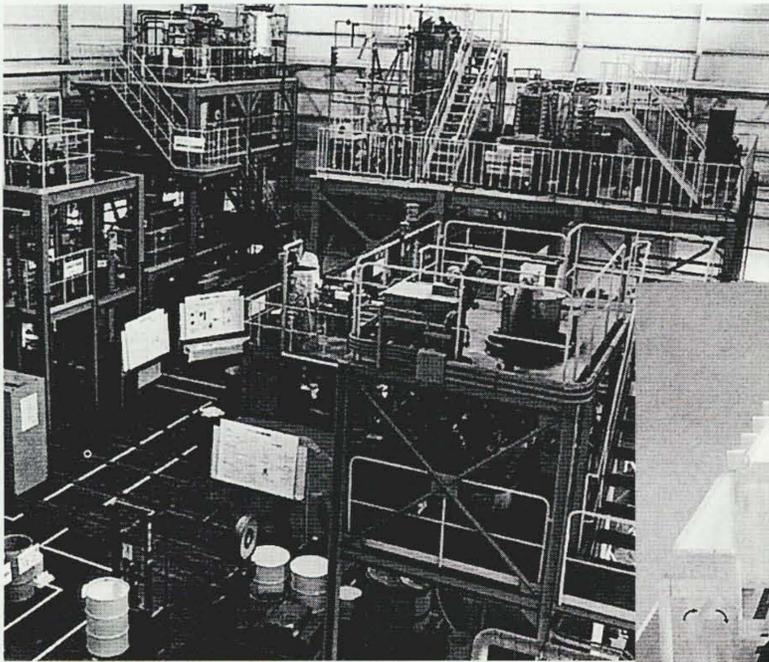


# 原子燃料サイクルへの取組み

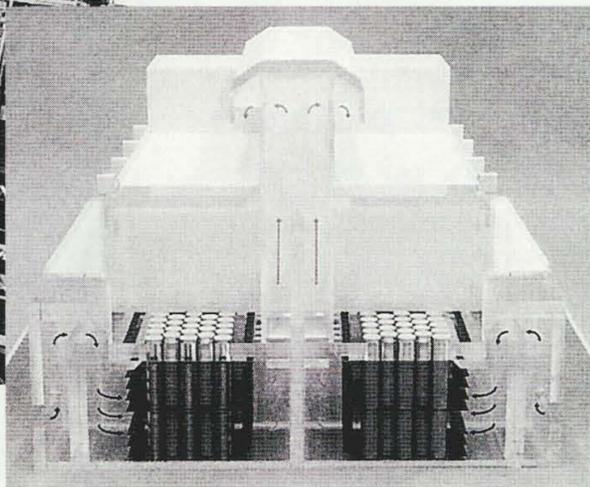
## —放射性廃棄物処理と使用済燃料貯蔵を中心に—

### Technology Development for Nuclear Fuel Cycles

菊池 恂 Makoto Kikuchi 松田将省 Masami Matsuda  
本永哲司 Tetsuji Motonaga 金井秀俊 Hidetoshi Kanai



(a) 燃料サイクル技術工学試験センター



(b) 使用済燃料乾式貯蔵施設のモデル(ボルト\*貯蔵方式)

注：\*ボルト(Vault)は、「貯蔵室」を意味する。

#### 原子燃料サイクル技術の開発

日立製作所は、ウラン濃縮や使用済燃料貯蔵、再処理、放射性廃棄物処理・処分などの技術開発と施設建設を通じて、わが国の原子燃料サイクルの確立に貢献している。

わが国の原子力長期計画では、ウラン資源を有効に活用するため、原子燃料サイクルの確立に向けた技術開発の必要性がうたわれている。日立製作所は、ウラン濃縮や燃料加工、再処理、放射性廃棄物処理・処分などの分野で技術開発と施設建設に携わってきた。

原子燃料サイクルの完結に向けては、トータルソリューションシステムの構築を目指して、信頼性確保、環境負荷低減、経済性向上の調和を図る必要がある。このため、発電所の廃棄物処理では、放射性核種吸着性が高く、廃棄物減容性の優れた高性能セメント固化法を開発した。また、雑固体廃棄物の減容性の大幅な向上を図るため、連続式溶融技術の開発を進めている。

一方、原子力発電所の順調な運転に伴って、使用済燃料は増加する傾向にあり、貯蔵容量の増加が求められている。このため、中性子吸収能力を高めて貯蔵密度を改善する「新型ボロンラック」を開発し、実用化した。さらに、低コストでメンテナンスも容易な金属キャスクやボルト方式など、乾式貯蔵技術の実用化も進めている。

