JAEA-Technology
2022-015
DOI:10.11484/jaea-technology-2022-015

HTTRの核的パラメータの計算

－2021年度夏期休暇実習報告－

Calculation of Nuclear Core Parameters for HTTR

- Report of Summer Holiday Practical Training 2021 -

五十川 浩希　直井 基将　山崎 誠司　Hai Quan HO
片山 一成　松浦 秀明　藤本 望　石塚 悦男

Hiroki ISOGAWA, Motomasa NAOI, Seiji YAMASAKI, Hai Quan HO
Kazunari KATAYAMA, Hideaki MATSUURA, Nozomu FUJIMOTO and Etsuo ISHITSUKA

高速炉・新型炉研究開発部門
大洗研究所
高温ガス炉研究開発センター
高温工学試験研究炉部

Department of HTTR
HTGR Research and Development Center
Oarai Research and Development Institute
Sector of Fast Reactor and Advanced Reactor Research and Development

July 2022
Japan Atomic Energy Agency
日本原子力研究開発機構

JAEA-Technology

本レポートは国立研究開発法人日本原子力研究開発機構が不定期に発行する成果報告書です。
本レポートはクリエイティブ・コモンズ 表示 4.0 国際 ライセンスの下に提供されています。
本レポートの成果（データを含む）に著作権が発生しない場合でも、同ライセンスと同様の
条件で利用してください。（https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.ja）
なお、本レポートの全文は日本原子力研究開発機構ウェブサイト（https://www.jaea.go.jp）
より発信されています。本レポートに関しては下記までお問合せください。

国立研究開発法人日本原子力研究開発機構　JAEA イノベーションハブ　研究成果利活用課
〒 319-1195　茨城県那珂郡東海村大字白方 2 番地 4
電話 029-282-6387, Fax 029-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

This report is issued irregularly by Japan Atomic Energy Agency.
This work is licensed under a Creative Commons Attribution 4.0 International License
(https://creativecommons.org/licenses/by/4.0/deed.en).
Even if the results of this report (including data) are not copyrighted, they must be used under
the same terms and conditions as CC-BY.
For inquiries regarding this report, please contact Institutional Repository and Utilization Section,
JAEA Innovation Hub, Japan Atomic Energy Agency.
2-4 Shirakata, Tokai-mura, Naka-gun, Ibaraki-ken 319-1195 Japan
Tel +81-29-282-6387, Fax +81-29-282-5920, E-mail:ird-support@jaea.go.jp

© Japan Atomic Energy Agency, 2022

JAEA-Technology 2022-015

HTTRの核的パラメータの計算
－2021年度夏期休暇実習報告－

日本原子力研究開発機構 高速炉・新型炉研究開発部門
大洗研究所 高温ガス炉研究開発センター
高温工学試験研究炉部

五十川 浩希[*1]、直井 基将[*1]、山崎 誠司[*1]、Hai Quan HO、
片山 一成[*1]、松浦 秀明[*1]、藤本 望[*1]、石塚 悦男

(2022年4月12日受理)

2021年度の夏期休暇実習において、HTTRの約10年の長期停止が臨界制御棒位置に与える影響及びMVPによるVHTRC-1炉心の遅発中性子割合の計算について検討した。この結果、長期停止が臨界制御棒位置に与える影響については、燃料内の ^{241}Pu、^{241}Am、^{147}Pm、^{147}Sm、^{155}Gdの密度変化が影響して制御棒が4.0±0.8 cm引抜かれること、この計算値が測定値である3.9 cmと近い値になることが明らかとなった。また、MVPによる遅発中性子割合の計算精度を確認するためVHTRC-1炉心について計算した結果、測定値を約10％過小評価することが明らかとなった。

大洗研究所：〒311-1393 茨城県東茨城郡大洗町成田町4002
＊1 九州大学

JAEA-Technology 2022-015

Calculation of Nuclear Core Parameters for HTTR
- Report of Summer Holiday Practical Training 2021 -

Hiroki ISOGAWA*[1], Motomasa NAOI*[1], Seiji YAMASAKI*[1], Hai Quan HO,
Kazunari KATAYAMA*[1], Hideaki MATSUURA*[1], Nozomu FUJIMOTO*[1] and Etsuo ISHITSUKA

Department of HTTR, HTGR Research and Development Center,
Oarai Research and Development Institute,
Sector of Fast Reactor and Advanced Reactor Research and Development,
Japan Atomic Energy Agency
Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki-ken

(Received April 12, 2022)

As a summer holiday practical training 2021, the impact of 10 years long-term shutdown on critical control rod position of the HTTR and the delayed neutron fraction (β_{eff}) of the VHTRC-1 core were investigated using Monte-Carlo MVP code. As a result, a long-term shutdown of 10 years caused the critical control rods of the HTTR to withdraw about 4.0±0.8 cm compared to 3.9 cm in the experiment. The change in critical control rods position of the HTTR is due to the change of some fission products such as ^{241}Pu, ^{241}Am, ^{147}Pm, ^{147}Sm and ^{155}Gd. Regarding the β_{eff} calculation of the VHTRC-1 core, the β_{eff} value is underestimate of about 10% in comparison with the experiment value.

Keywords: HTTR Core Calculation, MVP-BURN, Critical Control Rod Position, VHTRC, Delayed Neutron Fraction

*1 Kyushu University

目　次

1. 序論 1
2. 臨界制御棒位置 1
2.1 計算方法 1
2.2 計算結果 2
3. 動特性パラメータ 3
3.1 計算方法 3
3.2 計算結果 3
4. 結論 4
謝辞 4
参考文献 4
付 録 A.1 長期停止における燃料核種の密度変化 14

Contents

1. Introduction 1
2. Critical control rod position 1
2.1 Calculation method 1
2.2 Calculation results 2
3. Kinetic parameters 3
3.1 Calculation method 3
3.2 Calculation results 3
4. Conclusion 4
Acknowledgements 4
References 4
Appendix A.1 Nuclides density change of fuel after long shout-down 14

This is a blank page.

1. 序論

日本原子力研究開発機構(原子力機構)の夏期休暇実習は、大学等の学生が夏期休暇期間を活用して原子力機構で就業体験できる制度であり、高温工学試験研究炉部 HTTR 技術課では「HTTRに関する技術開発」として 2018 年度から夏期休暇実習生を募集してきた。これまでは、米国、カナダ、英国等において小型モジュール炉(SMR)[1]の実用炉に向けた開発が進展していることから、夏期休暇実習のテーマとして高温工学試験研究炉(HTTR)の炉心を SMR に例えて、熱電素子による発電と熱の直接的な利用を想定した原子力電池[2]について予備検討を実施してきた[3-5]。

2021 年度は、HTTR の運転が再開され、炉心の核的パラメータが約 10 年ぶりに取得されたため、HTTR の炉心計算体験も兼ねて臨界制御棒位置及び動特性パラメータについて検討することとした。

2. 臨界制御棒位置

臨界制御棒位置は、炉心の核特性を把握する上で直接測定できる貴重な情報であり、核特性評価手法の妥当性を確認する上でも重要なパラメータのひとつである。

HTTR では、2021 年 7 月 30 日に約 10 年ぶりに運転を再開し、臨界制御棒位置を測定したところ、前回(約 10 年前)より 3.9 cm 引き抜かれた位置で臨界に達した。この値は、制御棒位置の誤差が数 mm 程度であることを考慮すると有意義な差である。この原因を調べるために長期停止が臨界制御棒位置に与える影響について検討した。なお、臨界制御棒位置の誤差については、これまで統計的な評価を行っていないため正確な値を示すことができないが、当該サイクルの出力運転前に 3 回にわたり臨界制御棒位置を測定した結果、その差は 3 mm であった。

