

JAERI-Research
95-071

JAERI-Research--95-071
JP9603162



高温ガス炉ガスタービンプラント
における銀の挙動の検討

1995年11月

沢 和弘・田中利幸

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。

入手の間合わせは、日本原子力研究所技術情報部情報資料課（〒319-11 茨城県那珂郡東海村）あて、お申し越してください。なお、このほかに財団法人原子力弘済会資料センター（〒319-11 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おこなっております。

This report is issued irregularly.

Inquiries about availability of the reports should be addressed to Information Division, Department of Technical Information, Japan Atomic Energy Research Institute, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-11, Japan.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 1995

編集兼発行	日本原子力研究所
印刷	いばらき印刷(株)

高温ガス炉ガスタービンプラントにおける銀の挙動の検討

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・田中 利幸

(1995年10月5日受理)

将来の有望な高温ガス炉システムの一つであるガスタービン高温ガス炉の設計においては、ガスタービンの保守補修の観点から核分裂生成物、特に銀の挙動が重要であると考えられている。そこで、現在の知見に基づき、ガスタービン高温ガス炉の設計上銀がどの程度問題となりうるかを定量化するとともに、その対策と必要な研究課題を抽出するために、ガスタービン高温ガス炉における銀の挙動について検討を行った。検討は、生成量、燃料からの放出、1次系への沈着、線量率についてそれぞれ行った。

本検討結果によると、原子炉停止後のガスタービン部の線量率の約半分が沈着している銀からのガンマ線によると予測された。今後、合理的な設計を行うためには、銀の放出挙動、沈着挙動等に関し、高温工学試験研究炉（HTTR）等を用いてより精度の高いデータを取得していく必要があると考えられる。

A Study of Silver Behavior in Gas-turbine High Temperature Gas-cooled Reactor

Kazuhiro SAWA and Toshiyuki TANAKA

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

(Received October 5, 1995)

A Gas-turbine High Temperature Gas-cooled Reactor (GT-HTGR) is one of the promising reactor systems of future HTGRs. In the design of GT-HTGR, behavior of fission products, especially of silver, is considered to be important from the view point of maintenance of gas-turbine. A study of silver behavior in the GT-HTGR was carried out based on current knowledge. The purposes of this study were to determine an importance of the silver problem quantitatively, countermeasures to the problem and items of future research and development which will be needed. In this study, inventory, fractional release from fuel, plateout in the primary circuit and radiation dose were evaluated, respectively.

Based on this study, it is predicted that gamma-ray from plateout silver in gas-turbine system contributes about a half of total radiation dose after reactor shutdown. In future, more detail data for silver release from fuel, plateout behavior, etc. using the High Temperature Engineering Test Reactor (HTTR), for example, will be needed to carry out reasonable design.

Keywords: Gas-turbine, HTGR, Fission Product, Silver, Inventory, Fractional Release, Plateout, Radiation Dose, Research and Development, HTTR

目 次

1. はじめに	1
2. 生成量	2
3. 燃料からの放出	7
4. 沈着分布	10
5. 線量率	19
6. 結 論	21
謝 辞	21
参考文献	22

Contents

1. Introduction	1
2. Inventory	2
3. Fractional Release from Fuel	7
4. Plateout Distribution	10
5. Radiation Dose	19
6. Conclusion	21
Acknowledgements	21
References	22

1. はじめに

高温ガス炉は、1次冷却材としてヘリウムガスを用いるのでそれ自身の放射化が無く、構造材その他の腐食による放射化生成物の発生量も非常に少ない。しかし、その燃料である被覆燃料粒子は、通常運転時に約1200～1300℃で使用されるため、長期間のうちには微量の核分裂生成物が被覆層（主として破損部）を通してヘリウムガス中に放出され1次冷却系へ移行する⁽¹⁾。そのため、核分裂生成物からの放射線が高温ガス炉の遮蔽設計上主要な線源となる⁽²⁾。燃料から放出された核分裂生成物は、冷却材とともに1次冷却系を循環し、沈着性の核種は循環中に1次冷却設備の内壁面に沈着し放射線の発生源となる。以上のことから、1次冷却設備の機器・配管等の遮蔽設計では、核分裂生成物が考慮すべき主要な線源となる。したがって、設計上、核分裂生成物の燃料からの放出量とともに1次系内への沈着分布も適切に評価する必要がある。

将来有望な高温ガス炉システムの一つとして現在研究開発が行われているガスタービン高温ガス炉の設計においては、ガスタービンの保守補修の観点から核分裂生成物、特に銀の挙動が重要であると考えられている⁽³⁾。これまで、原研では高温工学試験研究炉（HTTR）の設計を通じて、主にヨウ素及びセシウムについて燃料からの放出挙動、沈着挙動等について評価を行ってきた^{(2)・(4)・(5)}。

これは、第2章に述べるようにHTTRの燃料の使用条件下では、銀の生成量は少ないため、設計上重要な核種とはなっておらず、詳細な評価は行う必要がなかったためである。そこで、現時点における銀に関する知見に基づき、ガスタービン高温ガス炉の設計において銀がどの程度問題となりうるかを定量化するとともに、その対策と必要な研究課題を抽出するために、ガスタービン高温ガス炉における銀の挙動について検討を行った。検討は、生成量、燃料からの放出、1次系への沈着、線量率についてそれぞれ行った。

2. 生成量

高温ガス炉の保守補修計画に着目すべき核分裂生成物は、以下の種類に大別できる⁽³⁾。

(1) 希ガス

化学化合物をつくらないため、被覆層が破損した燃料粒子から放出されやすい。1次系内でガス状で存在し沈着しないため、純化運転等により除去できるが、娘核種として生成する核分裂生成物の中に沈着するものがあるため、下流側の配管等ではこの効果を考慮する必要がある。しかしながら、一般にガスタービン高温ガス炉で想定される破損率の範囲ではこの影響は大きくないと予想されるため、ここでは特に考慮しない。

(2) ハロゲン

燃料粒子からの放出挙動は希ガスとほとんど同じである。しかしながら、金属等と化学的親和性があるため、1次系内では金属配管、黒鉛ダスト等の表面に存在する。本検討では ^{131}I を代表としてその挙動を検討する。

(3) アルカリ金属

黒鉛に対してハロゲンよりも化学的親和力が高い。また、吸着力が高いので被覆層、黒鉛構造物等が1次冷却材までの放出に対して障壁となる。1次系内では、金属や酸化物に対して強い親和力を有するため、配管及びその酸化皮膜内に拡散侵入しそこにとどまる。代表的な核種としては ^{137}Cs がある。さらに、この核種は半減期が約30年と長いために沈着量も大きくなり、従来の設計では最も重要な核種の一つである。

