

重水臨界実験装置（D C A）
廃止措置における放射性廃棄物に関する評価
（技術報告）

2002年10月

核燃料サイクル開発機構
大洗工学センター

本資料の全部または一部を複写・複製・転載する場合は、下記にお問い合わせください。

〒319-1184 茨城県那珂郡東海村大字村松4-49

核燃料サイクル開発機構

技術展開部 技術協力課

Inquiries about copyright and reproduction should be addressed to :

Technical Cooperation Section,

Technology Management Division,

Japan Nuclear Cycle Development Institute

4-49 Muramatsu, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki, 319-1184

Japan

© 核燃料サイクル開発機構 (Japan Nuclear Cycle Development Institute)

2002

重水臨界実験装置(DCA) 廃止措置における放射性廃棄物に関する評価 (技術報告)

今野将太郎*、福田誠司*、吉澤俊司**
羽様平***、遠藤浩太郎***、橋本周****

要 旨

重水臨界実験装置(DCA)は、1969年に初臨界を達成した最大熱出力 1kW の臨界実験装置であり、2001年9月26日に運転を停止した。その後、解体届を文部科学省に提出して廃止措置に移行した。

解体届作成に必要な残存放射性物質の評価および放射性廃棄物量の推定を行うために、炉室内の中性子束計算値や汚染放射性物質質量などに関する評価を実施した。評価結果を以下に示す。

- (1)高速、熱外、熱中性子束は、ほとんどの箇所で計算値が測定値を上回っている。よって、計算値により算出される放射化放射性物質濃度は実際のものよりも大きく見積もっている。
- (2)トリチウムを除く汚染放射性物質質量は合計で約 $3.0 \times 10^7 \text{Bq}$ 、トリチウム汚染放射性物質質量はコンクリートで最大約 $4.1 \times 10^1 \text{Bq/g}$ 、アルミニウム配管内表面で約 $7.6 \times 10^{-2} \text{Bq/g}$ であると推定した。
- (3)放射性廃棄物における解体付随廃棄物(固体廃棄物)は約 30t、液体廃棄物は試験体減速材が 1.4m^3 、解体付随廃液が 300m^3 発生すると推定した。
- (4)トリチウム放出量(気体廃棄物)は重水系設備、計測制御系統施設および原子炉本体解体撤去工事でそれぞれ約 $7.25 \times 10^8 \text{Bq}$ と推定した。

* 大洗工学センター 照射施設運転管理センター 環境保全課

** 川崎重工業株式会社

*** 大洗工学センター 照射施設運転管理センター 臨界工学試験室

****大洗工学センター 安全管理部 放射線管理課

Evaluation on Radioactive Waste for the Decommissioning of Deuterium Critical Assembly (DCA)

(Technical Document)

S.Konno*, S.Fukuda*, S.Yoshizawa**

T.Hazama***, K.Endou***, M.Hashimoto****

Abstract

Deuterium Critical Assembly (DCA) is a critical facility with 1 kW maximum thermal output reached its initial criticality in 1969. DCA operations were stopped on 26th September 2001, then it has been planned to submit a legal application for decommissioning of DCA to MEXT and to shift to decommissioning phase.

In this work, we have evaluated the calculation value of neutron flux by comparison with an actual measurement in biological shield and the amount of contaminated radioactive materials etc. to make a document on estimation of the inventories and the wastes quantity etc. in the legal application. Results are as follows.

1. Fast, epithermal and thermal neutron flux calculated have exceeded the measurement data at almost all location.

Therefore concentration of activated materials calculated by neutron flux calculation value is estimated higher than actual that.

2. The amount of radioactive materials that contaminated by nuclides other than tritium is estimated about 3.0×10^7 Bq. The concentration of tritium-contaminated radioactive materials is estimated about 4.1×10^1 Bq/g at the maximum in concrete, about 7.6×10^{-2} Bq/g in the surface of aluminum plumbing.

3. Consequential waste quantity (solid waste) to radioactive waste generated in total process of dismantling is estimated about 30ton. As for Radioactive liquid waste quantity, moderator for specimen is estimated about 1.4m^3 , consequential liquid wastes is estimated about 300m^3 .

4. The amount of Tritium generated in dismantling (radioactive gas waste) is estimated about 7.25×10^8 Bq in dismantling of heavy water system facility, measurement control system facility and neutron reactor.

* Waste Management Section, Irradiation Center, Oarai Engineering Center

**Kawasaki Heavy Industries, Ltd.

***Criticality Engineering Section, Experimental Reactor Division, Irradiation center, Oarai Engineering Center

****Radiation control section, Health and Safety Division, Oarai Engineering Center

目次

1. はじめに	1
2. 放射化放射性物質に関する評価	2
2.1 中性子束の測定	2
2.1.1 熱中性子束測定	2
2.1.2 中性子エネルギースペクトル測定	4
2.2 中性子束測定値と計算値との比較	6
2.2.1 熱中性子束測定値と計算値との比較	7
2.2.2 中性子エネルギースペクトル測定値と計算値との比較	8
2.2.3 中性子束の比較結果の評価	8
3. 汚染放射性物質に関する評価	9
3.1 トリチウムを除く汚染放射性物質量の推定	9
3.1.1 対象機器	9
3.1.2 汚染放射性物質量	9
3.2 トリチウム汚染放射性物質濃度の推定	9
3.2.1 文献調査	10
3.2.2 汚染放射性物質濃度の推定	11
4. 放射性廃棄物量の評価	13
4.1 解体付随廃棄物量(固体廃棄物量)の推定	13
4.1.1 文献調査	13
4.1.2 解体付随廃棄物の推定	14
4.2 液体廃棄物量の評価	15
4.2.1 評価対象	15
4.2.2 液体廃棄物量の推定	15
4.3 気体廃棄物量の評価	15
4.3.1 評価対象	15
4.3.2 気体廃棄物量の推定	16
5. おわりに	17
6. 参考文献	19

図表	21
添付資料 ATR 体系・未臨界体系炉心の中性子束の比較・評価	39

図表目次

表 2.1 熱中性子束の測定値と計算値との比較(金箔)	21
表 2.2 BF ₃ 球形計数管の仕様	24
表 2.3 BF ₃ 球形計数管の減速材の素材と構造	24
表 2.4 中性子束測定値と計算値との比較 (BF ₃ 球形計数管)	25
表 2.5 中性子束のエネルギー範囲	26
表 3.1 汚染放射性物質質量	27
表 4.1 JRR-2 の解体廃棄物量	30
表 4.2 JMTRC の解体廃棄物量	30
表 4.3 JRR-3 の解体廃棄物量	30
表 4.4 VHTRC の解体廃棄物量	31
表 4.5 JPDR の解体廃棄物量	31
表 4.6 解体廃棄物量(文献調査結果)のまとめ	31
表 4.7 DCA 放射性廃棄物における解体付随廃棄物量の推定	32
図 2.1 熱中性子束測定位置	33
図 2.2 熱中性子束測定値と計算値との比較(金箔)(半径方向)	36
図 2.3 熱中性子束測定値と計算値との比較(金箔)(軸方向)	37

1. はじめに

重水臨界実験装置(以下「DCA」という。)は、新型転換炉(以下「ATR」という。)開発のために建設された最大熱出力 1kW の臨界実験装置である。ATR の炉心部を模擬した構造に作られており、減速材である重水水位調整によって臨界の保持および反応度制御を行なう原子炉である。DCA は、1969 年 12 月の初臨界後、ATR 原型炉「ふげん」の建設、運転および ATR 実証炉の設計などに係る炉物理データなどの蓄積¹⁾や、核燃料施設の臨界安全管理技術に資する未臨界度測定技術開発²⁾を実施し、多くの成果を挙げ、その目的を達成した。その後、DCA は 2001 年 9 月 26 日に運転を終了し、2002 年 1 月 21 日に解体届を提出して、廃止措置に移行した。

解体届の添付書類 3 に記載した残存放射性物質の評価と放射性廃棄物量の推定は、1999 年度から 2001 年度にかけて実施した。その中で行った、DCA 管理区域全体の物量調査や運転実績および文献などに基づく、放射化による放射能のインベントリおよび放射化放射性廃棄物量の評価³⁾⁴⁾などは、すでに吉澤らにより報告されている。

本報告書は、上記解体届の添付書類 3 を作成する際に検討した、金箔による DCA の中性子束の詳細測定結果、汚染による放射性廃棄物に関する評価、および放射性廃棄物量の評価などを示すものである。

また、DCA は ATR 実験体系(以下「ATR 体系」という。)から未臨界度測定実験体系(以下「未臨界体系」という。)に炉心を改造しており⁵⁾、両体系の積算出力に対する ATR 体系出力の割合は約 94%である。そのため、放射化放射性物質量の算出には、ATR 体系の中性子束計算値を用いた。しかし、その中性子束計算値の妥当性を判断するために用いた、金箔による中性子束測定値が未臨界体系で得られたものであるため、ATR 体系、未臨界体系について再度中性子束の計算を行い、炉室内中性子束分布の比較評価を行った。

2. 放射化放射性物質に関する評価

2.1 中性子束の測定

放射化による放射能のインベントリ一算出に用いる中性子束計算値は測定値と比較し、その妥当性を評価する必要がある。1999年度に、中性子束計算値とレムカウンタ一測定値との比較を行っており³⁾、この結果、さらなる中性子束の詳細測定を行い、比較・評価する必要があることがわかった。熱中性子束の測定方法は、DCAでの実績があり、かつ手軽に精度良く行える金箔を用いた箔放射化法^{6) 7)}により行った。また、要所では、BF₃球形計数管を用いて中性子エネルギースペクトルを測定した。なお、熱中性子束の測定はDCAの最大熱出力である1kWで行い、BF₃球形計数管の測定は、約10W以下で行った。

2.1.1 熱中性子束測定

(1) 熱中性子束測定方法

熱中性子束の測定には、箔放射化法を用いた。箔放射化法とは、中性子照射により放射化された箔の誘導放射能に基づき、中性子束を算出する方法である。

今回の測定では、DCAで実績のある金箔を使用した。金は、中性子照射によって生成されるAu-198の半減期が約2.7日であり、約412keVの γ 線を約96%の割合で放出する⁸⁾こと、また、金の熱中性子に対する吸収断面積が98.8barn⁹⁾と大きく、熱中性子領域で1/v特性を示すことから、効率的かつ精度の良い放射能測定が可能である。

なお、金は熱外中性子領域で共鳴吸収する特徴がある。そこで、熱中性子による誘導放射能のみを分離するため、カドミウム(以下「Cd」という。)を用いた。Cdは、約0.5eV以下の熱中性子に対する吸収断面積が非常に大きい特徴を持っている⁷⁾。そのため、Cdカバー付きの金箔と、裸(Cdカバーなし)の金箔を同一条件で照射することにより熱中性子による誘導放射能を測定した。

以下に、誘導放射能から熱中性子束を算出する計算式を示す。

$$\phi_{th} = \frac{N_0}{N_0 f (1 - \exp(-\lambda t_{exp}))} \cdot \frac{1 - \frac{F_{cd}}{R_{cd}}}{1 - X F_{cd}} \quad (2.1)$$

ϕ_{th} : 熱中性子束 [$n/cm^2 \cdot s$]

N_0 : 照射終了時における金箔の絶対放射化量 [Bq]

N : 金箔の原子数

σ : 金箔の熱中性子吸収断面積 [cm^2]

f : 金箔挿入による中性子束の自己遮蔽、中性子束低下の補正係数

t_{exp} : 照射時間 [s]

λ : 金箔の崩壊定数 [$t_{1/2} = \ln 2 / \lambda$ 、 $t_{1/2} = 2.7 \text{ day}$]⁸⁾

R_{cd} : 金の Cd 比

F_{cd} : Cd による共鳴吸収の補正

X : 熱中性子の Cd 透過量の補正

温度 T(K)での σ は次式で算出する。

$$\sigma = \sigma(v_0) \frac{\sqrt{\pi}}{2} \sqrt{\frac{293.6}{T}} \quad (2.2)$$

$\sigma(v_0)$: T=293.6K での中性子吸収断面積 ($98.8 \times 10^{-24} cm^2$)⁷⁾⁹⁾

また、 N_0 ¹⁰⁾ および N ⁶⁾ は次式で求められる。

$$N_0 = \frac{(C-B)\lambda}{\varepsilon(\exp(-\lambda t_1) - \exp(-\lambda t_2))} \quad (2.3)$$

$$N = \frac{mN_{av}}{A_N} \quad (2.4)$$

C : 照射終了後、時間 t_1 から t_2 の間の計数値

B : バックグラウンド計数値

ε : 計数効率

t_1 : 照射終了後から測定開始までの時間 [s]

t_2 : 照射終了後から測定終了までの時間 [s]

m : 金箔の重量 [g]

A_N : 金の原子量 197¹¹⁾

N_{av} : アボガドロ定数 6.02×10^{23} [mol^{-1}]¹¹⁾

(2)測定装置および変数

目標とする計数は、その標準偏差が十分に小さい、10,000 カウント(標準偏差=100)とし、少なくとも 1,000 カウント(標準偏差=32)は確保することとした。⁹⁾

このことから、測定領域ごとの中性子束計算値などを考慮して、金箔の寸法を以下のように決定した。

炉室 1 階 : $\phi 7\text{mm} \times 0.1\text{mm}^t$

その他の領域 : $\phi 13\text{mm} \times 0.1\text{mm}^t$

誘導放射能の測定には NaI シンチレータを使用した。NaI シンチレータの計数効率 ϵ は、 $\phi 7\text{mm}$ および $\phi 13\text{mm}$ の金箔に対し、それぞれ $\epsilon_7=0.0537$ および $\epsilon_{13}=0.0672$ である。

Cd カバーは、厚さ 0.5mm とした。 F_{cd} 、 X は、若林らによる報告⁶⁾より、 $F_{cd}=1$ 、 $X=0$ とした。

熱中性子吸収断面積は、DCA では有意な温度上昇が見られないことから、 $T=298.15\text{ K}(25^\circ\text{C})$ と仮定し、式(2.2)より $\sigma=86.9 \times 10^{-24}\text{cm}^2$ とした。

自己遮蔽などの補正係数 f は、若林らによる報告⁶⁾に基づいて算出した。 $\phi 7\text{mm}$ および $\phi 13\text{mm}$ の金箔に対する補正係数は以下の通りである。

$\phi 7\text{mm}$: $f_7=0.892$

$\phi 13\text{mm}$: $f_{13}=0.877$

(3)測定位置および測定結果

熱中性子束の測定位置は、炉室内の代表的と思われるポイントを選定した。選定した測定位置を図 2.1 に、その結果を表 2.1 に示す。

2.1.2 中性子エネルギースペクトル測定¹²⁾

(1)測定方法

多減速材法により中性子エネルギースペクトルを実測した。多減速材法では、単一の検出器により、その減速材の種類を変えながら中性子場の測定を行う。減速材を変えることにより、検出器の見かけの応答特性を変更し、それぞれの応答特性による、目的の中性子場に対する出力を得ることができる。これらの出力についてアンフォウルディング処理を施すことにより、元のスペクトルを推定することができる。以下に、アンフォウルディングの概略を示す。

検出器に入射する放射線のエネルギースペクトルを、入射放射線エネルギー E の

関数として $S(E)$ と記する。また、検出器の出力として現れたパルス波高分布を、パルス波高 H の関数として $N(H)$ と記する。このとき、入射エネルギー E がパルス波高 H の出力をもたらす確率を $R(H, E)$ とすれば、パルス波高分布は以下のように表せる。

$$\frac{dN(H)}{dH} = \int R(H, E) S(E) dE \quad (2.5)$$

$R(H, E)$ は、一般に応答関数と呼ばれる。上の式では連続エネルギーの入射放射線に対する連続出力スペクトルとして扱った。それに対して、実際のスペクトロメトリと同様に、各出力チャンネル i に相当するパルス波高範囲の計数 N_i を表すように、離散的に処理するならば以下のようなになる。なお、入射放射線エネルギーのスペクトルについても、便宜上、 S_j と離散的に表現する。 R_{ij} は、入射放射線 S_j が出力 N_i をもたらす確率(応答関数)である。

$$N_i = \sum_j R_{ij} S_j \quad (2.6)$$

パルス波高分布全体について表現するならば、以下のとおりである。

$$\begin{pmatrix} N_1 \\ N_2 \\ N_3 \\ \vdots \\ \vdots \\ N_{i-1} \\ N_i \end{pmatrix} = \begin{pmatrix} R_{11} & R_{12} & \cdots & R_{1j} \\ R_{21} & R_{22} & \cdots & R_{2j} \\ R_{31} & R_{32} & \cdots & R_{3j} \\ \vdots & \vdots & \ddots & \vdots \\ \vdots & \vdots & \ddots & \vdots \\ R_{(i-1)1} & R_{(i-1)2} & \cdots & R_{(i-1)j} \\ R_{i1} & R_{i2} & \cdots & R_{ij} \end{pmatrix} \begin{pmatrix} S_1 \\ S_2 \\ \vdots \\ S_{j-1} \\ S_j \end{pmatrix} \quad (2.7)$$