## 1 はじめに

原子燃料サイクルの確立は、エネルギーの長期安定供給、放射性廃棄物処分に伴う環境負荷低減、原子力発電の経済性向上などの観点から、わが国の原子力政策の基本である。

ここでは、わが国の原子燃料サイクルでその位置づけがますます重要となっている廃棄物処理・処分技術と使用済燃料貯蔵技術を中心に、日立製作所の原子燃料サイクルへの取組みと技術開発の概要について述べる。

## 2 原子燃料サイクルへの取組み

日立製作所は、原子力施設の総合メーカーとして原子燃料サイクルの完結を目指して、発電所の廃棄物処理・処分はもとより、ウラン濃縮、使用済燃料の貯蔵、再処理、将来の発電所廃止措置などに関連する技術の開発と実用化を幅広く進めている。

### 2.1 トータルソリューションシステム

日立製作所は、原子燃料サイクル関連技術の開発と実用化の推進にあたって、信頼性の確保、環境負荷の低

減，経済性の向上を柱に，「原子力発電のトータルソリューションシステム」の確立を目指している(図1参照)。わが国の原子力の長期計画を的確に反映することはもちろんのこと，電力会社や研究開発機関などの関連機関との連携を密にするとともに，諸外国の動向も分析，検討して，開発方向の決定に努めている。

原子力施設の最重要課題は信頼性の確保であり，技術開発段階から最善を尽くしている。研究によって開発した技術は，燃料サイクル技術工学試験センタ(45ページの写真参照)の実機模擬の設備でスケールアップ試験を行う。さらに，試験設備を発電所サイトに持ち込み，実廃棄物処理試験(ホット試験)で性能の実証を行っている。また，工学試験センタ内の設備は，実機運転開始後も維持して，廃棄物性状が変化したときの運転方法の改善など，発電所のメンテナンスにも活用している。

## 2.2 関連技術の概要

日立製作所の原子燃料サイクルに関連する主な開発技術の概要を表1に示す。次章以降に述べる，発電所の廃棄物処理と使用済燃料貯蔵のほかに，特にサイクル廃棄物の処理・処分技術，発電所廃止措置技術への取組みを強めている。

サイクル廃棄物の処理技術の一つとして，放射性ヨウ素の新しい固化技術を開発中である。再処理施設のオフガス系に使用されるヨウ素吸着材からヨウ素をヨウ化銀の形態で回収し，低温ガラス固化体として固定化する