(4) 貴金属

このグループ内でガスタービン高温ガス炉の設計上非常に重要となる核種は

^{110m}Ag である。銀は被覆層における拡散係数が大きく、条件によっては被覆層が健全な粒子からも冷却材中に放出されやすい。また、1次系では高温条件下にある金属に沈着または溶解しやすいと考えられている。さらに、 ^{110m}Ag は ^{109}Ag の放射化生成物であり、その収率はプルトニウムの核分裂によるものが大部分である。このため、燃料の燃焼度が低いHTTRや従来高濃縮ウランを燃料としてきた米、独の高温ガス炉では ^{110m}Ag が問題となることはほとんど無く、従ってその挙動も希ガス、ハロゲン、アルカリ金属に比べて良く分かっていない。しかしながら、現在考えられているガスタービン高温ガス炉では、低濃縮ウラン燃料を高燃焼まで使用するという考え方が主流であり、銀の挙動が重要になると考えられる。そこで、本検討でも銀の挙動を中心に検討を行った。

^{131}I 、 ^{137}Cs 、 ^{110m}Ag の収率、半減期をTable 2.1 に示す。 ^{110m}Ag については、 ^{109}Ag のプルトニウム核分裂による収率、熱中性子束に対する反応断面積も併せて示す。 ^{131}I 及び ^{137}Cs の生成量は以下の式で計算できる。

$$\frac{dN}{dt} = 3.2 \times 10^{10} P Y - \lambda N(t) \quad (2.1)$$

ここで、P：原子炉出力 (W)

Y：核分裂収率

λ ：崩壊定数 (一) である。

^{110m}Ag の生成量は以下の式で計算できる。

$$\frac{dN_{109}}{dt} = 3.2 \times 10^{10} P (aY_{Pu} + (1-a)Y_U) - \sigma N_{109}(t) \quad (2.2)$$

$$\frac{dN_{110m}}{dt} = \sigma \phi N_{109}(t) - \lambda N_{110m}(t) \quad (2.3)$$

ここで、 N_{109} : ^{109}Ag の量

N_{110m} : ^{110m}Ag の量

a : ^{239}Pu による核分裂割合

Y_{Pu} : ^{239}Pu の核分裂による ^{109}Ag の収率

Y_{U} : ^{235}U の核分裂による ^{109}Ag の収率

σ : ^{109}Ag の捕獲断面積

ϕ : 熱中性子束

である。

^{131}I 及び ^{137}Cs の生成量は、原子炉出力のみで決まるが、 ^{110m}Ag の生成量はその他に、プルトニウムの核分裂割合、熱中性子束によっても大きく影響を受ける。Figure 2.1にガスタービン高温ガス炉における ^{110m}Ag のインベントリの計算値を示す。計算では、プルトニウムの核分裂割合及び熱中性子束をパラメータとした。Table 2.2 にガスタービン高温ガス炉炉心において想定されるこれらの値をHTTRの同値と比較して示す。Fig. 2.1及びTable 2.2 から、ガスタービン高温ガス炉では、プルトニウムの核分裂割合の増加及び出力密度の増大による熱中性子束の増加に起因して、 ^{110m}Ag の生成量は大幅に（HTTRと同一出力でも5倍程度）増加することが分かる。

Table 2.1 Parameters for inventory calculation.

Nuclide	Fission yield	Half-life	Cross section
I-131	3.23%	8.06days	
Cs-137	6.35%	30years	
Ag-109	0.03% (U-235) 1.66% (Pu-239)	∞	93.5barn
Ag-110m	~ 0	252days	

Table 2.2 Core design parameters of HTTR and GT-HTGR for Ag-110m inventory calculation.

Parameter	HTTR	GT-MHR
Pu-fission fraction (% at EOL)	30%	60%
Thermal flux ($\times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$)	0.6	4
Irradiation time (EFPY)	3	6

