

110 群での CBZ による放射化計算ベンチマーク問題の解析¹

2024/2/29 千葉 豪

1 1次元球体系

CBZ の計算条件は以下の通りである。

- JENDL-4.0 に基づく 110 群構造の CBZLIB (j4.110g.iwt4_shielding) を使用 (ライブラリ作成時に使った重み関数は FRENZY の Maxwellian+1/E+fission spectrum のデフォルト設定)。中性子束は減速計算で求めており、その上限エネルギーは分離共鳴領域の上限とした。
- 実効断面積は各媒質に対して無限均質を仮定して計算。
- 輸送計算は P5S16 にて実施 (P3S8 に対して数%程度の差異が生じることが分かっている)。
- 各領域の空間メッシュ分割は、燃料領域は 2.5 cm あたり、空気領域は 2.8 cm あたり、コンクリート領域は 2.0 cm あたり、それ以外は 0.5 cm あたり 1 メッシュ程度となるように行った。なお、7 番目の SUS 領域は厚さが 0.5 cm であるが 2 メッシュ分割とした (この領域の熱中性子束分布に有意な影響が現れた)。具体的には、炉中心から 100、40、10、65、26、25、2、32、20、4、30、10 とした (合計 364 メッシュ)。
- 熱中性子散乱は、全ての媒質に含まれる H-1 について水分子中の $S(\alpha,\beta)$ を適用し、その他の核種は自由気体モデルで考慮。
- 上方散乱の二次中性子の上限エネルギーは 4.5 eV とした。