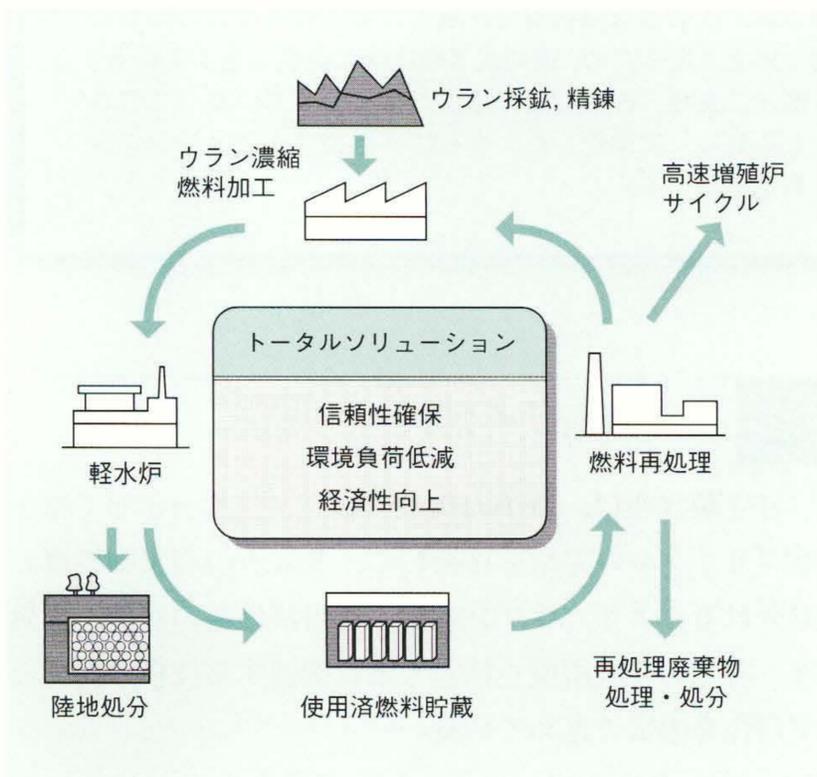


図1 原子燃料サイクル

信頼性確保，環境負荷低減，および経済性向上を柱とした原子力発電のトータルソリューションを目指している。

表1 原子燃料サイクル関連の主な開発技術

原子力発電のトータルソリューションシステムの確立を目指し，幅広い開発を進めている。

| 分野      | 主な開発技術  | 備考                            |
|---------|---|-------------------------------|
| ウラン濃縮   | ● レーザ法ウラン濃縮                                   | ● 現行遠心法の代替                    |
| 発電所廃棄物  | ● 高性能セメント固化<br>● 連続溶融システム<br>● 洗濯廃液ヘリカルフィルタ処理 | ● 環境負荷の低減<br>● 経済性向上          |
| 使用済燃料貯蔵 | ● 新型ボロンラック<br>● 金属キャスク<br>● ボールト貯蔵            | ● 既存施設の増容量<br>● 大規模中間貯蔵の費用低減  |
| 再処理     | ● イオン交換法<br>● 改良ピューレックス法<br>● 改良乾式法           | ● 現行システムからの大幅な経済性向上           |
| サイクル廃棄物 | ● 低温ガラス固化<br>● 超ウラン廃棄物処理・処分<br>● ウラン汚染廃棄物処理   | ● 長半減期核種の安定固化<br>● 汚染施設の環境回復  |
| 廃止措置    | ● システムエンジニアリング<br>● 除染・放射能計測<br>● 廃棄物再利用      | ● 発電所建設技術の活用<br>● 廃止措置費用の大幅低減 |

ものである。この低温ガラス固化技術は，減容性，耐水性に優れており，将来の処分時にきわめて有効な方法である。

発電所廃止措置費用の低減は重要な課題であり，そのためには，発電所の建設や予防保全で培った技術の活用を図っている。例えば，工事全体のシステムエンジニアリングへは三次元CADの適用が可能であり，廃棄物処理では，発電所の廃棄物処理技術の拡張を行っている。また，廃止措置では特に，廃棄物再利用や大型廃棄物の輸送・処分が特徴的な課題となり，環境負荷の低減を目指した技術開発を進めている。

このほか，ウラン濃縮に関して現行の遠心法の代替技術としてのレーザ濃縮技術や，経済性の向上を主眼とした次世代の再処理技術の開発を幅広く進めている。

また，これらの技術開発にあたっては，先行実績のある海外機関と連携をとり，開発効率の向上を図っている。

## 3 発電所廃棄物の処理技術

信頼性と経済性に優れ，しかも環境負荷が小さい放射性廃棄物の処理技術を確立するため，日立製作所は，1960年代後半から自主技術を中心に開発を進めてきた。最近では，(1) 廃棄物の発生量低減と減容安定固化と，(2) 陸地処分も考慮した環境への放出放射能の低減に重点を置いている。基本的な開発コンセプトを具体的な事例とともに図2に示す。

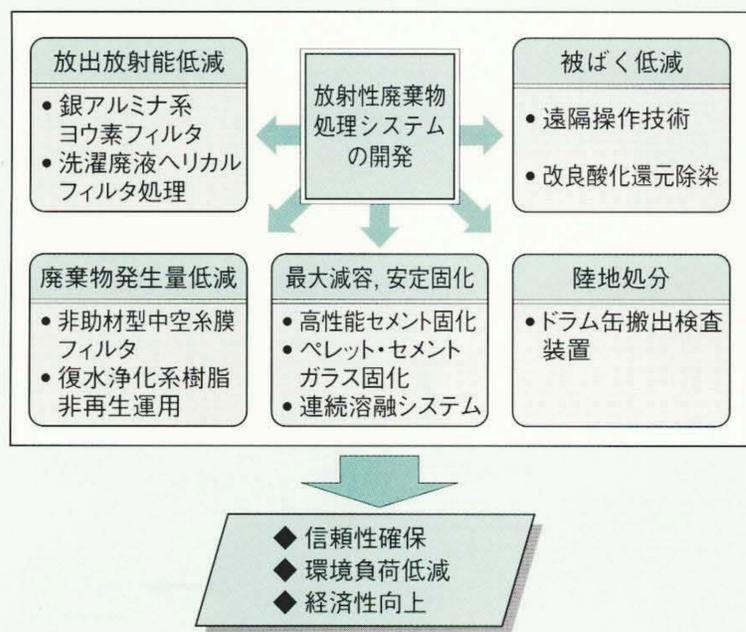


図2 発電所廃棄物処理技術の開発コンセプト

環境への放出放射能低減や廃棄物の減容・安定固化を通じて、原子力発電のトータルソリューションに寄与する。

同時に、先行機の運転実績を反映した廃液処理系の統廃合など、設計の合理化を進めた。この結果、ABWR(改良型沸騰水型原子炉)の廃棄物処理建屋の体積は、初期の改良標準化プラントの約 $\frac{1}{3}$ としている。最近の開発例として、高性能セメント固化システム、連続式溶融システム、および洗濯廃液ヘリカルフィルタ処理システムについて以下に述べる。