2.1 計算方法

臨界制御棒位置は、MVP-BURN(核データライブラリ:JENDL-4.0)を用いて計算した。従来の計算では、MVP の計算を多数回行って制御棒の臨界位置を探し出す必要があり、多くの手間と作業時間が必要となっていた。このため、本計算では、新たに開発した臨界制御棒位置を自動探索できるユーティリティツール[6]を用いて、臨界制御棒位置を求めることにした。HTTR 炉心の概要と計算に用いた炉心配置を Fig. 2.1 及び Fig. 2.2 に示す。なお、制御棒の全ストロークは 290 cm である。

燃焼計算に関しては、運転再開前の燃焼度が HTTR の定格熱出力 30 MW 換算で 373 日となっていたことから 30 MW で 373 日連続運転したと仮定して計算し、長期停止に関しては熱出力 0 MW で 10 年間の計算を実施した。また、臨界制御棒位置を求めるための計算に関しては、運転前に確認する制御棒価値測定時の冷却材温度が約 120 ℃であることから炉心温度を 400 K とし、ヒストリー数を 20000×1500 バッチとして計算した。なお、臨界制御棒位置自動探索ユーティリティツールの k_{eff} に関する計算停止条件は、HTTR における k_{eff} の測定値が 1.003～1.005 の範囲[6]であったことから、測定誤差を上回る様に k_{eff} が 1.000 以上及び 1.002 以下を満たした際に計算を止めるように設定した。

2.2 計算結果

(1) 臨界制御棒位置の評価

MVP-BURN を用いて熱出力 0 MW として 10 年間の計算を行った結果、原子炉停止期間が長くなるに伴い、燃料内の ^{241}Pu、^{241}Am、^{155}Gd 等の核種密度が変化していることが確認されたことから、長期停止が臨界制御棒位置に与える影響は、燃料内核種の減衰に伴う増減によるものと考えられる。このため、それぞれの核種の密度変化が臨界制御棒位置に与える影響を個々に評価することにした。評価方法は以下の通りである。

＜例:炉停止から 1 年後の計算＞

1) 1 年後の燃料組成を用いて臨界制御棒位置を計算する。

2) "着目する核種"を除いた 1 年後の燃料組成を用いて臨界制御棒位置を計算する。

3) 上記 1)と 2)の差を"着目する核種による臨界制御棒位置の影響"とする。

上記方法で炉停止年数をパラメータとして臨界制御棒位置の影響を計算した。例として、^{241}Am の計算結果を Fig. 2.3 の□のプロットで示す。この値は、臨界制御棒位置自動探索ユーティリティツールで直接求めた値であるため、計算を止めるための条件分を含んでいることから、正しい臨界位置にはなっておらずバラついている。このため、計算停止時の k_{eff} について、1 を超えた値については制御棒価値から相当分を求め、この値を計算から求めた臨界制御棒位置から差し引くことによって補正することにした。補正後の制御棒位置を同図の●プロットで示す。補正後の臨界制御棒位置は、炉停止年数に対してスムーズな変化となった。以上の結果から、本報告では上記の補正後の値を用いて整理することにした。

(2) 核種の影響

10 年停止した際の燃料核種の密度変化を付録に示す。この中から、臨界制御棒位置への影響が大きい ^{241}Pu、^{241}Am、^{147}Pm、^{147}Sm、^{155}Gd の 5 つの核種に着目し、^{235}U、^{238}U、^{239}Pu、^{240}Pu を加えた各核種の半減期、核分裂断面積及び中性子吸収断面積 [7)] を Table 2.1 に示す。また、着目した核種の密度及び臨界制御棒位置への影響を Fig. 2.4 から Fig. 2.8 に示す。各核種の主な変化を以下に列挙する。なお、原子炉停止後のビルドアップとして ^{135}Xe や ^{149}Sm が代表核種として考慮されているが、^{135}Xe の半減期が約 9.1 時間 [8)] と短いこと、^{149}Sm も 1～2 週間で飽和すること [9)] から長期停止への影響はなかった。

- ^{241}Am は炉停止に伴う密度の増加によって中性子吸収効果が大きくなり、臨界制御棒位置は炉停止 1 年後から 10 年後で約 2.1 cm 高い位置(制御棒引抜)となった(Fig. 2.4)。
- ^{241}Pu は減衰による密度の低下によって核分裂への寄与が小さくなり、臨界制御棒位置は炉停止 1 年後から 10 年後で約 1.7 cm 高い位置(制御棒引抜)となった(Fig. 2.5)。
- ^{155}Gd は炉停止に伴う密度の増加によって中性子吸収効果が大きくなり、臨界制御棒位置は炉停止 1 年後から 10 年後で約 1.4 cm 高い位置(制御棒引抜)となった(Fig. 2.6)。

- ^{147}Sm は炉停止に伴う密度の増加によって中性子吸収効果が大きくなり、臨界制御棒位置は炉停止 1 年後から 10 年後で約 0.9 cm 高い位置（制御棒引抜）となった（Fig. 2.7）。
- ^{147}Pm は減衰による密度の低下によって中性子吸収効果が小さくなり、臨界制御棒位置は炉停止 1 年後から 10 年後で約 1.6 cm 低い位置（制御棒挿入）となった（Fig. 2.8）。

上記の臨界制御棒位置変化をまとめて Table 2.2 に示す。また、同表には計算誤差を制御棒位置に換算した値も合わせて示す。これらの結果から、着目した核種の臨界制御棒位置への影響は、4.0 ±0.8 cm 引抜きとなり、測定値である 3.9 cm と近い値になった。なお、注目外核種の影響は Table A.1 より、−0.2 cm 程度となった。

3. 動特性パラメータ

動特性パラメータ [10)] は、逆動特性法 [11)] を測定原理とした反応度計にも用いられており、原子炉の運転を行う上でも重要な評価項目の一つである。これまで、動特性パラメータは、拡散計算によって求められていたが、近年ではモンテカルロ計算法でも求めることができるようになった [12)]。しかし、黒鉛減速炉心体型ではモンテカルロ計算法による評価実績が少ないことから、動特性パラメータの測定データが公表されている高温ガス炉臨界実験装置（VHTRC）[13,14)] を対象とし、MVP を用いた動特性パラメータの計算を行い、測定値との比較を試みた。

3.1 計算方法

MVP を用いて最新の核データライブラリ(JENDL−4.0)を基に、VHTRC−1 炉心の遅発中性子割合(β_{eff})を計算した。VHTRC−1 炉心の MVP のモデルを Fig. 3.1 に示す。また、実効遅発中性子割合の算出に当たっては次式を用いた [15,16)]。ここで、k_p は即発中性子のみの実効増倍率、k_{eff} は即発中性子と遅発中性子を合わせた際の実効増倍率である。また、MVP による計算は以下の条件で行った。

$$\beta_{eff} \sim 1 - \frac{k_p}{k_{eff}} \qquad \cdots\cdots\cdots \quad (3.1)$$