放射線計測で得られるデータは N_i であり、これより入射放射線エネルギースペクトル S_j を求めることが一般的な目的となる。それには、上の式を (S) について解けば良い。測定結果と応答特性から入力情報を推定する処理を、一般にアンフォウルディングと呼ぶ。

実際のエネルギースペクトル測定においては、応答関数行列が正則で、上の式が一意に解ける例はほとんどない。そこで、以下の方法が考案されている。仮の入射エネルギースペクトルを仮定し、そこから想定されるパルス波高出力を求める。それを実際のパルス波高出力と比較し、その差が全体として最小となるように仮の入射エネルギースペクトルを調整していく。その繰返しにより、最適なスペクトルを

推定する方法である。具体的な手法はいくつかあるが、評価に用いる代表的な式を以下に示す。

$$\varepsilon^2 = \sum_i W_i \left(N_i - \sum_j R_{ij} S_j \right)^2 \quad (2.8)$$

上の式の S_j を調整し、 ε があらかじめ定めた値未満となる条件を求める。 W_i は加重係数で、目的に応じて調整する。

今回は、スペクトルアンフォウルディングコードとして、NEUPAC と SAND II を用いた。それぞれの特徴として、NEUPAC はスペクトルの再現性は良好であるが、仮定スペクトルが適切でないと収束しがたいという難点がある。一方、SAND II は、仮定スペクトルにかかわらず、比較的結果が収束しやすいが、その一方で元のスペクトル再現性に不十分な面がある。これらの特徴から、最初に SAND II でアンフォウルディング処理し、その結果についてさらに NEUPAC でアンフォウルディング処理するという手法を用いた。なお、収束の目安は 5% 以内とした。

(2)測定装置

測定のための検出器は、BF₃球形計数管を用いた。その仕様を表 2.2 に示す。

今回は、低速の中性子が支配的であると予想されたため、熱中性子、熱外中性子の測定に重みを置き、減速材の組み合わせは、「減速材なし」、「3cmPE」、「6cmPBP」、「10cmPBP」とした。表 2.3 に、それぞれの減速材の素材と構造を示す。

なお、比例計数管の場合には計数があまり早くなく、今回の測定において数え落しが生じている可能性がある。そこで、不感時間のパラメータサーベイを行った結果、最適値が 5 μ sec であったため、これを用いて数え落しの補正を施した。

(3)測定位置および測定結果

測定位置は、2.1.1 熱中性子束測定と同様に炉室内の代表的と思われる箇所を選定した。選定した測定位置を図 2.1 に、その結果を表 2.4 に示す。また、高速、熱外、熱中性子束それぞれのエネルギー範囲を表 2.5 に示す。なお、表 2.5 に示すそれぞれの中性子束のエネルギー範囲は、計算に用いたもの³⁾とほぼ等しい。

2.2 中性子束測定値と計算値との比較

中性子束の計算は、すでに行われており吉澤らにより報告³⁾されている。この計算値と前述の測定値とを比較し、計算結果の妥当性を確認する。なお、比較の指標として

中性子束測定値と計算値との比(測定値/計算値) (以下「E/C」という。) を用いた。

2.2.1 熱中性子束測定値と計算値との比較

熱中性子束の E/C を表 2.1 に示す。なお、DCA 放射化計算に用いる計算モデルは東西方向についてモデル化しているため、南北方向については計算値がない。そのため、南北方向の金箔測定値と東西方向の計算値を比較した。

(1) 半径方向における比較

炉心タンク半径方向の熱中性子束測定値と計算値との比較を図 2.2 に示す。図 2.2 と表 2.1 より、タンク表面で、熱中性子束計算値は約 $4.5 \times 10^7 \text{n/cm}^2 \cdot \text{s}$ 、測定値は約 $3.0 \sim 3.7 \times 10^7 \text{n/cm}^2 \cdot \text{s}$ となり、E/C は約 0.7~0.8 であった。また、炉室壁面で、計算値は約 $1.4 \times 10^7 \text{n/cm}^2 \cdot \text{s}$ 、測定値は約 $2.1 \sim 2.2 \times 10^6 \text{n/cm}^2 \cdot \text{s}$ となり、E/C は約 0.2 であった。全体的な熱中性子束の傾向としては、炉心タンク表面でほぼ一致しており、炉心から離れるにつれて、その差は大きくなっている。

(2) 軸方向における比較

炉心タンク軸方向の熱中性子束測定値と計算値との比較を図 2.3 に示す。図 2.3 と表 2.1 より、上部および下部グリット板付近で、熱中性子束計算値は約 $3.3 \sim 4.6 \times 10^6 \text{n/cm}^2 \cdot \text{s}$ 、測定値は約 $2.7 \sim 2.9 \times 10^6 \text{n/cm}^2 \cdot \text{s}$ となり、E/C は約 0.6~0.8 であった。また、上部グリット板から最も離れた箇所、計算値は約 $1.6 \times 10^6 \text{n/cm}^2 \cdot \text{s}$ 、測定値は、約 $3.8 \times 10^5 \text{n/cm}^2 \cdot \text{s}$ となり、E/C は、約 0.2 であった。全体的な熱中性子束の傾向としては、半径方向と同様に、上部および下部グリット板付近でほぼ一致しており、炉心から離れるにつれて、その差は大きくなっている。

なお、重水系室の熱中性子束測定値には、一桁以上計算値より低い箇所があるが、これは、計算モデル(ATR 体系)の炉心タンク下部に炭化ホウ素(以下「B₄C」という。)を含む下部吸収体が入っていることや実際の炉心タンク下部に多くの機器があることなどが原因であると考えられる。また、重水系室の熱中性子束測定値が多少ばらついている理由も、実際の炉心タンク下部に多くの機器があるため、中性子が反射・散乱していることなどが考えられる。

(3) その他の箇所における比較

上記の炉心タンク半径方向、軸方向以外についても、表 2.1 より、ほとんどの測定箇所、測定値より計算値が大きい。なお、No.46 と No.47 については、対応する

箇所が計算モデルにないため、比較を行っていない。

2.2.2 中性子エネルギースペクトル測定値と計算値との比較

表 2.4 より、測定結果における、全中性子束に対するそれぞれのエネルギー群の比(以下「スペクトル比」という。)は、No.14 を除き、それぞれのエネルギー群でほぼ等しい結果が得られた。しかしながら、計算により得られたスペクトル比は、BF₃ 球形計数管の配置位置で大きく異なっている。これは、炉心内部の構造や炉室内機器の存在が実物と計算モデルで異なること、計算結果は ATR 体系について得られたものであるのに対し測定時には未臨界体系であったことなどが考えられる。特に、重水系室については、計算モデル(ATR 体系)の炉心タンク下部に B₄C を含む下部吸収体が入っていることなどから、単純にスペクトル比を比較することはできないと思われる。なお、No.14 のスペクトル比が他の場所の測定結果と異なるのは、測定位置の問題と思われる。試験体容器直上では、試験体容器内部を通った中性子のストリーミングの影響を直接受けていると考えられ、相対的に熱中性子成分が小さくなっていると思われる。

上記の理由により、スペクトル比では計算の妥当性を判断できないため、高速、熱外中性子束の測定値と計算値の比較を行った。なお、測定値の絶対量については、同一箇所の金箔で測定した熱中性子束により規格化した。表 2.4 より、中性子束は、そのほとんどがほぼ等しいか、計算値が大きい。ただし、試験体容器直上の No.14 とその 6m 上の No.4 においては、高速中性子束測定値が計算値の 2.9~4.9 倍となっている。しかし、一般に熱中性子束の放射化断面積が大きく、DCA において高速中性子束のスペクトル比が非常に小さいことなどから、高速中性子束による放射化物の発生量は、相対的に十分小さいと思われる。

2.2.3 中性子束の比較結果の評価

上記、中性子束測定値と計算値の比較結果より、計算値は測定値より大きく、その比は一桁以内の相違である。よって、この計算値を用いて算出する放射化放射性物質濃度は、実際のものよりも大きく見積っている。なお吉澤らの報告⁴⁾によれば、この計算値より算出した放射化放射性廃棄物量の内、高レベル廃棄物は無く、金属等廃棄物の約 89%以上、コンクリート廃棄物の 100%、全廃棄物の 99%以上がクリアランスレベル以下の廃棄物となる。

3. 汚染放射性物質に関する評価

3.1 トリチウムを除く汚染放射性物質量の推定

汚染放射性物質量を推定するためには、全汚染面積と表面密度を求めることが必要となる。DCA でのトリチウムを除く汚染による放射性廃棄物には、腐食生成物の生成・循環や、燃料取扱による付着(グローブボックス)によるものが考えられる。これらについての汚染面積は、機器配管などの図面および現場調査に基づき算出し、放射性物質の汚染による表面密度(以下「汚染放射性物質表面密度」という。)は過去の測定値などから $0.4\text{Bq}/\text{cm}^2$ を用いた。

3.1.1 対象機器

対象は、汚染の可能性のある炉心タンク、炉内構造物、重水系設備、ガス系設備、計測制御系統施設および建屋とした。

3.1.2 汚染放射性物質量

汚染放射性物質量推定に必要となる汚染面積を過小評価することは放射性廃棄物処理計画やコストに対する影響が大きい。しかし、汚染面積は複雑な構造・形状の機器について正確に求めることが困難であり、また、図面の不備や測定方法などにより推定誤差が生じるため、不確定要素として 10%を見込み、計算値の 1.1 倍を全汚染面積とした。

また、上記対象機器についての現在の汚染放射性物質表面密度は、過去の工事などの汚染測定記録などを調査した結果、大洗工学センター原子炉施設保安規定で定める持ち出し物品に係る表面密度 $0.4\text{Bq}/\text{cm}^2$ (α 線を放出しない放射性物質)以下であった。よって、汚染放射性物質量の推定に当っては、安全側になるよう上記持ち出し物品に係る表面密度を用い算出した。表 3.1 に対象機器の概略寸法、内表面積および推定汚染放射性物質量を示す。

以上より、汚染による総汚染放射性物質量は最大約 $3.0 \times 10^7\text{Bq}$ であると推定した。

3.2 トリチウム汚染放射性物質濃度の推定

DCAは重水炉であるためトリチウムによる汚染放射性物質についてでも考慮する必要がある。トリチウム汚染は、サーベイメータによる直接サーベイで測定ができないため、試料を採取してトリチウム濃度を把握しなくてはならない。しかしながら、現時点で試料採取による濃度測定データがないことから、先に解体や改造に着手している原子炉(以下「先行炉」という。)を調査し、DCAのトリチウム汚染放射性物質量を推定した。

3.2.1 文献調査

(1) コンクリート汚染

① JRR-2¹³⁾¹⁴⁾

JRR-2は熱出力10MWの重水減速冷却非均質型の原子炉で1960年に初臨界に達し、1996年に永久停止した。その後1997年に解体届を提出し、2007年度までに機器を解体撤去し、建家はそのまま残す計画になっている。

原子炉建家のトリチウム汚染を測定したところ、建家全域にわたり数100Bq/g～数10,000Bq/gの浸透汚染が明らかとなった。その浸透の深さは、数10cmに達している。トリチウムの浸透形態について、重水ポンプ室のトリチウム汚染は、コンクリート内部に汚染濃度のピークがあり、トリチウムが水として浸透したと考えられている。また、重水ポンプ室以外のトリチウム汚染は、コンクリート表面で汚染濃度がピークとなり、トリチウムが水蒸気として浸透したと考えられている。

なお、JRR-2の重水中に含まれるトリチウム濃度は $4.3 \times 10^7 \text{Bq/cm}^3$ である。

② JRR-3¹⁵⁾

JRR-3は10MWの熱出力を有する重水炉で、1962年に初臨界に達し、その後1983年に改造のために運転を停止し、炉心の交換を行っている。JRR-3は、20年以上にわたって、空気中に含まれたトリチウム水蒸気にさらされており、1982年に1階および地階の壁面と床面のコンクリート中のトリチウム量を測定した。

コンクリートのサンプリングはφ30mmからφ40mmのドリルを用い、50mmごとに深さ650mmまで穿孔し切粉を回収して、試料としている。測定は、水および液体シンチレータを用いた浸漬方法を用いている。その結果、コンクリート中トリチウム濃度は表層ほど大きく、表面で約 10^8Bq/m^3 、深さ65cm未満の領域で、約 $1.0 \times 10^7\text{Bq/m}^3$ 以下となっている。

また、コンクリート中のモルタルの空隙とエントレインドエアの体積割合を加算したもの(以下「空隙率」という。)についての評価を行っており、空隙率を0.073としている。

(2)機器汚染

①JRR - 2⁽¹⁶⁾⁽¹⁷⁾

一次冷却系配管などに高濃度のトリチウム汚染が予想されたため、トリチウム測定および除染技術の開発を行っている。なお、JRR-2 解体届では、一次冷却系のトリチウム表面密度を $5.0 \times 10^7\text{Bq/cm}^2$ と記載している。

トリチウム汚染密度の測定は、溶解した試料を対象に、イメージングプレート、液体シンチレーションカウンタおよび高純度ゲルマニウム検出器を用いて行われた。測定の結果、アルミニウム管には $4,000\text{Bq/cm}^2$ のトリチウムが吸着していることが分かった。浸透深さは $25\mu\text{m}$ で、その90%は $7\mu\text{m}$ 以内に存在していた。なお、文献(16)ではアルミニウムの材質を明確にしていなかったが、解体届ではA1100(純アルミニウム)が記載されている。

3.2.2 汚染放射性物質濃度の推定

(1)コンクリート汚染

コンクリートのトリチウム汚染は、重水の漏洩などによる場合を除き、雰囲気中に含まれるトリチウム水蒸気がコンクリートに吸着することによって発生する。ここで、DCAコンクリート中のトリチウムによる汚染放射性物質濃度を推定するために、極端ではあるが、コンクリート中の空隙が凝縮水(空気中の水蒸気を除湿機により凝縮した水)により全て満たされ

ると仮定する。

DCA でトリチウム濃度 $1.3 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$ の重水を使用していたとき(ATR 体系時)の平均凝縮水濃度は $7.5 \times 10^{-1} \text{Bq/cm}^3$ 、空気中トリチウム濃度は $3.3 \times 10^{-5} \text{Bq/cm}^3$ である。ここで、コンクリートの空隙率を、JRR-3 のケースと同様な 0.073、コンクリート密度を 2.3g/cm^3 とすると、コンクリート中トリチウム濃度は、 $7.5 \times 10^{-1} \times 0.073 / 2.3 \div 2.4 \times 10^{-2} \text{Bq/g}$ となる。

また、トリチウム濃度 $1.3 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$ の重水を直接コンクリートに漏洩した場合は、上記と同様に計算すると、コンクリート中トリチウム濃度は約 $4.1 \times 10^1 \text{Bq/g}$ となる。

さらに、重水中トリチウム濃度の点から推察する。JRR-2 の重水中トリチウム濃度は $4.3 \times 10^7 \text{Bq/cm}^3$ である。また、コンクリート中最大トリチウム濃度は、 10^4Bq/g である。一方、DCA の重水中トリチウム濃度は $1.3 \times 10^3 \text{Bq/cm}^3$ であるので、単純にトリチウム濃度の比から DCA コンクリート中トリチウム濃度を推定すると、約 0.3Bq/g 以下になる。

