

# 大形 BWR 原子力発電所における 放射性廃棄物処理設備の計画

Design and Project of Radioactive Treatment and Disposal System in  
Large Capacity BWR Nuclear Power Station

下里 与\*      竹島 正毅\*      小佐野 勝春\*  
Atou Shimozato      Masaki Takeshima      Katsuharu Osano

## 要 旨

原子力発電所の増加と大形化に伴い、放射性廃棄物処理および廃棄の問題が大きく取りあげられるようになった。特にわが国においては一般に人口密度が高く廃棄に適当な用地の確保が困難なこと、最終廃棄場所として通常考えられる海洋投棄について未解決の技術的問題点が残っていることおよび周辺住民の放射能に対する過敏性など特殊事情があり、処理設備の計画と処理技術は、既存のものよりさらに進歩した方法の開発が望まれている。

ここでは、現在建設中ないしは計画中の大形 BWR 原子力発電所（出力 500 MW 程度）における放射性廃棄物の発生、処理と廃棄の実態ならびに問題点について述べ、さらに現在開発段階にある二、三の新しい処理技術を紹介する。

## 1. 緒 言

放射性廃棄物処理設備は原子力発電所の主要付属施設の一つで、廃棄物として発生する放射性物質を完全に回収し処理することにより、発電所全体の安全と円滑な操業が保障される。発電所から外部に放出されるあらゆる種類の廃棄物は、その放射能について法規により厳重な規制を受けるとともに、絶えず許容量を越えないように監視、記録される。したがって廃棄設備は技術的にも高度の信頼性が要求されることはもちろん、使用上ひいては環境周辺に対してじゅうぶんな安全性が確立されたものでなければならない。さらに、発電所全体の設備投資額および年間経費のそれぞれ数パーセントにおよぶ廃棄物処理設備は、安全上の要求を満足する範囲内でその経済性を考慮して計画されなければならない。

処理設備の運転は、発電所のあらゆる場所から連続的にあるいは間欠的に発生してくる各種廃棄物の生成量およびその性状に密接な関係があり、その処理能力は考慮される最悪の事態にもじゅうぶん対処できることが要求されている。

以下、日立製作所において現在までに計画、製作した BWR 発電所の放射性廃棄物処理設備における経験、既に諸外国で運転中のプラントの実績および新しく開発されている処理技術の一端を述べる。

## 2. 気体廃棄物処理設備

気体廃棄物のおもな発生源は原子炉一次冷却系であり、原子炉冷却系から直接タービンを経て放出される空気抽出器排ガスとタービングランドシール排ガスがある。このほかに、液体廃棄物処理系からのベントおよび汚染区域からの空調換気があるが、これらは原子炉冷却系から直接発生する前記の排ガスに比較して放射能は低く、高性能フィルタを通して煙突から放出される。空気抽出器排ガスは主復水器で水と分離され、空気抽出器によって系外に取り出される気体である。原子炉内で生成する放射性気体の大部分はこの系統の排ガス貯蔵タンク内で、定常時は短半減期放射性核種の減衰を目的として 30 分貯蔵、ガス中に核分裂生成物が存在する場合には 1 日間貯留したのち、煙突から放出される。グランドシール排ガスはタービングランドシール部からグランド蒸気復水器を経て排出される気体で、放射能は主蒸気の 1/1,000 程度と低いので、減衰管内で約 2 分間減衰したのち煙突から大気へ放出される。

\* 日立製作所日立工場

表 1 気体廃棄物の発生推定量

発 生 源	発 生 量 (m <sup>3</sup> /s STP)
空気抽出器系統	約 5×10 <sup>-2</sup> 内 訳 H <sub>2</sub> : 3.2×10 <sup>-2</sup> O <sub>2</sub> : 1.6×10 <sup>-2</sup> 空気: 0.2×10 <sup>-2</sup> 水蒸気: 飽和量
グランドシール系統	約 0.4 (大部分は空気)

表 2 気体廃棄物中の放射性核種と推定放出率

核 種	半 減 期	空 気 抽 出 器 系 (μc/s)		グランドシール系 (μc/s)	合 計 (μc/s)	
		A 30分間減衰	B 24時間減衰		C 2分間減衰	A+C
N-17	4.14 s	1	0	1	2	1
N-16	7.35 s	1	0	1	2	1
O-19	29.4 s	1	0	1	2	1
N-13	9.93 m	170	0	1	171	1
Ar-41	109 m	7	9×10 <sup>-4</sup>	0	7	0
Ar-37	35 d	2×10 <sup>-4</sup>	2×10 <sup>-4</sup>	0	0	0
H-3	12.5 y	1	1	0	1	1
計		181	1	4	185	5

出力 500 MW 程度の原子炉から排出される気体廃棄物の発生量は表 1 に示すとおりである。

### 2.1 処 理 概 念

空気抽出器からの排ガス中には、水の放射線分解による H<sub>2</sub> と O<sub>2</sub> が含まれている。爆鳴気による爆発の危険を避けるために、この排ガスに水蒸気を添加して H<sub>2</sub> 濃度を希釈したのち、触媒再結合器に導き、H<sub>2</sub> と O<sub>2</sub> を接触的に反応させ水に戻し、ガス量の減容を図っている。気体廃棄物処理系統で対象となる放射性ガスは炉心を冷却水が通過する際に放射化されたもので、次の式によりその放射能が求められる。

$$A = \frac{4A(1+M)}{M(1-e^{-\lambda t_{in}}) + (1-e^{-\lambda t_{ex}})} \dots\dots\dots (1)$$