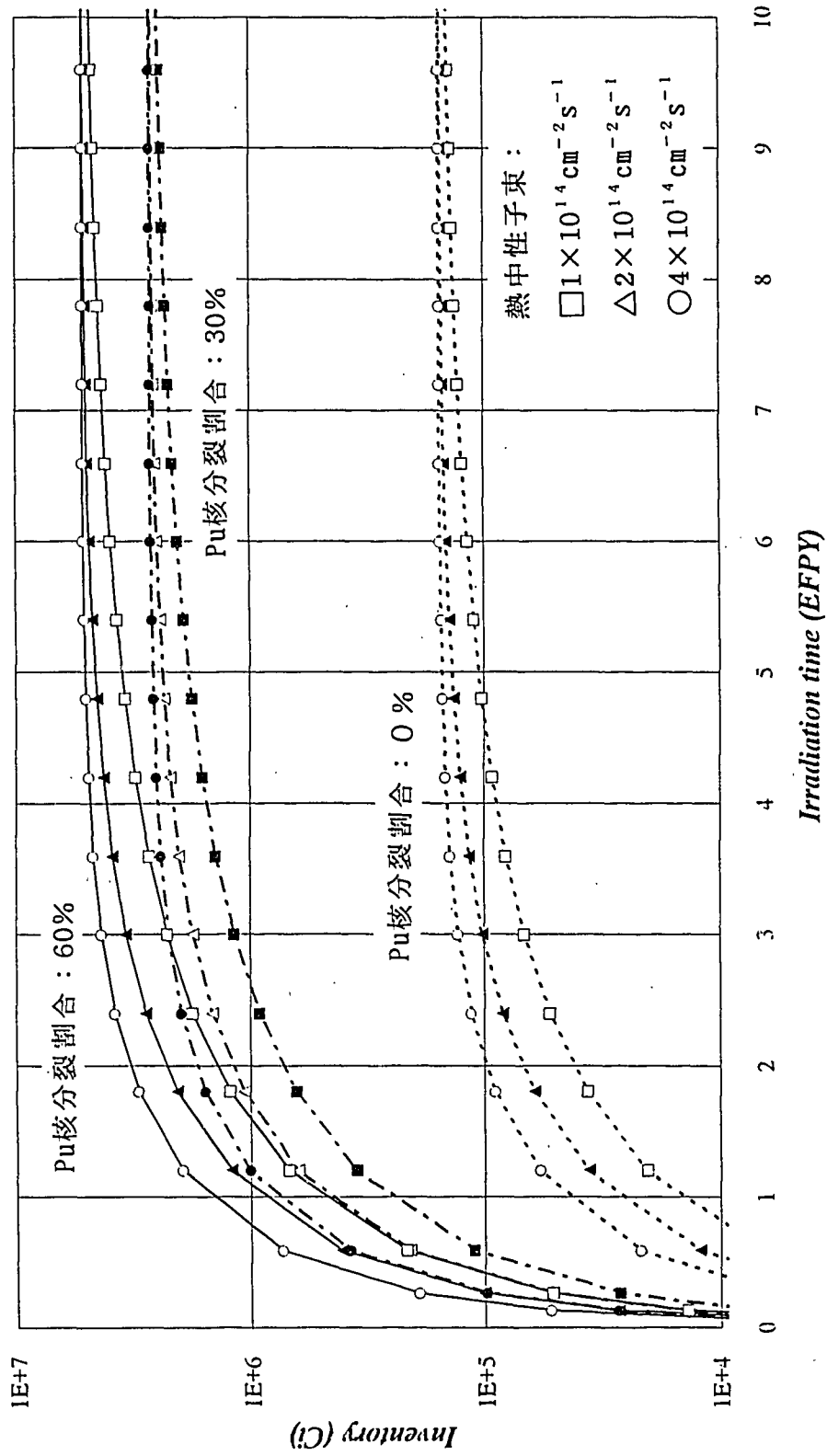


Fig. 2.1 Calculated inventory of Ag-110m.

3. 燃料からの放出

^{131}I の燃料からの放出は、希ガスと同様の挙動を示し、被覆層が健全な粒子からはほとんど放出されず、貫通破損粒子及び燃料コンパクトマトリックス部の汚染ウランから拡散又は反跳によって放出される。従って、 ^{131}I の放出量は露出ウラン率（貫通破損粒子割合と汚染ウラン割合の和として測定される）に比例する^{(6)・(7)}として評価できる。また、拡散放出は温度の関数で表されるため、燃料温度によっても放出量が変わる。

一方、 ^{137}Cs と $^{110\text{m}}\text{Ag}$ は貫通破損粒子のみならず主な拡散障壁であるSiC層のみが破損しているSiC層破損粒子からもかなりの量が拡散によって放出される⁽⁸⁾。さらに、温度が1300°C程度を越える条件で長時間照射されると、被覆層が健全な粒子からの拡散放出も無視できなくなる⁽⁹⁾。一方、セシウム、銀については燃料コンパクトマトリックス及び黒鉛スリーブ部において、拡散、吸着等による保持効果があることが分かっている^{(5)・(8)}。さらに ^{137}Cs と $^{110\text{m}}\text{Ag}$ 間の比較では、 $^{110\text{m}}\text{Ag}$ の方が燃料から放出されやすいことが分かっている^{(5)・(8)}。

破損率の関数として計算したこれらの核分裂生成物の放出割合をFig. 3.1に示す。横軸は露出ウラン率であるが、 ^{137}Cs 及び $^{110\text{m}}\text{Ag}$ の計算においては、SiC層破損率が露出ウラン率の10倍であると仮定した。計算に用いた燃料温度は、HTTR炉心のものである。ガスタービン高温ガス炉用燃料では、HTTR初装荷燃料よりもSiC層が厚くなり、また燃料温度も低くなると予想されるため放出率は小さくなる可能性があるが、これとは反対に燃焼日数、燃焼度、高速中性子照射量が増加すると予想されるため、これらの効果がほぼ相殺されてこの予測値程度となると仮定した。図中の矢印の値は、HTTRの保守補修計画に用いている線源の放出割合であり⁽²⁾現在の製造実績に比べて1桁程度高い破損率である。また、図中に示した「MHTGR設計値」は、米国で設計されていたモジュラ一型高温ガス炉における燃焼末期の破損率制限値である 10^{-4} を示したものである。

る⁽¹⁰⁾。

前述のように、ヨウ素は破損率にほぼ比例するため、破損率を低減することにより燃料からの放出量を抑制することができる。セシウムは、 $10^{-4} \sim 10^{-5}$ 程度の放出割合までは破損率を低減することで抑制できるが、さらに低減するためには、健全粒子からの拡散放出量を低下させる必要がある。すなわち、燃料温度の低減、SiC層厚さの増加、あるいはZrC層のようにSiC層よりも拡散係数が小さい被覆層⁽¹¹⁾の採用などによって放出量を抑制できる。この効果は、銀の場合にはより顕著になる。銀は破損していない粒子からも拡散によって放出されやすいため、その放出割合は破損率にほとんど依存せず大きいことが分かる。従って、銀の放出割合の低減はセシウム以上に困難であり、第2章に示したようにその生成量が多くなる場合には、設計上問題となる可能性が高い。セシウムの場合には効果的であると考えられているZrC層については、銀に対してはSiC層よりも小さい拡散係数が得られている例もある⁽¹²⁾が、実験データ数は十分ではなく今後の研究課題であろう。

