

# ガス炉の燃料温度の反応度フィードバックはなぜ大きいのか

千葉豪

平成 28 年 11 月 12 日

高温ガス炉は「炉心溶融しない安全な原子炉」と謳われているが、その大きな要因の一つといえるのが、燃料温度に対する反応度フィードバックが大きい点である。

核的な面で高温ガス炉が軽水炉と大きく異なるのは、中性子の減速材として黒鉛（炭素）を用いている点にある。炭素は質量数が 12 であるため、質量数が 1 の軽水素と比べて弾性散乱による中性子の減速効果は小さい。しかし、熱中性子捕獲断面積が非常に小さいため、中性子捕獲を含めた全体としての中性子減速能力（減速比）自体は、黒鉛のほうが軽水と比べて大きいと言える。軽水素と炭素の中性子捕獲断面積を Fig. 1 に示す。

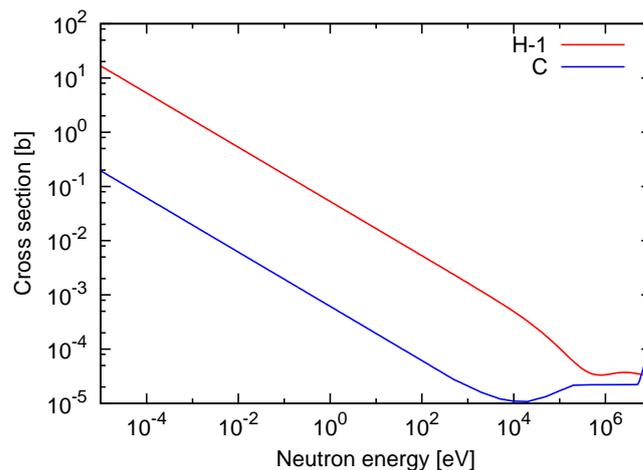


Fig. 1: Neutron capture cross sections of H-1 and C

黒鉛を減速材に用いた高温ガス炉では、黒鉛自体の弾性散乱による中性子の減速効果が小さいことから、軽水炉と比べて大量の減速材を配置する必要があると考えられる。その結果、燃料に含まれるウラン 238 の共鳴吸収における自己遮蔽効果が小さくなり、実効的なウラン 238 の中性子捕獲断面積が大きくなることが予想される。

高温ガス炉は、燃料温度の反応度フィードバック効果、すなわち、燃料のドップラー効果が軽水炉と比べて大きい、その要因としては、この共鳴自己遮蔽効果の違いが考えられる。本稿ではその点について、数値計算により定量的な考察を行う<sup>1</sup>。

<sup>1</sup>なお、減速材として黒鉛を使っていることから、中性子束エネルギースペクトルが軽水炉と比較して硬化し

計算は、文献 [2] に記載されている (p.32 の付図 1.3) HTTR の燃料格子モデルを対象に行った。

燃料コンパクト中の各物質の原子数密度については、IRPhEP ハンドブックに記載されている HTTR のベンチマークデータ (HTTR-GCR-RESR-001) のものを利用した。まず黒鉛被覆部 (Resinated graphite overcoat) を含んだ被覆粒子燃料について均質数密度を作成し、それらが黒鉛マトリクス (Compact graphite matrix) に分散していると仮定し、燃料コンパクトの平均原子数密度を計算した。ここで、コンパクト中の被覆粒子燃料の体積比は、IRPhEP ハンドブックの p.224 に記載に従って 30% とした。ただしこの数値は黒鉛被覆部は含んでいないため、被覆部も含んだ体積比は 88.7% 程度となった (被覆部は粒子燃料の 66% 程度を占めている)。また、燃料コンパクト領域の内側にある半径 0.5cm の中空領域については、燃料コンパクト領域と混合し、1 領域として取り扱った。得られた燃料格子モデルの領域毎原子数密度を Table 1 に示す。なお、燃料の U-235 濃縮度は 4.8wt% とした。この格子モデルは円筒体系であり、各領域の外周半径  $R$  を括弧内に示している。