以上より、DCA コンクリート中トリチウム濃度が高濃度になるような仮定条件で算出しても、約 $4.1 \times 10^1 \text{Bq/g}$ 以下であることから、実際のコンクリート中トリチウム濃度は、ほとんどがクリアランスレベル(${}^3\text{H}:200 \text{Bq/g}$) 以下であると推定した。

(2) 機器汚染

トリチウムの吸着量は、金属表面の状態によって著しく変わると考えられるが、ここでは、金属の状態および履歴を JRR-2 と同等とし、トリチウムの吸着量は液体中のトリチウム濃度に比例すると仮定する。

JRR-2 および DCA の重水中トリチウム濃度は、それぞれ $4.3 \times 10^7 \text{Bq/g}$ と $1.3 \times 10^3 \text{Bq/g}$ である。JRR-2 アルミニウム配管(重水系統)へのトリチウム吸着量は $4,000 \text{Bq/cm}^2$ であり、重水中トリチウム濃度から、DCA アルミニウム配管のトリチウム吸着量は約 $1.2 \times 10^{-1} \text{Bq/cm}^2$ と推定した。なお、JRR-2 の稼動期間は 36 年間であり、DCA の 32 年よりやや長い。

また、外表面の汚染放射性物質濃度については、外表面に接する雰囲気中トリチウム濃度が重水中トリチウム濃度より非常に低いため、系統内面よりも非常に低いと推定される。

4. 放射性廃棄物量の評価

4.1 解体付随廃棄物量(固体廃棄物量)の推定

施設の解体や改造にともない発生する廃棄物(以下「解体廃棄物」という。)は、設備解体で撤去された構造物などと設備解体に使用する機器や廃棄物の養生材など(以下「解体付随廃棄物」という。)に区分される。DCA では解体に係る工事などの主要な手順を4段階(第1段階が原子炉の機能停止に係る措置、第2段階が燃料棒分解洗浄設備などの解体撤去、第3段階が原子炉本体などの解体撤去、第4段階が原子炉建屋などの解体撤去)に分けており、段階ごとに発生する解体付随廃棄物量を推定する必要がある。そこで、先行炉の解体廃棄物量を調査し、その結果より、放射性廃棄物における解体付随廃棄物量(固体廃棄物)を推定した。

4.1.1 文献調査

①JRR-2¹⁷⁾¹⁸⁾

JRR-2の解体工事計画は4段階に区分されており、現在、第2段階(原子炉の機能停止および冷却材の抜取り、原子炉冷却系統の系統隔離および原子炉本体の密閉隔離)までが終了している。解体前の放射性解体廃棄物量(推定値)と第2段階までの放射性解体廃棄物量(実績値)を表4.1に示す。

②JMTRC¹⁹⁾

JMTRCは1995年から1996年にかけて主要部分の解体撤去を行っている。解体工事内容は、1995年度に原子炉の機能停止(燃料要素の取り出し、起動用中性子源撤去)、CF制御室内設備などの撤去(計装などの撤去)、1996年度に炉心構造物の撤去(反射体、グリッド板、炉心枠、ブリッジ、振れ止め、制御棒駆動機構など)を行っている。この解体撤去時に発生した放射性解体廃棄物量を表4.2に示す。

③JRR-3²⁰⁾

JRR-3の性能向上に伴う改造工事に先駆け、既存施設のうち改造後に使用しない施設について解体撤去を行った。撤去の範囲は、原子炉

本体の関係設備(一部)、核燃料物質の取扱設備および貯蔵施設、原子炉冷却系統施設、計測制御系統施設、放射性廃棄物の排気施設、放射線管理施設、その他の原子炉の付属施設である。解体撤去時に発生した放射性解体廃棄物量を表 4.3 に示す。

④ VHTRC²¹⁾

VHTRC の解体工事は 2 段階に分け実施される予定である。解体工事内容は、第 1 段階で原子炉の機能停止措置などおよび原子炉本体などの解体、第 2 段階で炉室建屋などの解体、敷地の更地復帰である。解体廃棄物(推定値)を表 4.4 に示す。

⑤ JPDR²²⁾²³⁾²⁴⁾

JPDR の解体は、現在、その全てが終了している。その工事内容は、原子炉周辺機器撤去、炉内構造物解体撤去、圧力容器接続配管切断撤去、圧力容器解体撤去、放射線遮へいコンクリート解体撤去、格納容器除染・測定、格納容器解体、建家内設備機器撤去、建家除染・確認測定、建家解体、整地である。解体撤去時に発生した解体廃棄物量を表 4.5 に示す。

4.1.2 解体付随廃棄物の推定

先行炉の文献調査結果のまとめを表 4.6 に示す。表 4.6 より、単純に廃棄物量にだけ着目すると解体廃棄物量が多いほど、解体廃棄物量と解体付随廃棄物量の比が減少する傾向にある。このような傾向は、解体に使用する機器などが共有化されるために得られたと考えられる。また、解体廃棄物量が同程度であっても、解体付随廃棄物の割合に差が生じている。これは、個々の原子炉によって形状・解体工法などの違いが影響しているものと考えられる。特に JPDR では遠隔解体試験などを実施しているため、解体付随廃棄物量が増大したものと考えられる。

以上、表 4.6 より、解体廃棄物量が 10t 以下の場合は 20%を超える解体付随廃棄物が、10t を超える場合は 10%以下の解体付随廃棄物が発生する可能性がある。

上記結果を踏まえ、DCA の放射性廃棄物における解体付随廃棄物量を表 4.7

のとおりとした。ただし、第 3 段階以降の解体は、複数年にまたがるものと推定されるが、単年度ごとの解体廃棄物量は少なくとも 10t を超えるものと仮定した。なお、第 1 段階における安全棒・制御棒の解体廃棄物については第 3 段階で廃棄する計画であるため、第 3 段階の解体廃棄物量に加算して、解体付随廃棄物量を算出している。また、第 4 段階での金属などの一部とコンクリートは、管理区域解除後に解体を行う予定であるため、解体付随廃棄物の評価対象としていない。

4.2 液体廃棄物量の評価

4.2.1 評価対象

解体に関わる工事中に発生する主な液体廃棄物は、試験体減速材および解体付随廃液(手洗い水、プール水など)である。なお、プール水は生体遮蔽と同様の機能も有しているため、解体付随廃液としている。

4.2.2 液体廃棄物量の推定

プール水を除く解体付随廃液は、過去に行われた設備の一部撤去作業時の発生実績を参考とし、余裕をみて 1 月当たり 10m^3 とした。また、解体実作業を 2 年と仮定し、プール水を除く解体付随廃液は、 $10\text{m}^3/\text{月} \times 12 \text{ヶ月} \times 2 \text{年} = 240\text{m}^3$ である。さらに、プール水は、約 60m^3 である。

以上より、解体に関わる工事中に発生する液体廃棄物の発生量は、試験体減速材 1.4m^3 、解体付随廃液 300m^3 と推定した。

なお、建屋解体においてコンクリートの切断に水を使用する場合は考えられるが、これは、必要に応じて除染などを行い、管理区域を解除した後の第 4 段階で行う予定であるため、評価対象としていない。

4.3 気体廃棄物量の評価

4.3.1 評価対象

気体廃棄物は、①放射性希ガスおよび放射性よう素、②トリチウム、③放射性塵埃がある。放射性希ガスおよび放射性よう素については、原子炉の運転が行われないことなどから放出は、ほとんどない。また、放射性塵埃については、

その発生の恐れのある作業時に必要に応じて粉塵収集装置、高性能フィルタ付局所排気装置を設置するので、発生はほとんどない。よって、ここではトリチウムについて評価する。

4.3.2 気体廃棄物量の推定

解体工事期間中に放出されるトリチウムは、原子炉建屋の換気に伴って放出されるものと解体工事に伴って放出されるものがある。

原子炉建屋の換気に伴う放出は、重水のカバーガスに含まれるものである。解体工事に伴う主な放出は、重水系設備、計測制御系統施設および原子炉本体解体撤去工事によるものである。これらの作業によるトリチウムの放出量は、重水中のトリチウム濃度および飽和水蒸気密度を考慮して以下のように推定した。

空気中の水蒸気が全てトリチウムを含む水蒸気であると仮定する。また、DCAの重水中トリチウム濃度は、ATR体系と未臨界体系で違うため、未臨界体系での重水中トリチウム濃度である約 $3 \times 10^0 \text{Bq/g}$ とする。27℃での飽和水蒸気密度が約 $2.50 \times 10^{-2} \text{kg/m}^3$ ²⁵⁾より、最大空気中トリチウム濃度は、 $7.50 \times 10^{-5} \text{Bq/cm}^3$ となる。また、DCAの炉室の排気ファン能力が $6700 \text{m}^3/\text{h}$ であることより、DCA排気量は、 $1.61 \times 10^{11} \text{cm}^3/\text{day}$ である。ここで、重水系設備、計測制御系統施設および原子炉本体解体撤去工事の日数をそれぞれ60日と仮定すると、これらの作業によるトリチウムの放出量はそれぞれ、 $7.25 \times 10^8 \text{Bq}$ と推定した。

5. おわりに

DCA 放射性廃棄物量を算出する際に必要となった、DCA 中性子束の詳細測定結果や、汚染放射性廃棄物に関する評価、放射性廃棄物量の評価を実施した。評価結果を要約すると以下の通りである。

(1)放射化放射性物質に関する評価

熱中性子束の E/C は、タンク表面で約 0.7~0.8 とほぼ一致しており、それ以外の箇所では計算値が測定値を上回っている。また、高速、熱外中性子束の E/C についても、ほとんどの箇所で計算値が測定値を上回っている。

よって、この計算値を用いて算出する放射化放射性物質濃度は、実際のものよりも大きく見積っている。

(2)汚染放射性物質に関する評価

トリチウムを除く汚染放射性物質量は、汚染面積の推定誤差の補正係数を 1.1 とし、合計で約 $3.0 \times 10^7 \text{Bq}$ であると推定した。

トリチウム汚染放射性物質量は、先行炉の文献調査(重水中トリチウム濃度など)から、コンクリート中トリチウム濃度は最大約 $4.1 \times 10^1 \text{Bq/g}$ であると推定した。また、アルミニウム配管の重水系統内汚染放射性物質濃度は約 $1.2 \times 10^{-1} \text{Bq/cm}^2$ であると推定した。

(3)放射性廃棄物量の評価(解体付随廃棄物(固体廃棄物)、液体廃棄物)

放射性廃棄物に対する解体付随廃棄物(固体廃棄物)は、先行炉の文献調査から、解体廃棄物量に対して 10%加算することとし、解体終了までに約 30t 発生すると推定した。

また、解体工事中に発生する主な液体廃棄物(試験体減速材・解体付随廃液)の発生量は、過去に行われた設備の一部撤去作業時の発生実績から、試験体減速材 1.4m^3 、解体付随廃液 300m^3 であると推定した。

(4)放射性廃棄物量の評価(気体廃棄物)

解体工事期間中のトリチウム放出量は、炉室内空気中の水蒸気が全てトリチウムを含む重水であると仮定して、重水系設備、計測制御系統施設および原子炉本体解体撤去工事で、それぞれ $7.25 \times 10^8 \text{Bq}$ であると推定した。

6. 参考文献

- (1)奈良義彦、他：重水臨界実験装置「DCA」20年間の成果と今後の展開、原子力工業、Vol.34、No.9、No.10、No.11、(1988)
- (2)相原永史、他：DCA未臨界度測定体系の炉心特性、動燃技報、No.99、(1996)
- (3)吉澤俊司、他：重水臨界実験装置(DCA)放射化インベントリの評価(I)、JNC TN9410 2001-011、(2000)
- (4)吉澤俊司、他：重水臨界実験装置(DCA)放射化インベントリの評価(II)、JNC TN9410 2001-027、(2001)
- (5)相原永史：DCAの役割と運転経験、JNC TW9413 2001-001、(2002)
- (6)若林利男、飯島一敬：“金箔による熱中性子束の絶対測定”、TN941 75-39、(1975)
- (7)関口晃：放射線計測概論、東京大学出版会、(1979)
- (8)日本アイソトープ協会：アイソトープ手帳、9版、丸善、(2000)
- (9)G.FRIEDLANDER、J.W. KENNEDY 著、齋藤信房他 訳：核化学と放射化学、3版、丸善(1980)
- (10)日本原子力学会：中性子遮蔽設計ハンドブック、日本原子力学会、(1993)
- (11)文部科学省国立天文台：理科年表、丸善、(2001)
- (12)G.F.Knoll 著 木村逸郎/阪井英次 訳：放射線計測ハンドブック第3版、日刊工業新聞社、(2001)
- (13)K.Kishimoto,et al. : “ Decommissioning Plan and Current Status of JRR-2” ,PROCEEDINGS OF THE 1998 WORKSHOP ON THE UTILIZATION OF RESEARCH REACTORS,Indonesia,February8-14 1999,JAERI-Conf 99-012,p.207 ~213,(1999)
- (14)㈱日本原子力情報センター：東海発電所、ふげん発電所、原研 JRR - 2 に於ける原子炉廃止措置計画推進の現状と今後の課題、資料 No.0009843、(2000)
- (15)S.Numata,et al. : “ DIFFUSION OF TRITIATED WATER VAPOR INTO CONCRETE” , FUSION TECHNOLOGY, Vol.19, (1991)
- (16)本石章司、他：イメージングプレートによる JRR-2 一次冷却系重水用アルミニウム配管中のトリチウム量の測定、JAERI-Tech2000-70、(2000)
- (17)日本原子力研究所：日本原子力研究所東海研究所 JRR-2 原子炉施設の解体届、日本

原子力研究所、(1997)

- (18) 番場正男：“研究炉「JRR-2」の解体計画と現状”、デコミッショニング技報、No.22、(2000)
- (19) 武田卓士、他：“臨界実験装置 JMTRC の解体”、デコミッショニング技報、No.17、(1997)
- (20) 鈴木正則、他：“JRR-3 改造工事に於ける原子炉冷却系統施設等の撤去”、デコミッショニング技報、No.2、(1990)
- (21) 日本原子力研究所：日本原子力研究所東海研究所 VHTRC(高温ガス炉臨界実験装置) 施設の解体届、日本原子力研究所、(2000)
- (22) 宮坂靖彦：“JPDR 解体プロジェクトの概要と成果”、デコミッショニング技報、No.14、(1996)
- (23) 清水義弘、小澤一茂：“JPDR 解体実地試験・放射線遮蔽体の解体撤去-”、デコミッショニング技報、No.14、(1996)
- (24) 清水義弘、久保隆司：“JPDR 解体実地試験・原子炉格納容器建家等の解体撤去-”、デコミッショニング技報、No.14、(1996)
- (25) 森康夫、他：熱力学概論、(株)養賢堂、(1984)

表2.1 熱中性子束の測定値と計算値との比較(金箔) (1/3)