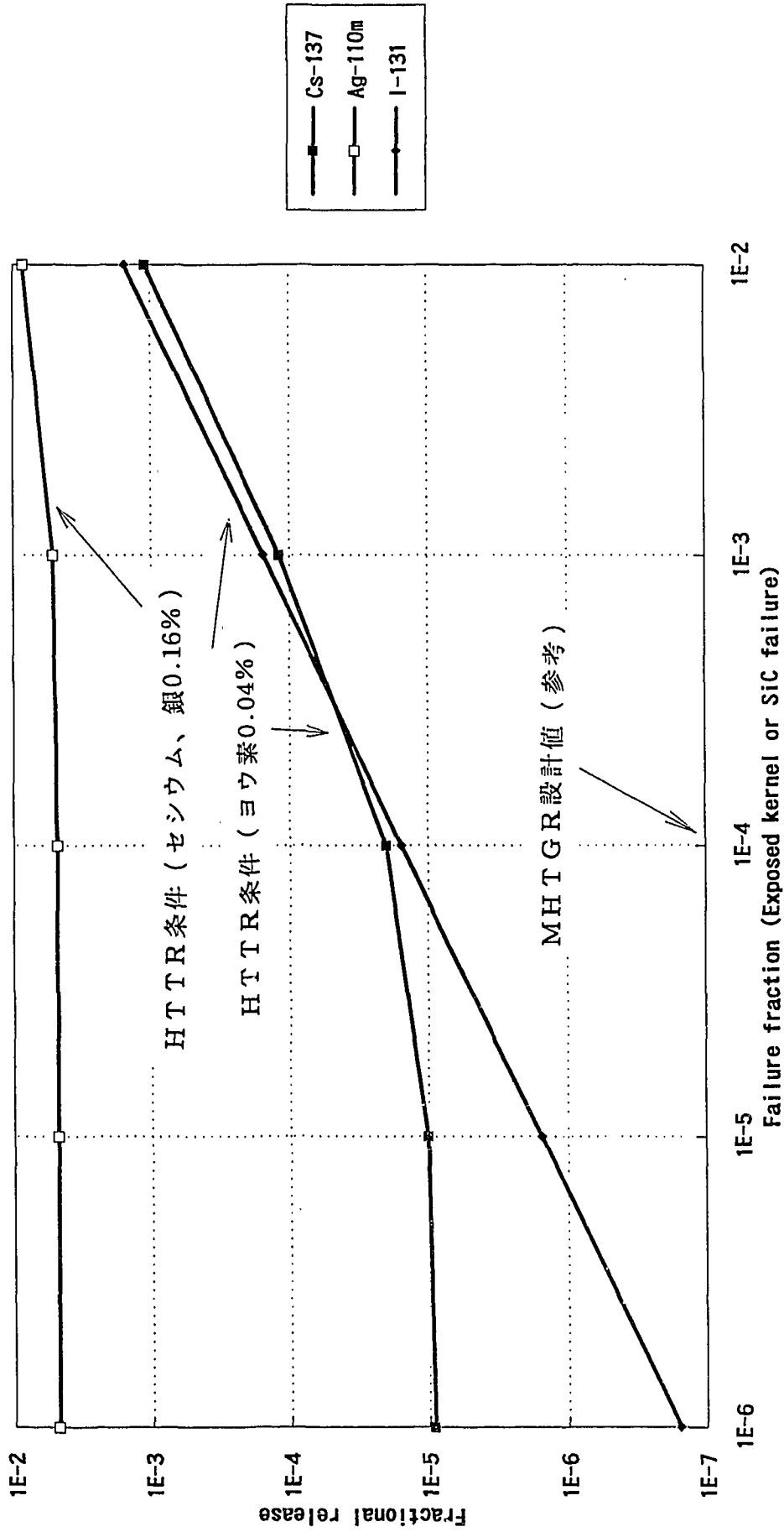


Fig. 3.1 Fractional releases of fission products as a function of failure fraction.

4. 沈着分布

HTTRの1次系における核分裂生成物の沈着分布の評価は、PLAINコード⁽¹³⁾を用いて行っている⁽²⁾。PLAINコードは、OGL-1等による実験データを用いて検証されている⁽¹⁴⁾。OGL-1は、材料試験炉(JMTR)に設置された高温ガス炉燃料の照射試験を目的とした炉内ループであり、冷却材の種類、圧力、温度、配管内流速、核分裂生成物濃度等の点で高温ガス炉の1次系と非常に近い条件で運転されてきた。OGL-1の主要な沈着条件をHTTRの沈着条件と比較したものをTable 4.1に示す。OGL-1の系統をFig. 4.1に示す。OGL-1炉内管で燃料体により加熱されたヘリウムガスは、高温配管、熱交換器、冷却器等を通り、燃料体入口へ戻る。その間、ヘリウムガス中に放出された核分裂生成物はこれらの機器・配管内壁面に沈着する。流動条件は、ループ内の位置によって異なるが、主に乱流となっている。燃料体出口のガス温度は最高1000°C程度であり、核分裂生成物の沈着分布を測定している部位の温度は、約600°C～室温の範囲にわたっている。

検証計算は、 ^{131}I 及び ^{137}Cs を対象として行った。 ^{131}I は、半減期が約8日で、各サイクルの間の停止期間中に十分減衰し、その前のサイクルの沈着分布の影響は無視できる。一方、 ^{137}Cs は、半減期が約30年と長く、OGL-1が運転を開始してから機器・配管に沈着した量をすべて積算しなくてはならない。従って、計算はOGL-1の運転を開始したサイクルから全てにわたって行った。

^{131}I 及び ^{137}Cs の沈着分布の計算結果の例をFig. 4.2に示す。図中では、測定結果は●で、計算結果は線で示した。 ^{131}I 、 ^{137}Cs ともに局所的には1桁程度の差はあるが、OGL-1の複雑な条件の変化にも関わらず計算値は測定値とほぼ同様の傾向を示している。

PLAINコードを用いて高温ガス炉1次系内の沈着分布予測を行った。沈着分布の計算は、HTTRを例にして行った。これは、HTTRが最高で950°Cという高温のヘリウムガスを炉心から熱交換器を介して圧力容器外に取出す世界で初めての炉であり、現在設計が進められている蒸気サイクル高温ガス炉(SC-

H T G R) やガスタービン高温ガス炉 (G T - H T G R) の 1 次系の温度条件を包絡しているため、これらの将来の炉の沈着分布を推定するのに有用であるためである。

H T T R の 1 次系内の沈着分布はその温度条件、流動条件等に依存するので、H T T R の運転モード、すなわち原子炉出口冷却材温度が 950°C か 850°C か、また、1 次加圧水冷却器のみによる運転 (単独運転) か 1 次加圧水冷却器および中間熱交換器により熱除去を行うか (並列運転) によって沈着分布が異なる可能性がある。単独運転と並列運転の大きな違いは、熱交換器への流量である。また、熱交換器伝熱管の温度は、2 次系の流体温度で決まるため、原子炉冷却材出口温度の違いによってはほとんど変化しない。

Figure 4.3 に原子炉出口冷却材温度 850°C で並列運転を行った時の沈着分布の計算値を示す。 ^{131}I および ^{137}Cs とともに比較的溫度が低い (約 150~200°C) 1 次加圧水冷却器の伝熱管に主に沈着することが分かる。一方、二重管の内管の原子炉出口冷却材に接するライナ部は温度が非常に高いために、配管壁面の結晶の格子振動数が高く脱着率が大きいため、両核種ともほとんど沈着しない。中間熱交換器の伝熱管も比較的溫度が高い (約 300~800°C) ため、加圧水冷却器に比べて沈着総量は小さい。したがって、並列運転時でも加圧水冷却器の沈着量は単独運転に比べて 10% 程度しか小さくならない。また、総沈着量の 10% 程度が表面積の大きいフィルタを含むガス循環機に沈着する。原子炉出口冷却材温度が 850°C でも 950°C でも加圧水冷却器伝熱管温度はほとんど変わらないので、この範囲では出口冷却材温度の違いによる沈着分布の差は大きくない。すなわち、沈着分布は壁面温度によって決まり、原子炉出口冷却材温度にはほとんど依存しないことが分かる。

ここで得られた H T T R における沈着分布の計算結果から、 ^{131}I 及び ^{137}Cs は温度が 200~400°C の比較的低い機器に沈着することが分かる。具体的には、S C - H T G R のヘリウム・水の熱交換器や G T - H T G R の前段冷却器などである。化学特性から考えて、他のハロゲンやアルカリ金属の沈着分布はそれぞれヨウ素、セシウムの沈着分布と類似であると考えられる。

ここで、問題となる可能性の高い銀の沈着分布については、これまで O G L - 1 では、燃料の燃焼度が最高 5% FIMA 程度と低いため系統的には観測されていな

い。ドイツの高温ガス炉 AVR に設置された沈着試験装置である VAMPYR II において測定された銀の沈着分布を Fig. 4.4 に示す⁽¹⁵⁾。この結果によると、銀は約 500～600℃ の比較的高温領域に多く沈着している。一方、銀については検証はされていないが PLAIN コードの内蔵物性値を用いて行った H T T R における ^{110m}Ag の沈着分布の相対値を Fig. 4.5 に示す。前述のように検証された結果ではないが、熱交換器の上流側、すなわち壁面温度が 850℃ と高い領域（二重管内管）にほとんどの銀が沈着するという結果となっている。すなわちこの結果からは、GT-H T G R では銀はガスタービンに沈着する可能性が高いと考えられる。

Table 4.1 Comparison of plateout conditions of HTTR and OGL-1.