中性子束の空間分布を Fig. 1 に、各領域の平均中性子束のエネルギー分布を Fig. 2 に、それぞれ示す。

¹ /Document/Study/Activation_JSJS/Benchmark

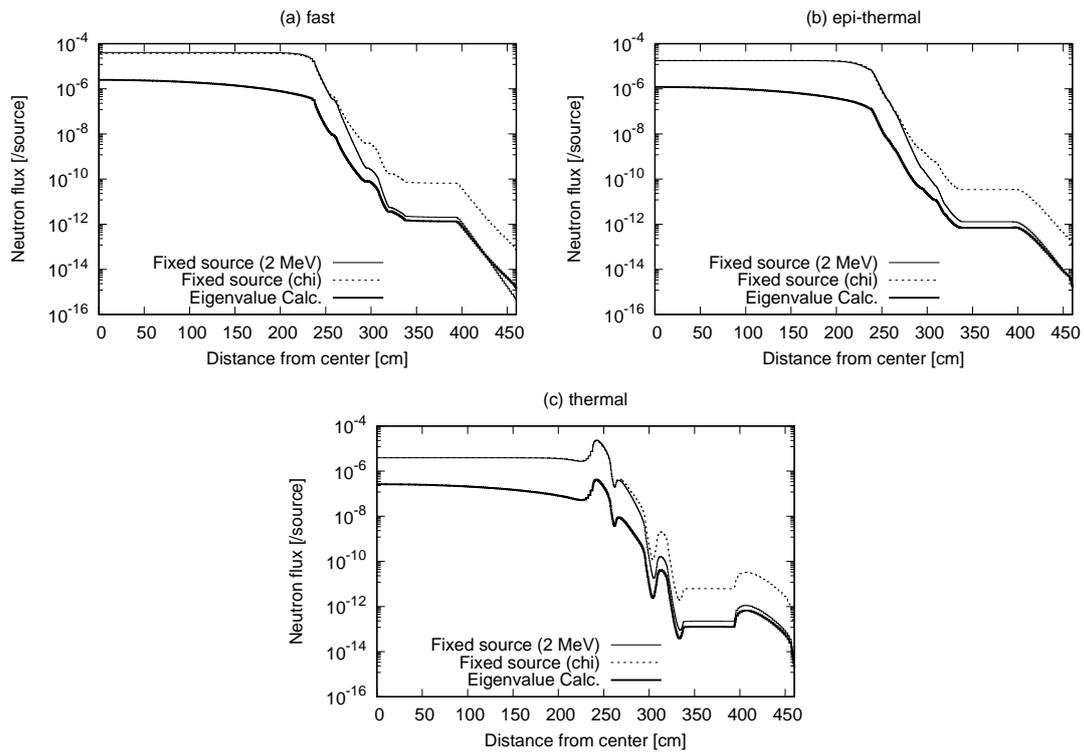


Fig. 1: Neutron flux spatial distributions

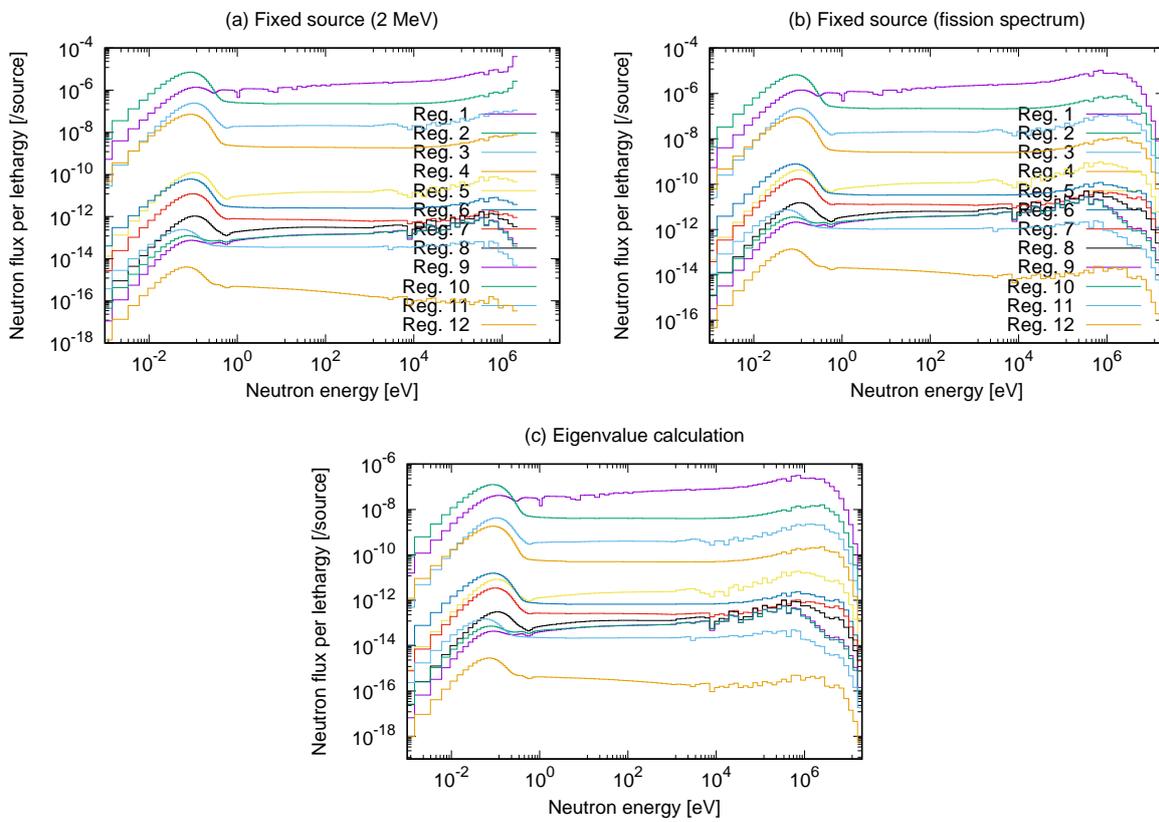


Fig. 2: Neutron flux energy distributions

次に、媒質の巨視的断面積を FRENDY により計算し、同様の計算を行った。ただし、固有値計算のみを対象とした。FRENDY の計算条件は以下の通りである。

- JENDL-4.0 に基づく ACE ファイルを使用。
- 中性子束は一点炉減速計算（ただし上限エネルギーはデフォルト値（20 keV））により求めた。減速物質の重さは 0.9996167 とした。
- 重み関数は Maxwellian+1/E+fission spectrum とし、必要なパラメータはデフォルト値とした。
- 熱中性子散乱は、全ての媒質に含まれる H-1 について水分子中の $S(\alpha, \beta)$ を適用し、その他の核種は自由気体モデルで考慮²。
- 熱中性子散乱を考慮する散乱元及び散乱先の上限エネルギーはそれぞれ 4.5 eV、100 eV とした。

110 群で計算したときの中性子束空間分布の計算結果を、CBZLIB を用いて計算した結果とともに Fig. 3 に示す。高速中性子領域と熱外領域、熱外領域と熱領域の境界エネルギーはそれぞれ 10 keV、1 eV とした。

