

反应堆物理与设计

温度相关核截面数据库在MCNP计算中的必要性研究

柴晓明,王侃,余纲林

清华大学工程物理系,北京100084

收稿日期 修回日期 网络版发布日期 接受日期

摘要

MCNP程序由于其几何模拟和核数据上的优越性,现在在反应堆的研究分析中已经得到较多应用。通过基准题的计算,定量地说明MCNP通过其自带的常温(294K)下的核素截面数据库不能够对反应堆进行非常准确的计算(由于反应堆内各种材料/位置的温度不同),而且,它也不能够计算反应堆中与温度相关的量,如反应性温度系数。选了一个带有不同温度下核素截面数据的MCNP输入格式的数据库,使用MCNP-4C对基准题进行了计算,发现计算结果与基准值符合得非常好。这说明通过使用不同温度下的核素截面数据库,MCNP可以准确计算温度系数和增殖系数等,从而说明在反应堆设计计算中制作不同温度下的核素截面库的必要性。

Due to the advantage of geometry simulation and nuclear data, the code MCNP is now widely used in the reactor analysis. Based on our calculation of the fuel temperature reactivity coefficient benchmark, it is quantitatively proved that MCNP with its own cross section library can't be used to simulate the reactor accurately and to calculate the temperature reactivity coefficient. Furthermore, we use MCNP-4C with a database that contains temperature dependent nuclear cross sections to calculate the benchmark. The results are well agreement with benchmark results. This means that, with the temperature dependent nuclear cross sections library, MCNP can calculate the temperature reactivity coefficient and reactor multiplication factor accurately. So the temperature dependent nuclear cross section library should be processed to meet the requirement of reactor calculation.

关键词 [MCNP程序](#) [核素截面数据库](#) [增殖系数](#) [反应性温度系数](#) [基准题](#)

分类号

DOI:

通讯作者:

作者个人主页: 柴晓明;王侃;余纲林

扩展功能

本文信息

▶ [Supporting info](#)

▶ [PDF](#) (185KB)

▶ [\[HTML全文\]](#) (0KB)

▶ [参考文献\[PDF\]](#)

▶ [参考文献](#)

服务与反馈

▶ [把本文推荐给朋友](#)

▶ [加入我的书架](#)

▶ [加入引用管理器](#)

▶ [引用本文](#)

▶ [Email Alert](#)

相关信息

▶ [本刊中包含“MCNP程序”的相关文章](#)

▶ 本文作者相关文章

· [柴晓明](#)

· [王侃](#)

· [余纲林](#)