No.※1	領域		配置位置(m)		測定値(n/cm ² ·s)	計算値(n/cm ² ·s)	E/C	備考
	炉室	階	床面からの高さ	炉心からの半径方向距離				
1	炉室2階		8	0	3.79E+05	1.55E+06	0.24	東側
2	炉室2階		8	1.4	3.56E+05	1.56E+06	0.23	東側
3	炉室2階		8	2.8	3.56E+05	1.54E+06	0.23	東側
4	炉室2階		6	0	4.59E+05	1.69E+06	0.27	東側
5	炉室2階		6	1.4	4.38E+05	1.75E+06	0.25	東側
6	炉室2階		6	2.8	4.13E+05	1.72E+06	0.24	東側
7	炉室2階		4	0	5.03E+05	2.14E+06	0.24	東側
8	炉室2階		4	1.4	4.94E+05	2.12E+06	0.23	東側
9	炉室2階		4	2.8	4.62E+05	1.97E+06	0.24	東側
10	炉室2階		2	6.5	4.60E+05	1.57E+06	0.29	東側(壁面)
11	炉室2階		2※2	0	7.05E+05	2.68E+06	0.26	上部グリッド板上
12	炉室2階		2	6.5	2.59E+05	1.57E+06	0.17	西側(壁面)
13	炉室2階		1	6.5	4.37E+05	1.69E+06	0.26	東側(壁面)
14	炉室2階		1※2	0	1.22E+06	3.00E+06	0.41	上部グリッド板上
15	炉室2階		1	6.5	2.25E+05	1.69E+06	0.13	西側(壁面)
16	炉室2階		0※2	0	2.68E+06	3.25E+06	0.83	上部グリッド板上
17	炉室2階		0	1.5	8.46E+05	3.75E+06	0.23	西側
18	炉室2階		0	4	3.52E+05	2.58E+06	0.14	西側
19	炉室2階		0	7.5	2.31E+05	9.90E+05	0.23	西側
20	炉室1階		3.77	2.5	2.15E+06	1.39E+07	0.16	東側
21	炉室1階		3.77	4.5	2.39E+06	1.46E+07	0.16	西側(壁面)
22	炉室1階		3	6.8	2.38E+06	1.37E+07	0.17	西側(壁面)
23	炉室1階		3.2	2.35	2.54E+06	1.55E+07	0.16	東側
24	炉室1階		2.3	2.05	4.84E+06	2.86E+07	0.17	東側
25	炉室1階		3	2.2	3.89E+06	2.31E+07	0.17	東側
26	炉室1階		3	2.5	3.85E+06	1.97E+07	0.20	東側
27	炉室1階		3	4.5	2.34E+06	1.48E+07	0.16	西側
28	炉室1階		1.5	6.8	2.22E+06	1.37E+07	0.16	東側(壁面)
29	炉室1階		1.5	5.5	2.94E+06	1.43E+07	0.21	東側
30	炉室1階		1.5	3.5	4.41E+06	1.73E+07	0.26	東側
31	炉室1階		1.5	2.5	7.71E+06	2.30E+07	0.34	東側
32	炉室1階		1.5	1.5	3.11E+07	4.53E+07	0.69	東側(炉心タンク表面)
33	炉室1階		0	2.5	3.94E+06	1.80E+07	0.22	東側
34	炉室1階		0	4.5	2.27E+06	1.44E+07	0.16	東側
35	炉室1階		0	6.8	2.09E+06	1.24E+07	0.17	西側(壁面、床上)
36	重水系室		0※3	0	9.45E+05	4.55E+06	0.21	炉心タンク下部

表2.1 熱中性子束の測定値と計算値との比較(金箔) (2/3)

No. ^{※1}	領域		配置位置(m)		測定値(n/cm ² ·s)	計算値(n/cm ² ·s)	E/C	備考
	床面からの高さ	炉心からの半径方向距離						
37	重水系室	-1 ^{※3}	0		1.08E+06	3.52E+06	0.31	炉心タンク下部
38	重水系室	-2 ^{※3}	0		5.19E+05	2.39E+06	0.22	炉心タンク下部
39	重水系室	1	2.4		1.99E+05	2.01E+06	0.10	西側
40	重水系室	2.1	0		1.43E+05	2.00E+06	0.07	
41	重水系室	2.1	2		1.57E+05	1.98E+06	0.08	西側
42	重水系室	1	7		2.26E+05	1.73E+06	0.13	西側
43	重水系室	0	0		1.10E+05	2.17E+06	0.05	
44	重水系室	0	0.75		1.03E+05	2.12E+06	0.05	西側
45	重水系室	0	7		1.82E+05	1.54E+06	0.12	西側(壁面)
46 ^{※4}	重水系室	0.5 ^{※5}	0.7		1.11E+07			炉心タンク下部
47 ^{※4}	重水系室	0.5 ^{※5}	1.25		1.46E+06			炉心タンク下部
48	重水系室	-0.2 ^{※5}	0		2.89E+06	4.55E+06	0.64	炉心タンク下部
49	重水系室	-0.5 ^{※5}	1.25		1.67E+06	5.47E+06	0.31	炉心タンク下部
50	重水系室	-0.9 ^{※5}	0.75		1.56E+06	4.53E+06	0.34	炉心タンク下部
51	重水系室	-1.5 ^{※5}	1.25		8.55E+05	3.20E+06	0.27	炉心タンク下部
52	重水系室	5.4	1		1.48E+06	4.76E+06	0.31	西側
53	重水系室	4.1	0		6.72E+05	2.65E+06	0.25	
54	重水系室	4.1	1		5.02E+05	2.33E+06	0.22	西側
55	炉室2階	8	1.4		3.51E+05	1.56E+06	0.22	南側
56	炉室2階	8	2.8		3.91E+05	1.54E+06	0.25	南側
57	炉室2階	6	1.4		4.39E+05	1.75E+06	0.25	南側
58	炉室2階	6	2.8		4.56E+05	1.72E+06	0.27	南側
59	炉室2階	4	1.4		5.22E+05	2.12E+06	0.25	南側
60	炉室2階	4	2.8		5.76E+05	1.97E+06	0.29	南側
61	炉室2階	2	6.5		9.64E+05	1.57E+06	0.62	南側(壁面)
62	炉室2階	1	6.5		1.29E+06	1.69E+06	0.76	南側(壁面)
63	炉室2階	0	6.5		1.78E+06	2.12E+06	0.84	南側(壁面)
64	炉室1階	-0.7 ^{※6}	2.5		1.39E+06	1.66E+07	0.08	南側(2階通路側面)
65	炉室1階	3	6.5		2.07E+06	1.37E+07	0.15	南側(壁面)
66	炉室1階	1.5	1.5		3.73E+07	4.53E+07	0.82	南側(炉心タンク表面)
67	炉室1階	1.5	2.5		7.65E+06	2.30E+07	0.33	南側
68	炉室1階	1.5	3.5		4.13E+06	1.73E+07	0.24	南側
69	炉室1階	1.5	5.5		2.93E+06	1.43E+07	0.20	南側
70	炉室1階	1.5	6.5		2.08E+06	1.38E+07	0.15	南側(壁面)
71	炉室1階	0	6.5		2.25E+06	1.32E+07	0.17	東側(壁面)

表2.1 熱中性子束の測定値と計算値との比較(金箔) (3/3)

No.※1	配置位置(m)		測定値(n/cm ² ・s)	計算値(n/cm ² ・s)	E/C	備考
	領域	床面からの高さ 炉心からの半径方向距離				
72	炉室1階	1.5	3.39E+06	2.59E+07	0.13	低速溢流管(壁側)
73	炉室1階	0	4.47E+06	1.80E+07	0.25	南側
74	炉室1階	0	2.44E+06	1.63E+07	0.15	南側
75	重水系室	4.1	2.46E+05	1.99E+06	0.12	西側
76	炉室2階	2	5.66E+05	2.68E+06	0.21	制御棒駆動装置
77	炉室2階	1	9.05E+05	3.02E+06	0.30	制御棒駆動装置
78	炉室2階	2	5.06E+05	2.49E+06	0.20	制御棒支持台
79	炉室2階	1	4.53E+05	2.87E+06	0.16	制御棒支持台
80	炉室1階	1.5	3.25E+06	1.63E+07	0.20	精密水位計表面
81	炉室1階	1.5	9.21E+06	2.09E+07	0.44	炉室1階柱(炉心側)
82	炉室1階	1.5	3.62E+07	3.20E+07	1.13	高速溢流管(炉心側)
83	炉室1階	1.5	4.06E+06	2.67E+07	0.15	高速溢流管(壁側)
84	炉室1階	1.5	2.11E+07	3.20E+07	0.66	低速溢流管(炉心側)
85	炉室1階	0	1.89E+06	1.35E+07	0.14	南側
86	炉室1階	0	9.21E+05	1.31E+07	0.07	ハッチ
87	炉室1階	1.1	2.43E+06	1.38E+07	0.18	起動用中性子源
88	炉室1階	1.5	7.93E+06	2.23E+07	0.35	マンメータ水位計(炉心側)
89	炉室1階	1.5	2.60E+06	1.83E+07	0.14	マンメータ水位計(壁側)
90	炉室1階	1.5	1.87E+06	1.51E+07	0.12	制御棒・安全棒試験架台
91	炉室1階	0.94	1.21E+07	2.30E+07	0.53	ケーブルステイ
92	重水系室	2	9.38E+04	1.99E+06	0.05	試験体減速貯留タンク表面
93	重水系室	3.6	2.81E+05	2.07E+06	0.14	計量槽表面
94	重水系室	4	1.91E+05	2.01E+06	0.09	重水系室ポンプ表面
95	重水系室	6	5.23E+06	5.10E+06	1.03	下部閉止版ボルト表面
96	炉室1階	1.1	2.78E+07	4.38E+07	0.63	南側(炉心タンク表面)
97	炉室1階	1.2	2.84E+07	4.45E+07	0.64	南側(炉心タンク表面)
98	炉室1階	1.3	2.86E+07	4.50E+07	0.63	南側(炉心タンク表面)
99	炉室1階	1.4	2.93E+07	4.52E+07	0.65	南側(炉心タンク表面)
100	炉室1階	1.5	2.91E+07	4.53E+07	0.64	南側(炉心タンク表面)
101	炉室1階	1.6	2.54E+07	4.54E+07	0.56	南側(炉心タンク表面)
102	炉室1階	1.7	2.43E+07	4.55E+07	0.53	南側(炉心タンク表面)

※1: No.76~102は機器を対象としているため図2.1に記載していない。
 ※2: 上部グリット板からの距離である。
 ※3: 炉心タンク下部閉止板からの距離である。
 ※4: 対応する箇所が計算モデルにないため、比較を行っていない。
 ※5: 炉室1階床面からの距離である。
 ※6: 炉室2階床面からの距離である。

表 2.2 BF₃ 球形計数管の仕様

型式		LND27057
構造仕様	ガス種類	BF ₃ (10B 96%濃縮)
	ガス圧力	200torr (266.9hPa)
	検出器外径	50.8mm (2.00inch)
	検出器全長	115.3mm (4.54inch)
	検出部実効径	49.78mm (1.96inch)
	陰極材質	ステンレス鋼
	出力コネクタ	SHV
	動作温度	-50℃～100℃
電気仕様	動作電圧範囲	700V～950V
	最適動作電圧	800V
	プラトー傾斜	<3%/100V
	FWHM	5.144%
	静電容量	4.0pF
	標準パルス波高	1mV
	標準パルス電荷	1×10 ⁻¹³ C

表 2.3 BF₃ 球形計数管の減速材の素材と構造

名称	素材と構造
3cmPE	3cm ^t ポリエチレン
6cmPBP	3cm ^t ポリエチレン(内層)
	1cm ^t 窒化ホウ素材(中間層)
	2cm ^t ポリエチレン (外層)
10cmPBP	6cm ^t ポリエチレン(内層)
	1cm ^t 窒化ホウ素材(中間層)
	3cm ^t ポリエチレン(外層)

表2.4 中性子束測定値と計算値との比較(BF₃球形計数管)

No. ^{※1}	領域	配置位置(m)		エネルギー群 ^{※2}	測定値		計算値		E/C
		床面からの高さ	炉心からの半径方向距離		中性子束(n/cm ² ·s)	比率(%)	中性子束(n/cm ² ·s)	比率(%)	
18 ^{※3}	炉室2階	0.00	6.50	高速中性子束	5.94E+03	0%	2.40E+04	1%	0.25
				熱外中性子束	9.23E+05	72%	9.43E+05	27%	0.98
				熱中性子束	3.52E+05	27%	2.58E+06	73%	0.14
				全中性子束	1.28E+06	100%	3.54E+06	100%	0.36
4	炉室2階	6.00	0.00	高速中性子束	1.07E+05	5%	3.75E+04	1%	2.85
				熱外中性子束	1.56E+06	73%	1.77E+06	51%	0.88
				熱中性子束	4.59E+05	22%	1.69E+06	48%	0.27
				全中性子束	2.13E+06	100%	3.50E+06	100%	0.61
14	炉室2階	1.00	0.00	高速中性子束	1.05E+06	7%	2.17E+05	2%	4.86
				熱外中性子束	1.21E+07	84%	1.03E+07	76%	1.18
				熱中性子束	1.22E+06	9%	3.00E+06	22%	0.41
				全中性子束	1.44E+07	100%	1.35E+07	100%	1.07
69	炉室1階	1.50	5.50	高速中性子束	2.38E+05	3%	2.61E+05	1%	0.91
				熱外中性子束	5.75E+06	64%	8.15E+06	36%	0.70
				熱中性子束	2.93E+06	33%	1.43E+07	63%	0.20
				全中性子束	8.91E+06	100%	2.27E+07	100%	0.39
67	炉室1階	1.50	2.50	高速中性子束	7.04E+05	3%	8.09E+05	2%	0.87
				熱外中性子束	1.43E+07	63%	1.90E+07	44%	0.76
				熱中性子束	7.65E+06	34%	2.30E+07	54%	0.33
				全中性子束	2.27E+07	100%	4.27E+07	100%	0.53
50	重水系室	-0.9 ^{※4}	0.75	高速中性子束	9.99E+03	0%	2.72E+06	9%	0.00
				熱外中性子束	4.25E+06	73%	2.39E+07	77%	0.18
				熱中性子束	1.56E+06	27%	4.53E+06	15%	0.34
				全中性子束	5.81E+06	100%	3.11E+07	100%	0.19
44	重水系室	0.00	0.75	高速中性子束	6.73E+03	1%	3.18E+05	5%	0.02
				熱外中性子束	3.60E+05	77%	3.53E+06	59%	0.10
				熱中性子束	1.03E+05	22%	2.12E+06	36%	0.05
				全中性子束	4.69E+05	100%	5.97E+06	100%	0.08

※1:図2.1参照のこと。

※2:それぞれのエネルギー群の範囲は、表2.5を参照のこと。

※3:同一箇所の金箱による熱中性子束測定値がないため、近傍のNo.18の測定値により規格化を行った。

※4:炉室1階からの高さである。

表2.5 中性子束のエネルギー範囲
 <測定>

群番号	エネルギー群	エネルギー範囲 (MeV)	
		上限エネルギー	下限エネルギー
1	高速中性子束	1.49E+01	1.22E+01
2		1.22E+01	1.00E+01
3		1.00E+01	8.18E+00
4		8.18E+00	6.36E+00
5		6.36E+00	4.96E+00
6		4.96E+00	4.06E+00
7		4.06E+00	3.01E+00
8		3.01E+00	2.46E+00
9		2.46E+00	2.35E+00
10		2.35E+00	1.83E+00
11		1.83E+00	1.11E+00
12		1.11E+00	5.50E-01
13	熱外中性子束	5.50E-01	1.11E-01
14		1.11E-01	3.35E-03
15		3.35E-03	5.83E-04
16		5.83E-04	1.01E-04
17		1.01E-04	2.90E-05
18		2.90E-05	1.01E-05
19		1.01E-05	3.06E-06
20		3.06E-06	1.12E-06
21		1.12E-06	4.14E-07
22		熱中性子束	4.14E-07

<計算>

群番号	エネルギー群	エネルギー範囲 (MeV)	
		上限エネルギー	下限エネルギー
1	高速中性子束	1.49E+01	1.22E+01
2		1.22E+01	1.00E+01
3		1.00E+01	8.19E+00
4		8.19E+00	6.38E+00
5		6.38E+00	4.97E+00
6		4.97E+00	4.07E+00
7		4.07E+00	3.01E+00
8		3.01E+00	2.47E+00
9		2.47E+00	2.23E+00
10		2.23E+00	1.83E+00
11		1.83E+00	1.11E+00
12		1.11E+00	5.50E-01
13	熱外中性子束	5.50E-01	1.11E-01
14		1.11E-01	3.36E-03
15		3.36E-03	5.83E-04
16		5.83E-04	1.01E-04
17		1.01E-04	2.90E-05
18		2.90E-05	1.00E-05
19		1.00E-05	3.06E-06
20		3.06E-06	1.13E-06
21		1.13E-06	4.14E-07
22		熱中性子束	4.14E-07

表3.1 汚染放射性物質質量(1/3)