・ヒストリー数　：　20000×500 バッチ
・炉心温度　：　298K

3.2 計算結果

MVP による計算結果を Table 3.1 に示す。なお、同表には、比較のために参考文献 14 の計算結果もあわせて掲載した。本計算結果は、参考文献 14 における SRAC より計算精度が悪く、同文献の Keepin のデータセットで評価した値と近くなり、測定値を約 10％過小評価する結果となった。この結果は、当初 SRAC による計算より高い精度で計算できるものと考えていたため、予想外の結果となった。また、この値は ^{235}U の値に近いことから正しく評価できてない可能性があるため、今後、計算精度向上に

向けての検討が必要である。なお、本評価における MVP による計算誤差は、k_{eff} の値に対して約 0.027 % である。

4. 結論

HTTR の運転再開を機会に炉心計算について体験することを目的として、長期停止が臨界制御棒位置に与える影響及びMVPによるVHTRC-1炉心の遅発中性子割合の計算について検討した結果、以下が明らかとなった。

- 約 10 年の長期停止が臨界制御棒位置に与える影響について検討した結果、炉停止に伴う燃料内核種密度変化が大きい ^{241}Pu、^{241}Am、^{147}Pm、^{147}Sm、^{155}Gd が影響することが明らかとなった。
- 上記影響をMVP-BURNを用いて計算した結果、4.0±0.8 cm 引抜きとなり、測定値である3.9 cm と近い値になった。
- MVP による遅発中性子割合の計算精度を確認するため VHTRC-1 炉心について計算した結果、測定値を約 10%過小評価する結果となったため、今後、計算精度向上に向けての検討が必要である。

謝辞

本報告書をまとめるに当たり、高速炉・新型炉研究開発部門大洗研究所高温ガス炉研究開発センター高温工学試験研究炉部 HTTR 計画課　野尻直喜マネージャーに貴重なご意見を頂いた。以上、記して謝意を表します。

参考文献

1)　田中隆則，小型モジュール炉(SMR)を巡る国際動向とそのインパクト，日本原子力学会誌 ATOMOΣ, Vol.60, No.7, 2018, pp.382-386.
2)　日本原子力研究開発機構，ATOMICA，原子力電池(アイソトープ電池)，2020, https://atomica.jaea.go.jp/data/detail/dat_detail_08-04-02-08.html, (参照 2021 年 7 月 9 日).
3)　石塚悦男，松中一朗，石田大樹，Hai Quan Ho，石井俊晃，濱本真平，高松邦吉，Kenzhina, I., Chikhray, Y.，近藤　篤，高木直行，藤本　望，2018 年度夏期休暇実習報告; HTTR 炉心を用いた原子力電池に関する予備的検討 -核設計のための予備検討-, JAEA-Technology 2019-008, 2019, 12p.
4)　石塚悦男，中島弘貴，中川直樹，Hai Quan Ho，石井俊晃，濱本真平，高松邦吉，Kenzhina, I., Chikhray, Y.，松浦秀明，藤本　望，2019 年度夏期休暇実習報告; HTTR 炉心を用いた原子力電

池に関する予備的検討 –核設計のための予備検討 (2)–, JAEA-Technology 2020-008, 2020, 16p.

5) 石塚悦男, 満井 渡, 山本 雄大, 中川 恭一, Hai Quan Ho, 石井俊晃, 濱本真平, 高松邦吉, Kenzhina, I., Chikhray, Y., 松浦秀明, 藤本 望, 2020 年度夏期休暇実習報告; HTTR 炉心を用いた原子力電池に関する予備的検討 –核設計のための予備検討 (3)–, JAEA-Technology 2021-016, 2021, 16p.

6) Hai Quan Ho, Fujimoto N., Hamamoto S., Nagasumi S., Goto M., Ishitsuka E., Preparation for restarting the high temperature engineering test reactor: Development of utility tool for auto seeking critical control rod position, Nuclear Engineering and Design, Vol.377, 2021, p.111161.

7) Shibata, K., Iwamoto, O., Nakagawa, T., Iwamoto, N., Ichihara, A., Kunieda, S., Chiba, S., Furutaka, K., Otuka, N., Ohsawa, T., Murata, T., Matsunobu, H., Zukeran, A., Kamada, S., Katakura, J., JENDL-4.0: A New Library for Nuclear Science and Engineering, J. Nucl. Sci. Technol., Vol.48, No.1, 2011, pp.1-30.

8) IAEA Nuclear Section, "Isotope Browser app, Ver.1-Db Ver.10".

9) Lamarsh, John R., Baratta, Anthony J., Introduction to Nuclear Engineering, 3rd ed., Prentice Hall, 2001, 783p.

10) 山下清信, 新藤隆一, 村田 勲, 中田 哲夫, 高温工学試験研究炉の実効遅発中性子生成率 β_{eff} 及び即発中性子寿命ℓの評価, JAERI-M 89-198, 1989, 42p.

11) 遠藤知弘, 左近敦士, 基礎から分かる未臨界 –第 3 回未臨界度測定のいろは–, 日本原子力学会誌 ATOMOΣ, Vol.61, No.12, 2019, pp.857-862.

12) Irwanto, D., Chiba, G., Nagaya, Y., Obara, T., Study on calculation methods for the effective delayed neutron fraction, JAEA-Research 2010-061, 2011, 28p.

13) 秋濃藤義, 山根 剛, 安田秀志, 吉原文夫, 金子義彦, 高温ガス炉臨界実験装置(VHTRC)の初装荷炉心における臨界実験, 日本原子力学会誌, Vol.31, No.6, 1989, pp.682-690.

14) Akino F., Takeuchi M., Ono T., Measurement of effective delayed neutron fraction of VHTRC-1 core, J. Nucl. Sci. Technol., Vol.31, No.8, 1994, pp.861-863.

15) Meulekamp, R., van der Marck, S., Calculating the Effective Delayed Neutron Fraction with Monte Carlo, Nuclear Science and Engineering, Vol.152, 2006, pp.142-148.

16) Nagaya, Y., Mori, T., Calculation of effective delayed neutron fraction with Monte Carlo perturbation techniques, Annals of Nuclear Energy, Vol.38, 2011, pp.254-260.

Table 2.1 Half-life and cross section

Nuclide	Half-life (y)	Thermal cross-section (burn)	
		Fission	Absorption
^{235}U	7.0×10^{8}	5.9×10^{2}	9.9×10^{1}
^{238}U	4.5×10^{9}	0	2.7
^{239}Pu	2.4×10^{4}	7.5×10^{2}	2.7×10^{2}
^{240}Pu	6.6×10^{3}	0	2.9×10^{2}
^{241}Pu	1.4×10^{1}	1.0×10^{3}	3.6×10^{2}
^{241}Am	4.3×10^{2}	3.1	6.8×10^{2}
^{147}Pm	2.6	0	1.7×10^{2}
^{147}Sm	1.1×10^{11}	0	5.7×10^{1}
^{155}Gd	-	0	6.1×10^{4}

Table. 2.2 Change of criticality control rod position after 10 years cooling

Nuclide	Change of criticality control rod position (cm)	Uncertainty (±) (cm)
^{241}Am	+2.1	0.3
^{241}Pu	+1.7	0.3
^{155}Gd	+1.4	0.3
^{147}Sm	+0.9	0.3
^{147}Pm	-1.6	0.3
Other	-0.5	0.3
Total	4.0	0.8

Table. 3.1 Delayed neutron rate (β_{eff})

計算ケース	β_{eff} ($\times 10^{-3}$)	C/E
Measured value*	7.5	－
This work (MVP+JENDL-4.0)	6.6	0.88
Keepin's data set*	6.8	0.90
SRAC+ ENDF/B-IV*	7.2	0.97