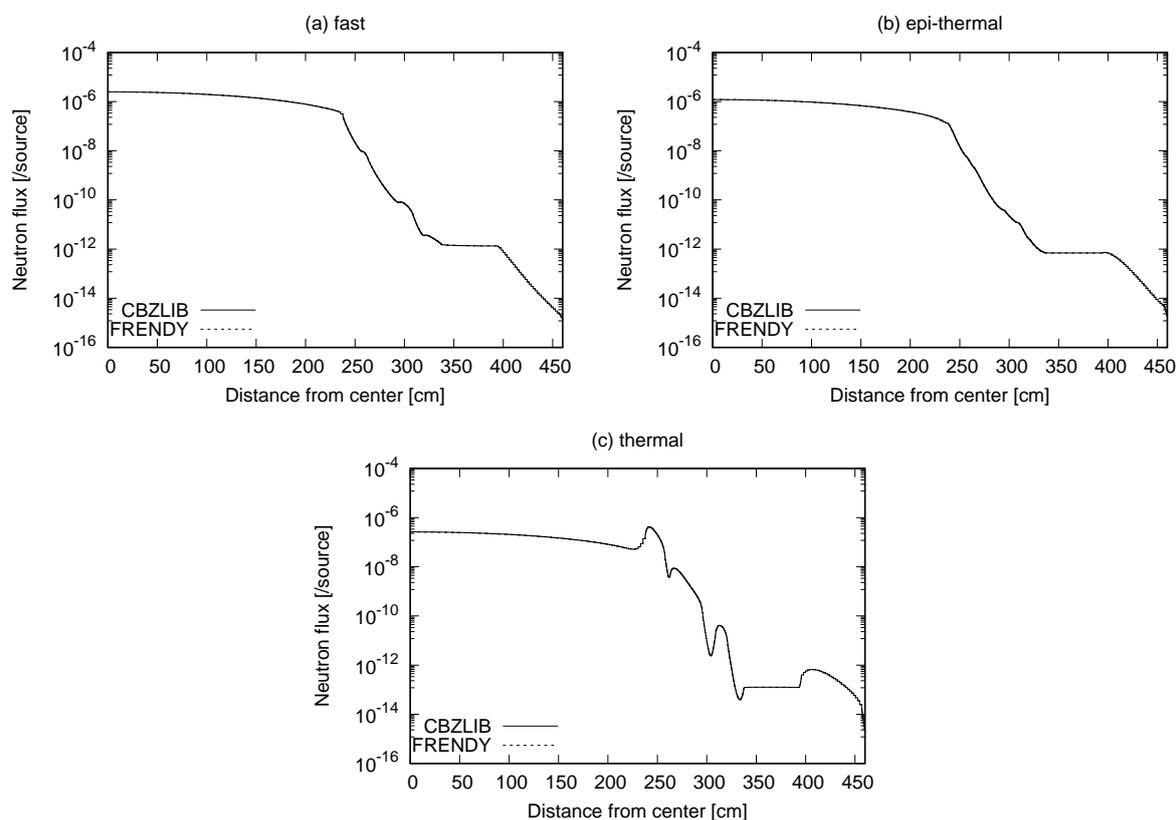


Fig. 3: Neutron flux spatial distributions with the 110-group cross sections

²なお、FRENDY では入力で媒質の単一温度を入力する必要があり、それと ACE ファイルの温度を照合し、一致しない場合には処理が自動的に中止となる。これを回避するため、FRENDY の MGXSUtils/MGUtils/MultiGroupDataGeneratorByFrendyInput.cpp 中の check_temp メソッドをコメントアウトする必要がある。なお、FRENDY/MG の自由気体モデルでの熱中性子散乱の計算では、ACE ファイルで定義されている温度に従って処理を行っている。

領域平均中性子束について、MVP による計算結果と CBZ の計算結果を比較した。MVP の計算条件は、バッチあたりの履歴数を 1,000,000、バッチ数を 200,000 とし、ETHMAX (The upper energy limit for thermal neutron scattering) は 4.5 eV とした。線形スケールのもを Fig. 4 と 5 に、対数スケールのもを Fig. 6 と 7 に、それぞれ示す。