Parameter	Experimental condition	HTTR condition
Materials	Stainless steel Hastelloy-X	Stainless steel (PWC heat tube) Hastelloy-XR (Inner pipe, IHX heat pipe) Cr-Mo steel (Annulus of heat exchanger, RPV)
Coolant temperature	950°C - RT*	950°C - 395°C
Wall temperature	950°C - RT*	950°C - 160°C
Helium gas pressure	3 MPa	4 MPa
Helium gas velocity	10 m/s - 60 m/s	20 m/s - 40 m/s

* Room Temperature

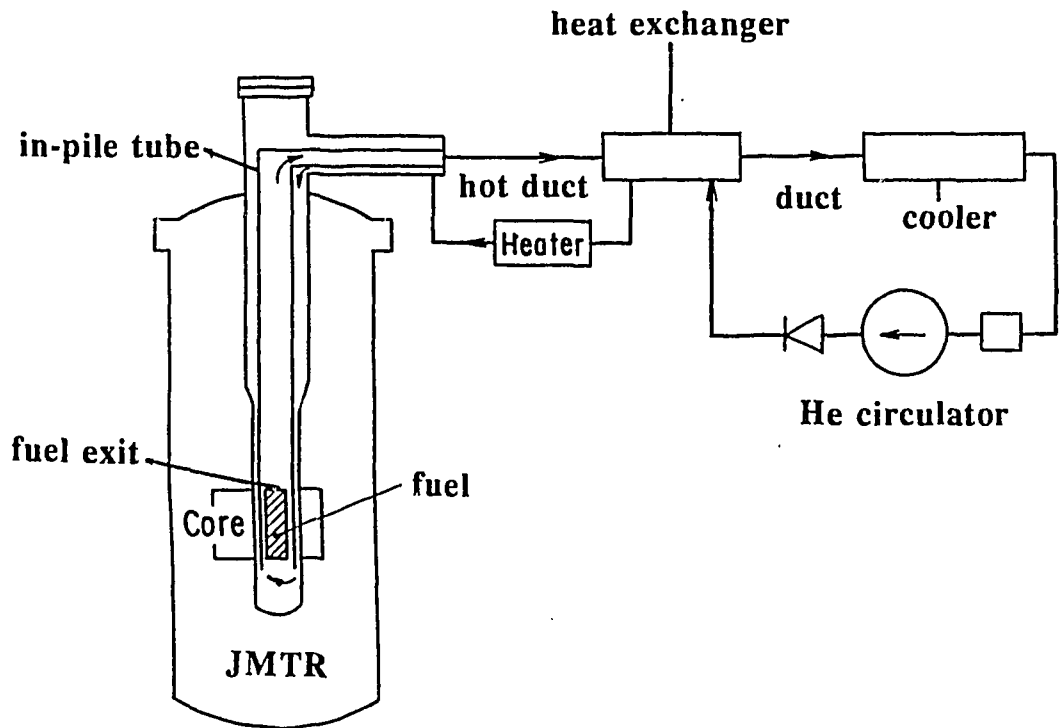


Fig. 4.1 Flow diagram of OGL-1.