ここに、

4A: 一回炉心を通過するごとに生ずる放射化物の放射能  
M: ジェットポンプの吐出流量と駆動流量との比

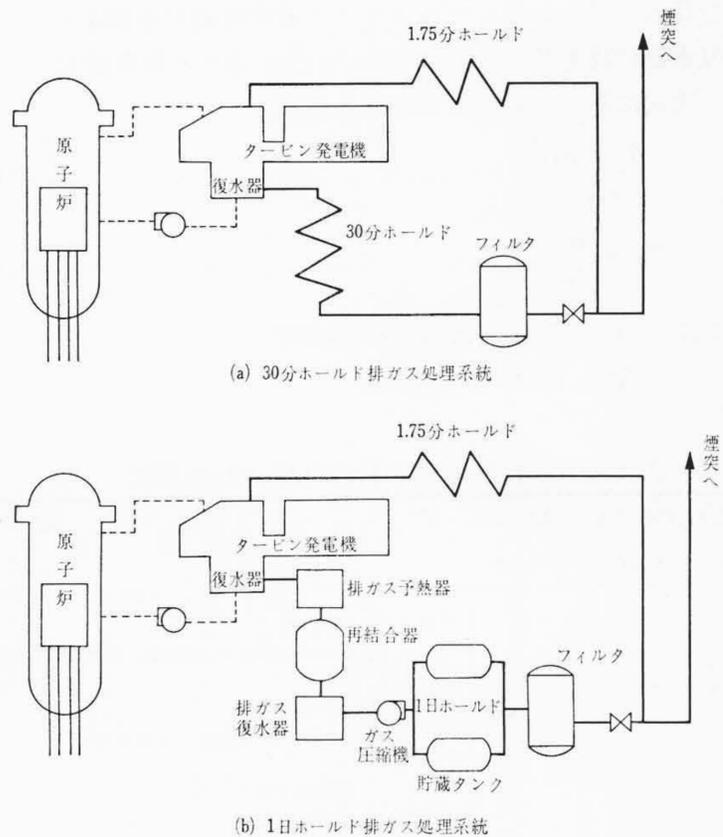


図1 排ガス処理システムフローダイアグラム

$t_{in}$ : 炉心内の循環ループを循環する時間  
 $t_{ex}$ : 再循環ループを循環する時間

煙突から放出される気体廃棄物中に含まれるおもな放射性核種と、その放出率推定値を表2に示す。

Kr, Xe など希ガスの発生率は燃料被覆管の損傷程度により変化するが、通常の運転状態では問題ない。煙突で空気抽出器排ガスとグランドシール排ガスとは混合され、さらに発電所建物換気により希釈され、この結果煙突出口での放射能濃度は、排ガス貯蔵タンク出口部の濃度の約1/15,000になる。空気抽出器排ガス処理システムには、放射能放出方法の差異に基づいて、図1に示すような二通りのシステム構成が考えられている。第1はドレスデン1号炉によって代表されるアメリカにおいて通常採用されている形式であり、排ガスを減衰管で30分ホールドアップするだけで連続的に放出を行なうもの。第2はわが国で採用されているもので空気抽出器の排ガスはその放射能に応じて30分、あるいは24時間にわたって排ガス貯蔵タンクで放射能のじゅうぶんな減衰を行なってから大気中に放出するもので、貯蔵方式と呼ばれるものである。この方法によれば、気象条件を選定して大気放出することが可能であり、アメリカなどに比べて、人口密度の高いために放出基準のきびしいわが国において、有利な方式である。

貯蔵タンクに放射性ガスをたくわえ、減衰させるときには次の式よりタンク内の貯蔵放射能を求める。

$$A = \frac{Q_0}{\lambda} (1 - e^{-\lambda T_s}) e^{-\lambda T_H} \dots\dots\dots (2)$$

ここに、 $Q_0$ : タンク入口における放射能の流入量  
 $T_s$ : 一つのタンクに廃棄する希ガスを流入させ始まってから入口を閉じるまでの貯留時間  
 $T_H$ : タンクにガスをつめたのちにそのまま減衰させておく保留時間

2基のタンクを交互に使うことにより、 $T_s$ ,  $T_H$  は最大24時間となる。

煙突からの放出に関しては周辺における年間被曝線量が法規の定める値を下まわるとのみならず、できる限り小さくなるように取り図られるが、さらに敷地内外に放射線モニタを設置し、周辺への放射能の放散を監視し、放射線レベルの上昇を検知した場合には、直ち

表3 BWRにおける水素の生成率

原子炉	最大出力 (Mwth)	水素生成率 (STP m <sup>3</sup> /h-Mwth)
JPDR	45	0.105
VBWR	50	0.07
EBWR	100	0.08~0.11
SENN	506	0.09
DRESDEN-1	626	0.096

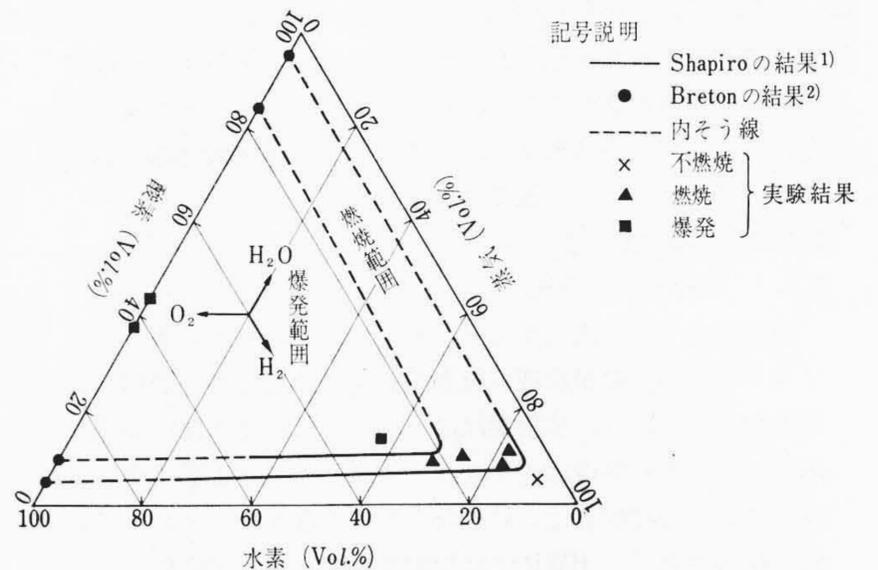
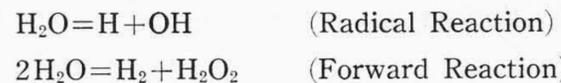


図2 蒸気-酸素-水素混合ガスの爆発限界

に排ガスの放出停止、そのほかの適切な措置が取られる。

### 2.2 システム設計

気体廃棄物処理設備の目的は放射性ガスをじゅうぶん減衰させたのち、許容値以下の濃度で安全に大気中へ放出することのほかに、原子炉水の放射線分解によって生成したH<sub>2</sub>-O<sub>2</sub>爆発性気体の安全設備として作動することであり、後者がシステム設計の指針となる。炉水の放射線による分解は、次の二つの反応で表わされる。



BWRにおける分解ガス(H<sub>2</sub>)の生成率は炉によって多少の変動はあるが、表3に示されるように単位熱出力相当、約0.1 STP-m<sup>3</sup>/hである。H<sub>2</sub>-O<sub>2</sub>空気混合ガスの爆発限界については図2の結果が得られている。原子炉から排出される爆鳴気を同図中の安全領域内の混合ガスとするために次のような手段が講じられている。