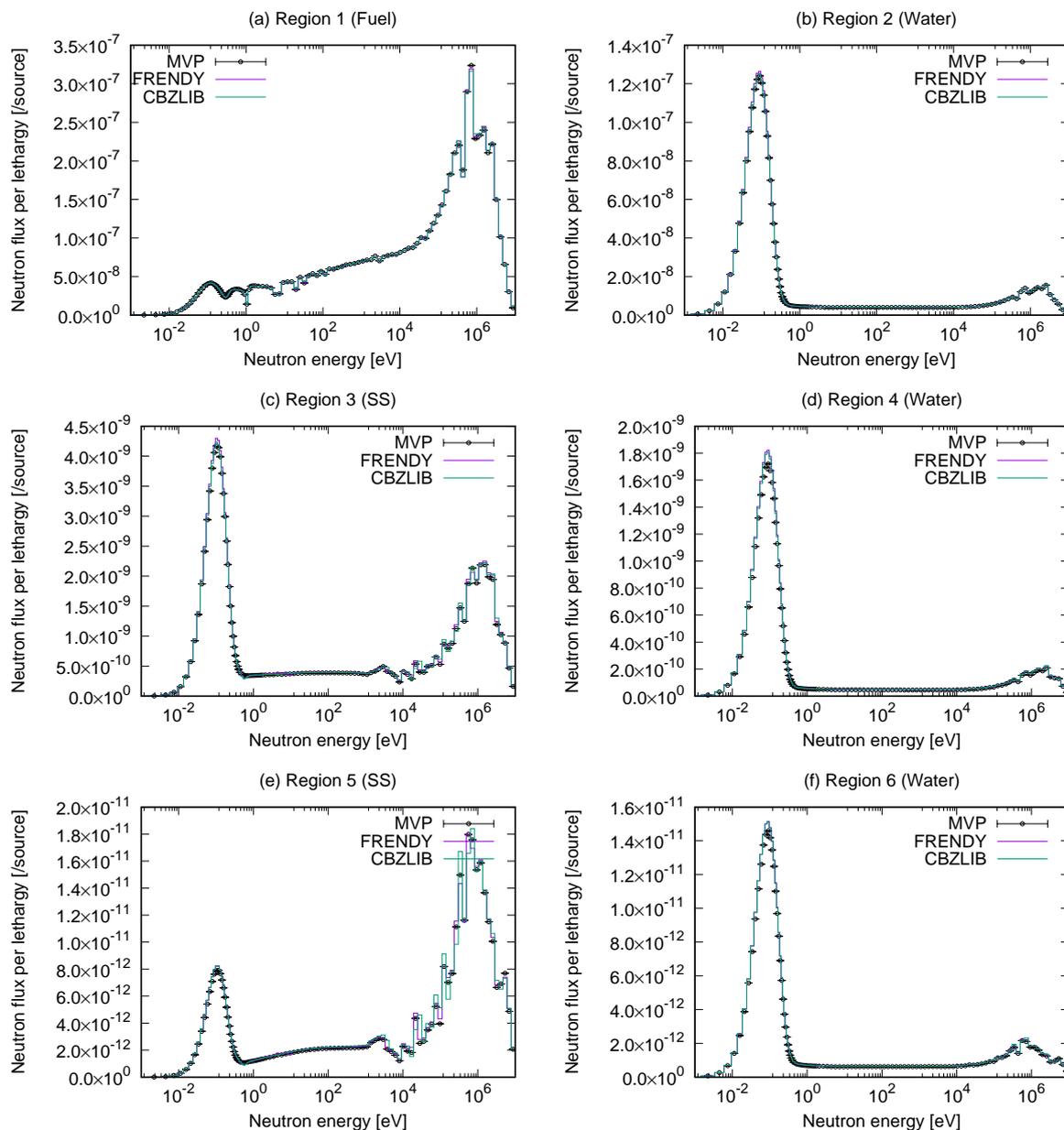


Fig. 4: Comparison in the region-averaged neutron fluxes (linear scale)