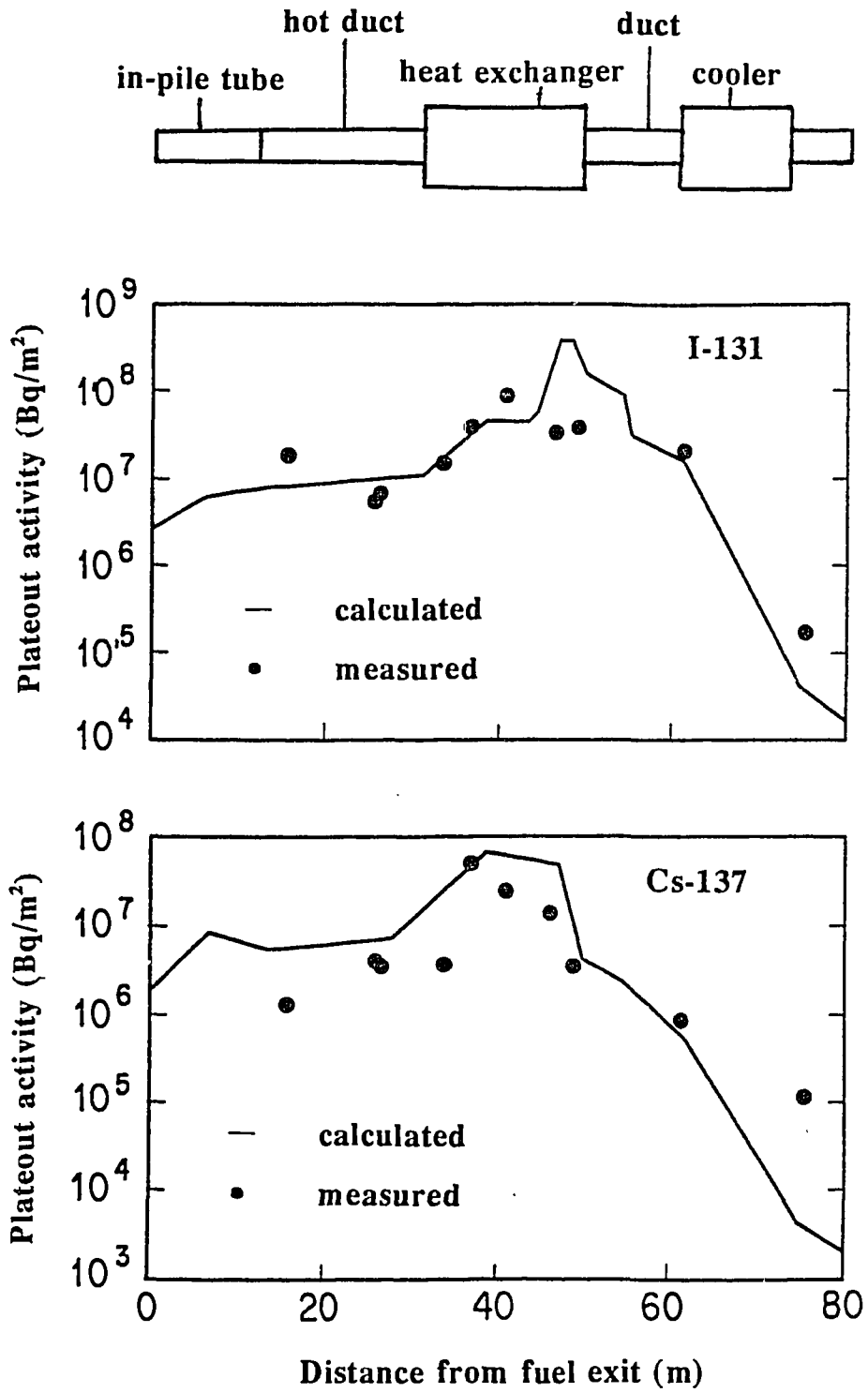


Fig. 4.2 Comparison of measured and calculated plateout distribution in OGL-1.

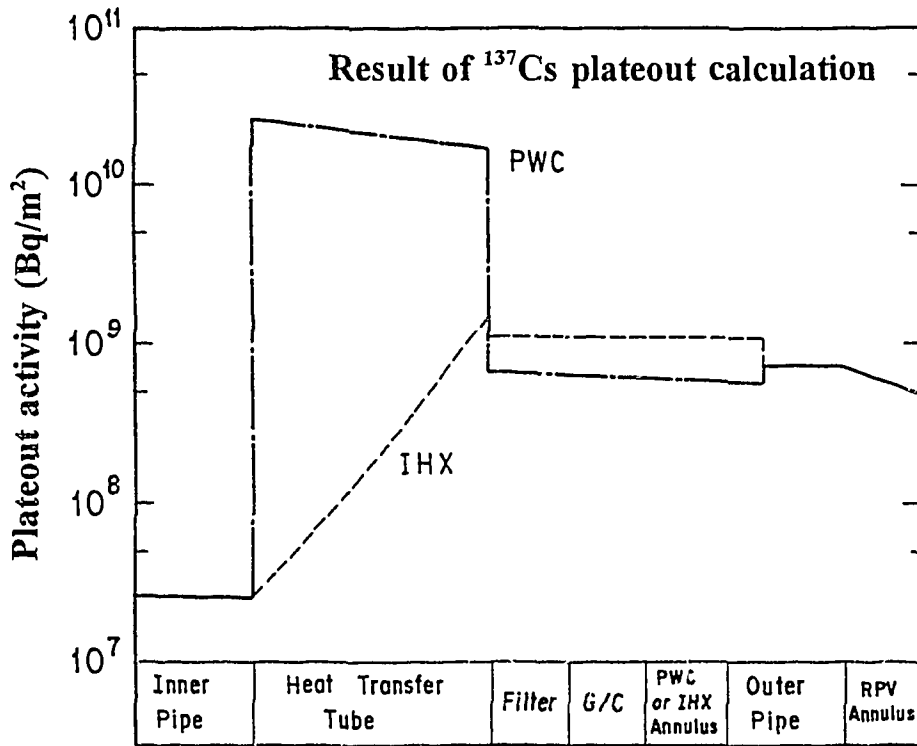
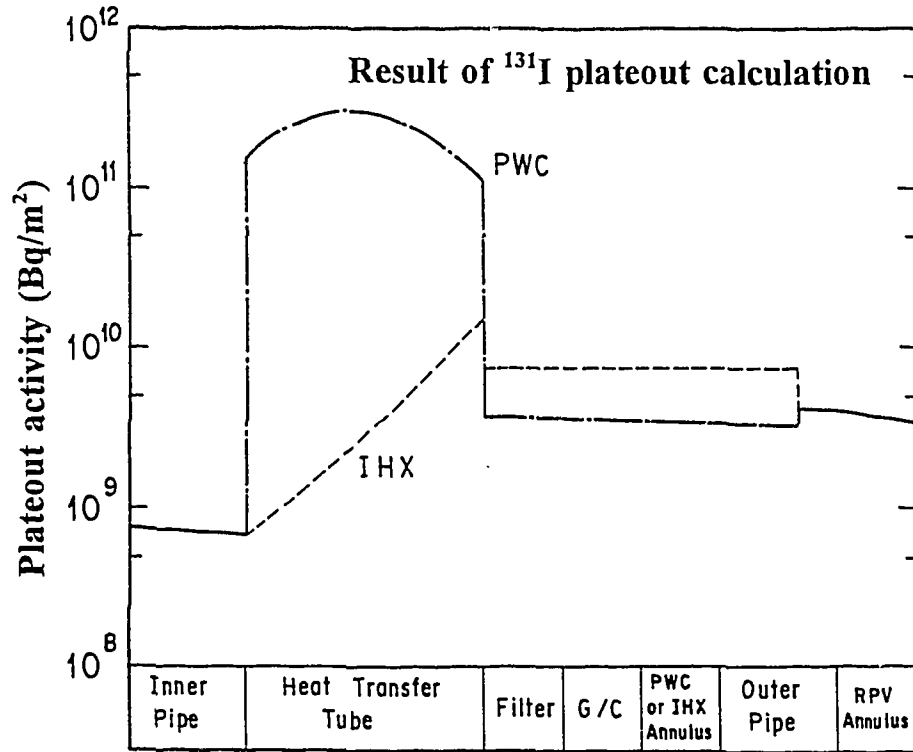


Fig. 4.3 Predicted plateout distribution in primary cooling system of HTTR (Pararell loaded operation, outlet gas temperatrue=850°C).