- (1) 爆発反応が起こらないように混合ガスを蒸気ジェットポンプからの水蒸気で希釈しH<sub>2</sub>濃度を4 Vol%以下とする。さらに点火源となるようなものを極力システムから排除する。
- (2) パラジウムをアルミナ担体に約1 W%の割合で保持させた触媒を充てんした再結合器でH<sub>2</sub>-O<sub>2</sub>を接触反応させる。再結合器出口のH<sub>2</sub>濃度は、1 ppm以下が設計条件である。
- (3) 再結合器に至るまでのシステムは万一爆発反応が発生しても機器および配管の破損が生じないようにじゅうぶん高い設計圧力、設計温度とする。日立製作所では再結合器によるH<sub>2</sub>-O<sub>2</sub>再結合反応について実規模の実験装置を試作し、国産触媒の開発および反応操作計算法<sup>(3)(4)</sup>を確立し、さらに同装置によって流通系での爆発実験を行ない、H<sub>2</sub>濃度が20 Vol%までは爆発が起こらず燃焼限界の設計値として採用されている4 Vol%はじゅうぶん安全であることを確認した。
- (4) 気体廃棄物処理設備は完全な無漏えい構造のシステムとして計画されており、可能なかぎりガス側は溶接構造としてある。ここで用いる圧縮機も、漏えい防止を重視してダイヤフラム式を用いる。この圧縮機は100%容量のものを2基設け、1基を予備とする。

(5) 貯蔵タンクから煙突へ放出されるガスは必ず高性能微粒子フィルタで処理される。このフィルタのおもな目的は希ガスの娘核種除去にあり、製作時および据付け後、 $0.3 \mu$  の微粒子煙霧 DOP (Diocetylphthalate) を用いてその捕集効率を確認し、それぞれ 99.97, 99.9% 以上なければならない。

### 3. 液体廃棄物処理設備

原子力プラントから発生する液体廃棄物は、その放射能濃度 ( $\mu\text{c}/\text{cc}$ )、電気伝導度 ( $\mu\text{S}/\text{cm}$ ) に応じて四とおりに区分され、それぞれ最も経済的な方法で処理され、最終的には原子炉冷却系補給水として再使用されるかあるいは系外に放出される。発生廃液の分類とその処理方法は表 4 に、液体および固体廃棄物処理設備のフローダイアグラムは図 3 に示すとおりである。

#### 3.1 処理概念

##### 3.1.1 機器ドレン系統

機器ドレンは一次系ポンプ、バルブからの漏えい水、サンプリングラインからの排出液、復水系脱塩器の逆洗水、濃縮器凝縮水などよりなり、放射能は高いが電気伝導度は低い廃液である。これらの廃液はプリコート形フィルタおよびイオン交換塔によって非溶解性の粒子ならびに溶解性のイオン状不純物が除去される。BWR では放射性廃棄物の放出を極力少なくするために、高純度廃液である機器ドレンは原子炉の起動時を除いて処理後、復水貯蔵タンクのしゃへい基準を満足する限り回収される。上記の基準を満足しないことが確認された場合には、その廃液は基準外廃液として廃液サージタンクあるいは廃液コレクタタンクに戻されてもう一度同じ処理を受ける。

##### 3.1.2 床ドレン系統

床ドレンは各建屋の床ドレンから成り、放射能は低いが電気伝導度は高い廃液であり、プリコート形フィルタでろ過処

理を受け床ドレンサンプルタンクで放射能濃度を測定したのち、主復水器の冷却用循環水によって法に定める許容値以下に希釈し、次式に従って系外に放出される。

$$\frac{A_d \times Q_d}{Q_c} \leq C_m \dots\dots\dots (3)$$

$$T_d = \frac{W_d}{Q_d} \dots\dots\dots (4)$$

ここに、 $A_d$ : 放出廃液の放射能濃度

$Q_d$ : 系外放出流量

表 4 放射性液体廃棄物の分類と処理方法

廃液	発生量	放射能濃度	電気伝導度	処 理 方 法
	m <sup>3</sup> /日	$\mu\text{c}/\text{cc}$	$\mu\text{S}/\text{cm}$	
機器ドレン	~60	高	低 (<100)	(1) 始動時 ろ過→系外放出(始動時, 脱塩器はバイパス) (2) 通常時 ろ過→イオン交換→再使用* 基準外リサイクル * 再使用水質基準 放射能濃度 $\leq 10^{-3} \mu\text{c}/\text{cc}$ Cl <sup>-1</sup> <0.01 ppm 電気伝導度 $\leq 1 \mu\text{S}/\text{cm}$ BO <sub>3</sub> <sup>-3</sup> <0.1 ppm pH 6~8 SiO <sub>2</sub> <0.1 ppm
床ドレン	~25	低	高 ( $\geq 100$ )	(1) 通常時 ろ過→系外放出* (2) 水質が良い場合 ろ過→イオン交換→再使用 (機器ドレン系統) (3) 放射能が高い場合 ろ過→濃縮処理 (化学廃液系統) * 放出口放射能濃度 ICRP 勧告値 $10^{-7} \mu\text{c}/\text{cc}$ NAS/NRC 985 $4 \times 10^{-9} \mu\text{c}/\text{cc}$
化学廃液	~4	燃料損傷の程度によるが一般に低い	高	(1) 放射能が低い場合 中和→ろ過→系外放出 (床ドレン系統) (2) 放射能が高い場合 中和→濃縮→貯蔵→セメント固化 →系外放出 (放射能が減衰する場合)
ランドドレン	~4	低 (~ $10^{-5}$ )	—	ろ過→系外放出