Table 1: Atomic number densities of HTTR fuel cell model

Region	Nuclide	Number density [/b/cm]
Fuel compact (R=1.3[cm])	B-10	5.0124e-8
	O-16	4.9797e-3
	C	9.3461e-2
	Si-Nat.	2.3217e-3
	U-234	9.2453e-7
	U-235	1.2103e-4
	U-238	2.3692e-3
Graphite sleeve (R=1.7[cm])	B-10	7.2596e-9
	C	8.8747e-2
Coolant (R=2.0941[cm])	He-4	2.4616e-5
Graphite block (R=3.41[cm])	B-10	1.1453e-8
	C	8.7804e-2

以上で作成した HTTR の燃料格子モデルと、PWR の燃料格子モデル (U-235 濃縮度 4.7wt%) について、室温におけるウラン 238 の実効中性子捕獲断面積を計算した (なお、HTTR の燃料格子モデルについては、最外周の Graphite block 領域は面積を保存する正方領域として扱った)。計算には CBZ コードの軽水炉解析用 107 群ライブラリを用いた。得ら

ており、その結果、ウラン 238 による共鳴吸収が大きくなり、ドップラー効果が大きくなる、という解釈を耳にする機会がある (実際のところ、著者自身も以前、そのように理解していた) が、この点については検討は行わない。ただし、減速材の燃料に対する割合を大きくすることで中性子の熱化を促進することは可能である筈 (逆に言うと、黒鉛が減速材だからといって、減速材の割合を増加させても中性子の熱化がある程度のところまで飽和してしまう、ということは無いものと考え) であるし、熱中性子を利用する原子炉である以上、高温ガス炉でもある程度の中性子の熱化を図っている筈である。

なお、文献 [1] に記載されている高温工学試験研究炉 (HTTR) の中性子束エネルギースペクトルにおいては、軽水炉と比べてスペクトルが硬化しているようには見えない。

れた結果を Fig. 2 に示す。系統的に HTTR の燃料格子モデルにおいて、実効断面積が大きくなっていることが分かる。

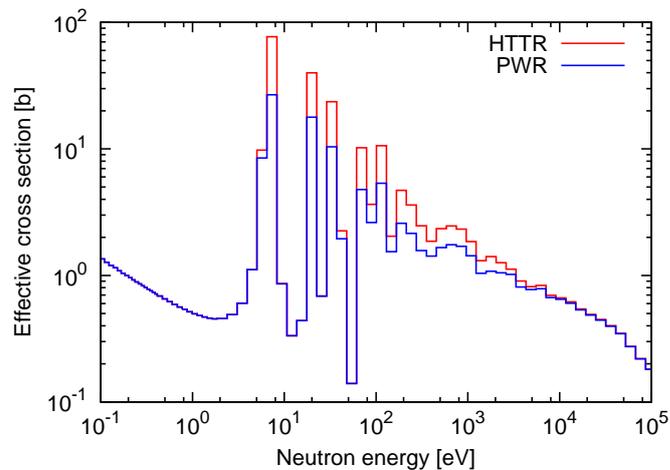


Fig. 2: Effective neutron capture cross section of uranium-238

次に、ウラン 238 に対する背景断面積を Fig. 3 に示す。PWR セルでは 50barn 程度である一方、HTTR セルでは 400barn 程度となっていることが分かる。このように、HTTR セルではウラン 238 の共鳴自己遮蔽効果が PWR セルと比べて小さく、実効断面積が大きくなったことが分かる。