＊from reference 14

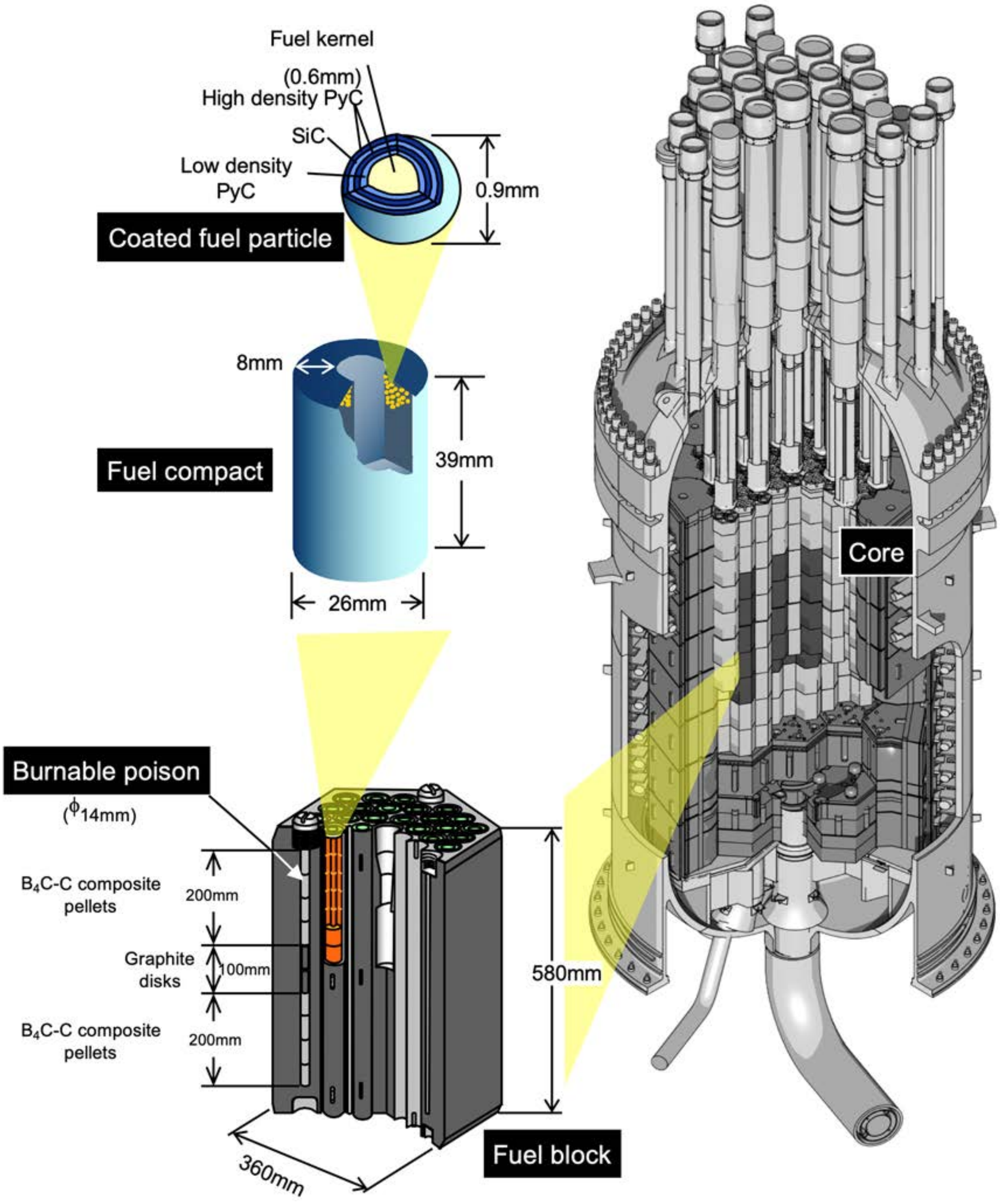

Fig. 2.1 Outline of HTTR core

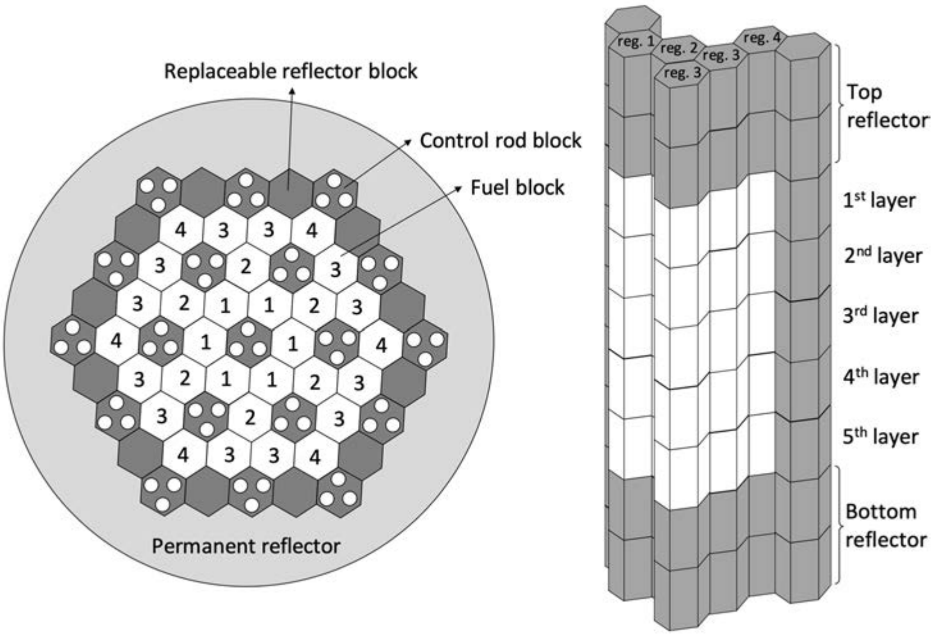

Fig. 2.2　HTTR core layout

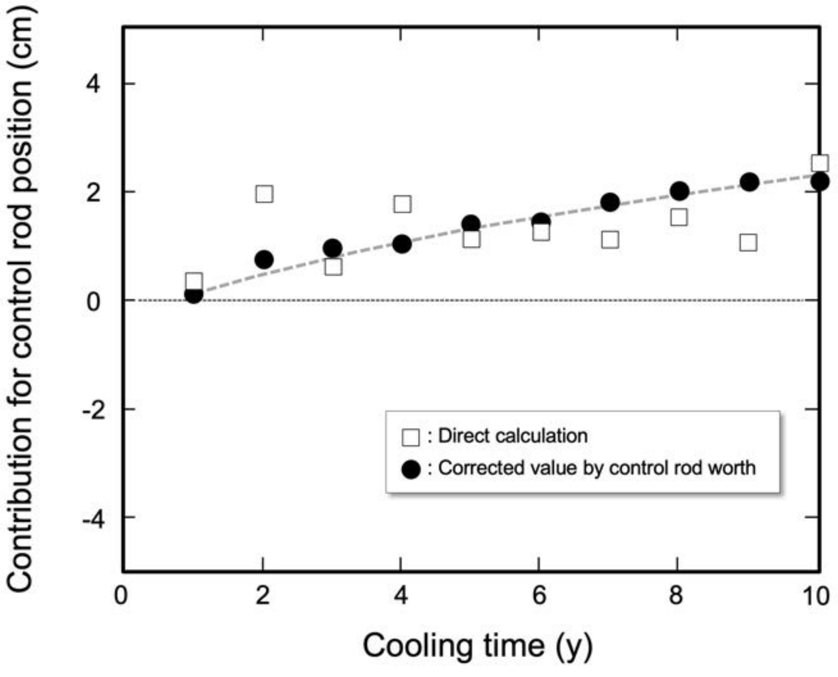

Fig. 2.3　Comparison of evaluation to contribution for control rod position of ^{241}Am

