」mmHgを表2のカテゴリーに入れている。

換算表

力	N (=10 ⁵ dyn)	kgf	lbf
	1	0.101972	0.224809
	9.80665	1	2.20462
	4.44822	0.453592	1

粘度 1 Pa·s (N·s/m²) = 10 P (ポアズ) (g/(cm·s))

動粘度 1 m²/s = 10⁴ St (ストークス) (cm²/s)

圧	MPa (=10 bar)	kgf/cm ²	atm	mmHg (Torr)	lbf/in ² (psi)
	1	10.1972	9.86923	7.50062 × 10 ³	145.038
力	0.0980665	1	0.967841	735.559	14.2233
	0.101325	1.03323	1	760	14.6959
	1.33322 × 10 ⁻⁴	1.35951 × 10 ⁻³	1.31579 × 10 ⁻³	1	1.93368 × 10 ⁻²
	6.89476 × 10 ⁻³	7.03070 × 10 ⁻²	6.80460 × 10 ⁻²	51.7149	1

エネルギー・仕事・熱量	J (=10 ⁷ erg)	kgf·m	kW·h	cal (計量法)	Btu	ft·lbf	eV
	1	0.101972	2.77778 × 10 ⁻⁷	0.238889	9.47813 × 10 ⁻⁴	0.737562	6.24150 × 10 ¹⁸
	9.80665	1	2.72407 × 10 ⁻⁶	2.34270	9.29487 × 10 ⁻³	7.23301	6.12082 × 10 ¹⁹
	3.6 × 10 ⁶	3.67098 × 10 ⁵	1	8.59999 × 10 ⁵	3412.13	2.65522 × 10 ⁶	2.24694 × 10 ²⁵
	4.18605	0.426858	1.16279 × 10 ⁻⁶	1	3.96759 × 10 ⁻³	3.08747	2.61272 × 10 ¹⁹
	1055.06	107.586	2.93072 × 10 ⁻⁴	252.042	1	778.172	6.58515 × 10 ²¹
	1.35582	0.138255	3.76616 × 10 ⁻⁷	0.323890	1.28506 × 10 ⁻³	1	8.46233 × 10 ¹⁸
	1.60218 × 10 ⁻¹⁹	1.63377 × 10 ⁻²⁰	4.45050 × 10 ⁻²⁶	3.82743 × 10 ⁻²⁰	1.51857 × 10 ⁻²²	1.18171 × 10 ⁻¹⁹	1

1 cal = 4.18605 J (計量法)
= 4.184 J (熱化学)
= 4.1855 J (15 °C)
= 4.1868 J (国際蒸気表)
仕事率 1 PS (仏馬力)
= 75 kgf·m/s
= 735.499 W

放射能	Bq	Ci
	1	2.70270 × 10 ⁻¹¹
	3.7 × 10 ¹⁰	1

吸収線量	Gy	rad
	1	100
	0.01	1

照射線量	C/kg	R
	1	3876
	2.58 × 10 ⁻⁴	1

線量当量	Sv	rem
	1	100
	0.01	1