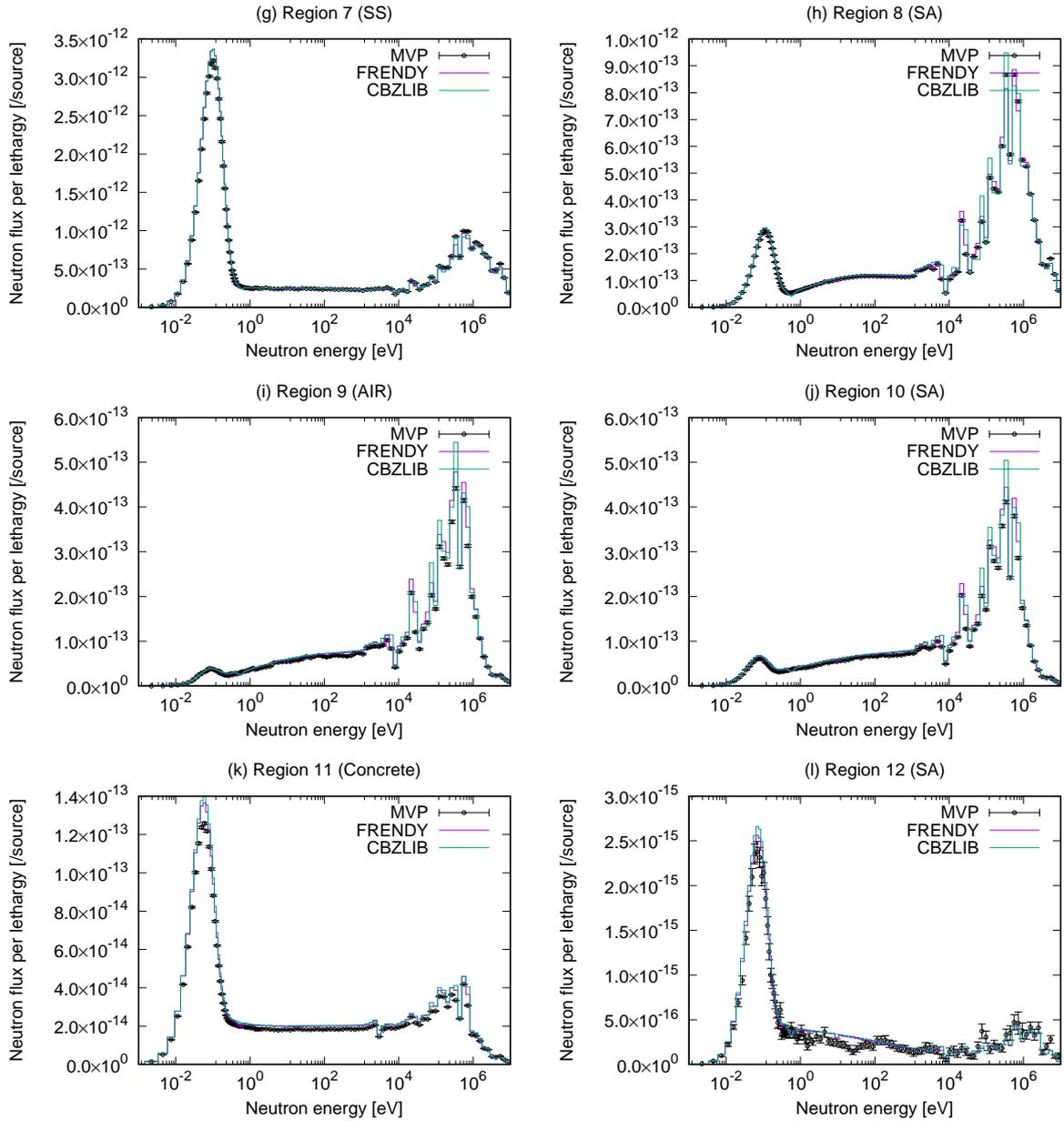


Fig. 5: Comparison in the region-averaged neutron fluxes (linear scale)

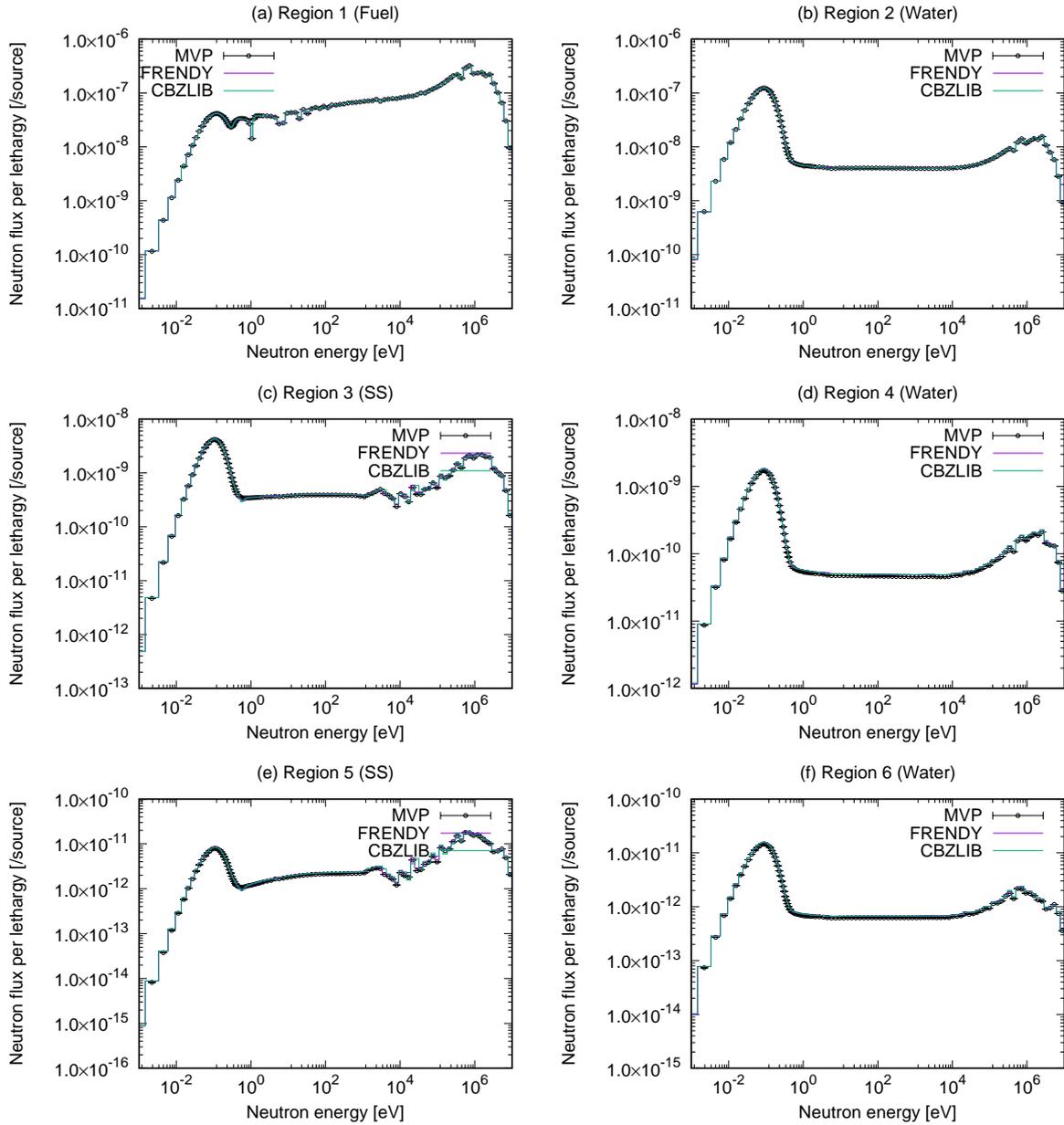


Fig. 6: Comparison in the region-averaged neutron fluxes (log scale)