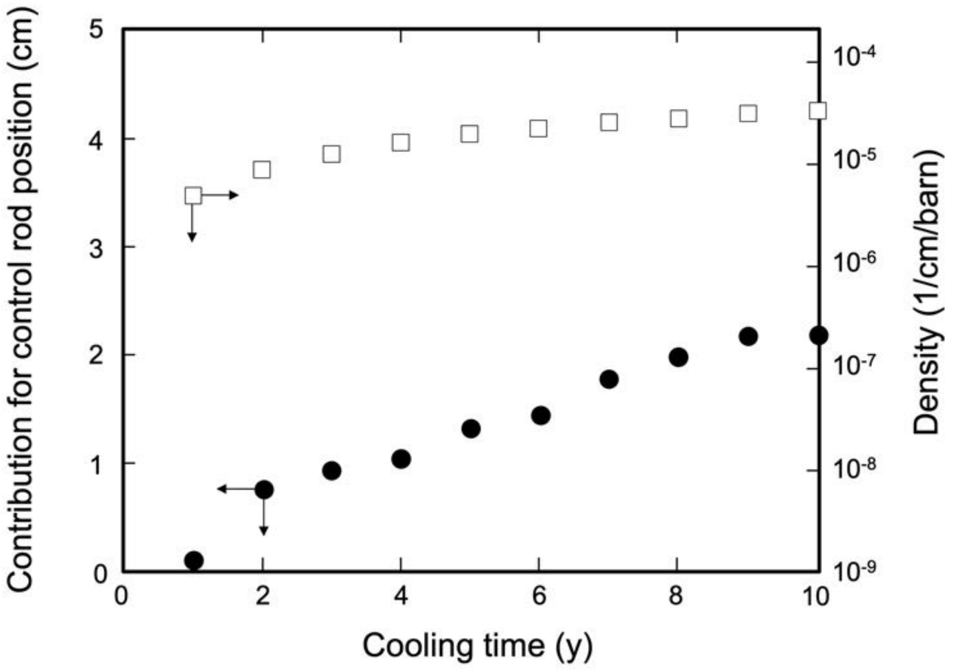

Fig. 2.4 Density and contribution for control rod position of ^{241}Am

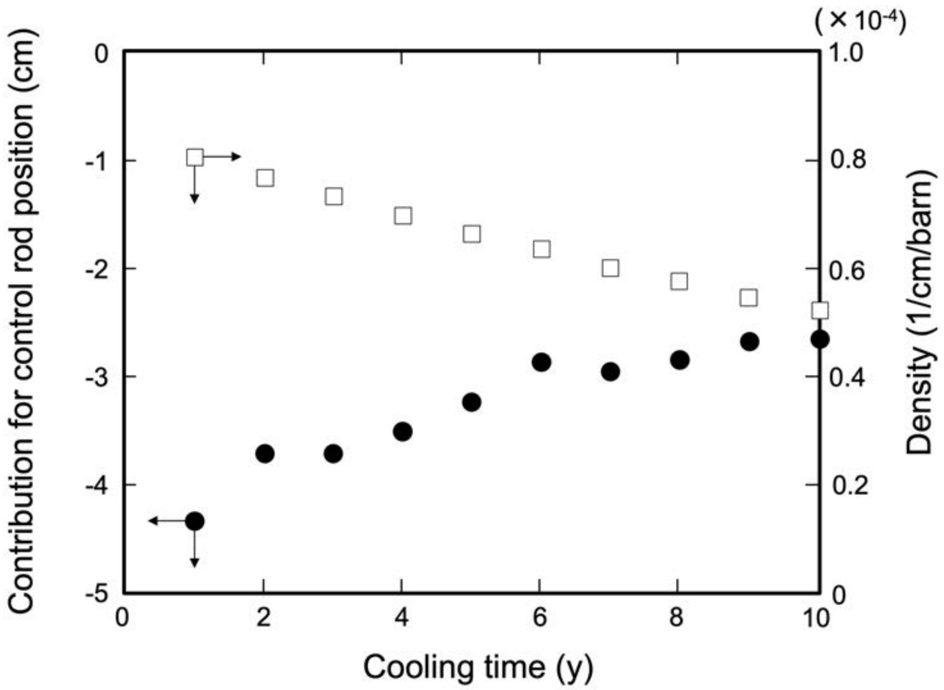

Fig. 2.5 Density and contribution for control rod position of ^{241}Pu

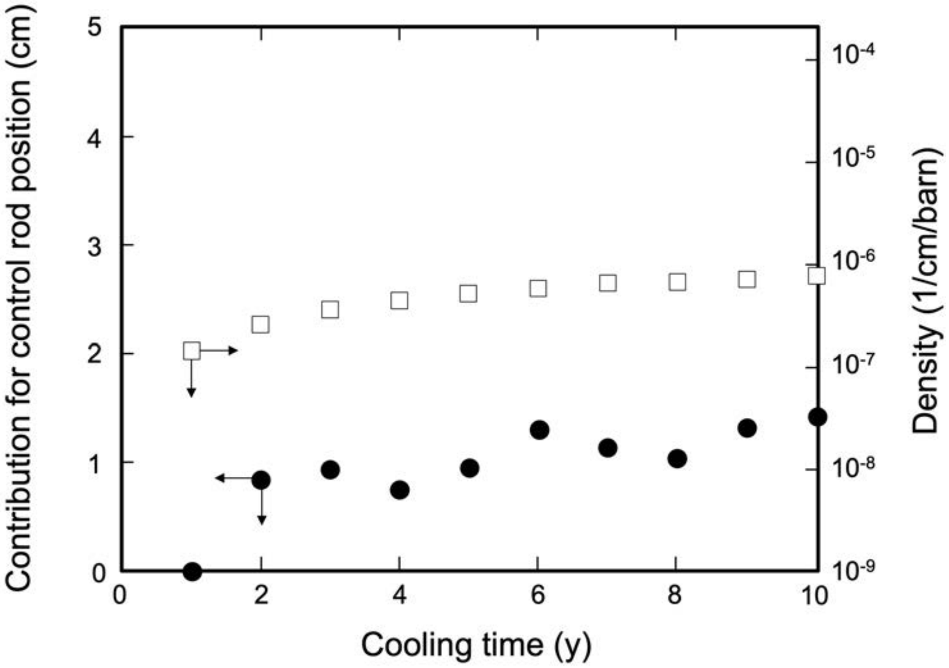

Fig. 2.6　Density and contribution for control rod position of ^{155}Gd

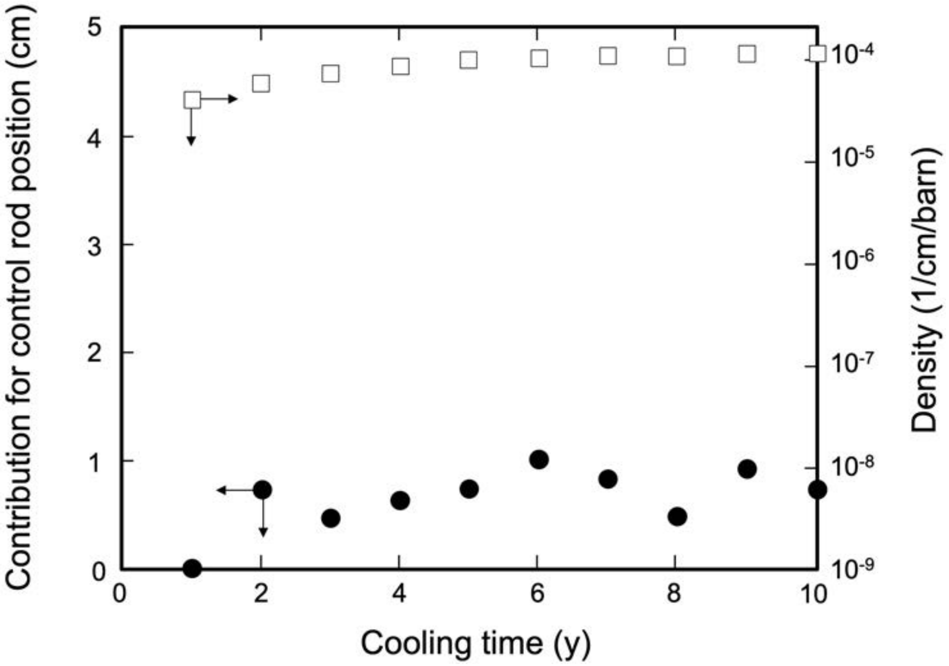