設備名	部屋名	機器名称	数量	接液部概略寸法				接液部概算面積			概算面積 合計 × 1.1	汚染放射性物質 表面密度 (Bq/cm ²)	汚染放射性物質質量 (Bq)		
				幅/外径(m)	高/肉厚(m)	奥行/長さ(m)	興行/長さ(m)	m ² /数量	m ²	小計				合計	
炉心タンクおよび炉内構造物	炉室	炉心	1	3.01	Φ	0.01	t	3.3	H	38	38	460	506	0.4	2.02E+06
		上部グリッド板(AL)	3	3.01	Φ	—	—	—	—	7.1	22				
		上部グリッド板(SUS)	1	3.01	Φ	—	—	—	—	7.1	8				
		下部グリッド板(AL)	3	2.94	Φ	0.045	t	—	—	14.0	42				
		下部グリッド板(SUS)	1	2.94	Φ	0.045	t	—	—	14.0	14				
		下部吸収体	1	2.348	Φ	0.0424	t	—	—	9.0	9				
		カランドリア管	191	0.136	Φ	—	—	3.4	L	1.5	287				
			21					4.325	L	1.9	40				
重水系設備	タンク	重水凝縮器	1	0.365	W*	1.600	H	1.870	D*	8.5	8.5	1330			
		脱湿器	1	0.300	Φ	0.004	t	1.900	H	1.8	1.8				
		重水トレンタンク	1	0.950	Φ	0.004	t	1.600	L	6.1	6.1				
		劣化重水トレンタンク	1	0.950	Φ	0.004	t	1.600	L	6.1	6.1				
		重水ストレージタンク	2	2.225	Φ	0.012	t	3.530	L	32.0	64.0				
		重水冷却器	1	0.300	Φ	0.004	t	2.760	L	2.7	2.7				
		重水加熱器	1	0.500	W	0.900	H	4.000	L	5.3	5.3				
		試験体容器(未臨界)	1	0.350	Φ	0.005	t	4.200	L	4.6	4.6				
		補助タンク	1	0.608	Φ	0.004	t	1.000	L	2.4	2.4				
		補助タンク用二重管式クーラー	1	0.076	Φ	0.004	t	2.000	L	0.4	0.4				
		重水精製系フィルタ	2	0.268	Φ	0.012	t	7.500	L	5.8	11.6				
		ボロン溶解タンク	1	0.812	Φ	0.006	t	2.130	L	6.3	6.3				
		試験体減速材貯留タンク(未臨界)	1	0.812	Φ	0.006	t	2.000	L	6.2	6.2				
		重水イオン交換樹脂塔	2	0.510	Φ	0.005	t	2.000	L	3.5	7.0				
		25A	1	0.034	Φ	0.0032	t	2.200	m	0.1	0.1				
		50A	1	0.0605	Φ	0.0039	t	29.840	m	4.9	4.9				
		軽水系室	配管	Sch40	1	0.0217	Φ	0.0028	t	10.600	m				
15A	1			0.0272	Φ	0.0029	t	15.400	m	1.0	1.0				
20A	1			0.034	Φ	0.0034	t	187.700	m	16.0	16.0				
25A	1			0.0486	Φ	0.0037	t	10.800	m	1.3	1.3				
40A	1			0.0605	Φ	0.0039	t	273.000	m	45.1	45.1				
50A	1			0.0891	Φ	0.0055	t	58.500	m	14.3	14.3				
重水系室	配管	Sch40	1	0.1143	Φ	0.0060	t	55.600	m	17.8	17.8	107.0			
		80A	1	0.1652	Φ	0.0071	t	3.500	m	1.6	1.6				
		100A	1	0.2163	Φ	0.0082	t	14.300	m	8.9	8.9				
		150A	1	0.1143	Φ	0.0060	t	6.000	m	1.9	1.9				
		200A	1	0.27	Φ	0.0100	t	0.100	m	0.0	0.1				
		100A	1	0.3185	Φ	0.0103	t	30.000	m	28.0	28.0				
炉室	炉室	Sch40	1	0.027	Φ	0.0100	t	0.100	m	0.0	0.1	30.0			
		300A	1												

表3.1 汚染放射性物質質量(2/3)

設備名	部屋名	機器名称	数量	接液部概略寸法				接液部概算面積			概算面積合計×1.1	汚染放射性物質表面密度(Bq/cm ²)	汚染放射性物質質量(Bq)	
				幅/外径(m)	高/肉厚(m)	奥行/長さ(m)	m ² /数量	m ²	小計	合計				
ガス系設備	タンク	窒素ガス補給タンク	1	1.100	φ	0.004	t	1.966	L	8.6	8.6	11.0	5.20E+05	
		窒素ガス加熱器	1	0.327	φ	—	—	1.280	L	1.5	1.5	40.0		
	軽水系室	25A	Sch40	1	0.034	φ	0.0034	t	13.250	m	1.1	1.1		118.0
		50A		1	0.0605	φ	0.0039	t	100.110	m	16.6	16.6		
		100A		1	0.1143	φ	0.0060	t	14.200	m	4.6	4.6		
		150A		1	0.1652	φ	0.0071	t	36.830	m	17.5	17.5		
		15A		1	0.0217	φ	0.0028	t	14.800	m	0.7	0.7		
	重水系室	20A	Sch40	1	0.0272	φ	0.0029	t	12.500	m	0.8	0.8		40.0
		25A		1	0.034	φ	0.0034	t	18.000	m	1.5	1.5		
		40A		1	0.0486	φ	0.0037	t	4.500	m	0.6	0.6		
		50A		1	0.0605	φ	0.0039	t	94.700	m	15.7	15.7		
		80A		1	0.0891	φ	0.0055	t	8.000	m	2	2		
	炉室	100A	Sch5S	1	0.1143	φ	0.0060	t	33.100	m	10.6	10.6		27.0
		150A		1	0.1652	φ	0.0071	t	15.000	m	7.2	7.2		
		6A		1	0.0105	φ	0.0001	t	5.000	m	0.2	0.2		
15A		1		0.0217	φ	0.0003	t	40.000	m	2.7	2.7			
50A		1		0.0605	φ	0.0039	t	16.000	m	2.6	2.6			
計測制御系統設備	タンク	軽水ドレンタンク	1	1.300	φ	0.004	t	2.550	L	13.0	13.0	3.44E+05		
		軽水サージタンク	1	0.950	φ	0.004	t	1.960	L	7.2	7.2			
	軽水系室	50A	Sch40	1	0.0605	φ	0.0039	t	46.92	m	7.8		7.8	78.0
		80A		1	0.0891	φ	0.0055	t	32.75	m	8.1		8.1	
		25A		1	0.034	φ	0.0034	t	57.5	m	5		5	
		50A		1	0.0605	φ	0.0039	t	67.9	m	11.3		11.3	
		80A		1	0.0891	φ	0.0055	t	11.7	m	2.9		2.9	
	炉室	100A	Sch40	1	0.1143	φ	0.0060	t	14.5	m	4.7		4.7	17.0
		20A		1	0.0272	φ	0.0029	t	30	m	2.1		2.1	
		50A		1	0.0605	φ	0.0039	t	84.1	m	14		14	
		—		1	2011	W	2004.5	H	1100	D	7.90		7.90	
		—		1	1080	W	1930	H	1080	D	6.30		6.30	
	核燃物質取扱設備	グローブボックス	照射箱洗浄ボックス(1)	1	1080	W	1930	H	1080	D	6.30		6.30	69
			照射箱洗浄ボックス(2)	1	1080	W	1930	H	1080	D	6.30		6.30	
			燃料棒分解グローブボックス	1	2160	W	1930	H	1080	D	11.00		11.00	
フード			1	—	—	—	—	—	—	21.10	21.10			
オープンボックス			1	2160	W	1930	H	1080	D	10.90	10.90			

表3.1 汚染放射性物質質量(3/3)

領域	概略寸法(m)			概算汚染表面積 (m ²)	合計 (m ²)	概算面積 合計*1.1(m ²)	汚染放射性物質 表面密度(Bq/cm ²)	汚染放射性物質質量 (Bq)
	縦	横	高さ					
炉室1F	12.7	13.7	3.8	459.0	5,864	6,450	0.4	2.58E+07
重水系室	14.6	13.6	5.8	722.0				
炉室2F(下)	12.7	13.7	5.0	350.0				
炉室2F(上)	14.6	15.6	7.5	731.0				
軽水ガス系室	6.8	14.9	5.3	430.0				
燃料貯蔵庫A	6.8	9.5	5.0	291.0				
燃料貯蔵庫B	8.6	13.0	5.0	440.0				
燃料取扱室1F	15.6	8.1	4.7	467.0				
燃料取扱室2F	15.6	8.1	12.8	849.0				
前室・シャワー室	4.2	5.0	4.5	135.0				
測定室	8.4	5.0	4.5	204.0				
排風機室	4.2	12.8	4.5	260.0				
Pu燃料取扱室	12.8	7.8	4.5	386.0				
DPタンクヤード	10.0	10.0	1.0	140.0				

表 4.1 JRR-2 の解体廃棄物量

工事区分		放射性解体廃棄物量(t)		
		金属類	コンクリート類	解体付随廃棄物
第1段階	実績	8	0	2
	推定	2	—	—
第2段階	実績	266	12	3
	推定	256	—	—
第3段階	実績	—*	—*	—*
	推定	121	—	—
第4段階	実績	—*	—*	—*
	推定	720	232	—
合計	実績	274*	12*	5*
	推定	1099	232	44

※：第2段階までの実績値を記載

表 4.2 JMTRC の解体廃棄物量

年度別区分	放射性解体廃棄物量(kg)		
	金属類	解体付随廃棄物	
		不燃物	可燃物
1995年度	40	0	14
1996年度	6109	103	378
合計	6149	103	392

表 4.3 JRR-3 の解体廃棄物量

放射性解体廃棄物量(t)		
低レベル廃棄物	付随廃棄物	
	可燃物	不燃物
238	5	6

表 4.4 VHTRC の解体廃棄物量

工事区分	種類別区分	解体廃棄物量(t)	
		廃棄物	解体付随廃棄物
第 1 段階	廃棄物	77.5	3
第 2 段階	廃棄物および解体付随廃棄物	6	
	コンクリート(再利用等)	620	

表 4.5 JPDR の解体廃棄物量

種類別区分				解体廃棄物量(t)	
				廃棄物	解体付随廃棄物
放射性	保管	金属	放射化	180	440
			汚染	1010	
		コンクリート	放射化	270	
			汚染	200	
	埋設		放射化	1310	
			汚染	360	
非放射性	管理区域	金属	1560	110	
		コンクリート	15810		
	非管理区域	金属	400		
		コンクリート	2790		
合計				24440	

表 4.6 解体廃棄物量(文献調査結果)のまとめ

区分			解体廃棄物量 (t)	解体付随 廃棄物量の 割合(%)	備考
JRR-2	実績	第 1 段階	10	20	
		第 2 段階	281	1.1	
	推定	第 1~4 段階	1375	3.2	17%がコンクリート
JMTRC	実績	1995 年	0.05	26	
		1996 年	6.6	7.3	
JRR-3	実績	合計	249	4.4	
VHTRC	推定	第 1 段階	80.5	3.7	
JPDR	実績	放射性	3770	12	遠隔解体あり

表 4.7 DCA 放射性廃棄物における解体付随廃棄物量の推定

工事区分	廃棄物量 (t)	解体付随廃棄物量の係数	解体付随廃棄物量(t)
第 1 段階	(2) ^{※1}	—	—
第 2 段階	11.5	0.1	2
第 3 段階	144	0.1	15
第 4 段階	125	0.1	13
	22 ^{※2}	—	—

※1：第 3 段階で廃棄するため、第 3 段階に加算した。

※2：管理区域解除後に非放射性廃棄物として廃棄する予定である。

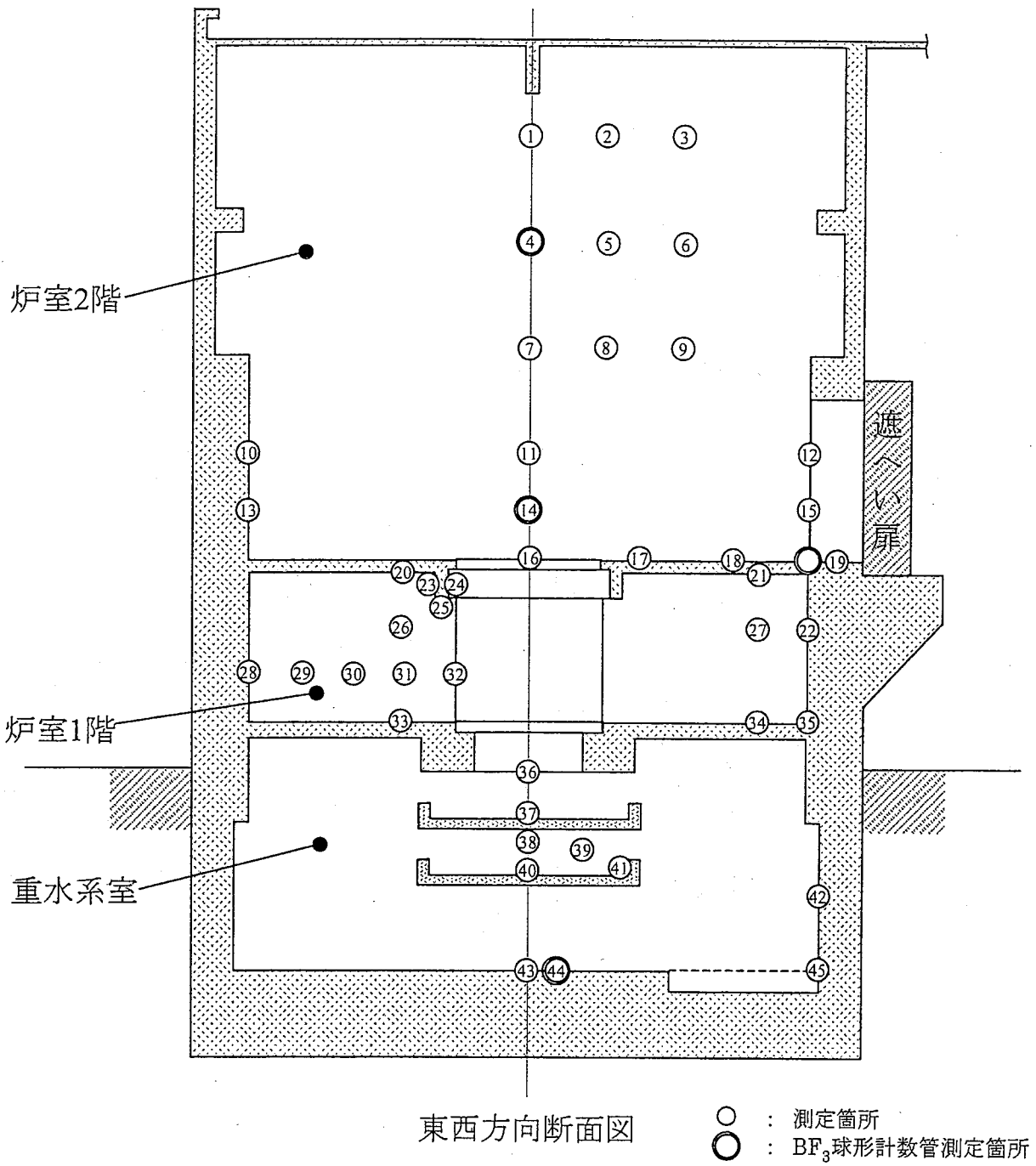


図2.1 熱中性子束測定位置(1/3)