### 3.1 高性能セメント固化システム

原子力発電所の主要な低レベル廃棄物には、濃縮廃液、廃樹脂(使用済イオン交換樹脂)、焼却灰、不燃性雑固体がある。高性能セメント固化システムは、これらの廃棄物を単一の設備で固化処理できる(図3参照)。また、廃棄物の減容性に優れ、得られた固化体は、すべて陸地処分基準を満足する。

開発した高性能セメントの概要について以下に述べる<sup>1)</sup>。

#### 3.1.1 核種吸着性能向上による環境負荷低減

セメントは、Co-60や超ウラン元素など多くの放射性核種を吸着して固定する優れた性質を持っているが、核分裂生成物の代表であるCs-137に対しては吸着力が低い。そこで、セメントの強度や作業性に悪影響を及ぼさないセシウム吸着材として、粘土鉱物の一種であるクリノプチロライトを選定した。この結果、陸地処分後の地下水の浸入を想定した場合の固化体からのセシウム放出量を $\frac{1}{10}$ 以下に低減した。

#### 3.1.2 補強用繊維による減容性の向上

従来のセメント固化では、廃樹脂の充てん量は200 L

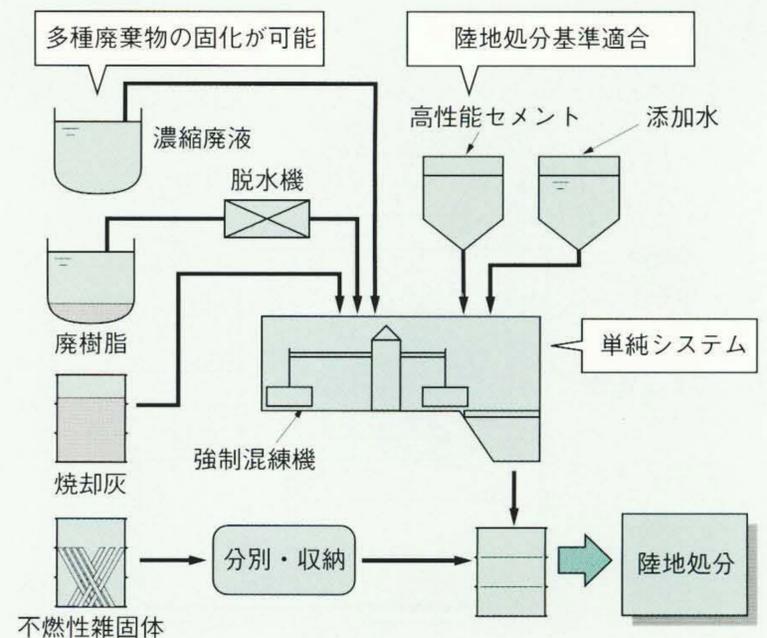


図3 高性能セメント固化システムの概要

多種廃棄物を単一設備で固化処理することが可能で、減容性や陸地処分基準適合性にも優れる。

ドラム缶当たり25 kg以下に制限されている。その理由は、充てん量を増加すると固化体の耐水性が低下し、陸地処分後に地下水と接触すると固化体にクラックが発生する可能性があるからである。廃樹脂が吸水し、膨潤してクラックが発生することを明らかにし、セメント中に補強用の炭素繊維を分散させることにより、クラックの発生を防止した。この結果、ドラム缶当たりの廃樹脂の充てん量を、従来の2倍以上である55 kgに向上させた。

#### 3.1.3 水素発生防止による安定固化

雑固体廃棄物や焼却灰には、足場パイプなどのアルミニウムが含まれる場合がある。アルミニウムをセメント固化すると、セメント中のアルカリ成分との腐食反応で水素ガスが発生し、固化体内部にボイドやクラックが生じる。水素発生防止のために、アルカリ中で機能する腐食抑制剤として硝酸リチウムを選定した結果、アルミニウム廃棄物も安全に固化処理することが可能となった。

以上の基礎開発の結果を受け、実規模パイロットプラントによる性能確認を実施し、実機に採用されている。

### 3.2 連続式溶融システム

金属配管や保温材など不燃性雑固体の減容処理を目的として、回転炉床式プラズマ溶融やバッチ式誘導加熱炉が実用化の段階にある。しかし、いずれの設備も比較的大規模であり、コンパクト化が望まれている。このため、スクラップ金属の再利用を目的としてすでに実用化されていた「連続式誘導溶融炉」の原子力分野への適用を進めている<sup>2)</sup>。