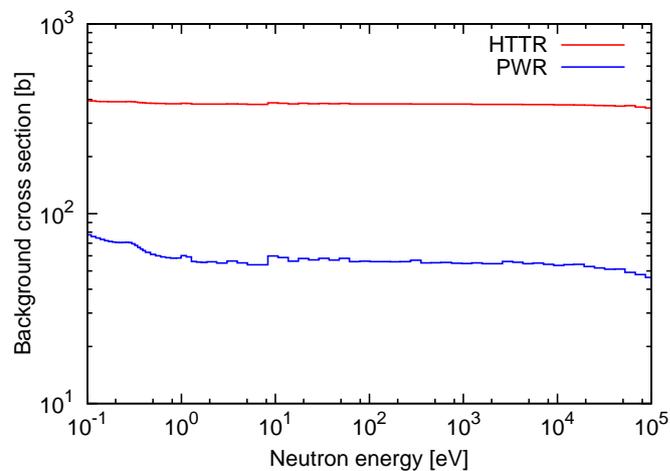


Fig. 3: Background cross section of uranium-238

燃料のドップラー反応度は、燃料温度の変動に伴う実効断面積の変動量に比例する。共鳴自己遮蔽効果が無視できる場合、すなわち背景断面積が無限大となる場合は、実効断面積は無限希釈断面積となり、温度に依存しないことになる。従って、このような場合はドップ

ラー反応度はゼロとなる。一方、共鳴自己遮蔽効果が大きくなるにつれて、実効断面積の温度依存性が現れ始め、燃料温度の変動に伴う実効断面積の変動が顕著になっていく。ただしここで注意しなければならない点は、実効断面積の「絶対値」は共鳴自己遮蔽効果が大きくなるにつれて小さくなる点である。つまり、共鳴自己遮蔽効果が大きいほど、燃料温度の変動に伴う実効断面積の相対的な変動は大きくなると考えられるが、絶対値としては必ずしも大きくなるとは言えないことになる。

ウラン 238 の中性子捕獲反応に対する共鳴自己遮蔽因子について、300K と 1000K とで計算した結果を Fig. 4 に示す。なお、2 つの異なる背景断面積の値で計算している。

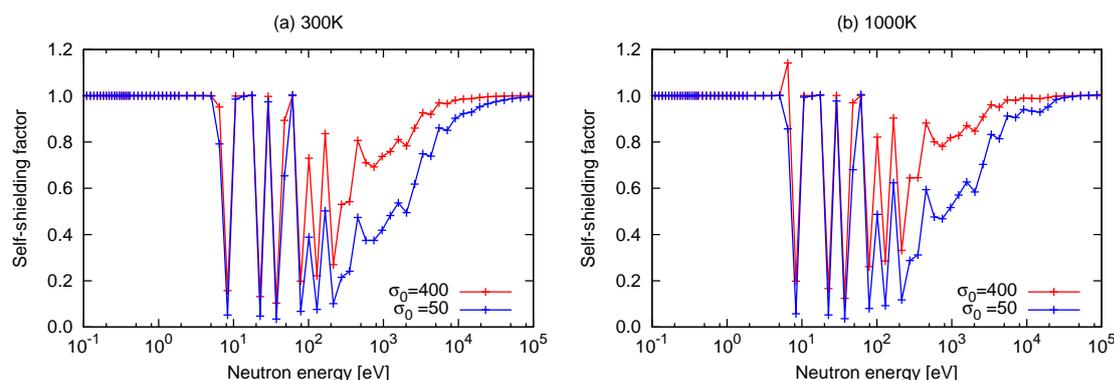


Fig. 4: Self-shielding factors of neutron capture reaction of uranium-238

さらに、得られた自己遮蔽因子と無限希釈断面積を用いて、300K から 1000K に温度が変化したときのウラン 238 の実効捕獲断面積の変動を Fig. 5 に示す。背景断面積について HTTR を想定した場合 (400barn) の方が、PWR を想定した場合 (50barn) と比べて、温度の上昇に伴う実効捕獲断面積の変動量が大きいことが分かる。以上より、高温ガス炉においては、ウラン 238 の共鳴吸収の燃料温度上昇に伴う相対変動は軽水炉よりは小さいものの、そもそもウラン 238 の共鳴吸収の寄与自体が大きいいため、燃料ドップラー反応度が軽水炉と比べて大きくなる、と解釈できる。

