

中性子・光子輸送モンテカルロコード MCNP

Neutron/Photon Monte Carlo Transport Code MCNP

原子力機構¹, [○]佐藤 聡¹

JAEA¹, [○]Satoshi Sato¹

E-mail: sato.satoshi92@jaea.go.jp

MCNP とは、米国ロスアラモス研究所が開発している中性子、光子、電子の輸送計算を行える汎用連続エネルギーモンテカルロコードで、世界で最も普及している放射線輸送計算コードの一つである。最新版は 6.1 であるが、輸出規制によりコードのソースの入手が難しくなっているため、本講演では 5.1 について述べる。エネルギー範囲は使用する核データファイルで決まり、中性子では、通常 10^{-11}MeV から 20MeV で、 150MeV までのものもある。光子のエネルギー範囲は 1keV から 100GeV 、電子のエネルギー範囲は 1keV から 1GeV である。1 次面、2 次面、トーラス面によって囲まれた形状（セル）により、任意の 3 次元形状の物質中の輸送計算を行う。主として、原子炉や核融合炉、加速器施設等の放射線発生装置の放射線遮蔽計算、原子炉の臨界計算等に使用されている。本講演では、最新の適用事例として、核融合炉の遮蔽計算での適用事例を紹介する。

核融合炉では、複雑で大規模な計算形状を用いて遮蔽計算を行っている。一方で設計裕度は小さく、統計誤差の少ない計算結果が必要である。MCNP において、正確な幾何形状を有する計算モデルを用いて、モンテカルロ計算を行うことにより、高い精度の計算値を得ることが可能である。しかしながら、核融合炉のような大規模で複雑な構造に対する計算形状を作成するには、非常に多くの時間がかかる。本課題を解決するために、自動的に正確な計算形状作成を実現することを目的として、3 次元 CAD データから MCNP の形状入力データを自動的に作成するコードの開発が、各国にて行われている。CAD データから MCNP の形状入力データ作成プログラム及びそのプログラムを用いて作成した国際熱核融合実験炉（ITER）の MCNP の形状入力データ、その解析結果に関して紹介する。

また、ITER では運転停止後、ハンズオンアクセスによるメンテナンスが必要な機器が存在し、運転停止後の崩壊ガンマ線による線量率を精度よく評価する必要がある。従来の手法では、最初に、MCNP で中性子輸送計算を行い各セルの平均中性子スペクトルを計算し、この平均中性子スペクトルを使って放射化計算で各セルの平均崩壊ガンマ線源を計算する。次に、この平均崩壊ガンマ線源を使って MCNP で崩壊ガンマ線輸送計算を行い、崩壊ガンマ線による線量率を計算する。しかし、この手法では、崩壊ガンマ線源が各セルの平均値となるため、セルのサイズが大きくなると線量率の計算結果に大きな誤差が生じる。そこで、MCNP のガンマ線を発生させる箇所と核データファイルを変更し、即発ガンマ線を崩壊ガンマ線に置換え、中性子による核反応が発生した位置から崩壊ガンマ線を発生させて輸送計算を行うことにより、線量率を精度よく計算する手法が ITER 計画の中で整備された。本手法の詳細、及び計算結果の例も本講演で紹介する。