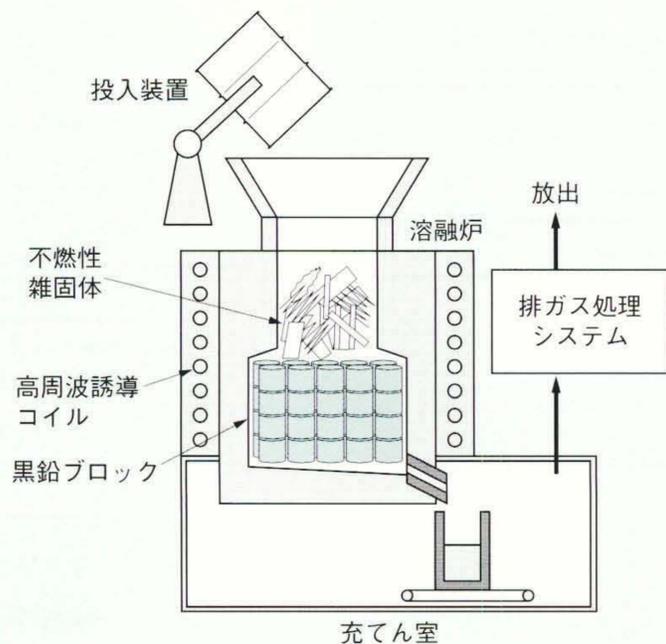


図4 連続式溶融システムの概要

不燃性雑固体廃棄物には、トータル設備のコンパクト化が可能な連続溶融方式の開発を進めている。

連続式溶融システムの概要を図4に示す。溶融炉内部には直径10 cm程度の円柱の黒鉛ブロックが充てんされている。外部から高周波磁界をかけると、この黒鉛に誘導電流が流れて約1,500℃に加熱される。上部から連続的に供給される雑固体廃棄物は、炉内で黒鉛ブロックから熱を受けて溶解し、下部の出湯口から排出される。

このシステムの特徴を以下にあげる。

- (1) 保温材やコンクリートなどの絶縁物は誘導加熱できないが、この方式では、黒鉛からの間接加熱によって安定な溶解が可能である。
- (2) 電力の利用効率は約50%と、他方式の約2倍である。このため、処理速度が高く、炉本体はもとより、電源設備などの大幅なコンパクト化が可能である。
- (3) 溶融物の大半は黒鉛ブロックを伝って流れる。このため、溶融炉で常に問題となる炉壁耐火物の損傷がほとんどなく、黒鉛ブロックの補充だけで長期間の運転が可能で、保守も容易である。
- (4) 一般に、溶融物中に多量の水や有機物が入ると水蒸気爆発の可能性が生じるが、この方式では、溶融物を連続的に抜き出すため、水蒸気爆発のポテンシャルがない。

現在、排ガス処理システムを含めたパイロットプラントを製作し、原子力発電所から発生する廃棄物の実態に即した実証試験を継続中である。

### 3.3 洗濯廃液ヘリカルフィルタ処理システム

従来、原子力の分野では、衣服などの洗濯はフロンを用いたドライクリーニング方式が主流であった。しかし、

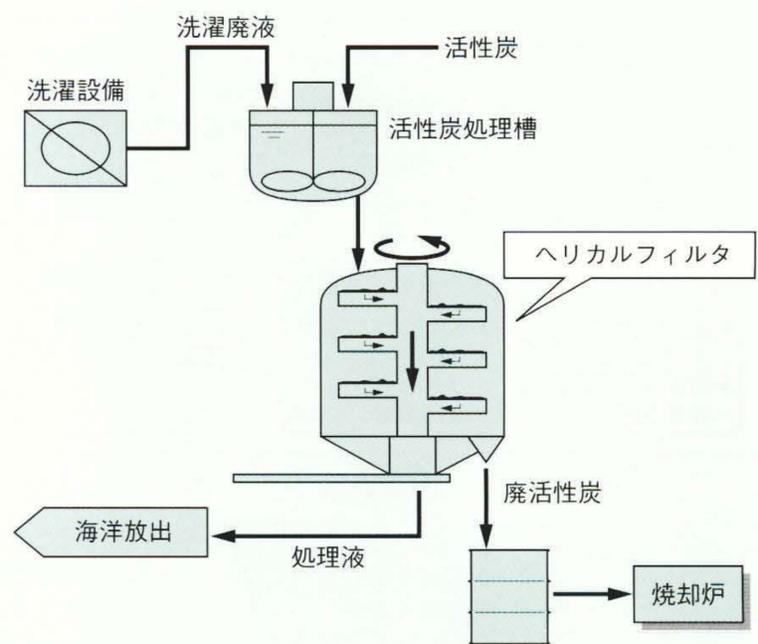


図5 洗濯廃液ヘリカルフィルタ処理システムの概要

新しい洗濯廃液処理システムでは、放射性物質はもちろんのこと、洗剤などのCOD(化学的酸素要求)成分も環境に放出しない。

近年のフロン規制の影響で、水洗いへの切替が進められている。水洗いで発生する洗濯廃液には、洗剤のCOD成分や微量の放射性物質を伴う不溶解成分が含まれる。図5に示すシステムでは<sup>3)</sup>、まず0.1%程度の活性炭を洗濯廃液に加え、廃液中のCOD成分を活性炭に吸着させる。その後、ヘリカルフィルタで濾過、回収することにより、活性炭は不溶解成分とともに廃液から除去される。この結果、処理液の海洋放出が可能となる。

