

DRAGON/DONJON 程序在 CARR 物理 计算中的适用性研究

乔 硕 乔雅馨 冉怀昌 朱吉印
(中国原子能科学研究院 北京 102413)

摘要 反中子阱型研究堆独特的堆芯和反射层结构对传统上适用于动力堆的确定论堆芯物理计算方法提出了挑战。使用确定论程序 DRAGON/DONJON 对反中子阱型设计的中国先进研究堆 (China Advanced Research Reactor, CARR) 进行了堆芯物理计算与适用性分析。采用了多组件方法改善 CARR 堆芯组件均匀化计算的环境影响;使用 OPTEX 反射层优化方法对反射层均匀化群常数进行修正。将蒙特卡罗方法的计算结果作为参考解,使用 DRAGON 程序挂载几种常用的多群截面库进行组件计算,选择偏差最小的 SHEM-295 作为 CARR 堆芯物理计算截面库。将 DRAGON/DONJON 的计算结果与传统“三步法”和参考解进行对比表明:临界工况附近的有效增殖系数 k_{eff} 、堆芯活性区和重水箱中间位置的热中子注量率分布以及标准燃料组件的功率分布等核特性参数偏差较小。对于堆芯与重水箱交界、水池外真空边界、跟随体组件等处计算结果出现较大偏差的原因进行了分析。证明了使用 DRAGON/DONJON 程序进行 CARR 物理计算具备可行性且相较于传统“三步法”计算精度有了明显改善,能够满足 CARR 堆上实验方案设计、运行参数快速计算分析等需求。

关键词 中国先进研究堆, DRAGON, DONJON, 组件均匀化, 扩散计算

中图分类号 TL99

DOI: 10.11889/j.0253-3219.2024.hjs.47.100603

CSTR: 32193.14.hjs.CN31-1342/TL.2024.47.100603

Investigation of the feasibility of DRAGON/DONJON codes with CARR neutronics calculations

QIAO Shuo QIAO Yaxin RAN Huaichang ZHU Jiyin

(China Institute of Atomic Energy, Beijing 102413, China)

Abstract [Background] The unique core and reflector structure of the inverse flux trap research reactors has raised a challenge to the traditional deterministic neutronics calculation methods applicable to power reactors. The deterministic codes DRAGON/DONJON with powerful geometric modeling capabilities have been maturely applied to power reactor types such as CANDU (Canadian Deuterium Uranium) and pressurized water reactors (PWR), but not been performed neutronics calculations and feasibility analysis on the China Advanced Research Reactor (CARR) with inverse flux trap design. [Purpose] This study aims to verify the feasibility of the DRAGON/DONJON codes in CARR neutronics calculations and analysis. [Methods] Firstly, when performing homogenization calculation using DRAGON/DONJON codes on various assemblies of CARR, the multi-assembly method was adopted to improve the surrounding impact. The OPTEX reflector optimization method was used to modify the homogenization constants of the reflector. Then, the commonly used multigroup cross-section libraries in DARGON were compared and screened,

中国先进研究堆运行与改造项目(No.PM2021033100000377)资助

第一作者: 乔硕, 男, 1992 年出生, 2019 年于中国原子能科学研究院获工学硕士学位, 现为博士研究生, 研究领域为反应堆物理,

E-mail: qiaoshuo@ciae.ac.cn

收稿日期: 2023-12-04, 修回日期: 2024-03-08

Supported by China Advanced Research Reactor Operation and Renovation Project (No.PM2021033100000377)

First author: QIAO Shuo, male, born in 1992, graduated from China Institute of Atomic Energy with a master's degree in 2019, doctoral student, focusing on nuclear reactor physics, E-mail: qiaoshuo@ciae.ac.cn