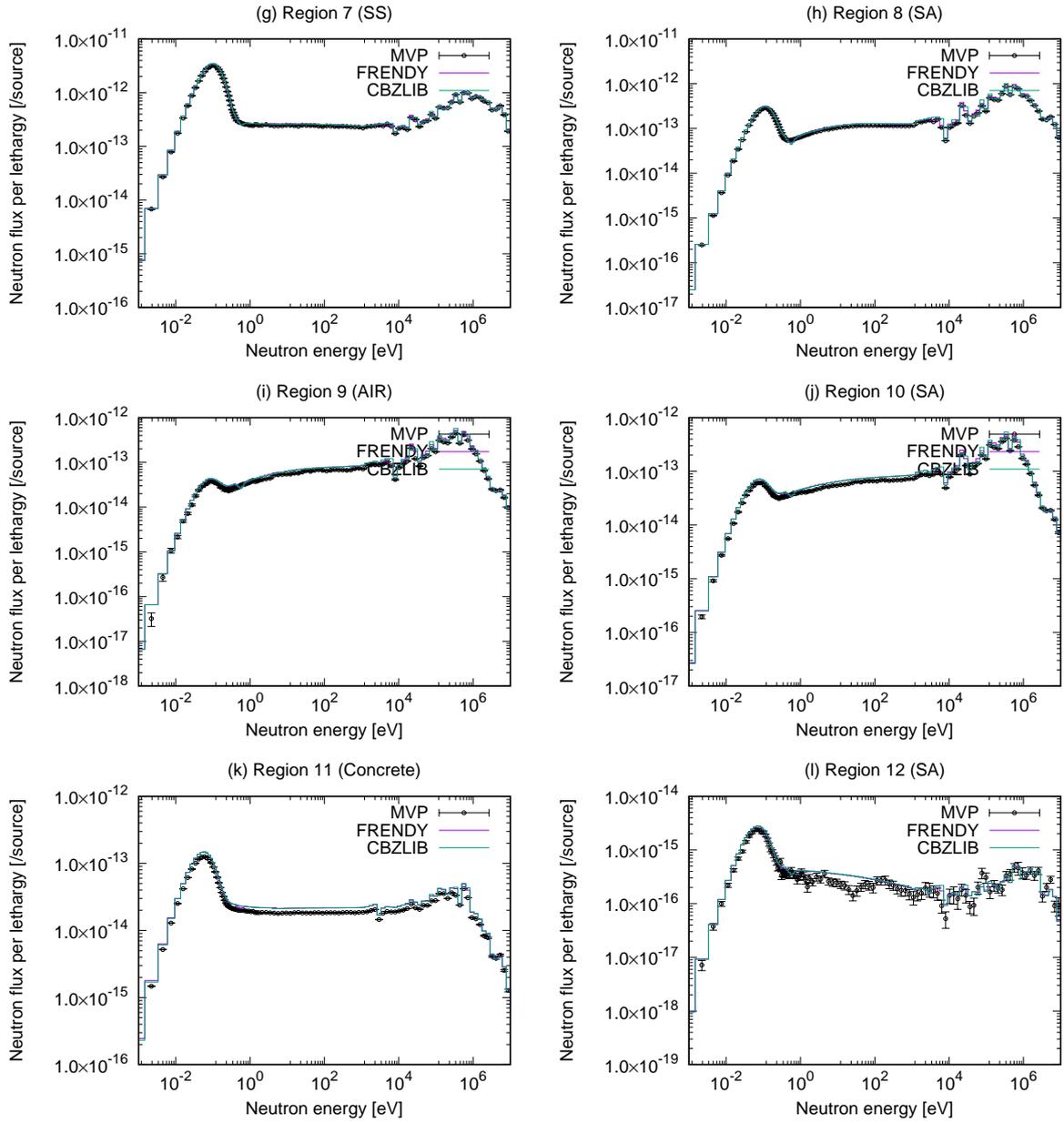


Fig. 7: Comparison in the region-averaged neutron fluxes (log scale)

MVP の計算結果を参照解とした CBZ の計算結果の相対誤差を Fig. 8 と 9 に示す。FRENDY での巨視的断面積の計算では核種間の共鳴干渉効果を精度良く取り扱えることから、燃料領域 (Region 1) の 10 eV から 10 keV の領域や、SS 領域の keV 領域において、誤差のばらつきが小さい様子が明らかである。