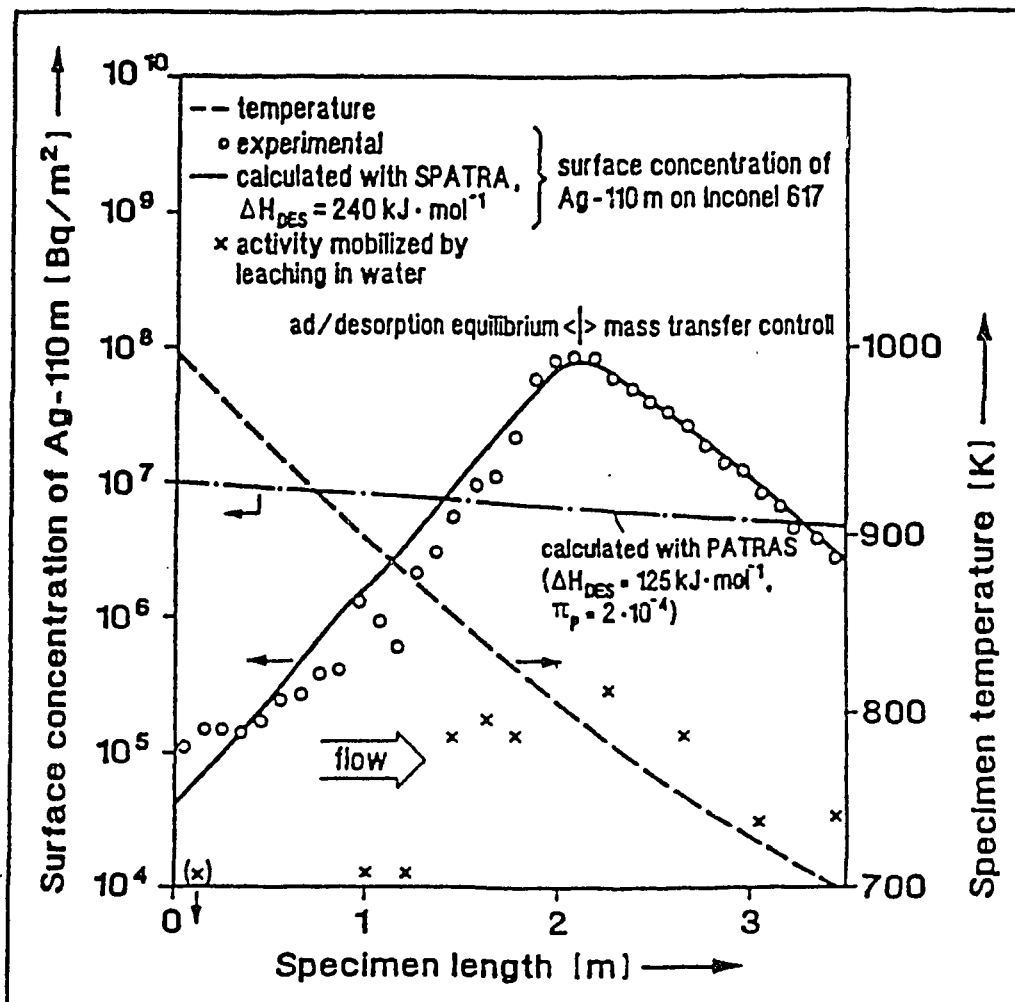


Plate-out experiment - VAMPYR II (AVR):
 Measured and calculated plate-out profiles
 for Ag-110m on Inconel 617

Fig. 4.4 Plateout distribution of silver in VAMPYR-II experiment.

(Jul-2668より抜粋)

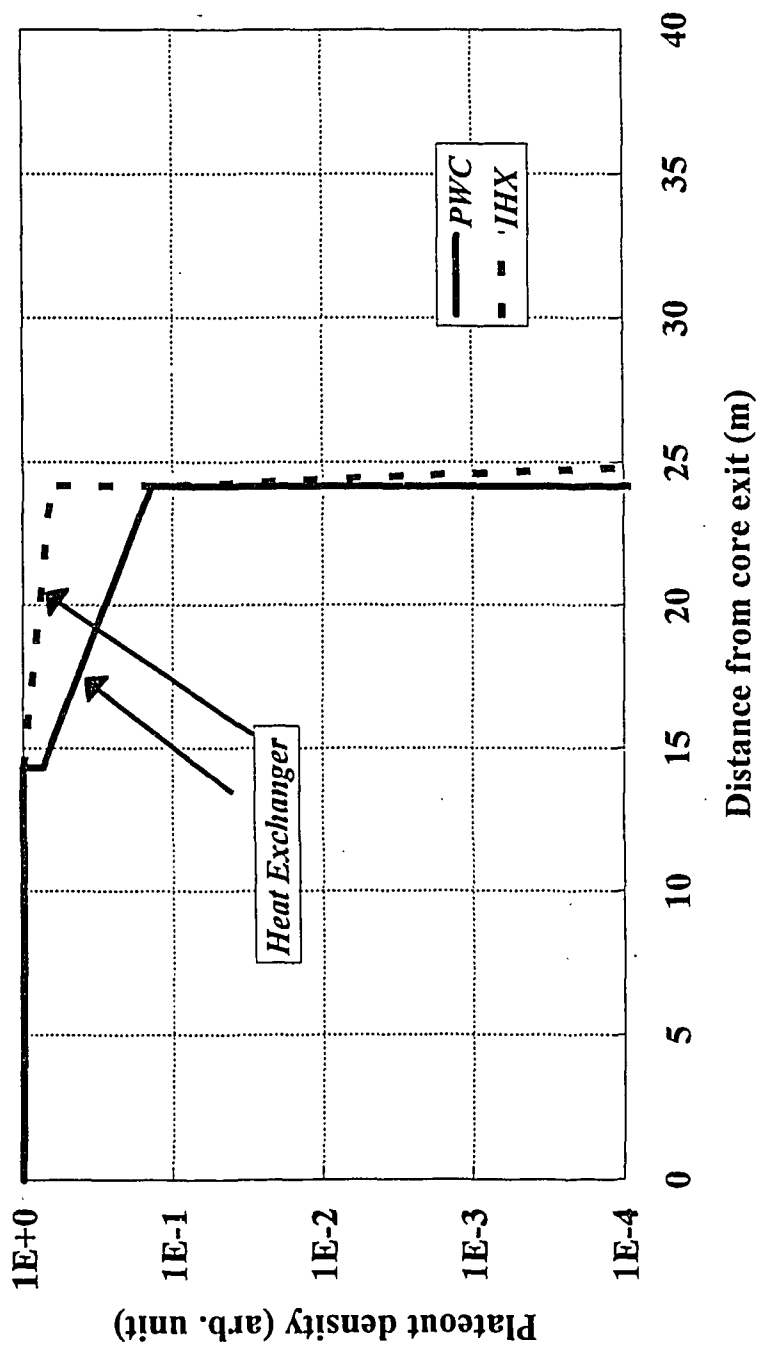


Fig. 4.5 Calculated plateau distribution of Ag-110m in primary cooling system of HTTR.