Fig. 2.7　Density and contribution for control rod position of ^{147}Sm

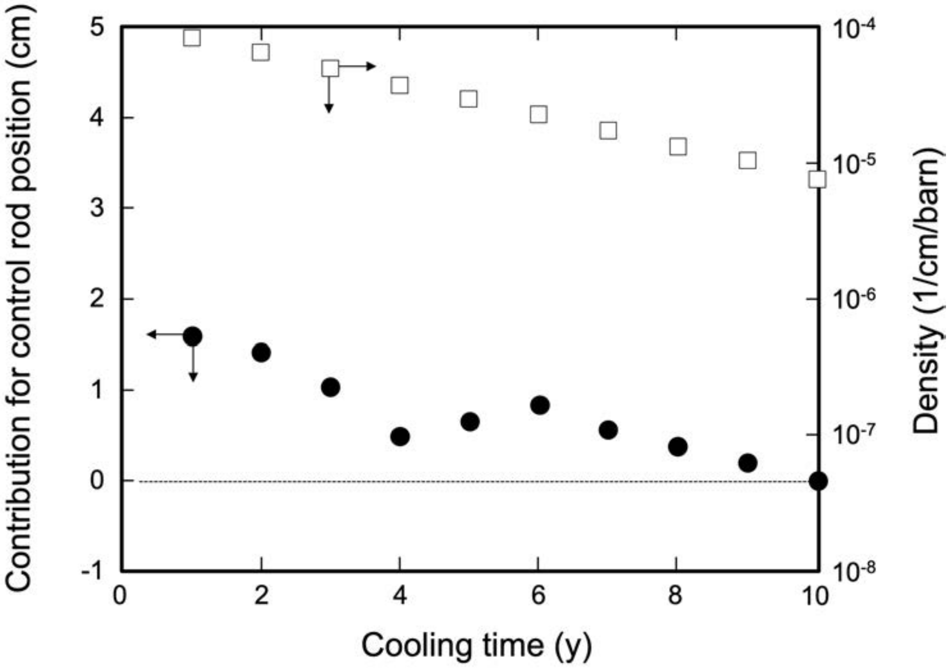

Fig. 2.8 Density and contribution for control rod position of ^{147}Pm

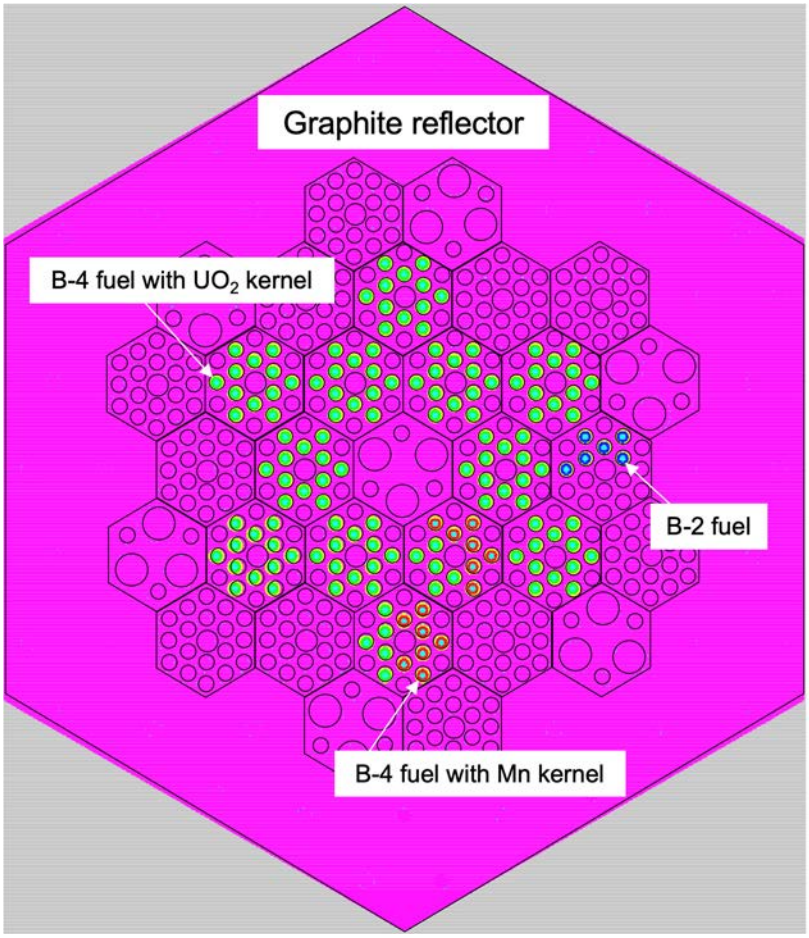

Fig. 3.1 MVP model for VHTRC-1 core

付 録

A.1 長期停止における燃料核種の密度変化

長期停止における核種の密度変化を Table A.1 に示す。なお、本表において、密度変化が 1 ％以下の核種については、断面積の記載を省略している。

Table A.1 Density change of nuclides after long shout-down (1)