Received date: 2023-12-04, revised date: 2024-03-08

and SHEM-295 group-structure library was selected. Finally, the calculation results of DRAGON/DONJON codes were compared with the Monte Carlo references and the conventional three-step method, and analysis was conducted on the reasons for the significant deviation in the calculation results. **[Results]** The results indicate that the deviation of parameters such as k_{eff} eigenvalue near critical operating condition, thermal neutron flux distribution in the active zone of the core and the middle position of the heavy water tank, and power distribution of standard fuel assemblies are relatively small whilst significant deviations in the calculation results appear at the junction of the core and heavy water tank, the vacuum boundary outside the pool, and the follower assemblies. **[Conclusions]** This study verifies that it is feasible to use the DRAGON/DONJON codes for CARR neutronics calculations and achieve a certain degree of accuracy, meeting the needs of experimental schemes design and rapid calculation and analysis of operating parameters.

Key words CARR, DRAGON, DONJON, Assembly homogenization, Diffusion calculation

中国先进研究堆(China Advanced Research Reactor, CARR)是一座稍加压轻水冷却和慢化、重水反射的反中子阱型池式研究堆^[1],反应堆功率 60 MW,反射层最大未扰热中子注量率为 $8.0 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$,可进行中子散射、燃料和材料辐照考验以及中子活化分析等领域的研究工作。许多类似 CARR 的反中子阱型研究堆采用板状燃料元件、紧凑堆芯设计^[2-4],此类堆芯具有体积小、非均匀性强、中子泄漏率高等特点,对传统的确定论堆芯物理计算方法和程序提出了较高的要求。CARR 的核设计采用了基于栅元-组件-堆芯“三步法”的确定论方法:使用栅格程序 WIMSD4 (Winfrith Improved Multigroup Scheme Code System)和多群常数库进行一维栅元输运计算,按照通量-体积权重(Flux Volume Weighting, FVW)归并得到宽群栅元均匀化常数;使用栅元均匀化常数进行二维组件输运计算,归并得到各组件的少群均匀化常数;扩散程序 CITATION 读取少群均匀化常数进行全堆芯扩散计算,得到 k_{eff} 、中子注量率、堆芯功率分布等核特性参数^[5]。

近年来,随着计算机技术的发展,蒙特卡罗方法在反应堆核设计、安全分析等领域的应用越来越广泛。蒙特卡罗方法能够使用连续能量点截面库处理复杂几何给出精确的计算结果,但是计算成本较高。确定论方法则以较低的计算成本给出一定精度范围的计算结果,在堆上辐照实验方案设计与优化、运行参数快速计算分析等方面具备优势,是反应堆物理计算的重要工具^[6]。以一个靶件的堆上辐照方案设计为例,在设计之初可能要进行十几个甚至几十个初步方案的筛选,若使用蒙特卡罗方法进行相关计算,可能需要数天甚至更长的时间。而在这种情况下,确定论方法将大大压缩计算成本,提高工作效率。

本文采用蒙特利尔工学院开发的 DRAGON/DONJON 程序进行 CARR 堆芯物理计算。

DRAGON 是栅格程序,具备强大的几何建模功能,能够将传统“三步法”的前两步合并,直接对燃料组件整体进行二维或三维输运计算给出少群均匀化常数,从而避免了一维栅元输运计算中的误差引入^[7]。DONJON 程序读取少群均匀化常数进行全堆芯扩散或者输运计算得到堆芯核特性参数^[8]。

目前,DRAGON/DONJON 程序在 CANDU (Canadian Deuterium Uranium)^[9]以及压水堆^[10]等动力堆型上的应用已经比较成熟,而在 TRIGA Mark-II (Training Research Isotopes General Atomics)^[11]和微型中子源反应堆^[12]等研究堆上也取得了良好的计算结果。但是,在使用传统方法对与 CARR 相类似的 JRR-3M (Japan Research Reactor 3-Modified) 研究堆的计算中, k_{eff} 的计算结果与蒙特卡罗参考解的最大相对偏差超过了 1%^[13],跟随体燃料组件的功率相对偏差则超过了 10%^[14]。因此,有必要对 DRAGON/DONJON 程序在 CARR 物理计算中的适用性进行研究,并对进一步减小计算偏差的方法进行探讨。使用蒙特卡罗中子输运程序 MCNP (Monte Carlo N Particle transport code) 的计算结果作为参考并给出基于“三步法”的 WIMSD4/CITATION 程序计算结果以证明改进方法的有效性。

