

JAERI-Tech

JP0350044

2002-104



モジュール型高温ガス炉の黒鉛ブロックの処分方法
及び使用済燃料の中間貯蔵形態の検討
(共同研究)

2003年2月

角田 淳弥・沢 和弘・土江 保男*・浦上 正雄*・國富 一彦

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（〒319-1195 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おこなっております。

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.

© Japan Atomic Energy Research Institute, 2003

編集兼発行 日本原子力研究所

モジュール型高温ガス炉の黒鉛ブロックの処分方法
及び使用済燃料の中間貯蔵形態の検討
(共同研究)

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
角田 淳弥・沢 和弘・土江 保男^{*}・浦上 正雄^{*}・國富 一彦

(2002年12月6日受理)

本報告は、平成12年度の日本原子力研究所（原研）と日本原子力発電株式会社（原電）との共同研究で行った「モジュール型高温ガス炉に関する研究（その3）」のうち、将来型ブロック型炉における黒鉛ブロックの処分方法の検討結果を示すものである。具体的には、燃料体黒鉛ブロック及び反射体黒鉛の放射化量を評価し、低レベル放射性廃棄物としての埋設処理の可能性を検討した。その結果、固形化した廃棄物の埋設上限濃度を超える核種はC-14のみであり、その量を正確に評価するためには黒鉛中に含まれる空気の量を評価することが重要であるとの知見を得た。また、使用済燃料を燃料体の形で貯蔵を行う場合、取出し後2年を経過すれば自然空冷でも燃料を十分冷却できることが分かった。

本報告書は日本原子力研究所と日本原子力発電株式会社との共同研究の成果である。

大洗研究所：〒311-1394 茨城県東茨城郡大洗町成田町新堀3607

* 日本原子力発電株式会社

Study on Disposal Method of Graphite Blocks and Storage of Spent Fuel for Modular
Gas-cooled Reactor
(Joint Research)

Junya SUMITA, Kazuhiro SAWA, Yasuo TSUCHIE*
Masao URAKAMI* and Kazuhiko KUNITOMI

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

(Received December 6, 2002)

This report describes the result of study on disposal method of graphite blocks in future block-type reactor. Present study was carried out within a framework of joint research, "Research of Modular High Temperature Gas-cooled Reactors (No. 3)", between Japan Atomic Energy Research Institute (JAERI) and the Japan Atomic Power Company (JAPCO), in 2000. In this study, activities in fuel and reflector graphite blocks were evaluated and were compared with the disposal limits defined as low-level of radioactive waste. As a result, it was found that the activity for only C-14 was higher than disposal limits for the low-level of radioactive waste and that the amount of air in the graphite is important to evaluate precisely of C-14 activity. In addition, spent fuels can be stored in air-cooled condition at least after two years cooling in the storage pool.

Keywords: Disposal, Graphite Block, HTGR, Activity, Low-level Waste,
C-14, Air-cooled Condition

This research is a result of the joint research with the Japan Atomic Power Company.

*The Japan Atomic Power Company

目 次

1.はじめに	1
2.放射化量の評価	5
2.1 計算条件	5
2.2 計算結果	5
3.考察	9
3.1 C-14 の制限	9
3.1.1 C-13 からの生成	9
3.1.2 N-14 からの生成	9
3.2 処分方法の検討	10
4.まとめ	15
謝辞	16
参考文献	16
付録 モジュール型高温ガス炉の概要	18
A.1 炉心	18
A.2 1次冷却設備	19

Contents

1. Introduction	1
2. Evaluation of Activities	5
2.1 Calculation Condition	5
2.2 Calculation Results	5
3. Discussions	9
3.1 Disposal Limit of C-14	9
3.1.1 Production from C-13	9
3.1.2 Production from N-14	9
3.2 Study of Disposal Method	10
4. Summaries	15
Acknowledgements	16
References	16
Appendix. Outline of Modular High Temperature Gas-cooled Reactor	18
A.1 Core	18
A.2 Primary Cooling System	19

1. はじめに

ガスタービン発電高温ガス炉は、高い固有の安全性を有する上に経済性も優れており、近年、南アフリカ⁽¹⁾、米国・露国⁽²⁾、オランダ⁽³⁾、フランス等で検討が進められている。中でも、南アフリカの PBMR 計画は平成 12 年 3 月に国の承認を受け、平成 15 年の着工を目指して詳細設計が行われており、原研でもガスタービン発電用の高温ガス炉の可能性評価が行われてきている⁽⁴⁾。特に、電気出力 300MW のブロック型炉 (Gas Turbine High Temperature Reactor : GTHTTR300) は、高温工学試験研究炉 (HTTR : High Temperature Engineering Test Reactor) で開発してきた多くの技術を生かした日本独自の特徴を有する優れた高温ガス炉であり、平成 11 年度から詳細な設計研究を開始している⁽⁴⁾。この設計では、広い分野で革新的な設計を採用するが、現状の技術レベルで十分に設計、製作が可能なものとしており、特に HTTR の設計・製作、運転・試験で培った技術を生かし、信頼性が高く、完成度の高い技術を生かすといった特徴がある。また、経済性向上のため、可能な限り簡素化した設計を採用し、複雑な機能を有する機器、特別な運転手法が必要な機器は採用しないものである。主な設計の特徴として、①HTTR と同じブロック型炉心の採用、②固有の安全性を生かした設計、③超長期燃焼炉心の採用、④軽水炉と同様の圧力容器材料の採用、⑤横置型ガスタービンユニットの採用が挙げられる⁽⁵⁾。このような基本設計思想に基づいた GTHTTR300 の基本仕様を **Table 1-1** に、1 次冷却設備の配置を **Fig. 1-1** に示す⁽⁴⁾。

モジュール型高温ガス炉の検討において、最終的に固体廃棄物となる黒鉛ブロック等の処分方法の検討は、総合的な経済性評価等の観点から重要である。そこで、想定される黒鉛ブロック（燃料体、反射体等）の放射化量について、使用期間、使用条件等に基づき評価し、最終的な固体廃棄物量とその処分法を経済的、技術的に検討する必要がある。

本報告は、将来型ブロック型炉として、GTHTTR300 を 1 つの例として、黒鉛ブロックが低レベル放射性廃棄物として埋設処理の可能性について、埋設処分地の総放射能量の規制や保管スペースを考慮して検討した結果を示したものである。また、使用済燃料の中間貯蔵形態に関する検討結果もあわせて示す。

This is a blank page.

Table 1-1 Major specifications of GTHTR300.