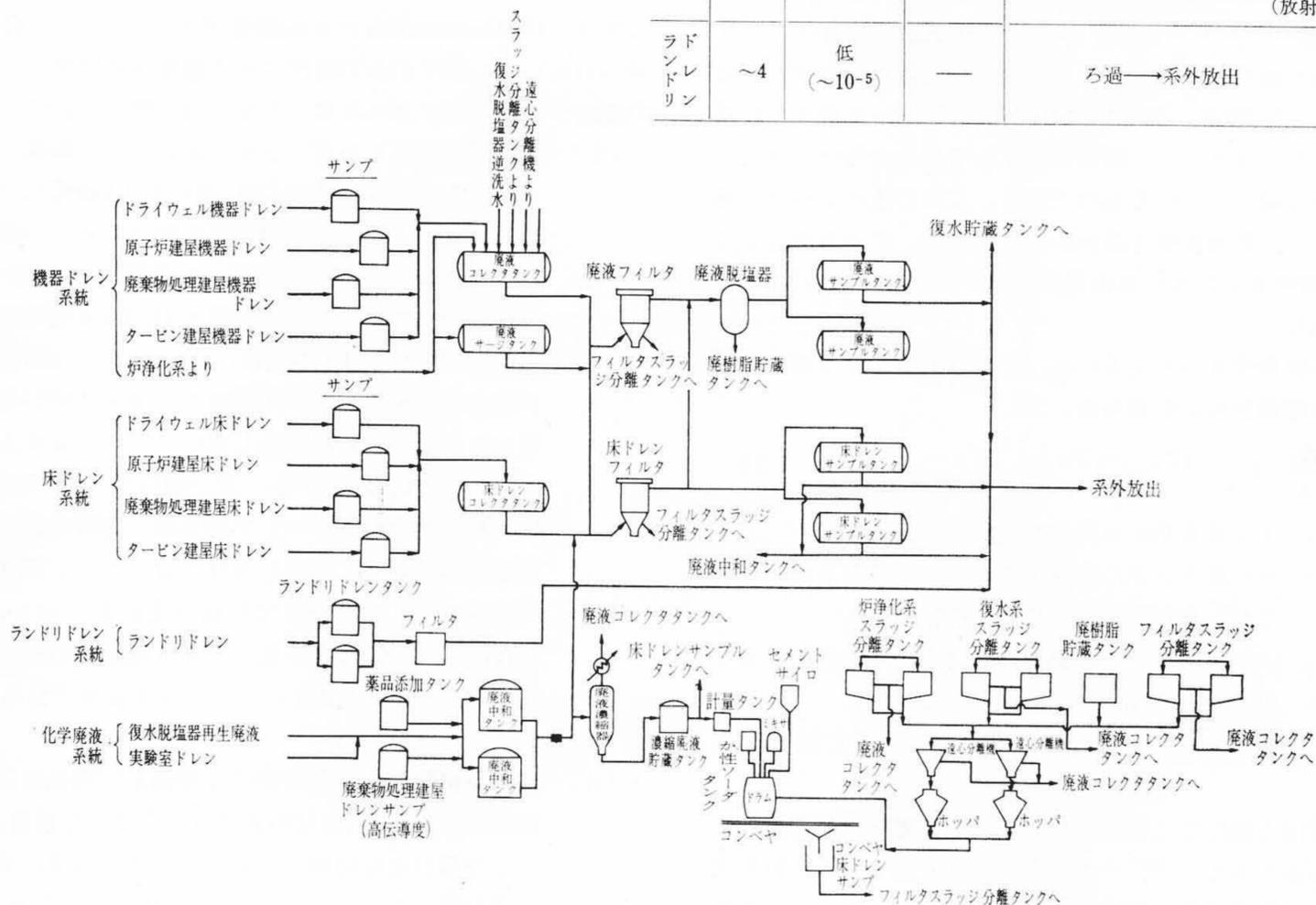


図 3 放射性液体、固体廃棄物処理フローダイアグラム

$Q_c$ : 主復水器の冷却用循環水量  
 $W_a$ : 放出廃液量  
 $T_a$ : 放出時間  
 $C_m$ : 放出口許容放射能濃度

系外放出に際して、物理的性質の異なる放射性廃液を同時に放出することは行なわないほうが望ましく、系外放出時間 ( $T_a$ ) は放射性廃棄物処理設備の運転時間ともからみ、その運転方法を規制する大きな因子となる。系外放出に不適なほど放射能が高い場合には、まず床ドレンフィルタでオイル分を除去したのち、機器ドレン系統でイオン交換処理をされるか、あるいは化学廃液系統で濃縮処理を受けることも可能である。

3.1.3 化学廃液系統

復水系脱塩器樹脂の再生時にはその再生工程から考えて、電気伝導度の異なる二種の廃液が発生する。すなわち、樹脂の輸送、分離逆洗工程に発生する電気伝導度  $50 \mu\text{S/cm}$  以下の清澄廃液と、薬品再生時に発生する  $\text{Na}_2\text{SO}_4$  を含む電気伝導度  $50 \mu\text{S/cm}$  以上の汚濁廃液である。前者は高純度廃液に属し機器ドレンとして処理される。後者は普通再生廃液と称せられ、実験室ドレン、高電導度ドレンとともに化学廃液を構成するが、量的にも放射能的にも再生廃液が圧倒的に大きい。再生廃液は原子炉において、燃料損傷のない場合には一般に放射能が低いので廃液中和タンクで中和後、床ドレンフィルタを経て系外に放出されることがある。燃料損傷のある場合には、まず濃縮器によって減容され次いで濃縮廃液貯蔵タンク内で貯蔵される。貯蔵後、放射能がじゅうぶん減衰していれば系外放出が可能であり、なお放射能が高い場合にはドラムかん内でセメント固化され固体廃棄物として処理される。

3.1.4 ランドリ・ドレン系統

ランドリ・ドレンはプラントにおける洗浄または除染作業に伴って発生するオイルおよび洗剤の含有率が高い廃液であり、発泡現象やイオン交換樹脂の劣化を誘発するために、前述の三系統とは別にカートリッジ形フィルタでろ過処理を受けたのち、系外に放出される。その放射能濃度は  $10^{-5} \mu\text{C/cc}$  程度であり、放射能的には問題はない。

3.2 系統設計

3.2.1 機器ドレン系統および床ドレン系統

系統の運転は連続収集、回分放出を原則とし、機器ドレン系統は起動時における最大廃液発生量を日直で処理できる容量を有していなければならない。両系統はいずれか一系統のフィルタが故障したとき他系統のフィルタで代用できるように、等しい処理流量を有する。流量は廃液サンプルタンクへの廃液の流入、分析、放出の時間を考慮して決定される。

廃液サンプルタンクへの注水時間は機器ドレン系統全体のコストから経済的に最適な条件で選ばれる。廃液脱塩器の樹脂量、あるいは陰、陽イオン交換樹脂の混合比は再生装置を共用するため、復水系脱塩器に従って設計される。廃液サージタンクは、① 圧力容器水圧試験排水を収容する。② 定常時、系統の保守、点検のために、機器ドレンあるいは床ドレンを1日間保持する。③ 系外放出不適な基準外廃液を一時的に収容するなどの機能をもつ。廃液コレクタタンクと廃液サンプルタンクは等容量で系統流量と注水時間に基づいて決定される。床ドレン、コレクタタンクは通常運転時に発生する床ドレンを1日分収容できる容量を有し、床ドレンサンプル・タンクは化学廃液の系外放出を考慮に入れて廃液中和タンクと同容量とする。フィルタはソルカブロックなどセルローズ系の助材を用いるプリコート形のもので圧力損失が上昇した