ヘリカルフィルタ内に蓄積された廃活性炭は水分を60%以上含むが、濾過処理終了後にフィルタ内部に加熱空気を供給して乾燥し、排出する。排出された廃活性炭は含水率が30%以下と低いので、既存の焼却炉で直接焼却処理することができる。

以上のように、ヘリカルフィルタは濾過と乾燥の二つの機能を持っており、設備のコンパクト化が可能であり、高含水物質の取り扱いも不要となる。この技術については、発電所の実廃液を用いた実証試験が終了し、現在、初号機を建設中である。

## 4 使用済燃料貯蔵技術の開発

わが国の原子力発電所から発生する使用済燃料は、再処理することを基本としている。使用済燃料の発生量は着実に増加しており、再処理されるまでの間、リサイクル燃料資源として適切に貯蔵、管理することが必要である。当面は発電所内で貯蔵することが適切であるが、2010年を目途に発電所外での貯蔵が必要となる。

既存の発電所内の使用済燃料プールの貯蔵容量の増強を図るために開発した「新型ボロンラック」は、すでに実用化段階にある。また、発電所敷地内や敷地外での貯蔵に対応するため、低コストでメンテナンスも容易な乾式貯蔵技術として、金属キャスク、ボルトなどの開発と実用化を進めている。

#### 4.1 新型ボロンラック

現在、使用済燃料は、主に発電所内の燃料プールで安全に貯蔵されている。燃料プールでの高密度貯蔵のニーズにこたえるため、中性子吸収能力に優れたボロン添加ステンレス鋼を用いた平板式の新型ボロンラックを開発した。その特徴は、板状のボロン添加ステンレス鋼を格子状に組み合わせることにより、軽量かつ耐震性に優れた構造としている点である。新型ボロンラックの外観を図6に示す。これにより、貯蔵密度をステンレス鋼ラックよりも40%、従来型のボロンラックに比べても10%それぞれ向上でき、既設プールの増容量工事および新規プラントでの採用が決定している<sup>9)</sup>。

開発にあたっては、1%程度のボロンを添加したステンレス鋼の材料特性に関する各種試験を行うとともに、新型ボロンラックの実規模モックアップ試験による耐震性実証などにより、実機適用性を確認した。