Reactor power	600 MWt
Reactor inlet and outlet temperature	561/850°C
Turbine input pressure	6.83 MPa
Turbine mass flow rate	398.3 kg/s
Reactor core height	8.2 m
Outer and inner diameter of core	5.1/3.1 m
Fuel type	Prismatic block
Average fuel enrichment	20 wt%
Average power density	6 MW/m ³
Reactor pressure vessel outer diameter	8.3 m
Gas turbine vessel outer diameter	6.0 m
Heat exchanger vessel	Outer diameter 6.05 m

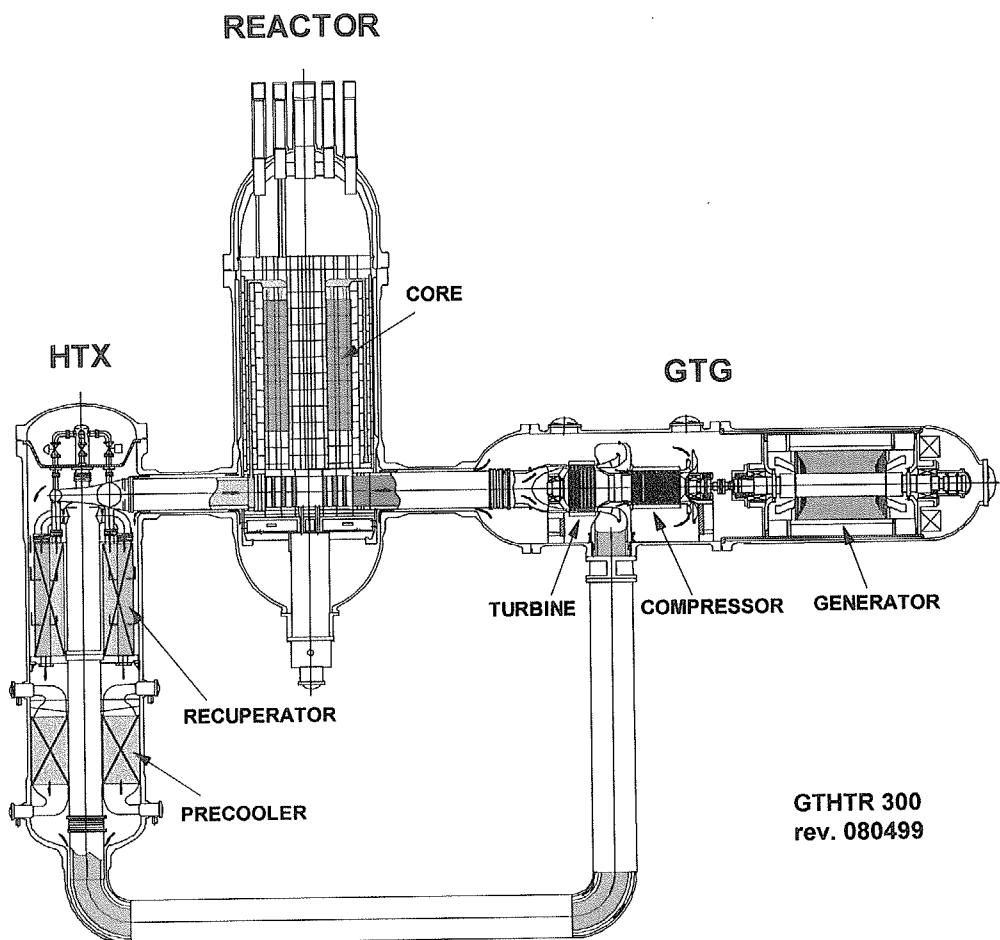


Fig. 1-1 Primary circuit of GTHTR 300

This is a blank page.

2. 放射化量の評価

将来型ブロック型炉として GTHTR300 を一つの例として黒鉛ブロックが低レベル放射性廃棄物として埋設処理の可能性について検討した。GTHTR の概要を付録に示す。

2.1 計算条件

燃料体、可動反射体、固定反射体の各黒鉛ブロックの放射化量を検討する。対象核種は、低レベル放射性廃棄物のうち、六ヶ所埋設施設に相当する容器に固型化した廃棄物の埋設上限濃度として政令に指定されている C-14（半減期 5730 年）、Co-60（半減期 5.3 年）、Cs-137（半減期 30.1 年）、Sr-90（半減期 29.1 年）、Ni-63（半減期 100 年）とした。これらの核種に対する低レベル放射性廃棄物としての埋設上限濃度を **Table 2-1** に示す。

放射化量は、ORIGEN-II コードを用いて行い、炉心の中性子束、照射期間等の条件を **Table 2-2** に示した。すなわち、燃料体は 6 年間の連続使用とし、燃料体に隣接する可動反射体は高速中性子照射量の制限から 10 年間の使用を仮定した。その他の可動反射体及び固定反射体は、交換しないものとし、原子炉施設の寿命である 60 年間とした。この時、積算中性子照射量は、燃料体で 2.8×10^{26} (m^{-2})、可動反射体で 3.2×10^{26} (m^{-2}) 固定反射体で 4.7×10^{26} (m^{-2}) となる。

不純物含有量は、**Table 2-3** に示すように、燃料体及び可動反射体を IG-110、固定反射体を PGX として HTTR の製造における実績値等を基に算出した⁽⁶⁾。IG-110 については、不純物量の実績値は全て検出限界以下であったため、検出下限値を仮定している。U については、PGX については先行ガスの分析結果を用いたが、IG-110 については測定データがないため、高純度化処理により PGX よりも 2 衍低減されると仮定した。また、後述するように、窒素量については確定したデータがないため、その影響については別途考察する。

2.2 計算結果

燃料体、可動反射体、固定反射体等の単位重量あたりの放射能量を **Fig. 2-1**～**Fig. 2-3** に示す。燃料体及び可動反射体は、同一素材 (IG-110) であり、積算中性子照射量もほぼ同じため、同様の結果となっている。停止直後は Co-60 が最も多いが、半減期約 5.3 年で崩壊していくため、数年で Ni-63 及び C-14 が主要な核種となる。これらの放射化生成物に較べて、Cs-137 や Sr-90 などの核分裂生成物の量は極めて少ない。

一方、固定反射体は、不純物濃度が高い PGX を素材としており、60 年間と使用期間が長く中性子照射量も多くなっている。停止直後は Co-60 が最も多く、その後は Ni-63 及び C-14 が主要な核種となる点では燃料体や可動反射体と同様である。また、放射化生成物に較べて Cs-137 や Sr-90 などの核分裂生成物の量が少ないことは燃料体や可動反射体と同様である。

Table 2-1 示した、固形化した廃棄物の埋設上限濃度として政令に規定されている核種の単位重量あたりの放射能量と **Fig. 2-1**~**Fig. 2-3** に示した計算結果とを比較すると、埋設上限濃度を超える核種は C-14 のみである。C-14 の低減化については、次章で検討する。

Table 2-1 Limit of disposal.