表5\* 放射性固体廃棄物の発生源とその処理方法

分類	固体廃棄物	推定発生量	処理方法	備 考
A	使用済フィルタスラッジ 使用済イオン交換樹脂 使用済脱塩式フィルタスラッジ 濃縮廃液	8 kg/日 4,000 kg/年 25 kg/日 0.2 m <sup>3</sup> /日	ドラムかん内セメント固化	濃縮廃液はドラムかん内で固化され固体廃棄物として扱われる
B	ボイズンカーテン 制御棒 燃料チャンネルボックス その他	160 本 約 10 本/年 約 80 個/年 —	燃料プール内に貯蔵保管	これらは一般に高放射能でありボイズンカーテンは第一回燃料交換時のみ、制御棒、燃料チャンネルボックスは5年後から発生する
C	(1) 非圧縮性雑廃棄物 ガスまたは空気フィルタ 小器具 その他 (2) 圧縮性雑廃棄物 汚染した布、紙、衣類	~100 m <sup>3</sup> /年	ドラムかん充てん	圧縮性固体廃棄物はドラムかんに充てん後プレスによって減容される

\* 本表は出力約 500 MW の BWR を対象とし復水系浄化装置には脱塩式フィルタとイオン交換脱塩器をシリーズで使用している。

ことにより停止逆洗し、フィルタ助材を取り換える。また処理流量が低下あるいは停止した場合、プリコート層のエレメントからの脱落を防ぐため、信号により自動的に循環ポンプが始動し、常に定量以上の流量を保っている。

3.2.2 化学廃液系統

廃液中和タンクは一回分の再生廃液と実験室ドレンおよび高伝導度ドレンを収容できる容量とし、復水脱塩器の再生ひん度が増す海水漏えい事故に備え、さらにはプラント運転の自由度を増すために2基設置する。濃縮器は連続濃縮、回分排出によって一回分の化学廃液を  $\text{Na}_2\text{SO}_4$  含有率で 25 w% まで、減容比に換算すると 1/20 まで濃縮でき、その容量は廃液中和タンクにおけるサンプリング、濃縮器の起動、洗浄、および濃縮廃液の排出などの諸操作に必要な時間を考慮して決定される。濃縮処理時に発生する水蒸気は凝縮後、機器ドレン系統に戻し処理される。濃縮廃液貯蔵タンクは連続運転のために3基設けられる。

3.3 液体廃棄物の放射能

液体廃棄物の放射能は放射性廃棄物処理設備内における処理時間中の放射能減衰を考慮して計算される。

$$\frac{Q_1 V_1 \{e^{-\lambda t_1} + e^{-\lambda t_2} + \dots + e^{-\lambda t_j}\} + Q_2 V_2 \{e^{-\lambda t'_1} + e^{-\lambda t'_2} + \dots + e^{-\lambda t'_R}\} + \dots}{N_1 V_1 + N_2 V_2 + \dots + N_m V_m} \dots (5)$$

- ここに、  $N_i$ :  $i$  番目の流入口より流入する回数
- $V_i$ :  $i$  番目の流入口より流入する一回当たりの廃液体積
- $Q_i$ :  $i$  番目の流入口より流入する廃液の放射能濃度
- $\lambda$ : 崩壊定数
- $t_j, t'_R$ : 流入から排出までのタンク内貯留期間、ただし、流入、排出時間は含まない。

上記の式を各タンクごと、一つ一つの核種について計算し、その総和をもってタンクの放射能とする。このようにして、タンクの満水時における各核種の放射能濃度を求め、その結果問題となる核種は握し適切な処理を講ずることができる。

4. 固体廃棄物処理設備

プラントから排出される固体廃棄物は、その処理方法に従い、表5のように大別される。これらの廃棄物のなかでセメント固化の対象となるものは、それぞれの貯蔵タンク内で放射能を減衰したのち、スラッジ、イオン交換樹脂は遠心分離によって脱水し、セメントおよび水と混合し、ドラムかん内で固化される。なお、使用済樹脂をセメント固化する際には、セメントの水和によって生ずる  $\text{Ca}(\text{OH})_2$  と樹脂が再生反応して膨張し、固化物にクラックが発生

するので、これを防ぐ目的でセメント添加前にあらかじめ NaOH を添加する必要がある。ドラムかんは標準の 210 l 容量のもので、ドラム詰めは遠隔操作によりコンベヤの上で行なわれる。ふたをしたドラムかんは最終的には固体廃棄物貯蔵所に運ばれ、一定量がたまったところで処分されることになろう。燃料プール中に貯蔵されるポイズンカーテン、制御棒などの固体廃棄物は高放射能であるゆえに、同プールで放射能がじゅうぶん減衰してから廃棄される。そのほかの廃棄物は一個所に集められ、プレスにより圧搾減容されるか焼却装置などにより焼却される。

#### 4.1 処理概念

固体廃棄物は、それぞれ固有の性状をもち、その発生源により放射能も異なっている。したがって、すべてその発生源によるグループごとに区別して処理、貯蔵されなければならないし、封入されたドラムかんは、識別できるようにする必要がある。一時貯蔵されたドラムかんは、コンベヤ地域よりしゃへい付きのフォークリフトトラックおよび運搬車により搬出される。こうしたドラムかんの取り扱い関係設備は、信頼性の高いものであることはもちろん、運転員の被曝を最小にするような構造でなければならない。スラッジ、イオン交換樹脂は、取り扱いの容易さからスラリー状で配管内を送られるがこのポンプ、配管、弁などは運転停止ごとにスラッジの残留に起因するトラブルなどを避ける目的で必ず自動的にフラッシュして洗い流すような配慮がとられている。

##### 4.1.1 フィルタ・スラッジおよびイオン交換樹脂

フィルタ・スラッジおよびイオン交換樹脂は貯蔵タンク内で放射能減衰のため適当時間貯蔵される。炉浄化系あるいは復水系に脱塩式フィルタ(パウデックス・フィルタ)が採用される場合には貯蔵タンクの代わりにスラッジ分離タンクが設置される。逆洗に伴って発生するスラリー中、スラッジは、約1時間半の沈降によって上澄み液中の固体含有率が数百 ppb まで低下するほど、沈降速度が早く、スラッジ分離タンク内で水と容易に分離される。上澄み液は傾斜によって廃液コレクタタンクへ送られ高純度廃液として処理される。

##### 4.1.2 ポイズンカーテン使用剤制御棒

これらは限られた量が定期的に発生する。放射能は高く、また不定形であり、個々にわたって取り扱う必要があるので使用済燃料プール内で一定期間貯蔵減衰され、その後運搬容器に入れて建屋から永久貯蔵場所に運ばれる。

##### 4.1.3 その他の固体廃棄物

可燃性のものと不燃性のものに分けられる。放射能もあまり高くなく、発生量も運転の仕方により異なり一定していない。これらは発生の時点でそれぞれ廃棄物カートンに捨てられ、定期的に集められ油圧プレスなどによりドラムかんに圧縮減容して充てんされる。この廃棄物中可燃性のものだけを取り出し、焼却することによりさらに減少させることができる。