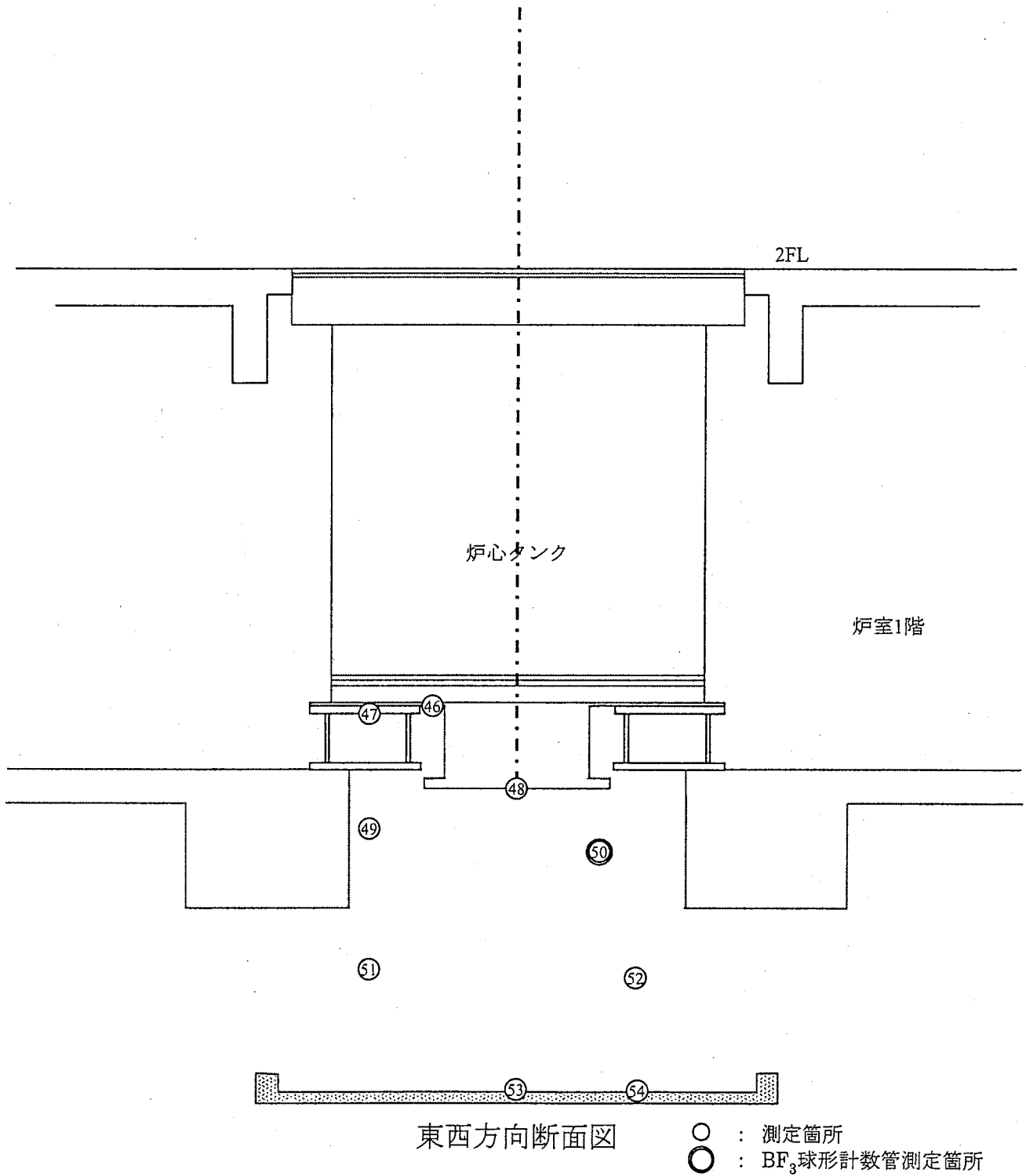


図2.1 熱中性子束測定位置(2/3)

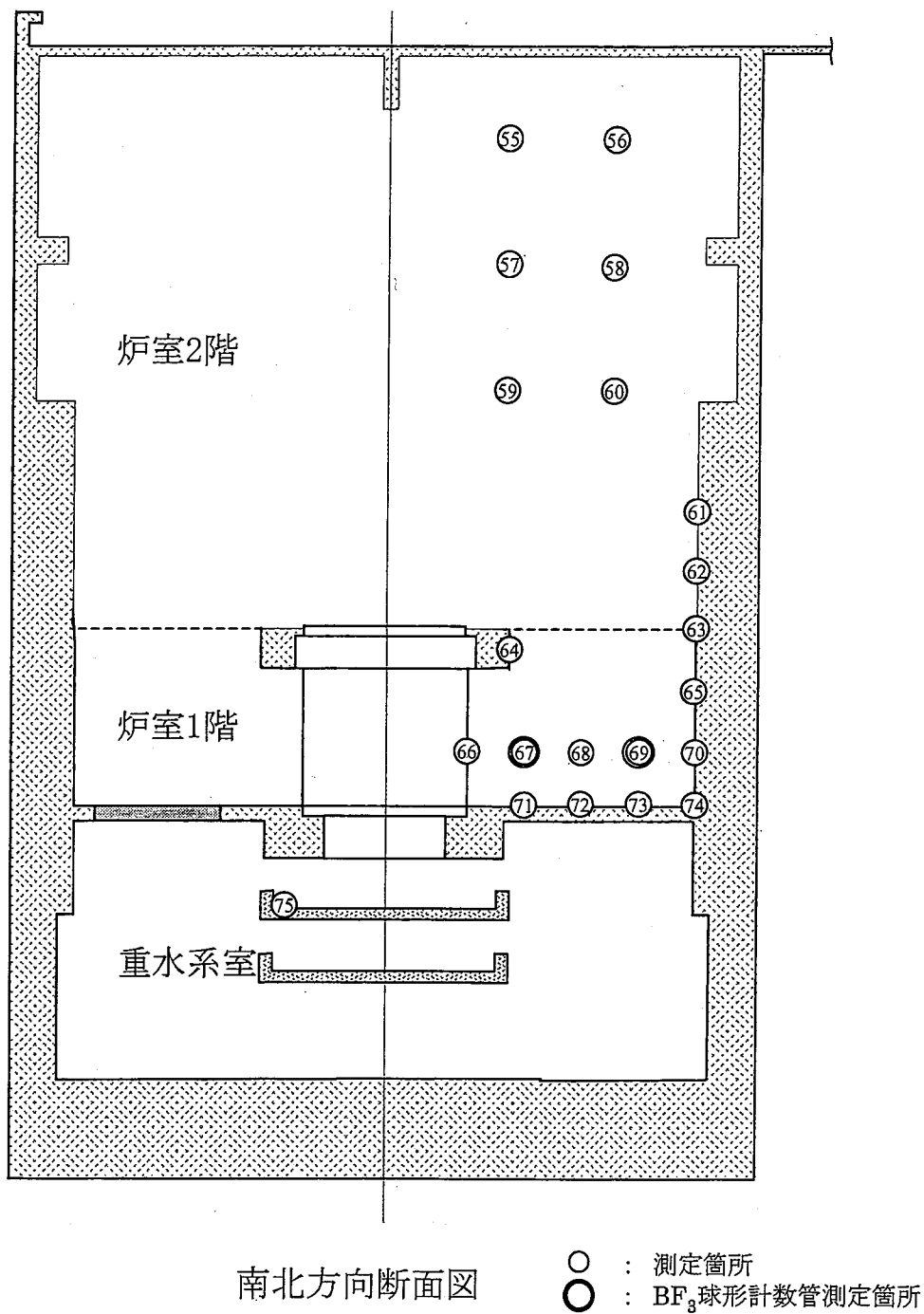


図2.1 熱中性子束測定位置(3/3)

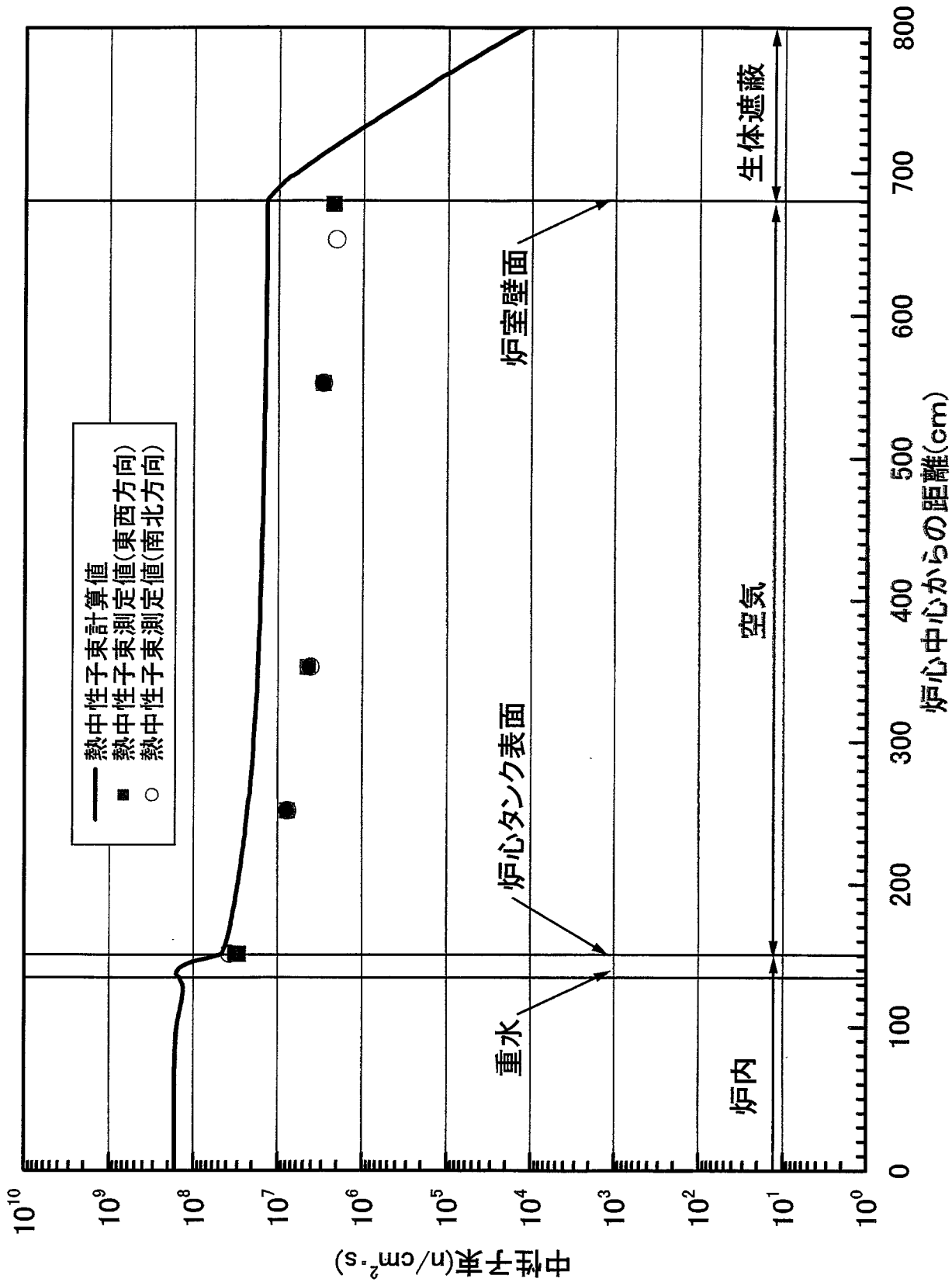


図2.2 熱中性子束測定値と計算値との比較(金箔(半径方向))

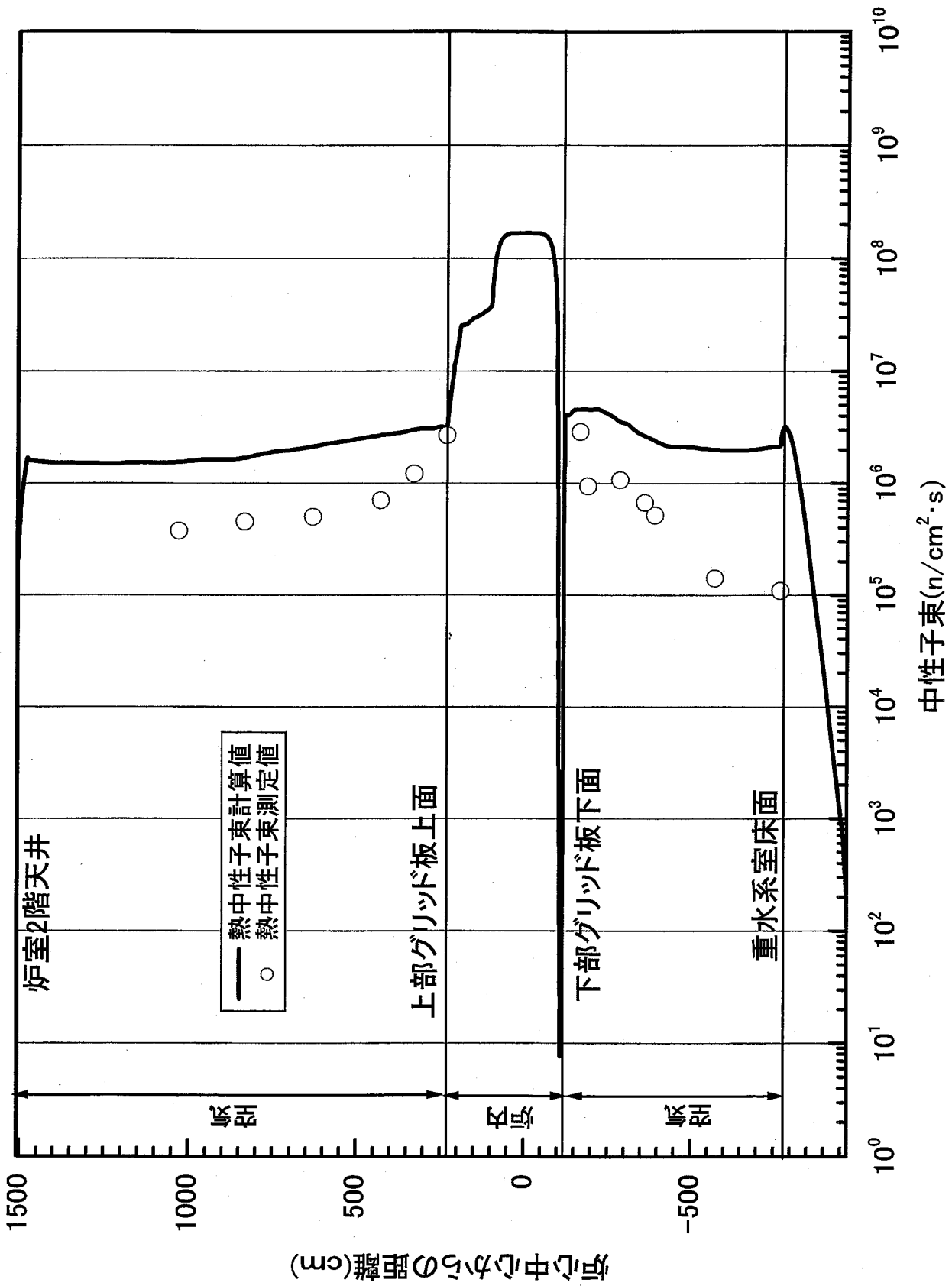


図2.3 熱中性子束測定値と計算値との比較(金箔(軸方向))

添付資料

ATR 体系・未臨界体系炉心の中性子束の比較・評価

1. ATR 体系・未臨界体系炉心の中性子束の比較・評価

DCA は、ATR 体系から未臨界体系に炉心改造を行っており、両体系での積算出力に対する ATR 体系出力の割合は約 94%である¹⁾。このことから、放射化放射性物質の算出に用いた中性子束の計算は、ATR 体系で行っている。しかし、計算の妥当性の判断に用いた中性子束測定値は未臨界体系で得られたものである。そこで、ATR 体系、未臨界体系の中性子束計算値を比較することによって、体系間の差異による影響を評価した。なお、一般に熱中性子束の放射化断面積が大きいことから、評価は熱中性子束に関して行った。

1.1 中性子束の計算方法

中性子束分布の計算は、2次元輸送計算コード DOT3.5²⁾により実施した。使用したマクロ断面積は、DCA で実績のある SCALE コードシステム³⁾を用いて作成した。

1.1.1 マクロ断面積の作成

SCALE コードシステム(SCALE-4.4)を用いて、エネルギー22群のマクロ断面積を以下のように作成した。

(1) 原子数密度の作成

未臨界体系炉心は中性子束の測定を実施した S4-8 炉心、ATR 体系炉心は、最も標準的な炉心である A1-1 炉心の体系データを基に燃料、減速材、空気、コンクリートなど炉心内の細部から炉壁に至るまでの主要な物質について原子数密度を算出した。

① S4-8 炉心(試験体領域とドライバー領域からなる2領域炉心)