Nuclide	Limit (Bq/g)
C-14	3.7×10^4
Co-60	1.1×10^7
Ni-63	1.1×10^6
Sr-90	7.4×10^4
Cs-137	1.1×10^6
Total α	1.1×10^3

Table 2-2 Irradiation conditions.

	Fuel block	Replaceable reflector	Fixed reflector
Neutron flux (n/m ² /sec)	1.5×10^{18}	1.0×10^{18}	2.5×10^{17}
Irradiation time(year)	6	10	60
Fast neutron fluence(m ⁻²)	2.8×10^{26}	3.2×10^{26}	4.7×10^{26}

Table 2-3 Impurities in graphite components.

	Fuel block Replaceable reflector	Fixed reflector
N (ppm)	20	20
Co (ppm)	0.1	1
Ni (ppm)	0.1	100
U (ppm)	0.001	0.01

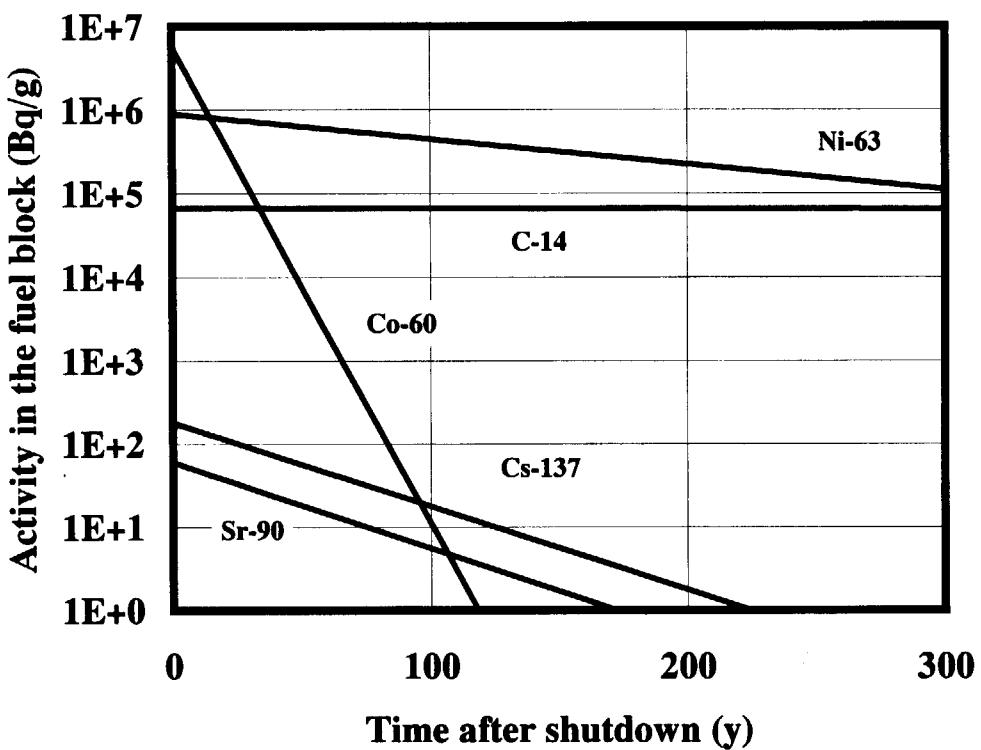


Fig. 2-1 Activity in the fuel block

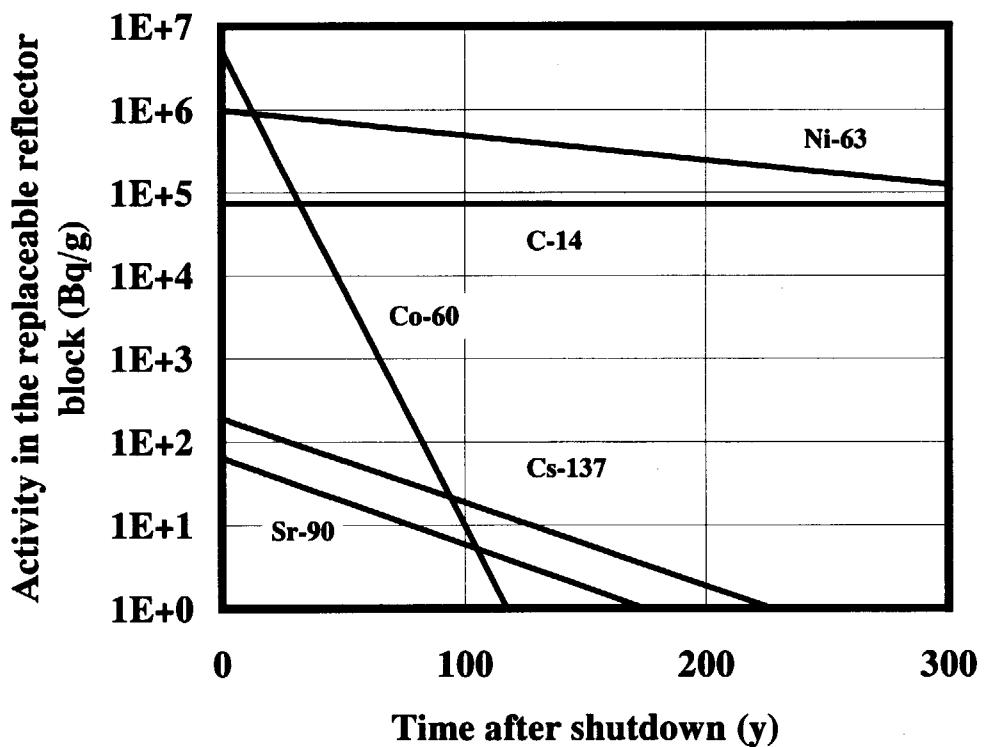


Fig. 2-2 Activity in the replaceable reflector block

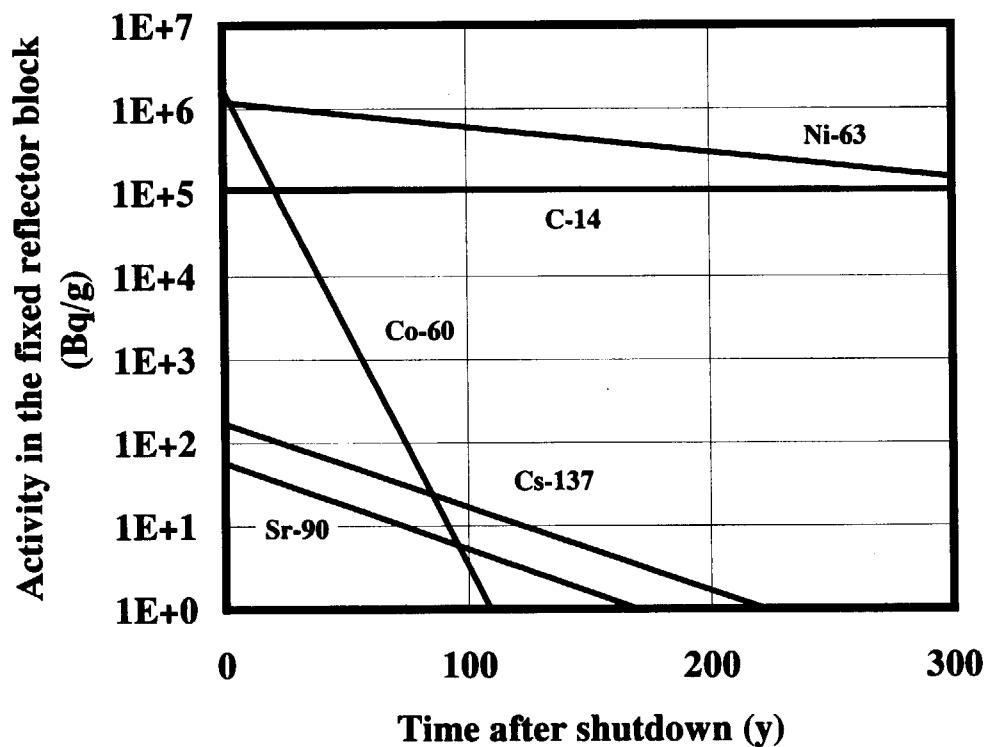


Fig. 2-3 Activity in the fixed reflector block

3. 考察

3.1 C-14 の制限

2章で評価した放射化量の検討結果から、GTHTR300 の黒鉛構造材中の放射化生成物のうち、固形化した廃棄物の埋設上限値を超えるのは C-14 のみである。C-14 の生成源は、C-13 の (n, γ) 反応及び N-14 の (n, p) 反応が主である。以下に、各反応別に評価結果を考察する。

3.1.1 C-13 からの生成

C-13 は黒鉛ブロック中に天然に存在する（存在比 1.11%）ものであり、埋設上限濃度を下回るようにするためには、中性子照射量を制限することになる。Figure 3-1 に天然に存在する C-13 から生成する C-14 の量を各黒鉛ブロックについて評価した結果を示す。燃料体及び可動反射体は、それぞれ 6 年間、10 年間の使用後でも埋設上限濃度を超えることはないことが分かる。一方、60 年間の使用を想定している固定反射体では、使用末期に埋設上限濃度を超える。固定反射体は交換できないため、C-14 量により炉内構造物、すなわち原子炉の寿命を制限する可能性があることになる。そこで、遮へいを強化するなど、固定反射体への中性子照射量を $4.5 \times 10^{26}(\text{m}^{-2})$ 以下に低減する必要がある。

3.1.2 N-14 からの生成

C-14 の生成源として、黒鉛中に含まれている可能性のある空気中の窒素 (N-14) の (n, p) 反応によるものがある。N-14 は天然存在比が 99.632% で、窒素の大部分を占める。しかしながら、各黒鉛ブロック中に含まれる窒素の量はよく分かっておらず、閉気孔 (porosity) 内に空気が存在するという可能性も指摘されている⁽⁷⁾。