#### 4.2 固体廃棄物の放射能

固体廃棄物を形成するフィルタ・スラッジ、使用済イオン交換樹脂の放射能は次のように計算される。

$$C = \frac{AW\eta}{\lambda} (1 - e^{-\lambda t}) \dots\dots\dots (6)$$

ここに、 C: 蓄積放射能

A: 廃液流入量

W: 流入液中の放射能濃度

$\lambda$ : 崩壊定数

t: 使用期間

$\eta$ : 捕集率

フィルタおよびイオン交換脱塩器の除染係数(DF)は  $\frac{1}{1-\eta}$  に

よって与えられ、それぞれ設計値として5、および100を採用している。

#### 5. 放射性廃棄物処理設備の配置

廃棄物処理施設の配置計画は、各構成機器中の放射能レベルに密接に関連し、『一般設計基準70項目』の安全確保の基本的な考え方がじゅうぶん反映されなければならない。配置計画を行なうにあたっては、通常の廃棄物作業を行なう運転員の受ける線量を許容被曝線量以下に保つように、すべての廃液タンク、濃縮廃液、フィルタスラッジおよび使用済イオン交換樹脂貯蔵タンクなどはしゃへいコンクリートで囲んだセル内に納められ、各セルそれぞれの機能上のつながりを考慮し同一のセル内に同一機能を持ったタンク類が集合化される。保守や検査のうえから運転中接近する必要のあるポンプ、弁類および計器類はしゃへい壁の外側に配置され、出入口は線源の位置、放射線エネルギー、角度分布あるいは使用上の便などの検討から迷路構造、移動ブロック構造またはしゃへいハッチ構造が選ばれる。このような区域区分化を行なえば、万一タンク類からの漏れあるいはオーバフローが起こっても、放射性物質による汚染の拡大防止にも役立つ。機器の機能面から配置上特に考慮を要する事項は次のとおりである。

- (1) ポンプおよびタンク類は、放射線のしゃへいに適している地階に配置する。フィルタの逆洗スラリーは重力でスラッジ分離タンクに移送されるため、そのタンクの上にフィルタが設置される。
- (2) コンベヤは充てんドラムかんを系外に搬出するために最終端末の搬出口を近接道路に面して配置しなければならない。新ドラム装てん、廃棄物充てん、かくはん、セメント注入、キャッピング操作、および搬出操作にじゅうぶんなスペースをとるため廃棄物建屋の1階の一角を占有する。
- (3) 脱水された固体廃棄物を重力でドラムかんに充てんするために、ホップ、セメント・サイロおよびドラムミキサはコンベヤの上方の階に、脱水用遠心分離機はさらにホップの真上に設置される。
- (4) 配管は貫通口からの放射線の漏えいを極力少なくするように配管貫通口を放射線源(タンクあるいは機器)からじゅうぶん離れたところに設ける。

#### 6. 脱塩式フィルタ(パウデックス・フィルタ)<sup>(3)(5)</sup>

BWR では一般に各系統の浄化装置として、イオン交換脱塩器とプリコート形ろ過器を併用し、樹脂は再生使用、フィルタ助材は使用後廃棄されている。復水系統の脱塩器は再生時に多量の再生廃液(汚濁廃液)が発生し、この廃液をすべて濃縮後ドラムかん内セメント固化するとすれば、その処理に対して多くの費用が予想される。このドラムかん数を減少させる方策として脱塩式フィルタ(パウデックス・フィルタ)が採用されはじめた。脱塩式フィルタは微粒子状の陽イオン、陰イオン樹脂(パウデックス樹脂)を水中で混合したのち、フィルタエレメント上にプリコートして使用するものであり、精密ろ過と同時にイオン交換も行なわれる。脱塩式フィルタは O<sub>2</sub> 存在下の高温特性、あるいはコロイド状シリカの除去についても混床式脱塩器に比べてすぐれた性能を示し、さらに非再生形で使い捨てとなるので再生廃液は発生せず、液体廃棄物処理設備は簡略化されるという長所を有しているが、1基相当のイオン交換容量が小さいために、主復水器海水漏れ時、短時間のうちに Cl<sup>-</sup> で破過する可能性がある。なおわが国の原子力発電所では主復水器冷却水として海水を使用するので、脱塩式フィルタを使用する場合はそのバックアップとして混床式脱塩器を後置する方式が採用されるであろう。

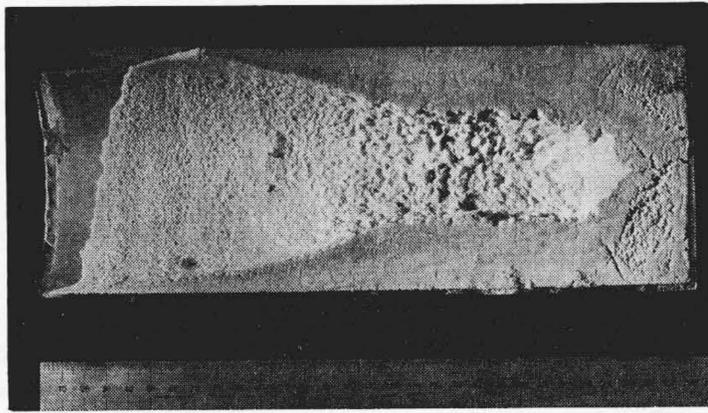


図4 仮焼固化の進行状況

7. 放射性廃棄物処理装置の開発

BWR原子力発電所の廃棄物処理の問題点として特にわが国の実情に即した放射性廃棄物量の減少という点に焦点を絞って、以下に述べるような研究開発をすすめている。

7.1 濃縮廃液の仮焼固化<sup>(3)</sup>

炉出力500 MW程度のBWRでは復水系脱塩器の寿命は約1週間で、したがって再生ひん度は

$$\frac{\text{脱塩器の塔数}}{7} \quad (\text{回/日})$$

となる。再生廃液がすべて濃縮処理される場合には、このひん度で濃縮廃液が発生しタンク内に貯蔵され、その後系外放出、あるいはドラムかん内セメント固化される。ところで系外放出に関する法令はあくまで1基の原子炉から放出される放射性廃液を規制する場合にのみ有効であり、将来同一敷地内に設置された多数基の原子炉から、放射性廃液を環境に放出する場合には放出放射能の重畳効果を考慮に入れたうえ、その絶対量を規制するように方向づけされなければならぬ。その場合には、ドラムかん内セメント固化法よりもさらに経済的な処理が必要となるであろう。そのような観点から、濃縮廃液の処理方法として仮焼固化に着目しパイロットプラントスケールの実験装置を試作し、仮焼固化の速度論的解析、仮焼容器の腐食およびセメント固化法との経済的比較について検討し、同プロセスの最適化を行なった。仮焼容器内に連続供給される濃縮廃液は、電気炉による外部加熱を受け水分を蒸発すると同時にNa<sub>2</sub>SO<sub>4</sub>を半径方向から析出固化し約1/8に減容される。図4は仮焼固化の様子を示したものである。