1 CARR 燃料组件与堆芯布置简介

CARR 选用 ^{235}U 富集度为 19.75% 的 $\text{U}_3\text{Si}_2\text{-Al}$ 弥散体作为芯体,铝合金作为包壳的板状燃料组件。标准燃料组件和跟随体燃料组件的横截面如图 1 所示,它们分别由 21 块和 17 块燃料板组成。

CARR 堆芯安装有 17 根标准燃料组件和 4 根跟随体燃料组件。跟随体燃料组件连接在方管型铅控制棒下端。堆芯容器为圆柱形,正方形栅格和堆芯容器之间的间隙由铝块填充,堆芯四角布置有 4 根垂直辐照孔道。重水箱安装在堆芯容器外围,重水箱内充重水作为中子反射层。整个堆芯结构放置在

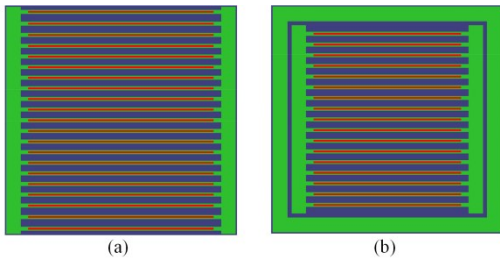


图1 标准燃料组件(a)和跟随体燃料组件(b)示意图
Fig.1 Diagram of standard fuel assembly (a) and follower fuel assembly (b)

深 13 m 的去离子水池中。CARR 堆芯结构如图 2 所示, 图中使用横向的英文字母和纵向的数字对 CARR 堆芯的燃料组件位置进行编号。

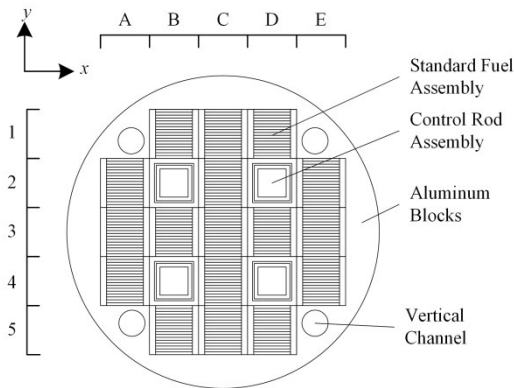


图2 CARR 堆芯布置示意图
Fig.2 Core configuration diagram of CARR

2 计算模型与方法

2.1 DRAGON 程序与组件计算模型

DRAGON 程序基于模块化设计, 支持多种栅格几何与算法。LIB: 模块读取多群常数库; GEO: 模块描述栅格的几何结构; 追踪模块采用不同追踪方法对整个计算单元进行追踪, 常用的有基于碰撞概率法的 NXT: 模块和基于特征线法的 MCCGT: 模块等; SHI: 模块执行共振计算, 产生材料的共振截面; ASM: 模块和 FLU: 模块则用于中子输运方程的迭代求解; EVO: 模块计算燃耗; EDI: 模块进行数据编辑、能群归并等操作; COMPO: 模块则产生函数化少群常数库^[8]。DRAGON 程序进行组件计算的流程如图 3 所示。

CARR 典型的物质区包括燃料、控制棒、反射层等, 需要对其一一进行建模均匀化计算。组件均匀化采用的是 FVW 方法, 均匀化常数由式(1)得到:

$$\bar{\Sigma}_g = \frac{\int_V \Phi_g(\vec{r}) \Sigma_g(\vec{r}) d^3r}{\int_V \Sigma_g(\vec{r}) d^3r} \quad (1)$$