そこで、窒素の含有量をパラメータとし、使用末期の各黒鉛ブロック中の C-14 生成量を評価した。結果を Fig. 3-2 に示す。評価値には C-13 の放射化により生成した C-14 の量を加えている。燃料体の場合は 6.3ppm、可動反射体の場合は 4.9ppm の窒素を含有していると埋設上限濃度に到達する。一方、黒鉛中の全ての閉気孔 (porosity) 内に空気が存在すると仮定すると、窒素の含有量は約 20ppm となり、両者とも埋設上限値を大きく超えることになる。

一方、黒鉛の製造工程及び使用条件から、実際に閉気孔内に空気が存在することを疑問視する説もある。今後、HTTR の 1 次冷却材中の N_2 不純物の測定結果から、黒鉛内

の窒素量を評価することが必要である。また、可動反射体やサーバイランス試験片等の照射後試験において C-14 量を測定する等が、今後の課題である。

3.2 処分方法の検討

使用済燃料の貯蔵方法として、金属キャスク貯蔵、コンクリートキャスク貯蔵、ボルト貯蔵を考慮した⁽⁸⁾。

金属キャスク貯蔵の概念を Fig. 3-3 に示す。金属キャスクは、燃料バスケット内に燃料体又は燃料棒を収納したもので、バスケットの外側には中性子遮へい体を設ける。密封機能は、バスケットの金属シールで確保する（漏洩監視可能）。最終的な中間貯蔵場所に輸送することを考慮すると、輸送容器としても兼用できるよう製作するのが一般的である。

コンクリートキャスク貯蔵は、Fig. 3-4 に示すように、金属製の密封バスケット（溶接）内に燃料体又は燃料棒を封入し、その周囲にコンクリート製容器を設ける。遮へい機能はコンクリートが有し、冷却は給排気ダクトを設けることにより自然空冷で行う。この方式の場合、事業所外運搬は困難と考えられるため、サイト内の貯蔵パッド上に並べて貯蔵することになる。

ボルト貯蔵は、金属製のキャニスタに燃料体あるいは燃料棒を封入し、貯蔵ピットにキャニスタを挿入して遮へいプラグでピットを密閉する方式である。貯蔵施設の概念を Fig. 3-5 に示す。本方式は、米国の高温ガス炉である Fort St. Vrain 炉で採用された方式であり、また HTTR の使用済燃料貯蔵建家内的方式と類似している。Fort St. Vrain 炉では、キャニスタの冷却は、空気の自然対流で行われる。

これらの 3 方式を比較すると、経済性の観点からできるだけ高密度貯蔵を目指した場合、金属キャスク及びコンクリートキャスクでは、キャスクや遮へい体の温度が制限となる可能性が高い。一方、ボルト貯蔵では遮へい機能を有するコンクリート部の冷却方法を工夫することにより、高密度貯蔵を可能とすることができます。そのため、ここでは、ボルト貯蔵を対象に検討を行う。

使用済燃料体の貯蔵形態としては、燃料体及び燃料棒が考えられるため、両方について検討した。まず、温度については、燃料温度及びコンクリート温度が制限となる。燃料温度については、HTTR 燃料と同じく 400℃を制限のめやすとした⁽⁹⁾。コンクリート温度については、構造健全性を維持できる温度として 65℃を制限とした⁽¹⁰⁾。

使用済燃料体及び燃料棒の発熱量は、ORIGEN-II コードにより評価した。各部の温度は、1 次元の熱伝導計算により求めた。GTHTR300 は HTTR 燃料と比較して付録に示す