・試験体領域

燃料 : 2.7wt%濃縮二酸化ウラン燃料棒
140 本装荷
格子ピッチ 2.4cm

減速材 : 軽水 200cm

・ドライバー領域

燃料 : 1.2wt%濃縮二酸化ウラン燃料集合体
132 体装荷
格子ピッチ 20cm

減速材 : 圧力管内 軽水なし
集合体間 重水(臨界水位 135.2cm)

② A1-1 炉心(1 領域炉心)

・ドライバー領域

燃料 : 1.2wt%濃縮二酸化ウラン燃料集合体
121 体装荷
格子ピッチ 22.5cm

減速材 : 圧力管内 軽水 200cm
集合体間 重水(臨界水位 97.6cm)

(2) 使用ライブラリー

ENDF/B-V 238 群ライブラリーを使用した。

(3) 22 群断面積の作成

238 群ライブラリーと原子数密度を基に、非均質格子計算(燃料集合体)や均質計算(その他の領域)によって実効マクロ断面積を作成した。燃料領域(試験体又はドライバー領域)については、集合体と減速材からなるセルについて 1 次元輸送計算を行い、得られた中性子束分布によって均質化した。最後に領域ごとの断面積を用いて全領域を含んだ体系の計算(半径方向の場合は炉心中心高さを通る断面、軸方向の場合は炉心のドライバー領域を通る断面について)を行い、得られたスペクトルにより 22 群断面積に縮約した。表 1 に 22 群のエネルギー構造を示す。

1.1.2 体系計算

上記のように作成した 22 群断面積を用いて、2 次元輸送計算コード DOT3.5 により炉室内中性子束分布を計算した。なお、散乱角の次数(Pn 次数)は 3、角度分点を表す Sn 次数は 16 とした。

(1) 炉出力の確認

炉室内中性子束分布測定時の炉出力は、別途、特性測定で得られた校正値

を基に、熱出力 1kW に調整しているが、より精度の高い金箔放射化法による炉心内熱中性子束測定値を計算値と比較することによってその確認を行った。

計算は、炉心部だけの体系について臨界計算を行い、熱出力 1kW に相当する熱中性子束(表 1 に示すエネルギー群の第 22 群目)の計算値を求めた。収束精度は中性子束で 4×10^{-3} 、実効増倍率で 1×10^{-5} 以内である。図 1 に、金箔による測定値と熱出力 1kW での計算値との比較を示す。測定値と熱出力 1kW の計算値はほぼ一致しており、測定時の熱出力が 1kW であったことが確認できた。

(2) 炉室内中性子束分布の評価

未臨界体系炉心および ATR 体系炉心それぞれについて臨界計算を行い、熱出力 1kW の炉室内中性子束分布を求めた。収束精度は中性子束で 6×10^{-3} 、実効増倍率で 1×10^{-5} 以内である。炉室東西・南北方向のモデルを図 2 に、各体系の炉心内モデルを図 3 に示す。

1.2 ATR 体系と未臨界体系との比較・評価

炉室東西断面の炉心タンク半径方向について、上記の計算により得られた ATR 体系と未臨界体系の熱中性子束の比較を図 4 に、軸方向についての比較を図 5 に示す。同様に、炉室南北断面の炉心タンク半径方向についての比較を図 6 に、軸方向についての比較を図 7 に示す。なお、中性子束の比較は、中性子束が最も大きくなる、各体系の重水水位の中心(半径方向)と各体系の炉心タンク中心(軸方向)で行っている。

図 4~7 より、炉心外部における熱中性子束の傾向は ATR 体系と未臨界体系でほぼ等しく、絶対値についても未臨界体系の熱中性子束が ATR 体系に比べ、ほぼ等しいかそれ以上であることがわかる。本文の第 2 章で用いた中性子束測定値は未臨界体系のものであったが、ほとんどの測定箇所、中性子束計算値(ATR 体系)の方が大きい。

以上から、中性子束計算値(ATR 体系)により算出した放射化放射性廃棄物量は、実際のものよりも大きく見積もっている。

2 . 参 考 文 献

- (1)核燃料サイクル開発機構 大洗工学センター：重水臨界実験装置(DCA)運転終了報告会、2002年2月8日、TW9413 2001-001
- (2)W.A.Rhoades , F.R.Mynatt: “The DOT3.5 Two-Dimensional Discrete Ordinates Transport Code”,ORNL/RSIC/CCC-276,(1975)
- (3)“SCALE4.4 Modular Code System for Performing Standardized Computer Analysis for Licensing Evaluation for Workstation and Personal Computers”, ORNL/RSIC/CCC-545,(1998)

表 1 22 群のエネルギー構造

エネルギー群	上限エネルギー [eV]
1	2.00E+07
2	1.28E+07
3	1.00E+07
4	8.19E+06
5	6.43E+06
6	4.80E+06
7	4.30E+06
8	3.00E+06
9	2.48E+06
10	2.35E+06
11	1.85E+06
12	1.10E+06
13	5.50E+05
14	1.00E+05
15	3.74E+03
16	5.50E+02
17	1.00E+02
18	3.00E+01
19	1.00E+01
20	3.05E+00
21	1.12E+00
22	4.00E-01

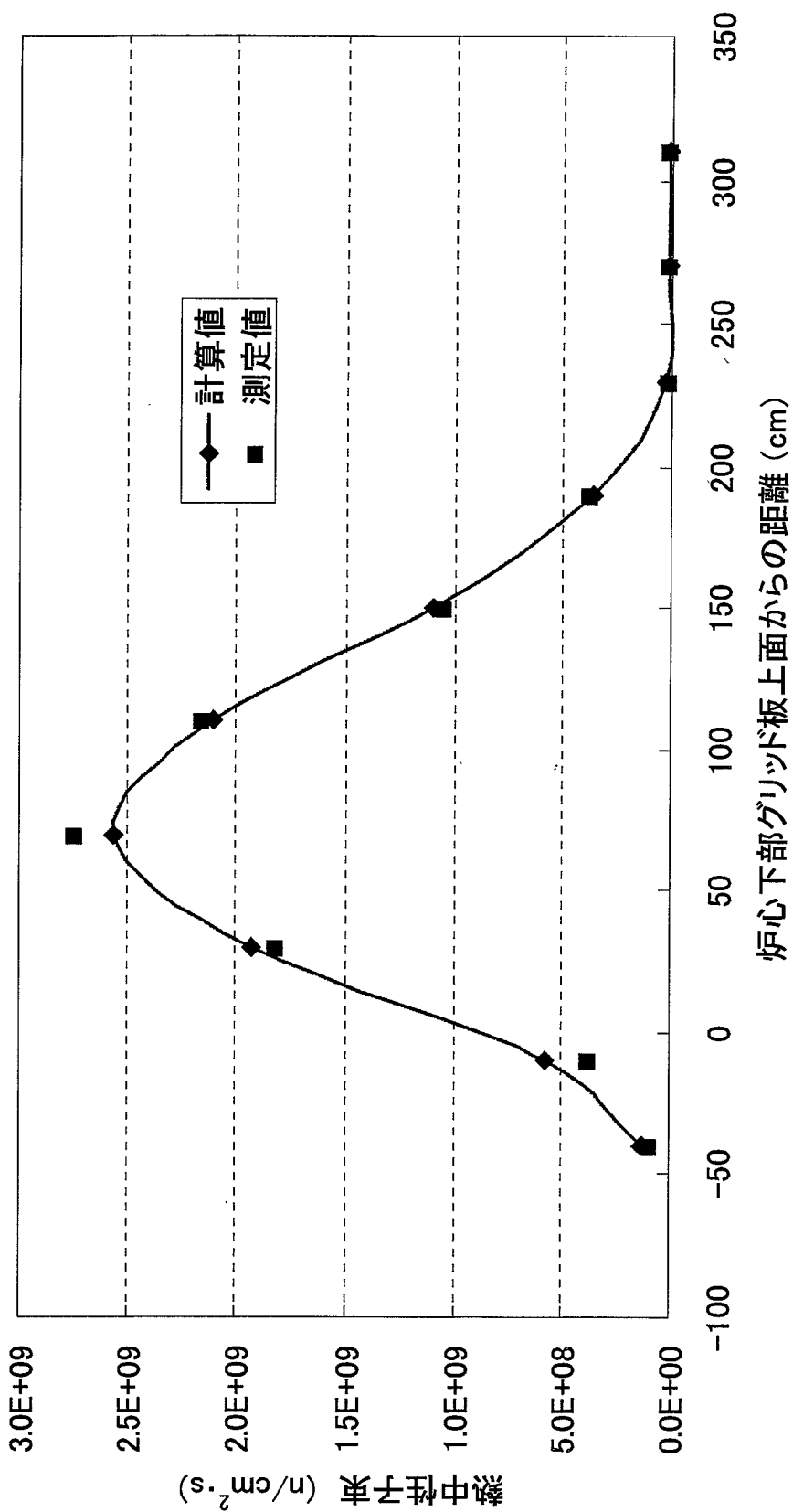
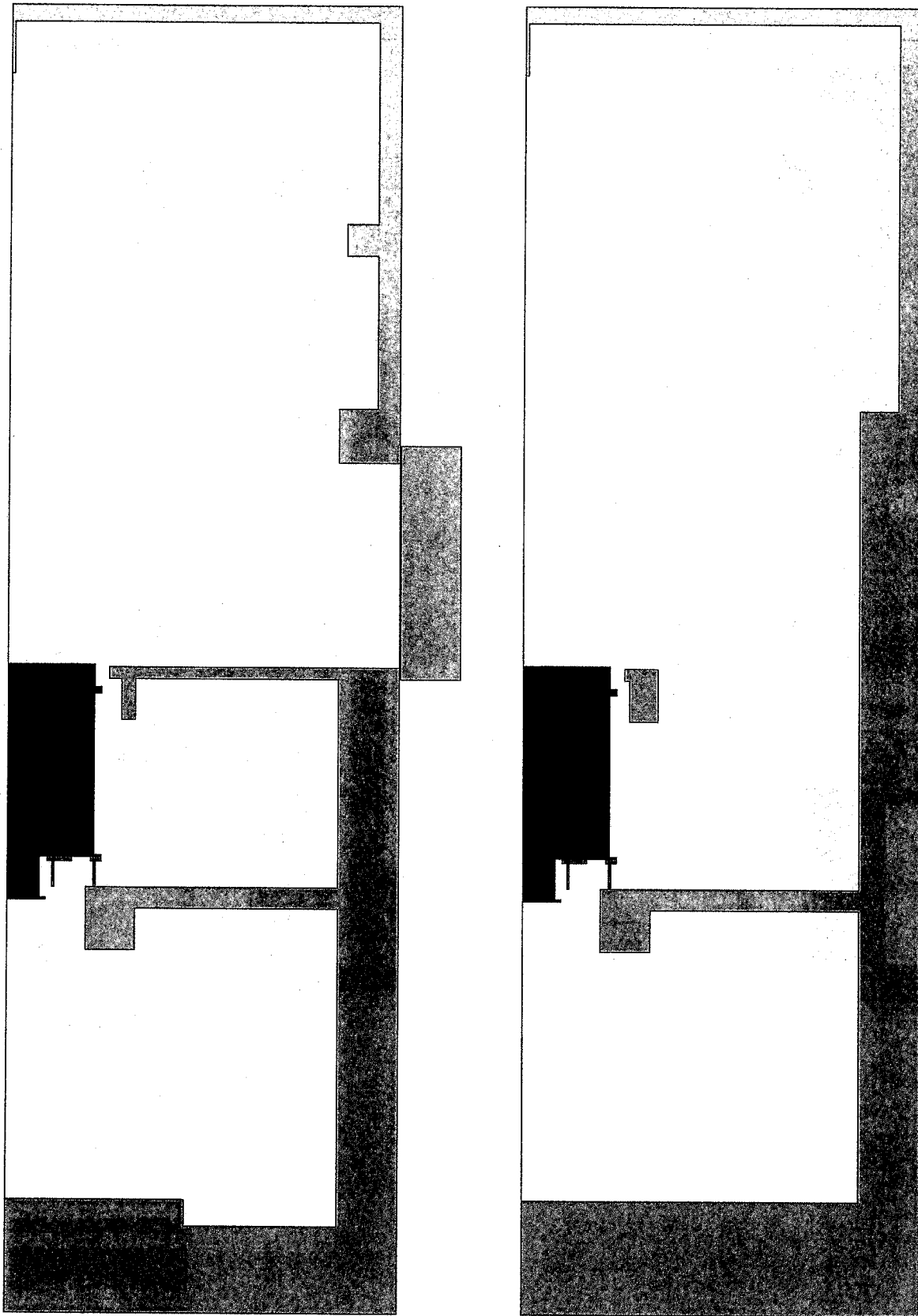


図1 炉心中心における軸方向熱中性子束分布の比較 (計算値: 1kW)