5. 線量率

これまでの検討結果に基づき、ガスタービン高温ガス炉（GT-HTGR）における線量当量率の概略検討を行った結果をTable 5.1 に示す。検討においてはガスタービン部と温度条件の近いHTTRの二重管部における20年後、10日冷却後の線量率を基準とした。線量率の計算はQADコードで実施した⁽¹⁶⁾。冷却材の流動条件、ガスタービンの遮蔽性能等については設計依存性があるので、予測結果は相対値で示した。評価根拠を以下に示す。

(1) インベントリ

出力がHTTRの約20倍である。但し、銀については燃焼度及び熱中性子束の増加によりさらに2～3倍となる（Fig. 2.1参照）。

(2) 破損率による低減効果

将来の燃料製造技術の向上を工学的に見込んで、破損率がHTTRの保守補修用線源評価に用いた値よりも1桁低くなるものと仮定した。ヨウ素、その他の核種の放出率は破損率に比例するので1/10となる。セシウム及び銀については、健全な粒子からの拡散放出が無視できないのでその効果を合わせ、それぞれ低減割合を1/5、1/2と見積もった（Fig. 3.1による）。

(3) 燃料温度低減及びSiC層厚さ増による低減効果

GT-HTGRの燃料温度がHTTRよりも約100℃低くなると予想されること及びSiC層厚さを25 μm から35 μm にすることによる拡散放出量の低減効果をこれまでの設計経験に基づき1/2と見積もった。

本検討結果によると、ガスタービン部の線量率の約半分が銀によるものであり、燃料からの放出量の抑制、沈着分布の予測精度の向上、除染技術の開発等が今後の研究課題となると考えられる。

Table 5.1 An evaluation of radiation exposure from gas-turbine.

核種	HTTR二重管部の線量率 $\mu\text{Sv/h}$	インベントリの増加比	破損率の低減による放出量低減効果	燃料温度低減及びSiC層厚増による低減効果	ガスタービン表面積、遮蔽による効果	ガスタービン部線量率 $\mu\text{Sv/h}$
Cs-137	6	$\times 20$	$\times 1/5$	$\times 1/2$	$\times \alpha$	12α
I-131	5	$\times 20$	$\times 1/10$	$\times 1/2$	$\times \alpha$	5α
Ag-110m	10	$\times 50$	$\times 1/2$	$\times 1/2$	$\times \alpha$	125α
その他	約100	$\times 20$	$\times 1/10$	$\times 1/2$	$\times \alpha$	約 100α
合計	約120					約 242α

6. 結論

ガスタービン高温ガス炉の遮蔽及び保守補修作業において重要になると考えられる沈着核分裂生成物の挙動について検討を行った。その結果、原子炉停止後のガスタービン部の線量率の約半分が沈着している銀からのガンマ線によると予測された。

今後、銀の放出挙動、沈着挙動等に関する研究開発を進めていく必要があると考えられる。具体的には、HTTRの運転開始後、高温配管部の沈着量測定等の実施、サーベイランス試験片への沈着核種分析などを行い、より精度の高いデータを取得していく必要がある。

謝 辞

本検討は、ガスタービンプラントにおける銀の挙動に関する知見を整理する目的で行ったものである。核分裂生成物沈着に関し御指導をいただいた馬場治高温工学試験研究炉開発部次長に深く感謝いたします。また、KFAのK.Verfondern氏には、VAMPYR-IIにおける銀の沈着データについて御教示いただいた。深く感謝いたします。さらに、本報告書の作成に当たって貴重なコメントを頂いた塩沢周策HTTR原子炉開発室長及び新藤隆一高温工学試験研究炉開発部課長に深く感謝いたします。

参考文献

- (1) 露崎典平、松本実喜夫：“OGL-1における ^{137}Cs の沈着分布”，JAERI-M 88-225 (1988).
- (2) 沢和弘、村田勲、新藤隆一、塩沢周策：“高温工学試験研究炉の遮蔽設計における核分裂生成物線源評価”，JAERI-M 91-198 (1991).
- (3) R. P. Wichner：“FP Plateout and liftoff in the MHTGR Primary System”，NUREG/CR-5647 (1991).
- (4) K. Sawa, I. Murata, A. Saikusa, R. Shindo, et. al.：“Prediction of Nongaseous Fission Products Behavior in the Primary Cooling System of High Temperature Gas-cooled Reactor”，J. Nucl. Technol., 31, 7, p.654-661 (1994).
- (5) K. Sawa, S. Shiozawa, K. Fukuda, Y. Ichihashi：“Validation of Fission Product Release from Fuel Element of HTTR”，J. Nucl. Sci. Technol., 29, p. 842-850 (1992).
- (6) T. Ogawa, F. Kobayashi, T. Tobita, K. Fukuda, et. al., “Release of Short-lived Noble Gases from HTGR Fuel with Failed Coated Fuel particles and Contaminated Matrix”，Nucl. Eng. Des., 132, p.31-37 (1991).
- (7) 沢和弘、藤井貞夫、塩沢周策、平野光将：“高温工学試験研究炉における被覆燃料粒子の破損及びFP放出率の評価法”，JAERI-M 88-258 (1988).
- (8) 沢和弘、岡本太志、佐々木克徳、塩沢周策：“HTTR燃料体からのセシウム放出割合の評価法”，JAERI-M 90-063 (1990).
- (9) 福田幸朔、小川徹、鹿志村悟、林君夫、他：“高温ガス炉用燃料に関する試験研究”，JAERI-M 89-007 (1989).
- (10) K. Verfondern, R. C. Martin, R. Moormann：“Method and Data for HTGR Fuel Performance and Radionuclide Release Modeling during Normal Operation and Accidents for Safety Analysis”，Jul-2721 (1993).
- (11) K. Minato, T. Ogawa, K. Fukuda：“Review of Experimental Studies of

Zirconium Carbide coated Fuel Particles for high Temperature Gas-cooled Reactors", JAER-Review 95-04 (1995).

- (12) A. S. Chernikov, et. al. : "Fission Product Diffusion in Fuel Element Materials for HTGR", Proc. of IAEA Spec. Mtg., IAEA IWGGCR/13, Vienna pp. 170-181 (1986)
- (13) 馬場治、露崎典平、沢和弘 : "高温ガス炉における F P 沈着解析コード P L A I N", JAERI-M 88-266 (1988).
- (14) 沢和弘、馬場治 : "高温ガス炉における F P 沈着解析コード P L A I N の検証", JAERI-M 91-084 (1991).
- (15) R. Moorman : "Source Term Estimation for Small Sized HTGRs", Jul-2669 (1992).
- (16) R. Shindo, I. Murata, K. Sawa, S. Shiozawa, et. al. : "Reactor Shielding Design of the High Temperature Engineering Test Reactor", Proc. of 8th International Conference on Reactor Shielding, USA, p.351-358 (1994).

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	
光照射度	ルーメン	lm	cd·sr
放射線量	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
オングストローム	Å
バ	b
バ	bar
ガ	Gal
キュリー	Ci
レントゲン	R
ラ	rad
レ	rem

1 Å = 0.1 nm = 10⁻¹⁰ m
1 b = 100 fm = 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年発行による。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 = 10⁶ 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