通り(TableA-1)、燃焼度が高く、発熱量も多くなる。評価の結果、燃料体で貯蔵を行う場合、HTTR 燃料と同様に炉心からの取出後 2 年を経過すれば、自然空冷でも燃料を十分冷却できることが分かった。燃料棒の制限温度を被覆層が健全性を維持し、長期間にわたって核分裂生成物を閉込めることのできる温度として、1000℃に緩和することによって貯蔵スペースを 1/2 程度に削減できることが分かった。また、燃料棒で貯蔵する場合は、燃料温度を 1000℃に緩和することによって、HTTR 燃料と同様に炉心からの取出後 2 年を経過すれば、自然空冷でも燃料を十分冷却できるとともに、軽水炉と比較しても貯蔵スペースは同程度となることも分かった。

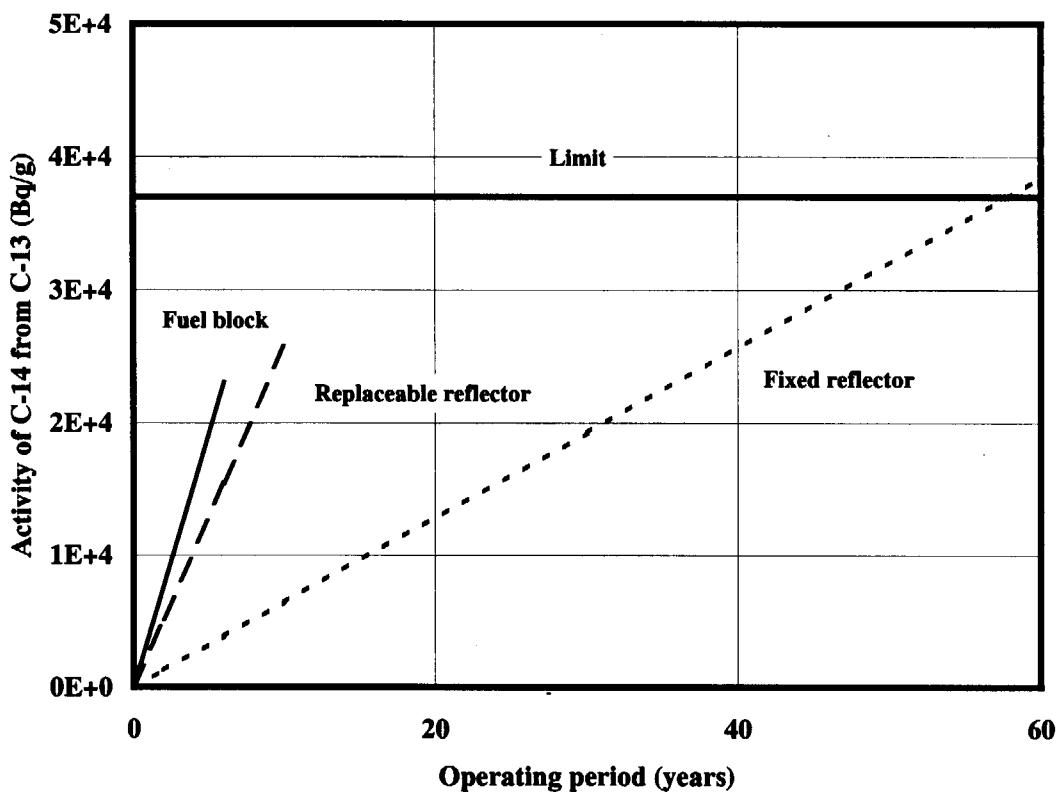


Fig. 3-1 Activity of C-14 from activate of C-13 in graphite block.

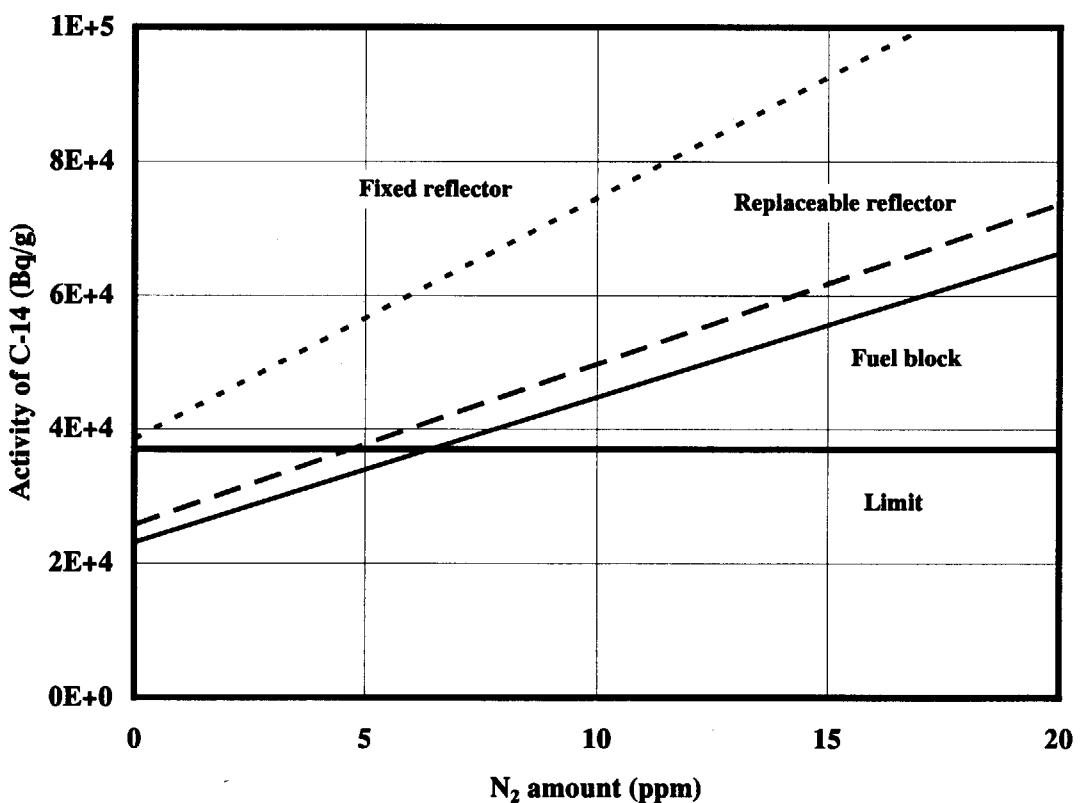


Fig. 3-2 Activity of C-14 as a function of N₂ amount in graphite block.