共鳴自己遮蔽効果が小さくなれば実効断面積は増加するが、燃料温度上昇に伴うその相対変動は小さくなり、最終的にはゼロとなる。ではどの程度まで共鳴自己遮蔽効果が小さくなれば、燃料温度上昇に伴う実効断面積の「絶対」変動は減少していくのであろうか？ Fig. 6 に、3 つの異なる背景断面積について、300K から 1000K に温度が上昇したときのウラン 238 実効捕獲断面積の変動量を示す。背景断面積を 10,000barn まで増加させることにより、さらに大きな燃料ドップラー反応度が期待できることが分かる<sup>2</sup>。一方、背景断面積が 100,000barn となると、燃料温度上昇に伴う実効捕獲断面積の変動は減少傾向となることが分かる。

<sup>2</sup>従って、高温ガス炉において燃料対減速材比をさらに小さくすることによって、燃料ドップラー反応度を高めた炉心の設計が可能となることが考えられる。ただしこの場合、ウラン 238 の共鳴吸収がさらに大きくなってしまい、燃料のウラン 235 濃縮度を高めることが必要となるため、実際にはそのような設計が行われることはないものと思われる。

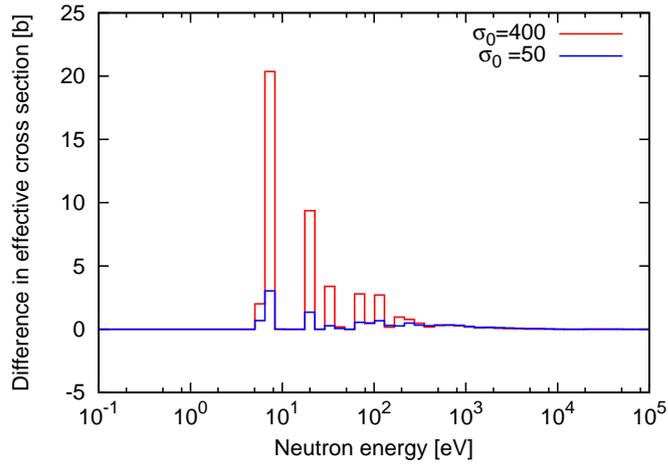


Fig. 5: Difference in effective neutron capture cross section of uranium-238 between 1000K and 300K

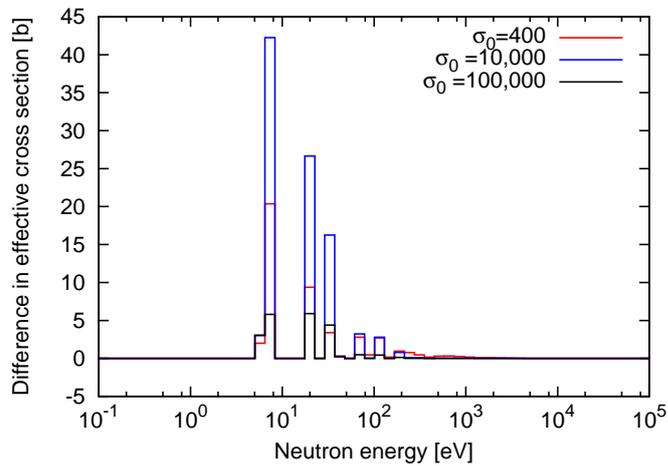


Fig. 6: Difference in effective neutron capture cross section of uranium-238 between 1000K and 300K

## 参考文献

- [1] 後藤実、「高温ガス炉の核特性解析手法と核設計に関する研究」、JAEA Review 2014-058 (2014).
- [2] 藤本望、山下清信、「高温工学試験研究炉炉心解析モデルの改良 - 過剰反応度に関する検討 - 」、JAERI-Research 99-059 (1999).