Isotopes	Density (1/cm/barn)		Difference in density (%)	Thermal cross-section (barn)		Weight[a)] contributed to CR change (%)
	Just after shutdown	10 years after shutdown		Fission	Absorption	
^{234}U	3.50×10^{-9}	6.10×10^{-9}	74.4	6.70×10^{-2}	1.03×10^{2}	0.01
^{235}U	1.28×10^{-3}	1.28×10^{-3}	0.00	5.85×10^{2}	9.87×10^{1}	-0.55
^{236}U	5.48×10^{-5}	5.48×10^{-5}	0.02			-
^{237}U	3.54×10^{-8}	5.22×10^{-14}	-100			-
^{238}U	2.19×10^{-2}	2.19×10^{-2}	0.00	1.68×10^{-5}	2.68×10^{0}	0.00
^{237}Np	6.99×10^{-7}	7.44×10^{-7}	6.40	2.00×10^{-2}	1.78×10^{2}	0.09
^{239}Np	1.11×10^{-6}	2.34×10^{-15}	-100			-
^{238}Pu	3.19×10^{-8}	3.18×10^{-8}	-0.33	1.78×10^{1}	4.13×10^{2}	-0.04
^{239}Pu	8.07×10^{-5}	8.17×10^{-5}	1.35	7.47×10^{2}	2.72×10^{2}	0.50
^{240}Pu	1.19×10^{-5}	1.19×10^{-5}	-0.11	3.62×10^{-2}	2.89×10^{2}	-0.16
^{241}Pu	2.67×10^{-6}	1.64×10^{-6}	-38.4	1.01×10^{3}	3.63×10^{2}	28.4
^{242}Pu	1.49×10^{-7}	1.49×10^{-7}	0.01			-
^{241}Am	3.34×10^{-8}	1.05×10^{-6}	3.04×10^{3}	3.12	6.84×10^{3}	29.5
^{242m}Am	4.50×10^{-11}	4.04×10^{-15}	-100			-
^{242}Am	3.28×10^{-10}	3.13×10^{-10}	-4.80	6.40×10^{3}	1.14×10^{3}	0.00
^{243}Am	2.67×10^{-9}	2.67×10^{-9}	-0.09			-
^{242}Cm	2.45×10^{-9}	8.18×10^{-13}	-100			-
^{243}Cm	6.94×10^{-12}	5.47×10^{-12}	-21.2	5.87×10^{2}	1.31×10^{2}	0.00
^{244}Cm	8.39×10^{-11}	5.72×10^{-11}	-31.8	1.02×10^{0}	1.52×10^{1}	0.00
^{245}Cm	5.86×10^{-13}	5.86×10^{-13}	-0.08			-
^{246}Cm	5.56×10^{-15}	5.55×10^{-15}	-0.15			-
^{79}Se	1.26×10^{-7}	1.26×10^{-7}	0.00			-
^{82}Se	8.99×10^{-7}	8.99×10^{-7}	0.00			-

Table A.1 Density change of nuclides after long shout-down (2)

Isotopes	Density (1/cm/barn)		Difference in density (%)	Thermal cross-section (barn)		Weight[a)] contributed to CR change (%)
	Just after shutdown	10 years after shutdown		Fission	Absorption	
^{81}Br	5.36×10^{-7}	5.36×10^{-7}	0.00			–
^{82}Kr	1.86×10^{-9}	1.86×10^{-9}	0.00			–
^{83}Kr	1.43×10^{-6}	1.43×10^{-6}	0.00			–
^{84}Kr	2.75×10^{-6}	2.75×10^{-6}	0.00			–
^{85}Kr	8.00×10^{-7}	4.20×10^{-7}	−47.5		1.66×10^{0}	−0.03
^{86}Kr	5.27×10^{-6}	5.27×10^{-6}	0.00			–
^{90}Sr	1.53×10^{-5}	1.20×10^{-5}	−21.4		1.00×10^{-2}	0.00
^{90}Y	3.85×10^{-9}	3.06×10^{-9}	−20.7		3.25×10^{0}	0.00
^{93}Zr	1.74×10^{-5}	1.74×10^{-5}	0.00			–
^{94}Zr	1.79×10^{-5}	1.79×10^{-5}	0.00			–
^{95}Zr	4.29×10^{-6}	1.00×10^{-20}	−100			–
^{96}Zr	1.77×10^{-5}	1.77×10^{-5}	0.00			–
^{93m}Nb[b)]	3.87×10^{-12}	6.35×10^{-11}	1.54×10^{3}			–
^{93}Nb	3.80×10^{-13}	1.97×10^{-11}	5.09×10^{3}		1.14×10^{0}	0.00
^{94}Nb	5.40×10^{-12}	5.40×10^{-12}	−0.03			–
^{95}Nb	2.32×10^{-6}	1.00×10^{-20}	−100			–
^{94}Mo	1.93×10^{-12}	1.93×10^{-12}	0.10			–
^{95}Mo	1.14×10^{-5}	1.81×10^{-5}	57.8		1.36×10^{1}	0.00
^{96}Mo	6.54×10^{-8}	6.54×10^{-8}	0.00			–
^{97}Mo	1.71×10^{-5}	1.71×10^{-5}	0.00			–
^{98}Mo	1.63×10^{-5}	1.63×10^{-5}	0.00			–
^{99}Mo	1.84×10^{-7}	1.00×10^{-20}	−100			–
^{100}Mo	1.89×10^{-5}	1.89×10^{-5}	0.00			–
^{99}Tc	1.72×10^{-5}	1.73×10^{-5}	1.07		2.36×10^{1}	0.00
^{100}Ru	2.45×10^{-7}	2.45×10^{-7}	0.00			–
^{101}Ru	1.50×10^{-5}	1.50×10^{-5}	0.00			–
^{102}Ru	1.28×10^{-5}	1.28×10^{-5}	0.00			–
^{103}Ru	1.54×10^{-6}	1.00×10^{-20}	−100			–
^{104}Ru	6.55×10^{-6}	6.55×10^{-6}	0.00			–
^{105}Ru	3.53×10^{-9}	1.00×10^{-20}	−100			–
^{106}Ru	1.67×10^{-6}	1.86×10^{-9}	−99.9			–

Table A.1 Density change of nuclides after long shout-down (3)

Isotopes	Density (1/cm/barn)		Difference in density (%)	Thermal cross-section (barn)		Weight[a)] contributed to CR change (%)
	Just after shutdown	10 years after shutdown		Fission	Absorption	
^{103}Rh	7.79×10^{-6}	9.33×10^{-6}	19.8		1.33×10^{2}	0.00
^{105}Rh	2.72×10^{-8}	1.00×10^{-20}	-100			–
^{106}Rh	1.76×10^{-12}	1.74×10^{-15}	-99.9			–
^{104}Pd	4.26×10^{-7}	4.26×10^{-7}	0.00			–
^{105}Pd	3.84×10^{-6}	3.87×10^{-6}	0.80			–
^{106}Pd	7.00×10^{-7}	2.37×10^{-6}	239		3.17×10^{-1}	0.01
^{107}Pd	1.27×10^{-6}	1.27×10^{-6}	0.00			–
^{108}Pd	7.21×10^{-7}	7.21×10^{-7}	0.00			–
^{107}Ag	5.60×10^{-14}	1.41×10^{-12}	2.42×10^{3}		3.77×10^{1}	0.00
^{109}Ag	4.58×10^{-7}	4.58×10^{-7}	0.00			–
^{110}Cd	2.13×10^{-8}	2.13×10^{-8}	0.00			–
^{111}Cd	1.24×10^{-7}	1.24×10^{-7}	0.00			–
^{112}Cd	6.87×10^{-8}	6.87×10^{-8}	0.00			–
^{113}Cd	3.89×10^{-9}	3.89×10^{-9}	0.00			–
^{114}Cd	1.01×10^{-7}	1.01×10^{-7}	0.00			–
^{116}Cd	4.80×10^{-8}	4.80×10^{-8}	0.00			–
^{115}In	3.66×10^{-8}	3.66×10^{-8}	0.00			–
^{122}Sn	5.63×10^{-8}	5.63×10^{-8}	0.00			–
^{126}Sn	1.96×10^{-7}	1.96×10^{-7}	0.00			–
^{125}Sb	1.04×10^{-7}	8.42×10^{-9}	-91.9		5.00×10^{0}	-0.02
^{126}Sb	3.64×10^{-13}	3.61×10^{-17}	-100			–
^{126}Sb	2.00×10^{-10}	4.70×10^{-15}	-100			–
^{127}Te	2.20×10^{-8}	1.83×10^{-18}	-100			–
^{127}I	4.96×10^{-7}	5.18×10^{-7}	4.44		6.40×10^{0}	0.00
^{129}I	1.75×10^{-6}	1.75×10^{-6}	0.00			–
^{131}I	2.65×10^{-7}	1.00×10^{-20}	-100			–
^{135}I	1.88×10^{-8}	1.00×10^{-20}	-100			–
^{128}Xe	3.14×10^{-9}	3.14×10^{-9}	0.00			–
^{129}Xe	2.54×10^{-12}	3.31×10^{-12}	30.5		2.20×10^{1}	0.00
^{130}Xe	1.19×10^{-8}	1.19×10^{-8}	0.00			–
^{131}Xe	7.88×10^{-6}	8.15×10^{-6}	3.36		9.97×10^{1}	0.00