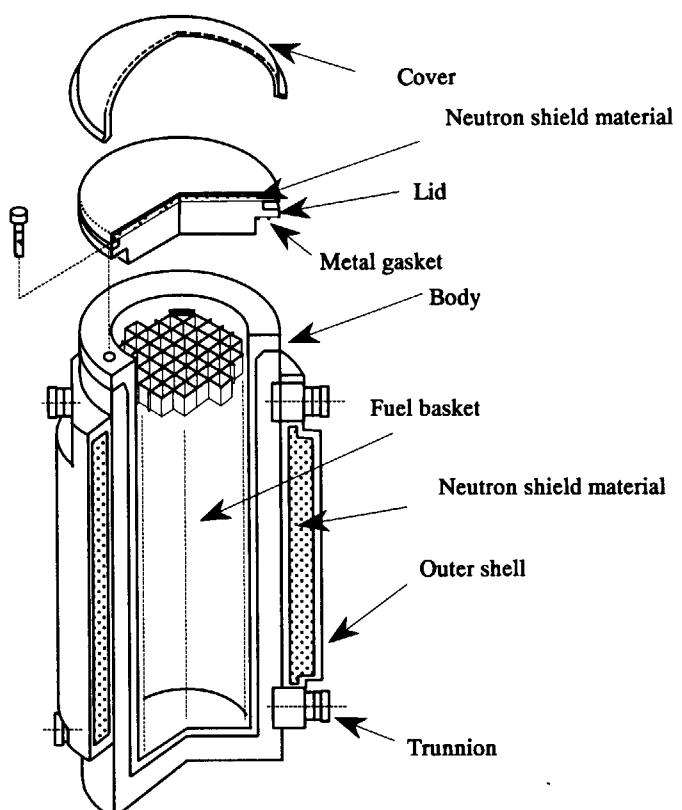


Fig. 3-3 An example of metallic cask.

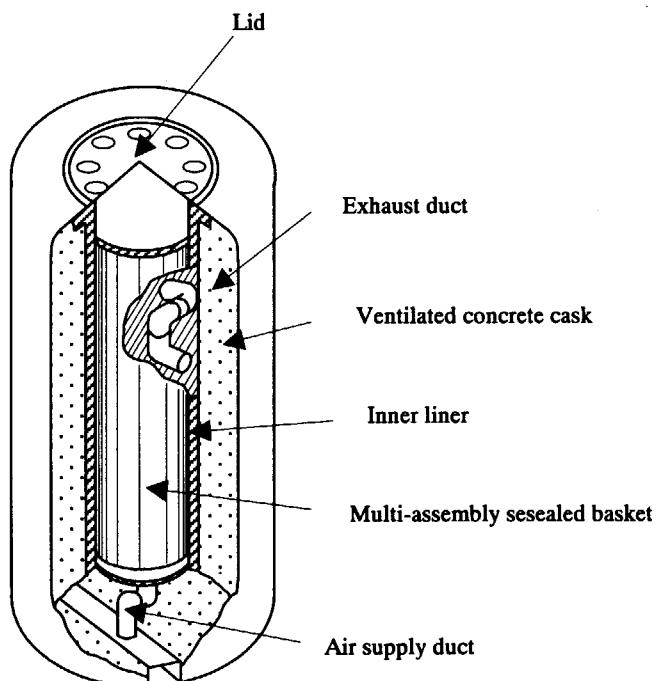


Fig. 3-4 An example of concrete cask.

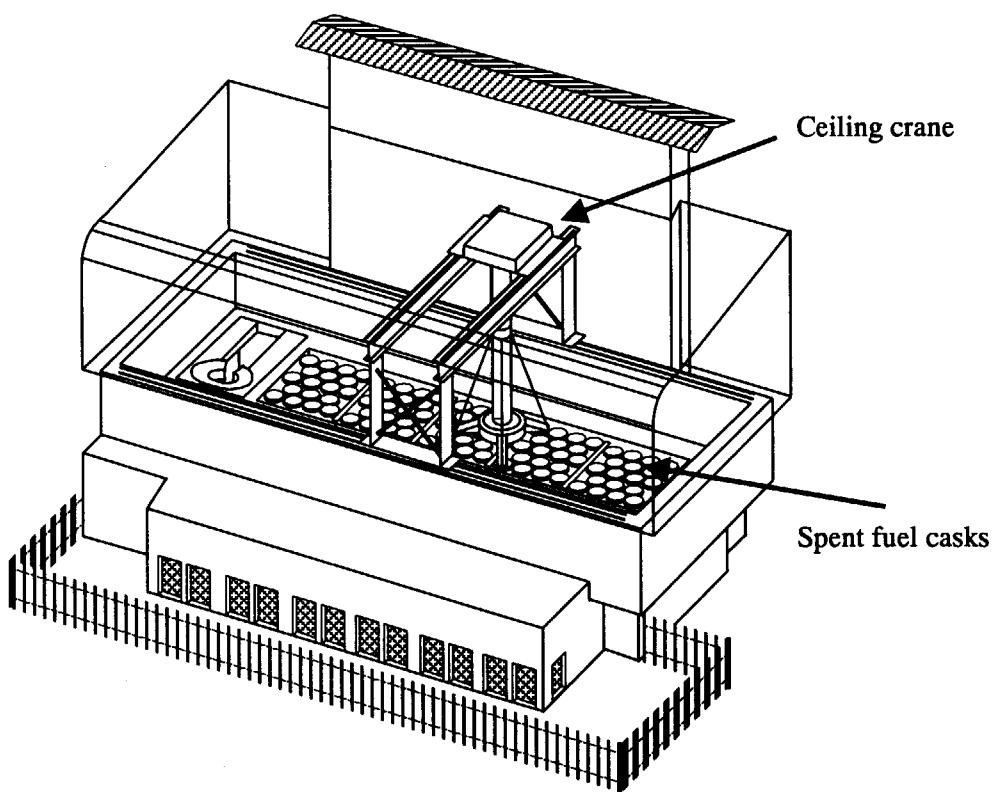


Fig. 3-5 An example of concrete vault.

4. まとめ

モジュール型高温ガス炉の黒鉛ブロック等の処分方法について、GTHTTR300 を 1 つの例に取り、埋設処理の可能性について検討した結果、以下の点が明らかになった。

- 1 停止直後は Co-60 が最も多いが、半減期約 5.3 年で崩壊していくため、数年で Ni-63 及び C-14 が主要な核種となり、最終的に放射能量のほとんどを占める。 固形化した廃棄物の埋設上限濃度を超える核種は C-14 のみである。放射化生成物に較べて、Cs-137 や Sr-90 などの核分裂生成物の量は極めて少ない。
- 2 黒鉛ブロック中に天然に存在する C-13 の放射化による C-14 の量を埋設上限濃度以下とするためには、60 年間の使用を想定している固定反射体の中性子照射量を低減する必要がある。
- 3 黒鉛中の全ての閉気孔内に空気が存在すると仮定すると、(n, p) 反応により生成する C-14 により埋設上限値を大きく超える。HTTR の運転等を通して、黒鉛中に含まれる空気の量を評価することが今後の課題となる。
さらに、使用済燃料の中間貯蔵形態についての検討結果から、以下の点が明らかになった。
- 4 使用済燃料の貯蔵方法として、金属キャスク貯蔵、コンクリートキャスク貯蔵、ボルト貯蔵を比較すると、ボルト貯蔵が最も高密度貯蔵を可能とすることができる。
- 5 燃料体で貯蔵を行う場合、炉心からの取出後 2 年を経過すれば、自然空冷でも燃料最高温度は 900°C 程度となり、燃料を十分冷却できる見通しを得た。