濃縮廃液を仮焼固化処理する場合、その所要経費は仮焼容器のコストによって支配される。500 MW級BWRを例に取り、濃縮廃液の処理について比較すれば、仮焼固化法によるとセメント固化法の約60%程度の年経費で済み、経済的にも同法が有利である。

7.2 フィルタスラッジの焼却<sup>(3)</sup>

ろ過助材として使用されるセルロース系粉末のセメント固化法に代わる抜本的な改良として、使用済ろ過助材が可燃性であることから焼却法を採りあげ実用規模の実験装置を試作し、フィルタ・スラッジの焼却速度、焼却に伴う放射物質の挙動、スケールアップ効果などについての検討を行ない、装置設計ならびに操作条件を決定するために必要な資料を得た。本実験装置の焼却方式はオイルバーナによる強制的な焼却ではなく、放射性物質の焼却炉からの飛び出しを抑えるために、穏やかな熱分解によってスラッジの焼却を行なうことに大きな特長をもっている。速度式の解析から、焼却は球形モデルに従う表面反応律速の固一気反応に近いことが確認された。

焼却炉のD.F.(除染係数)をトレーサにFe<sup>59</sup>(半減期45.1日)を使用して測定した結果では、D.F.として10<sup>3</sup>程度の値を期待できること、さらに焼却炉排ガス中の放射能は後置設備(ガス洗浄塔、サイクロン、フィルタなど)によって100%除去されることが確認された。

表6 放射性希ガスの放出濃度  
(一日貯蔵後の希ガス放出放射能が50 mc/sの場合)

核種	半減期	貯 蔵 期 間				
		30分	1日	6日	30日	60日
Kr-89	3.2 m	7.8×10 <sup>2</sup>				
Xe-137	3.9 m	1.44×10 <sup>3</sup>				
Xe-135m	15.6 m	1.66×10 <sup>4</sup>				
Xe-138	17 m	5.5×10 <sup>4</sup>				
Kr-87	78 m	3.2×10 <sup>4</sup>				
Kr-83m	144 m	5.2×10 <sup>3</sup>				
Kr-88	2.77 h	3.7×10 <sup>4</sup>	1.22×10 <sup>2</sup>			
Kr-85m	4.4 h	1.22×10 <sup>4</sup>	3.2×10 <sup>2</sup>			
Xe-135	9.13 h	7.3×10 <sup>4</sup>	2.0×10 <sup>4</sup>			
Xe-133m	2.3 d	4.2×10 <sup>2</sup>	3.1×10 <sup>2</sup>	5.1×10		
Xe-133	5.27 d	3.0×10 <sup>4</sup>	2.95×10 <sup>4</sup>	1.33×10 <sup>4</sup>	5.3×10 <sup>2</sup>	9.4
Xe-131m	12 d	3.4×10	3.45×10	2.45×10	5.3	0.77
Kr-85	10.3 y	1.8×10	1.8×10	1.8×10	1.8×10	1.8×10
合 計 (μc/s)		2.65×10 <sup>5</sup>	5.0×10 <sup>4</sup>	1.34×10 <sup>4</sup>	5.5×10 <sup>2</sup>	2.8×10

$$D.F. = \frac{\text{焼却炉投入試料の放射能}}{\text{焼却炉排ガス中の放射能}} \dots\dots\dots (7)$$

7.3 希ガスホールドアップ装置

原子力プラントから排出される気体廃棄物は、原子炉内において燃料被覆管の損傷事故がない限り、短半減期放射性核種から成り、放射能的にはほとんど問題はない。被覆管の損傷が生じると核分裂生成物であるKr, Xeなどの希ガスが漏出し、気体廃棄物の放射能レベルが上昇してくる。在来の処理方法でもドレスデン1号などの実績から考えてプラント敷地周辺における被曝線量が許容値を越える可能性はないと結論されるが、原子炉の都市近接化に伴い放射性物質の外部放出を極力少なくするためには積極的に希ガスを除去することが望ましい。表6は燃料リーク時に貯蔵タンクで1日貯蔵した希ガスを50 mc/sの放出率で大気放出するときの希ガス組成および放射能減衰の程度を示すものである。同表によれば希ガスを60日程度ホールドすることにより、長半減期のKr<sup>85</sup>を除いてXeはほとんど減衰して、その放射能は一日保持の場合に比較して10<sup>-3</sup>は低下することがわかる。数多い希ガス除去法の中で、操作が容易でしかも装置自体小形になる吸着法に着目し、動力炉核燃料開発事業団の委託を受け、希ガスホールドアップ装置を開発中である。希ガスは活性炭充てん層内で吸着、脱着を繰り返し、その過程で放射能は減衰していく。

現在は、Kr<sup>85</sup>を使用して排ガス中に含まれるCO<sub>2</sub>、水蒸気など共存ガスの吸着特性に対する影響、および60日程度のホールドアップ容量をもたせるために必要な活性炭の量および形状、充てん層温度、ガス流量などの操作パラメータについての検討を行なっている。

7.4 活性炭フィルタ<sup>(3)(6)(7)</sup>

BWRの非常用ガス処理系には燃料の溶融、あるいは燃料被覆管の破損事故によって原子炉建屋内に飛散した放射性ヨウ素を除去するため活性炭フィルタが設置されている。原子炉の安全性を保障するためには、この活性炭フィルタのヨウ素除去性能がじゅうぶん高いことが要求される。この要求を満たすため国産活性炭フィルタのヨウ素およびヨウ化メチル除去性能に関する一連の研究を行なった。

まず、各種活性炭へのヨウ素およびヨウ化メチルの吸着速度、飽和吸着量、脱着速度などの吸着現象を解析することにより、国産活性炭が現在実用されているアメリカ製Barnebey炭などの輸入炭に匹敵する吸着性能を有していることを確認した。次にこれを充てん

した小形フィルタの厚子炉事故時に予想される各種ふん囲気条件下におけるヨウ素、ヨウ化メチル、およびこれらの混合ガスに対する除去効率を測定し、厚さ  $X$  cm の活性炭フィルタの除去効率  $E_T$  (%) が次式で表わされることを確認した。

$$E_T = [1 - \{(1 - P)e^{-\alpha X} + P e^{-\beta X}\}] \times 100 \dots\dots\dots (8)$$