以上、BWR(沸騰水型原子炉)燃料用の例について述べた。PWR(加圧水型原子炉)燃料に対しても同様のボロンラックを開発済みである。

#### 4.2 金属キャスク貯蔵方式

金属キャスク貯蔵方式の特徴は、貯蔵容量の逐次増加が容易で、中小規模施設での経済性が高い点である。この方式では、建屋に規則的に配列された、放射線を遮へ

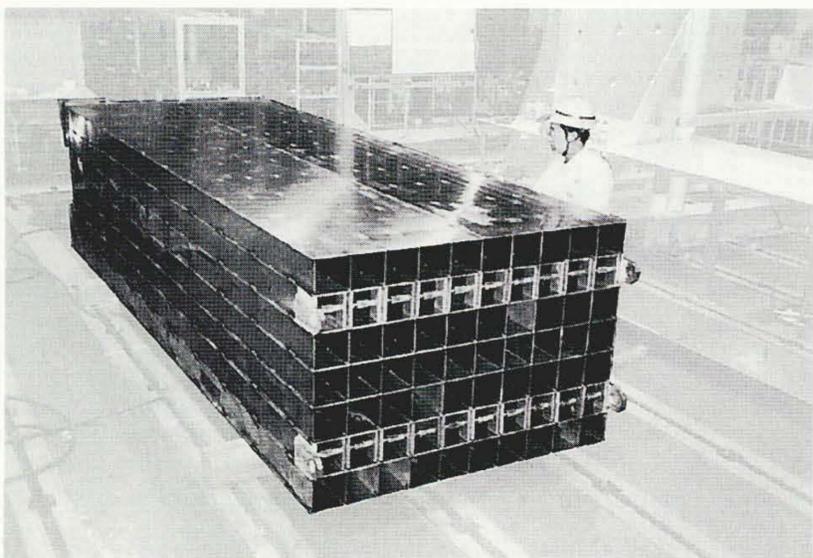


図6 新型ボロンラックの外観

中性子吸収能力の優れたボロン添加ステンレス鋼の使用により、使用済燃料の貯蔵密度を向上させる。

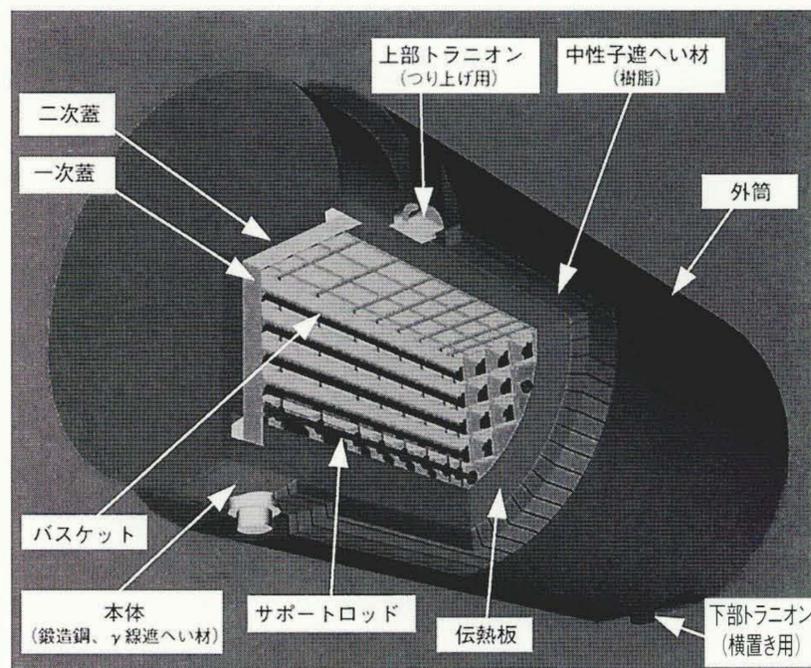


図7 金属キャスクの概要

金属キャスクは使用済燃料を乾燥状態で密封し、 $\gamma$ 線と中性子を遮へいする。

いする機能を持つ金属キャスクに、使用済燃料を乾燥状態で密封、貯蔵する。使用済燃料から発生する崩壊熱の除去は、建屋内の自然対流を利用した自然冷却で行う。金属キャスクの概要を図7に示す。

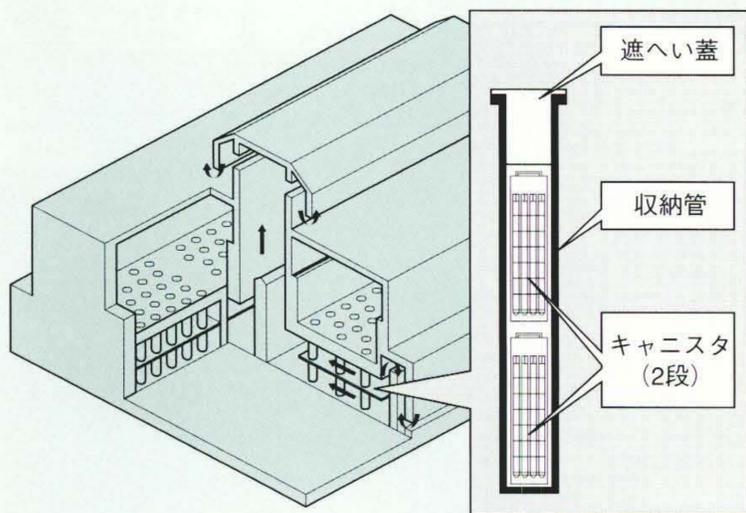
#### 4.3 ボルト貯蔵方式

大規模貯蔵では、いっそうの経済性向上が可能な「高性能ボルト貯蔵方式」の開発を進めている。

高性能ボルト貯蔵設備の概要を図8に示す。この方式は、使用済燃料集合体を20~40体(BWR燃料の場合)密封する大型キャニスタ、大型キャニスタを2段積みしに収納する収納管、収納管上部に設置する遮へい蓋(ぶた)、キャニスタを移送する装荷機などで構成する。大型キャニスタの採用により、使用済燃料の密封やキャニスタ移送などの各種の作業を合理化し、かつキャニスタの2段積みにより、敷地面積当たりの貯蔵密度を倍増させ、狭いサイトへも適用が可能となる<sup>9)</sup>。

使用済燃料を乾燥状態でキャニスタと収納管によって二重に閉じ込めることにより、放射性物質の漏れを防止するとともに、キャニスタの長期健全性の観点から塩害対策を構っている。使用済燃料から発生する崩壊熱の除去は、自然対流を利用した煙突効果によって行われる。貯蔵部は、耐震性への考慮と冷却空気流量の均一化を目的に設置した中間天井により、上下に仕切られている。冷却空気は、吸気口から取り入れられ、上下に仕切られて配列された収納管を水平に横切り、煙突から排出される。