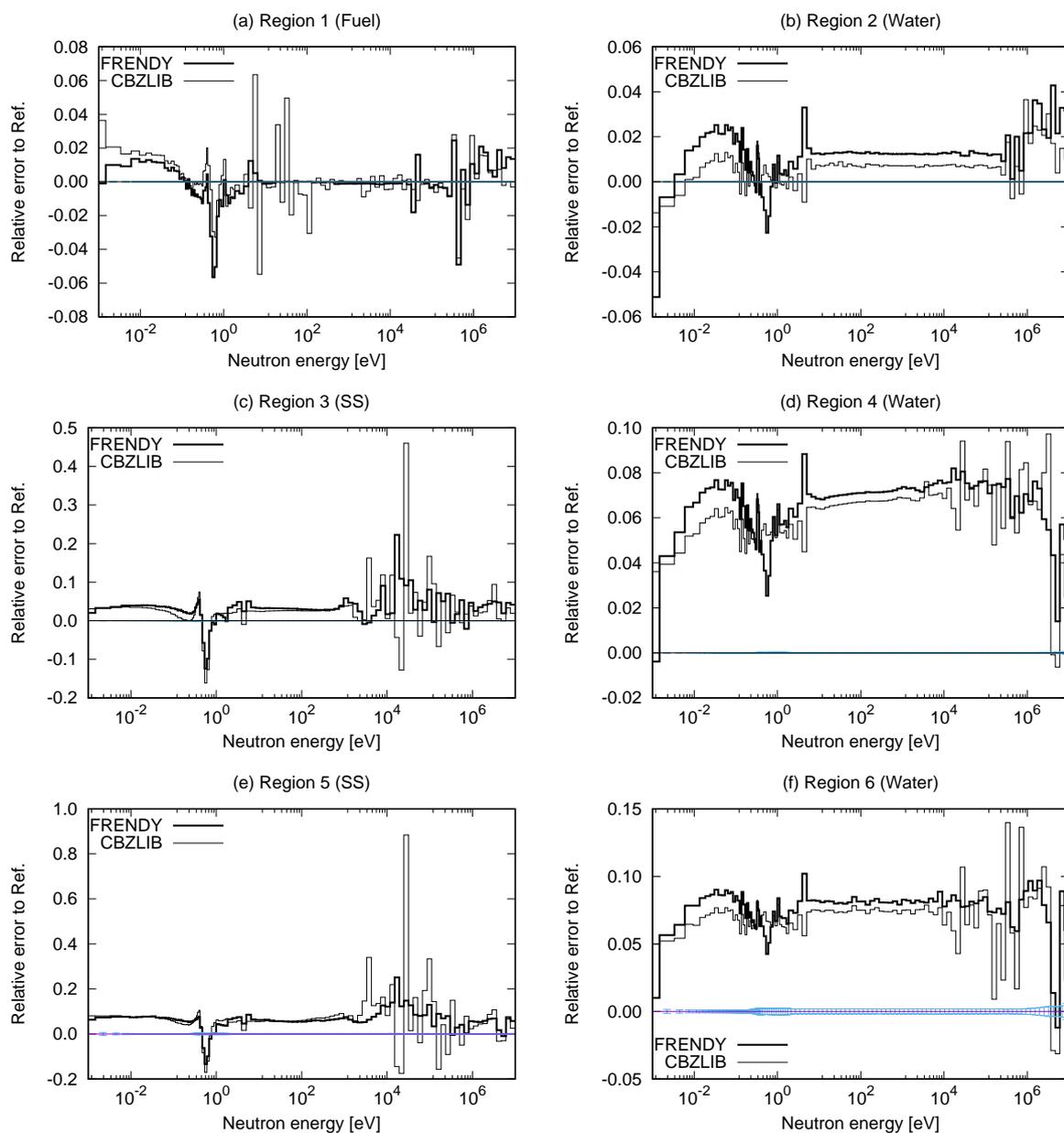


Fig. 8: Relative error of CBZ results in the region-averaged neutron fluxes

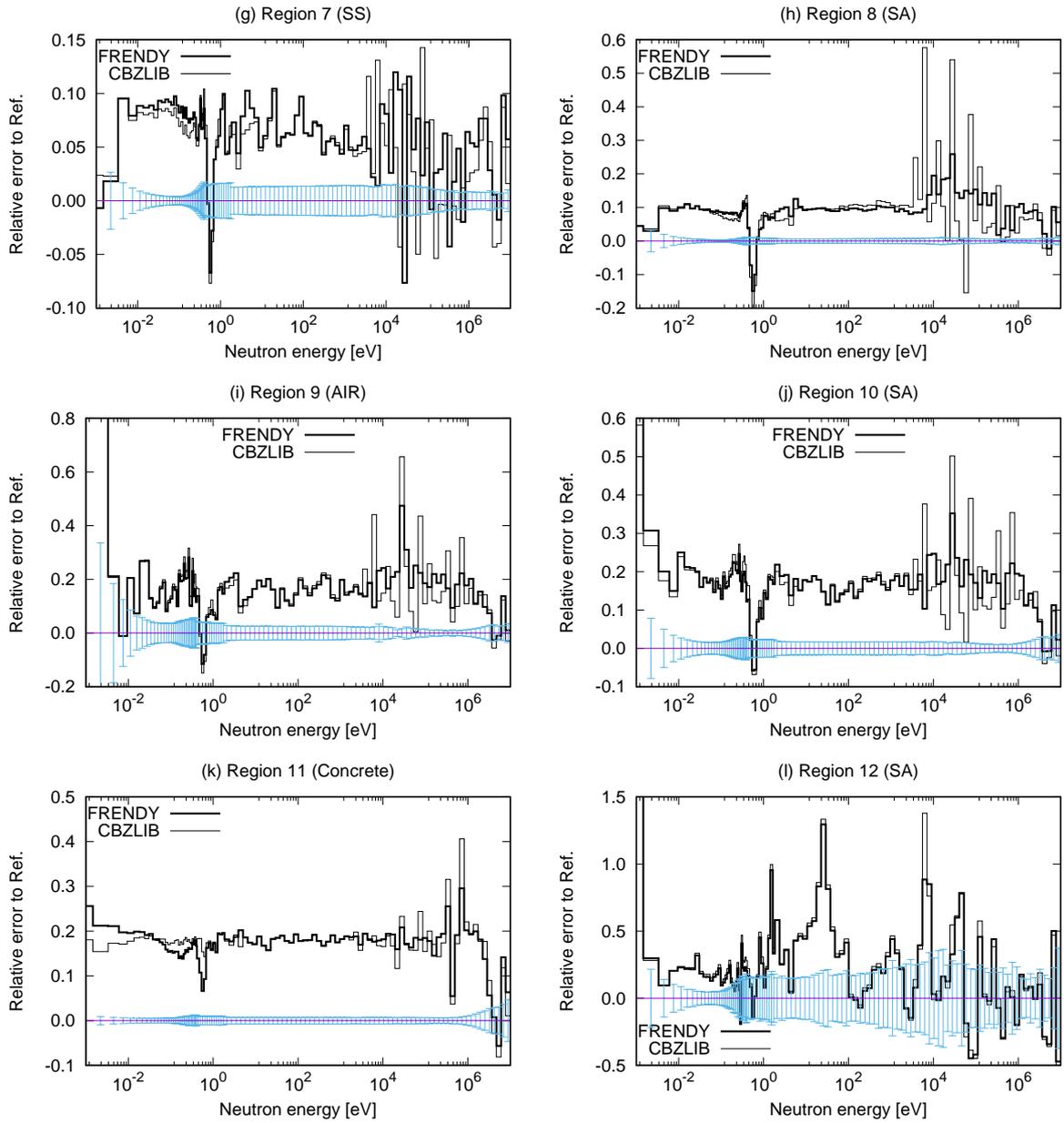


Fig. 9: Relative error of CBZ results in the region-averaged neutron fluxes

2 計算精度と廃棄物物量との関係

放射線遮蔽計算の精度と、遮蔽計算に基づいて評価される廃棄物物量との関係を考えるために、このベンチマーク問題における「原子炉遮蔽」における熱中性子束分布（1 eV 未満の中性子束）に注目した。