ここに、 $\alpha, \beta$ : ヨウ素、およびヨウ化メチル吸着定数

$P$ : ヨウ化メチル存在率

これらの結果をもとにして、実用規模のフィルタユニットを試作し、これの放射性ヨウ素除去効率を測定した。その結果、除去効率のスケール・アップによる差異は認められず、3%程度のヨウ化メチルを含む放射性ヨウ素を99%以上除去できることを確認した。

現在、これらの研究に引きつづき、フィルタの据付後試験および活性炭性能試験法についての検討を行なっている。

### 8. 結 言

以上、大形 BWR 原子力発電所放射性廃棄物処理設備の設計、計画に関する基本的な検討、ならびに開発中の新技術の概要について

述べた。今後の原子力発電発展のために、われわれは常に本設備の研究開発に対し、前進的な態度で臨まなければならない。

大形原子力発電所における放射性廃棄物処理に必要な技術的、経験的な知見はすでに取得されたものと確信するが、さらに今後解決すべき問題点としては、固体廃棄物封入容器の海洋投棄に関する技術開発があり、なおいっそうの調査、研究を行なう必要がある。

### 参 考 文 献

- (1) Z. M. Shapiro, T. R. Moffette: WAPD-SC-545 (1957)
- (2) J. Breton: Ann. Office natl Combustibles liques 11, 487 (1936)
- (3) 村田, 遊佐, 小田部, 神谷, 下里: 日立評論 50, 656 (昭43-7)
- (4) 村田, 遊佐: 日本原子力学会誌 10, No. 7 377~383(1968)  
日本原子力学会誌 10, No. 10 561~566(1968)  
日本原子力学会誌 10, No. 11 626~631(1968)
- (5) L. F. Ryon, R. M. Brown: the American Power Conf. 30th Ann. Meeting (1968)
- (6) 村田, 神谷: 日本原子力学会誌 11, No. 3 138~143 (1969)  
日本原子力学会誌 11, No. 10 (1969) 掲載予定



## 特 許 の 紹 介



特許第543225号 (特公昭43-23601号)

西山 太喜夫・割石 官市・南郷 忠勇  
園 清視・中村 芳郎・谷口 実  
小川 栄一郎

### 鋳 型 の 製 作 方 法

珪砂(けいさ)などの耐火物粒子珪素または珪素を含有する合金もしくは適宜の珪素化合物の粉末と水に適度に希釈した珪酸ソーダを混練して調整される発熱自硬性鋳物砂により成型した発熱自硬性鋳型は強度が大きい上に最初から水分が少なく、かつ水の分解および反応熱による乾燥作用のため、硬化後の水分は少量であり、しかも型の通気度がすぐれているから、従来の生砂型も、生砂型でできないために乾燥型で行なっていたものも、この方法で成型すれば乾燥作業を省くことができる。したがって、乾燥費が省かれるばかりでなく、製造工程が短縮され、さらに工場床面積の利用率が向上するなど著しい効果があるが、前記発熱自硬性鋳物砂を従来の大形鋳型にそのまま適用すると鋳型材が高価となり、また鋳物の砂落しが容易でない。そのため発熱自硬性鋳物砂を大形鋳型に用いる場合には、これを厚さ100~300mmの肌(はだ)砂に用いて発熱硬化させ、裏砂としては従来の珪砂-粘土系の型砂を充てんし、乾燥しないまま溶湯を注入する簡略方法が採られている。しかし、裏砂を乾燥しないときは鋳型の強度が不足し、鋳型を反転移動する際に破損しやすく、また注湯時におけるガス圧、湯圧、中子の浮力などの荷重に対し、殻状の自硬性珪砂の部分で型張り、型割れを発生することが多く、そのため鋳物の肉厚過大またはヒレ状の鋳きずを生じ、最悪の場合には湯もれを生じて鋳造品を廃却しなければならないこともある。

この発明は上記諸欠点を除去したもので、珪素合金粉末(フェロシリコン)と水に適宜希釈した珪酸ソーダを珪砂などの耐火物粒子に混練して調整した発熱自硬性鋳物砂を肌砂として模型の表面に被覆したのち、前記鋳物砂におけるよりも添加剤を低率に0.5~0.8%配合し、かつ粘土1~6%、オガ屑0.2~1.0%、水1~4%添加混合した鋳物砂を裏砂として充てんすることを特長とする。

図1より明らかなように、各添加剤を増量することによって強度は低下するが、使用可能範囲である4~8kg/cmはじゅうぶんに得られている。鋳型試験片の焼成後の強度は図4からわかるように、崩壊性助成剤としての粘土、オガ屑を添加すれば、強度は添加しないものに比べ約1/2~1/3に低下している。また、フェロシリコンおよび珪酸ソーダを普通単独で用いられる熱発自硬性鋳物砂に比べ低

率に配合した鋳物砂はじゅうぶん発熱硬化すると同時に鋳造後の砂落しが容易であり、裏砂としてじゅうぶん使用できることを確認した。

この発明によれば、大形鋳物を製作する場合、発熱自硬性鋳物砂の肌砂層を従来の100~300mmに比べて10~15mmに著しく薄くすることができ、多量に用いる裏砂は添加剤を低率に配合した安価な発熱自硬性鋳物砂であるから、乾燥工程を省略しても強度がじゅうぶんで型張り、型割れによる鋳物欠陥がなく、しかも砂落しが容易で作業性を著しく向上させ、原価を低減するなど、その効果は顕著である。(野村)

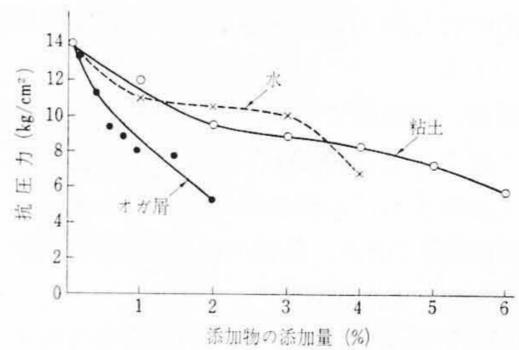


図 1

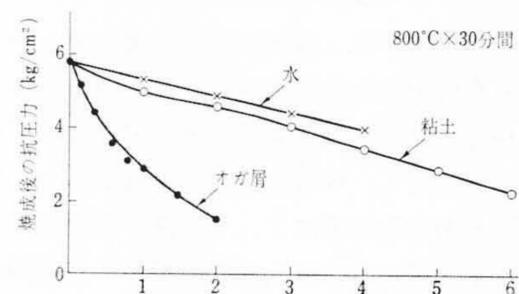


図 2