謝辞

本検討は、「平成12年度原研・原電共同研究」として実施したものである。本検討を行うに当たり、御指導、御助言いただいた藤川正剛高温工学試験研究炉開発部長、伊与久達夫HTTR技術開発室長をはじめとする同部の関係各位及び日本原子力発電株式会社の関係各位に感謝いたします。また、貴重なコメントを頂いた、石原正博高温照射研究グループリーダーに感謝いたします。

参考文献

1. D. R. NICHOLLS : Utility Requirements for HTGRs, Proc. Technical Committee Meeting on High Temperature Gas Cooled Reactor Technology Development, Commercializing the HTGR, Johannesburg, Republic of South Africa (1996) , International Atomic Energy Agency.
2. W. A. SIMON and A. S. SHENOY : International Cooperation in Developing the GT-MHR Evolution and Program Status, Proc. IAEA Technical Committee Meeting, Petten, The Netherlands, pp.67-80 (1997) .
3. A. I. Van HEEK : Status of the HTR-Programme in the Netherlands, Proc. Workshop of the Role of Modular HTRs in Netherlands, Petten, The Netherlands, p.83 (1994) .
4. K. KUNITOMI, X. YAN, Y. TACHIBANA, A. SAIKUSA and S. SHIOZAWA : Design Study on Gas Turbine High Temperature Reactor (GTHTR300), Transactions of 16th International Conference on Structural Mechanics in Reactor Technologies (SMiRT-16), Washington DC, USA (2001) .
5. K. KUNITOMI, Y. TACHIBANA, A. SAIKUSA and K. SAWA : Conceptual Design of a 50MW Severe-Accident-Free HTR and the Related Test Program of the HTTR, Nuclear Technology, 123, pp.245-258 (1998) .
6. 沢和弘、他：私信（1998）.
7. N. FUJIMOTO, M. NAKANO, N. NOJIRI, S. TAKEUCHI, K. FUJISAKI, et. al. : First Criticality Prediction of the HTTR by 1/M Interposition Method, Proc. of 16th Asian Symposium on Research Reactors, Oarai, pp.328-333 (1999) .

8. P. D. WILSON (Ed.) : The Nuclear Fuel Cycle from Ore to Waste, Oxford University Press (1996) .
9. 沢和弘、藤川正剛、吉牟田秀治、加藤茂：高温工学試験研究炉燃料の貯蔵及び再処理技術の検討、JAERI-Research 2001-034 (2001) .
10. ASME Boiler and Pressure Vessel Code, An American National Standard, (1983).

付録 モジュール型高温ガス炉の概要

GTHTR300 では、広い分野で革新的な設計を採用しているが、現状の技術レベルで十分に設計、製作が可能なものを採用している。特に、HTTR の設計・製作、運転・試験で培った技術を生かし、信頼性が高く、完成度の高い技術を生かしている。また、経済性向上のため、可能な限り簡素化した設計が採用され、複雑な機能を有する機器、特別な運転手法が必要な機器は採用されていない。以下に、設計の概要を示す⁽⁴⁾。

A.1 炉心

GTHTR300 はガスタービン原子炉が想定され、原子炉出力は 600MWt、原子炉入口冷却材温度 528°C、出口冷却材温度 850°C となっている。燃料は 1 バッチ交換方式で、稼働率を上げるために炉内で 6 年間使用されるよう設計されている。

GTHTR300 の燃料体は、HTTR と同じピンインブロック型である。これは、燃料、核特性、熱流動特性等についての技術的蓄積を生かし、さらに、HTTR の運転・試験により、実証データも蓄積されつつあることを考慮したものである。また、将来的には、量産効果による経済性の向上も期待できる。燃料カラムは 9 段の燃料体で構成され、燃料体には燃料棒が 57 本装荷される。被覆燃料粒子は HTTR と同じ TRISO 型であり、濃縮度 19.9% の二酸化ウランを燃料核とする粒子と天然ウランを燃料核とするウランを混合して濃縮度調整を行う方式が採用されている。燃焼末期の燃焼度分布及び高速中性子 ($E>0.18\text{MeV}$) 照射量の評価結果を **Table A-1** 及び **Table A-2** に示す。平均燃焼度は約 120GWd/t（最高燃焼度は約 150GWd/t）である。燃料領域の高速中性子照射量の最高値は、約 $9\times10^{25}\text{m}^{-2}$ である。

GTHTR300 は、固有の安全性を生かして、全制御棒の飛び出し事故時、冷却材の喪失事故時に、炉心の強制冷却をしなくても有意な炉心損傷を起こさないシビアアクシデントフリー炉の概念が採用されている。そのため、冷却材喪失事故（減圧事故）時の燃料温度の上昇を抑制するために、**Fig. A-1** に示すように、中心領域に反射体を配置して燃料ブロックをその周囲に設置した環状炉心が採用されている。

従来のブロック型炉心では、燃料の交換が 3 年に 1 回、燃料の軸方向の移動が 1 年に 1 回行なうことが計画されている。このため、長期間の原子炉停止が必要、大規模な燃料交換機が必要など、経済性を損なう要因となっていた。超長期燃焼炉心では、燃料交換は 6 年間に 1 回で、1 年 1 回の燃料移動が不要なものとした。従って、定期検査以外の原子炉停止期間を大幅に短くでき、これにより稼働率を向上できる。また、燃料交換機

は、原子炉 6 基に対して、1 基あれば十分であり、経済性の向上が可能である。この原子炉を 6 年間燃料交換無しで運転を行うためには、初期の全過剰反応度を $45\% \Delta k/k$ 確保する必要がある。一方、全制御棒飛び出し事故時の安全性を保つためには、過剰反応度を $2.5\% \Delta k/k$ 以内に抑える必要がある。そのために、HTTR では燃料ブロック内に反応度調整材（BP）を装荷し、反応度を調整していたが、GTHTR の場合、BP を用いても、初期過剰反応度は約 $11\% \Delta k/k$ にしかならず、長期運転はできない。そこで、反射体領域に取出し可能な BP を装荷して、初期の過剰反応度を抑制することとし、この BP を 2 年毎に取出すことにより、次の 2 年間の運転に必要な反応度を確保することができ、しかも過剰反応度を抑制することが可能となる。

A.2 1 次冷却設備

ガスタービン発電高温ガス炉では、原子炉入口温度が 500°C を超えるため、従来の設計では、原子炉圧力容器材料として 9Cr-1Mo 鋼など実績の無い材料の採用が考えられていた。GTHTR300 では、プラントレイアウトに工夫が加えられ、冷却材の流動パターンを変えることで、軽水炉圧力容器と同材料の Mn-Mo 鋼の採用が可能とされている。