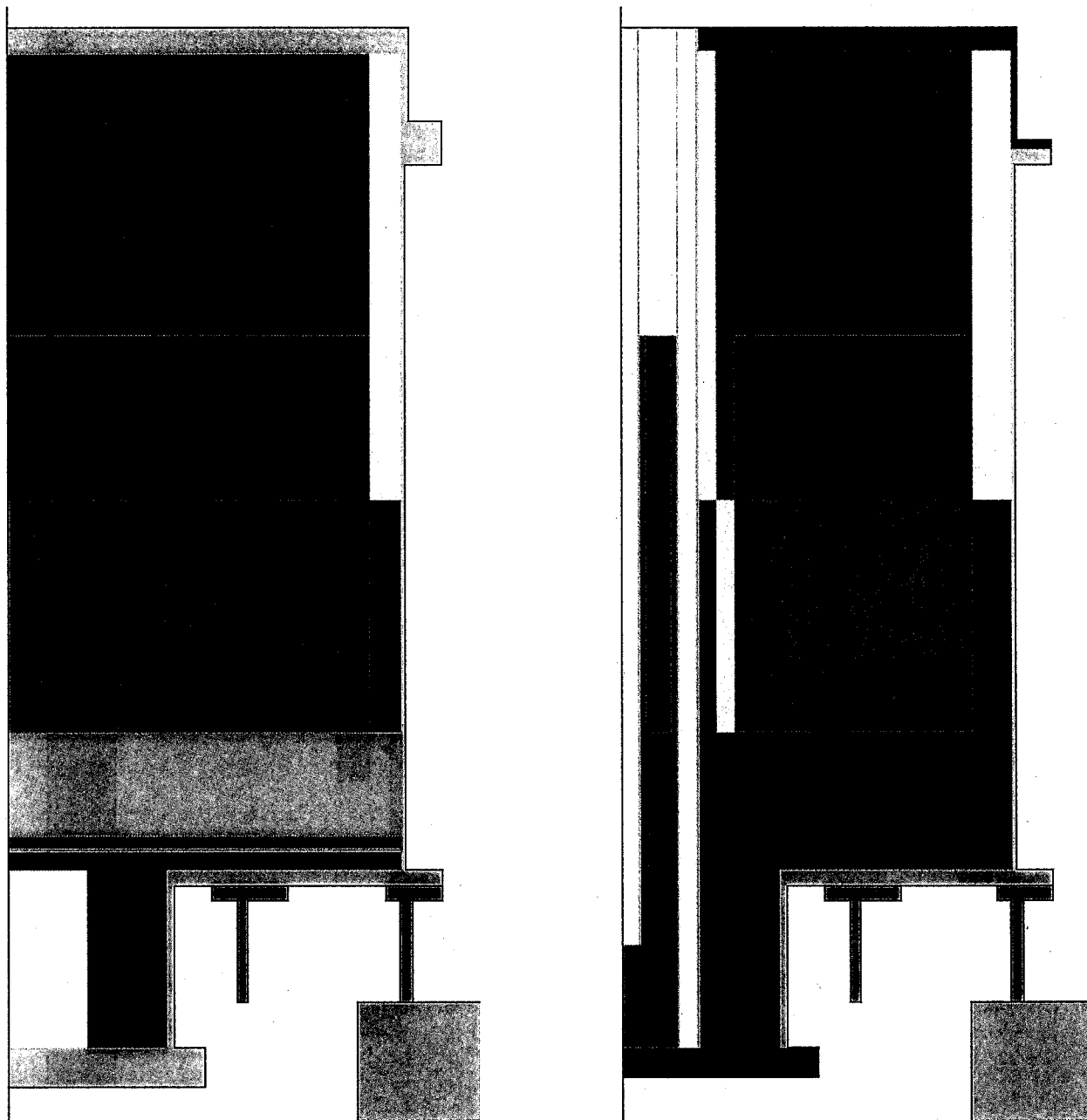


東西方向

南北方向

図2 炉室東西・南北方向モデル





ATR体系

未臨界体系

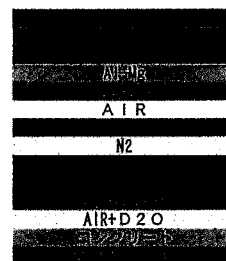


図3 各体系の炉心内モデル

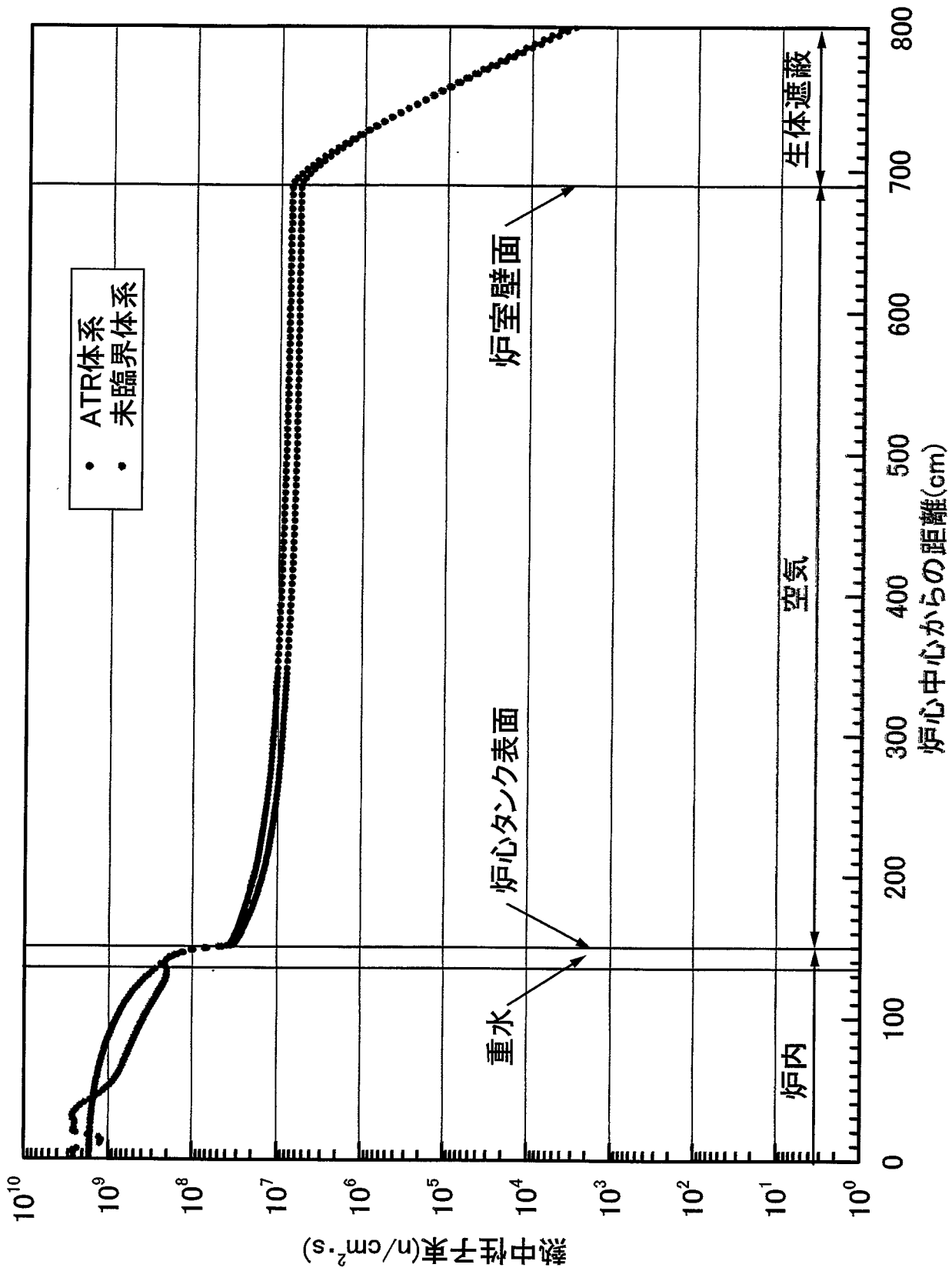


図4 ATR体系と未臨界体系との比較(東西・半径方向)

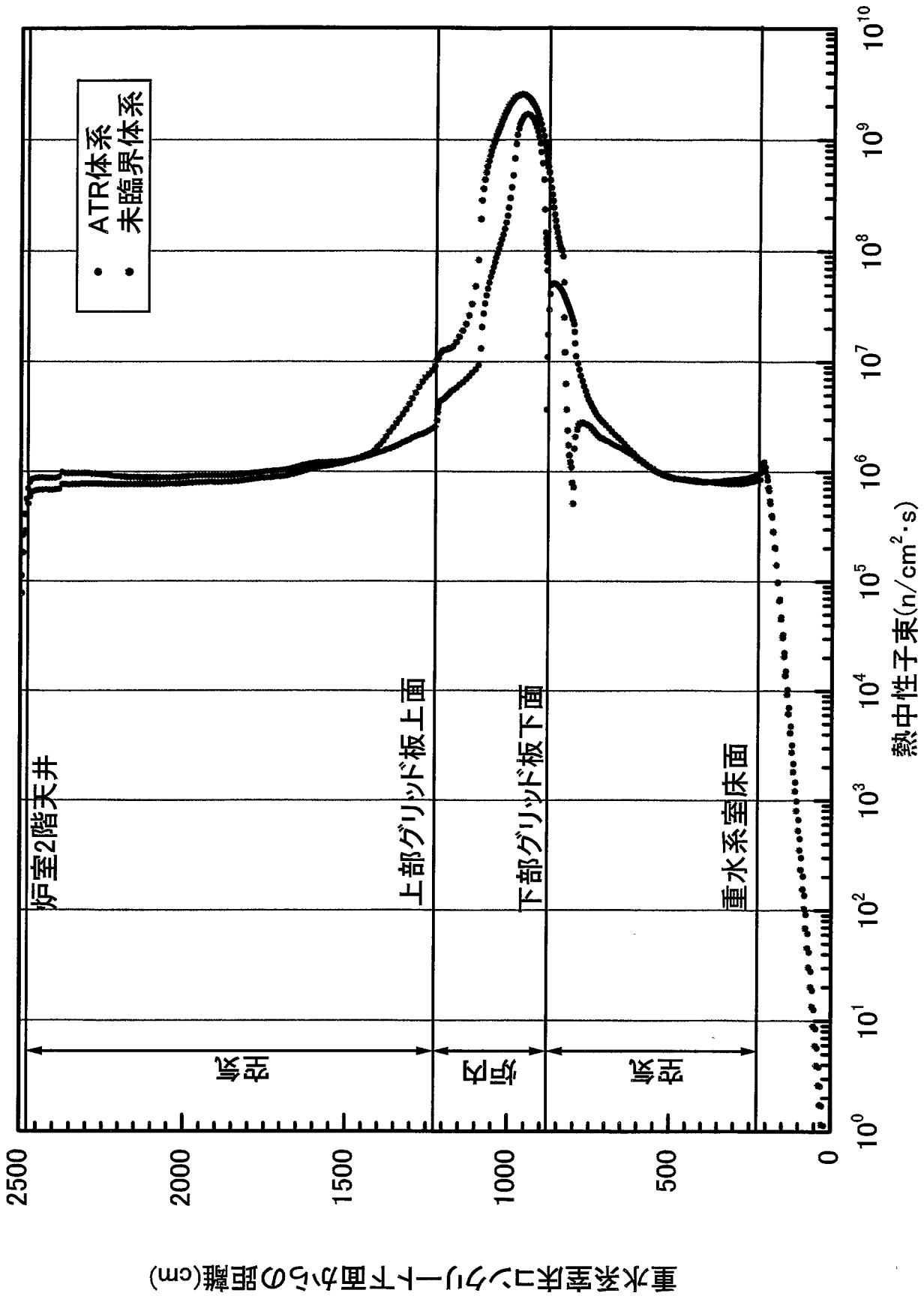


図5 ATR体系と未臨界面系との比較(東西・軸方向)

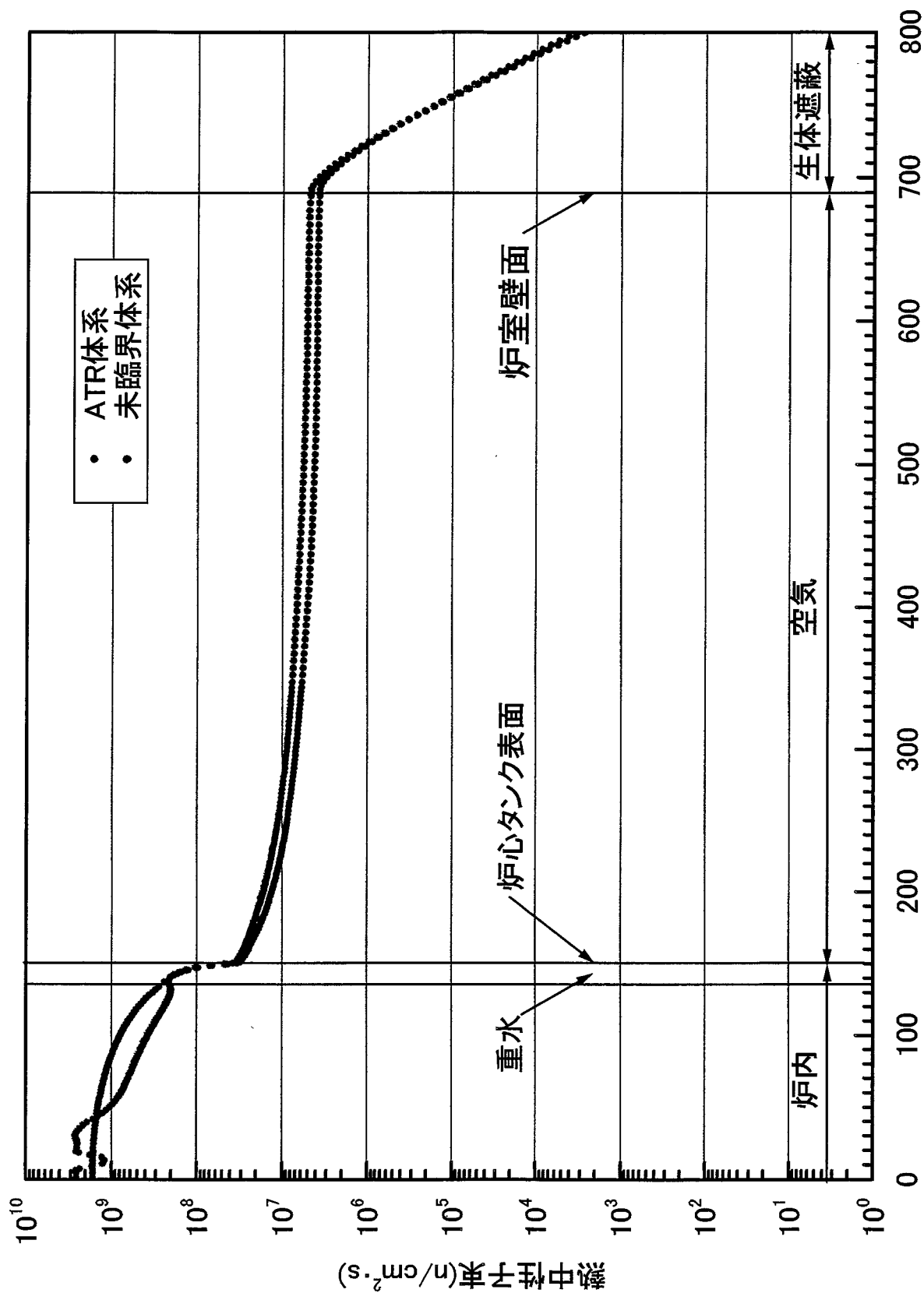


図6 ATR体系と未臨界体系との比較(南北・半径方向)

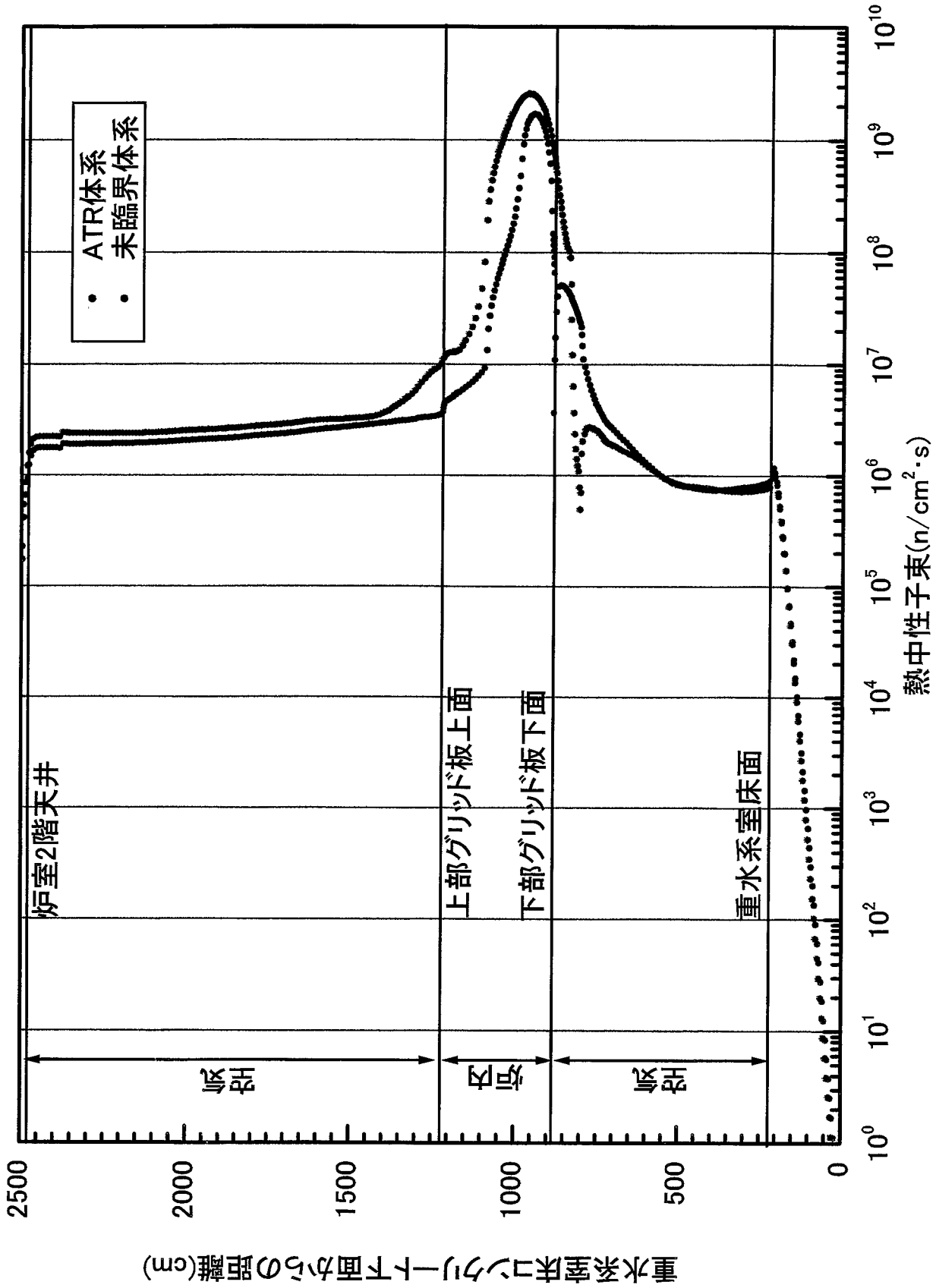


図7 ATR体系と未臨界体系との比較(南北・軸方向)