高性能ボルト貯蔵方式の最も重要な技術課題である除熱性能については、実機の約 $\frac{1}{5}$ 規模の試験設備を製作



性能比較 (ウラン3,000 t規模貯蔵施設)

| 項目                       | ボルト貯蔵方式 | 従来方式  |
|--------------------------|---------|-------|
| 貯蔵密度 (t/m <sup>2</sup> ) | ~0.70   | 0.45  |
| 収納体数 (キャニスタ当たり体)         | ~40     | 16    |
| 敷地面積 (m <sup>2</sup> )   | ~4,300  | 6,700 |

図8 高性能ボルト貯蔵設備の概要

大型キャニスタを2段積みとすることにより、貯蔵密度の向上と各種の取扱作業の合理化を図る。

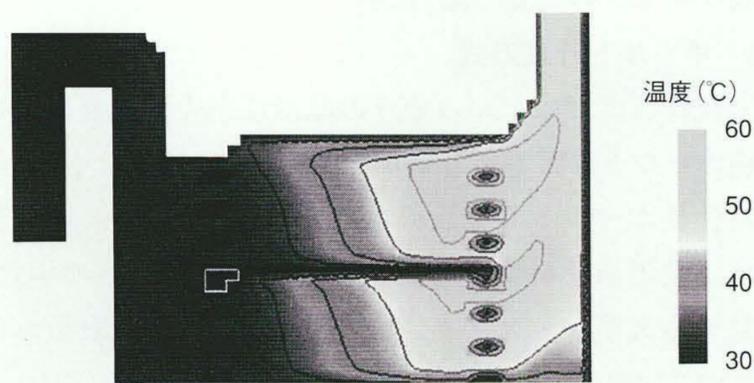


図9 高性能ボルト貯蔵方式の除熱特性評価例

実規模での貯蔵設備内の冷却空気流動と温度分布の評価により、十分な除熱性能を持つことを確認した。

して実証試験を推進するとともに、シミュレーション技術の高精度化を進めて確認を行った。

収納管配列や間隔、冷却空気の流量などをパラメータとした試験によって各種試験データを蓄積するとともに、解析コードによる結果の一般化を図った。

高性能ボルト貯蔵方式の除熱特性を評価した例を図9に示す。冷却空気の上下流量配分の均一化を図る冷却空気流路構造の最適化などにより、発熱量が高い高燃焼度燃料を大型キャニスタに40体収納した場合を想定した条件下でも、建屋内最高温度が54℃とコンクリート制限温度である65℃を下回る結果が得られ、十分な除熱性能を持つことを確認した。

## 5 おわりに

ここでは、原子燃料サイクル関連の技術開発について述べた。

原子力開発では、原子燃料サイクル技術の占める役割がますます重要となっている。今後も、電力会社など各方面の指導を得ながら、原子燃料サイクル完結に向けたトータルソリューションシステムとしての技術開発に取り組んでいく考えである。

### 参考文献

- 1) 松田, 外: 原子力発電所廃棄物の一括セメント固化技術, 火力原子力発電, 47, 976 (平8-9)
- 2) 橋田: 連続式誘導溶解炉, 工業加熱, 27, 23 (1991)
- 3) 平山: ヘリカルフィルタによる洗濯廃液/手洗い廃液処理技術, 火力原子力発電平成8年度東北支部研究発表会 (平8-10)
- 4) 岩倉, 外: BWR用超稠密使用済燃料ラックの開発, 日本原子力学会1998年秋の大会, E66
- 5) M. Oda, et al.: Heat Removal Experiment of the High Performance Vault Type Dry Storage System for Nuclear Spent Fuel, Proc. of WM'99, Tucson, USA(1999)

### 執筆者紹介



**菊池 惲**

1975年日立製作所入社, 日立工場 バックエンド設計センタ 所属  
現在, 原子燃料サイクル業務の取りまとめに従事  
理学博士  
日本原子力学会会員, 日本化学学会会員, 化学工学会会員  
E-mail: kikuchi@cm.hitachi.hitachi.co.jp



**本永 哲司**

1981年日立製作所入社, 日立工場 バックエンド設計センタ 所属  
現在, 原子燃料サイクル業務の取りまとめに従事  
日本原子力学会会員, 日本機械学会会員  
E-mail: motonaga@cm.hitachi.hitachi.co.jp



**松田 将省**

1979年日立製作所入社, 日立工場 バックエンド設計センタ 所属  
現在, 放射性廃棄物処理・処分技術の開発に従事  
工学博士  
日本原子力学会会員, 応用物理学会会員  
E-mail: m\_matsuda@cm.hitachi.hitachi.co.jp



**金井 秀俊**

1981年日立製作所入社, 日立工場 バックエンド設計センタ 所属  
現在, 使用済燃料貯蔵設備の設計業務に従事  
E-mail: kanai@cm.hitachi.hitachi.co.jp