横置型のガスタービンユニットは、信頼性が高く、容易なメインテナンスが可能である。**Figure 1-1** に示したように、GTHTR300 の主要設備は、原子炉圧力容器、ガスタービンユニット、熱交換器ユニットから構成される。原子炉から流出した 850°C の高温ヘリウムガスは、二重管方式のクロスダクトの内管を通ってタービン容器へ入り、ガスタービンで約 582°C まで冷却される。次に、タービン容器と熱交換器容器を結ぶ二重管の内管を通過して、再生熱交換器及びプレクーラに送られ約 26°C まで冷却され、二重管の外管を通過してタービン容器内の圧縮機に戻る。圧縮機から出た 150°C のヘリウムガスは、クロスダクトの外管を経由して原子炉圧力容器の内面に沿った流路に流れ込み、原子炉圧力容器を冷却する。その後、反対面のクロスダクトの外管を通過して、再生熱交換器に入り 560°C まで加熱されて、再びクロスダクトの内管を通過して炉心へ流入する。このレイアウトでは、圧縮機より出たヘリウムガスにより原子炉圧力容器を冷却するのが特徴で、他の冷却設備を設けることなく原子炉圧力容器を効率的に冷却できる。

横置きのタービンユニットを使用することで、既存の技術に基づいた軸受の採用、安定性、信頼性の優れたロータ技術を採用できる。また、熱交換器ユニットとガスタービンユニットを分離することで小型でコンパクトな容器、タービンユニット内のシールの不要など設計の簡素化を可能としている。この設計思想に基づいて設計したプラントの総合効率は約 45.4% であり、1 基あたり 273MW の電気出力を得ることができる。**Table**

A-3 に効率計算に用いた設計データを示す。

Table A-1 Evaluated burnup in the GTHTR300 core.

	Inner reflector	CR column	Fuel region-1	Fuel region-2	Fuel region-3	CR column	Replaceable reflector	Fixed reflector
Upper reflector								
1 st layer (Fuel)			114	107	106			
2 nd layer (Fuel)			141	132	133			
3 rd layer (Fuel)			147	138	138			
4 th layer (Fuel)			141	133	133			
5 th layer (Fuel)			140	131	132			
6 th layer (Fuel)			139	130	131			
7 th layer (Fuel)			129	120	121			
8 th layer (Fuel)			107	102	103			
9 th layer (Fuel)			82	79	77			
Lower reflector								

(GWd/t)

Table A-2 Evaluated fast neutron fluence in the GTHTR300 core.

	Inner reflector	CR column	Fuel region-1	Fuel region-2	Fuel region-3	CR column	Replaceable reflector	Fixed reflector
Upper reflector	0.01	0.1	0.3	0.3	0.3	0.1	0.03	0.003
1 st layer (Fuel)	0.03	2.2	6.1	6.6	5.4	2.0	0.4	0.03
2 nd layer (Fuel)	0.2	2.9	8.1	8.7	7.2	2.7	0.6	0.04
3 rd layer (Fuel)	0.2	3.0	8.4	9.1	7.5	2.8	0.6	0.04
4 th layer (Fuel)	0.2	2.9	8.1	8.8	7.2	2.7	0.6	0.04
5 th layer (Fuel)	0.2	2.9	8.0	8.7	7.2	2.6	0.6	0.04
6 th layer (Fuel)	0.2	2.9	7.9	8.6	7.1	2.6	0.6	0.04
7 th layer (Fuel)	0.2	2.6	7.3	7.9	6.5	2.4	0.6	0.04
8 th layer (Fuel)	0.2	2.1	6.0	6.6	5.5	2.0	0.5	0.03
9 th layer (Fuel)	0.1	1.5	4.3	4.8	3.9	1.4	0.3	0.01
Lower reflector	0.01	0.09	0.2	0.2	0.2	0.08	0.03	0.001

 $\times 10^{25} \text{ m}^{-2} (\text{E}>0.18 \text{ MeV})$

Table A-3 GTHTR300 Design Data.

Turbine pressure ratio	2.06
Number of turbine stage	7
Turbine blading polytropic efficiency	0.925
Compressor pressure ratio	2.2
Number of compressor stages	21
Compressor blading polytropic efficiency	0.905
Generator efficiency	0.985
Recuperator effectiveness	0.95
Cycle pressure loss	210kW
Cycle thermal efficiency	47.3%
Gross power generation	280MWe
Net plant output	273MWe
Net plant generating efficiency	45.4%

This is a blank page.

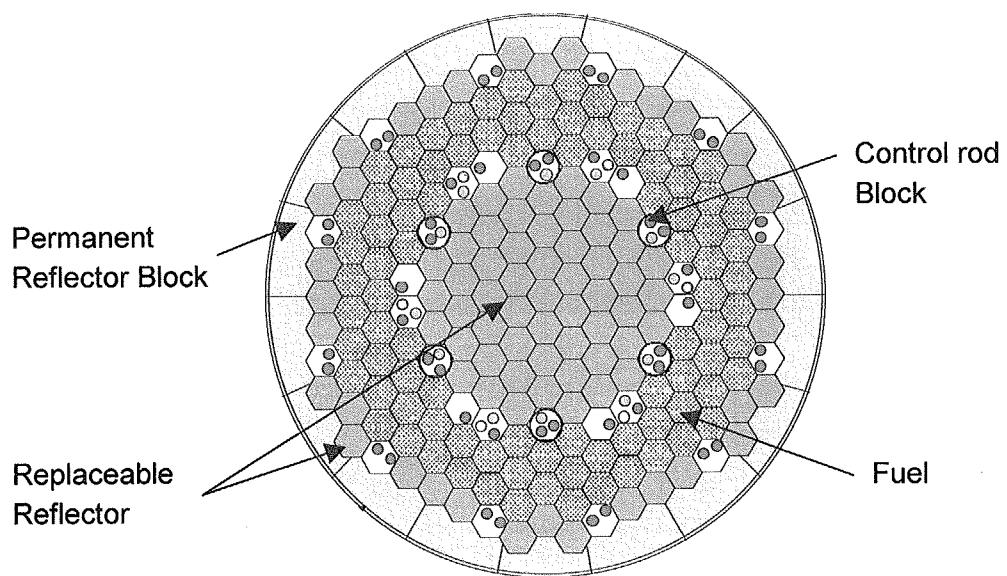


Fig.A-1 Layout of GTHTR300 core

This is a blank page.

モジュール型高温ガス炉の黒鉛ブロックの処分方法及び使用済燃料の中間貯蔵形態の検討（共同研究）



古紙配合率100%再生紙を使用しています