なお、オリジナルの問題では原子炉遮蔽の厚さは 60 cm 程度であり、生体遮蔽と比較すると厚さが小さいため、本検討では 200 cm の厚さを追加するものとした。従って、この場合の原子炉遮蔽は、球体型の中心から 395.7 cm から 656.6 cm の領域に該当する。原子炉遮蔽領域における熱中性子束分布を Fig. 10 に示す。なお、計算結果に 1.3 及び 0.7 を乗じたものも併せて示す。熱中性子束における 30% 程度の誤差は、原子炉遮蔽の厚さ数 cm 程度に対応することが分かる。

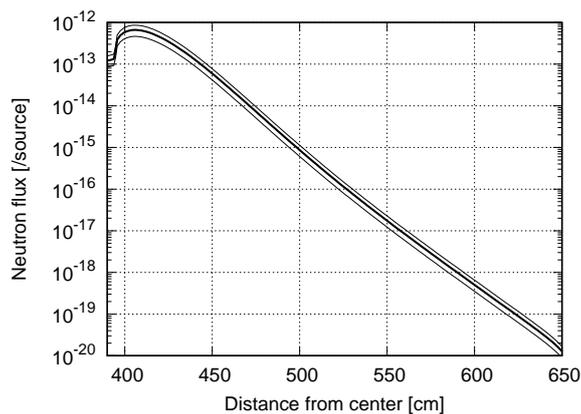


Fig. 10: Spatial distribution of thermal neutron flux in reactor shielding region