Table A.1 Density change of nuclides after long shout-down (4)

Isotopes	Density (1/cm/barn)		Difference in density (%)	Thermal cross-section (barn)		Weight[a)] contributed to CR change (%)
	Just after shutdown	10 years after shutdown		Fission	Absorption	
^{132}Xe	1.30×10^{-5}	1.30×10^{-5}	0.00			-
^{133}Xe	3.83×10^{-7}	1.00×10^{-20}	-100			-
^{134}Xe	2.25×10^{-5}	2.25×10^{-5}	0.00			-
^{135}Xe	1.20×10^{-8}	1.00×10^{-20}	-100			-
^{136}Xe	2.90×10^{-5}	2.90×10^{-5}	0.00			-
^{133}Cs	1.85×10^{-5}	1.88×10^{-5}	2.07		2.89×10^{1}	0.00
^{134}Cs	3.14×10^{-7}	1.09×10^{-8}	-96.5		1.40×10^{2}	-1.18
^{135}Cs	8.16×10^{-6}	8.19×10^{-6}	0.38			-
^{137}Cs	1.76×10^{-5}	1.40×10^{-5}	-20.6		2.70×10^{-1}	-0.04
^{137m}Ba	2.70×10^{-12}	2.13×10^{-12}	-21.1			-
^{137}Ba	2.11×10^{-7}	3.83×10^{-6}	1.72×10^{3}		3.61×10^{0}	0.57
^{138}Ba	1.91×10^{-5}	1.91×10^{-5}	0.00			-
^{140}Ba	8.37×10^{-7}	1.00×10^{-20}	-100			-
^{139}La	1.81×10^{-5}	1.81×10^{-5}	0.00			-
^{140}La	1.11×10^{-7}	1.00×10^{-20}	-100			-
^{140}Ce	1.66×10^{-5}	1.76×10^{-5}	5.70		5.7×10^{-1}	0.00
^{141}Ce	2.02×10^{-6}	1.00×10^{-20}	-100			-
^{144}Ce	9.94×10^{-6}	1.38×10^{-9}	-100			-
^{141}Pr	1.45×10^{-5}	1.65×10^{-5}	14.0		1.15×10^{1}	0.00
^{143}Pr	8.35×10^{-7}	1.00×10^{-20}	-100			-
^{144}Pr	4.20×10^{-10}	5.83×10^{-14}	-100			-
^{142}Nd	3.25×10^{-8}	3.25×10^{-8}	0.00			-
^{143}Nd	1.50×10^{-5}	1.58×10^{-5}	5.58		3.25×10^{2}	0.00
^{144}Nd	6.09×10^{-6}	1.60×10^{-5}	163		3.63×10^{0}	0.34
^{145}Nd	1.08×10^{-5}	1.08×10^{-5}	0.00			-
^{146}Nd	8.61×10^{-6}	8.61×10^{-6}	0.00			-
^{147}Nd	2.62×10^{-7}	1.00×10^{-20}	-100			-
^{148}Nd	4.80×10^{-6}	4.80×10^{-6}	0.00			-
^{150}Nd	1.96×10^{-6}	1.96×10^{-6}	0.00			-
^{147}Pm	4.92×10^{-6}	3.69×10^{-7}	-92.5		1.67×10^{2}	-25.21
^{148m}Pm	2.11×10^{-8}	1.00×10^{-20}	-100			-

Table A.1 Density change of nuclides after long shout-down (5)

Isotopes	Density (1/cm/barn)		Difference in density (%)	Thermal cross-section (barn)		Weight[a)] contributed to CR change (%)
	Just after shutdown	10 years after shutdown		Fission	Absorption	
^{148}Pm	9.84×10^{-9}	1.00×10^{-20}	-100			-
^{149}Pm	2.89×10^{-8}	1.00×10^{-20}	-100			-
^{151}Pm	6.11×10^{-9}	1.00×10^{-20}	-100			-
^{147}Sm	6.72×10^{-7}	5.48×10^{-6}	715		5.7×10^{1}	8.60
^{148}Sm	3.22×10^{-7}	3.53×10^{-7}	9.61		2.39×10^{0}	0.00
^{149}Sm	1.23×10^{-7}	1.52×10^{-7}	23.5		4.05×10^{-2}	0.00
^{150}Sm	3.07×10^{-6}	3.07×10^{-6}	0.00			-
^{151}Sm	4.75×10^{-7}	4.46×10^{-7}	-6.22		1.50×10^{4}	-23.9
^{152}Sm	1.53×10^{-6}	1.53×10^{-6}	0.01			-
^{151}Eu	3.91×10^{-8}	1.75×10^{-8}	-55.4		1.35×10^{3}	-1.2
^{152}Eu	5.15×10^{-10}	3.09×10^{-10}	-40.1		1.28×10^{4}	-0.11
^{153}Eu	6.46×10^{-7}	6.46×10^{-7}	0.00			-
^{154}Eu	1.05×10^{-9}	3.67×10^{-8}	3.41×10^{3}		1.35×10^{3}	2.15
^{155}Eu	4.99×10^{-8}	1.16×10^{-8}	-76.7		3.76×10^{3}	-4.80
^{156}Eu	1.27×10^{-8}	1.00×10^{-20}	-100			-
^{157}Eu	1.77×10^{-10}	1.00×10^{-20}	-100			-
^{152}Gd	3.49×10^{-10}	4.04×10^{-10}	16.0		7.35×10^{2}	0.00
^{154}Gd	1.09×10^{-9}	2.27×10^{-8}	1.99×10^{3}		8.50×10^{1}	0.08
^{155}Gd	8.32×10^{-10}	3.91×10^{-8}	4.60×10^{3}		6.07×10^{4}	87.5
^{156}Gd	1.38×10^{-7}	1.51×10^{-7}	9.21		1.83×10^{0}	0.0
^{157}Gd	2.01×10^{-9}	2.18×10^{-9}	8.81		2.53×10^{-1}	0.0
^{158}Gd	6.79×10^{-8}	6.79×10^{-8}	0.00			-
^{160}Gd	3.45×10^{-9}	3.45×10^{-9}	0.00			-
^{10}B	3.10×10^{-8}	3.10×10^{-8}	0.00			-
^{16}O	4.73×10^{-2}	4.73×10^{-2}	0.00			-
^{11}B	4.49×10^{-7}	4.49×10^{-7}	0.00			-

[a)] Negative weight means CR insertion, and positive weight means CR withdraw

[b)] No information of fission and capture cross-section for ^{93m}Nb