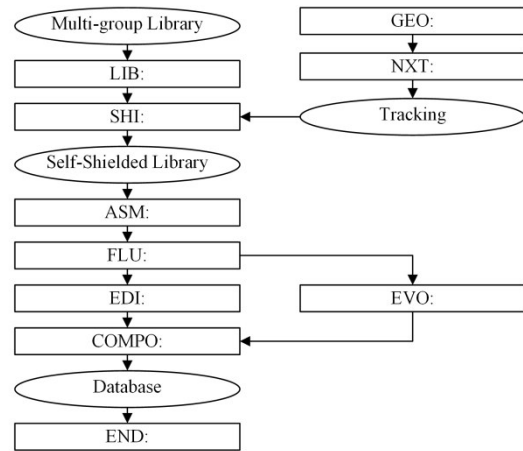


图3 DRAGON 组件计算流程图
Fig.3 Flow chart in DRAGON for assembly calculation

式中: Σ_g 和 $\bar{\Sigma}_g$ 是均匀化前后 g 群宏观截面; Φ_g 是 g 群中子注量率; V 是均匀化栅元区域^[5]。由于 CARR 堆芯紧凑, 中子泄漏率大, 具有较强的各向异性, 针对单个二维组件采用全反射边界条件的传统均匀化方法不能真实反映堆芯内各组件的环境影响。为此, 引入多组件方法处理环境影响问题^[15]。多组件方法原理如图 4 所示。

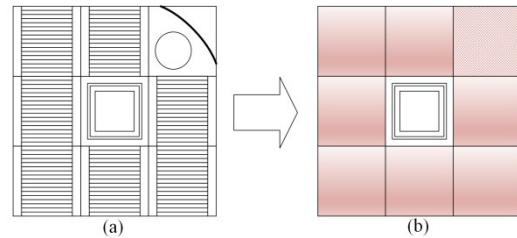


图4 计算区域(a)和周围组件均匀打混(b)
Fig.4 Calculation domain (a) and smeared surrounding assemblies (b)

图 4 中以 CARR 控制棒组件的均匀化计算为例进行说明。将控制棒组件以及它四周的标准燃料组件、垂直孔道等作为一个整体区域进行考虑。为了简化计算, 将区域内除控制棒组件以外的其余 8 个组件分别按照物质的体积权重均匀打混, 然后对打混模型进行均匀化计算, 对控制棒组件进行归并得到少群均匀化常数, 其余 8 个组件的少群均匀化常数则舍弃不用。其他各类堆芯组件的均匀化方法与控制棒组件相类似, 将均匀化计算的目标组件放置在九宫格的中心位置, 堆芯内布置在目标组件周围的各组件进行均匀打混, 最后只对目标组件进行少群归并得到少群均匀化群常数。由于 CARR 堆芯是关于笛卡尔坐标轴对称的, 因此在进行组件均匀化计算时只需考虑整个堆芯的八分之一, 图 2 中 A2、B2、A3、B3、C3 组件可以作为一组进行考虑。多组件输运计算的基模修正采用 B1 近似和 ECCO 各向

同性中子流选项,可以近似模拟燃料组件在堆芯内的中子泄漏^[13]。

反射层的处理则与堆芯组件不同。CARR 采用重水作为反射层,堆芯的高泄漏率和重水的强反射作用导致两者的中子能谱有很大差异。反射层对堆芯外围的燃料组件影响尤其显著,直接读取多组件方法产生的反射层均匀化群常数进行全堆芯扩散计算可能造成较大偏差。为了减小这种偏差,采用 OPTEX 优化方法对反射层均匀化群常数进行修正。首先对堆芯及反射层进行二维输运计算得到堆芯功率分布和各物质区的 26 群均匀化常数,由于 CARR 堆芯的对称性,只需选取堆芯和反射层的四分之一部分进行计算。然后,将 26 群均匀化常数归并为 4 群,调用 4 群均匀化常数进行二维全堆芯扩散计算得到新的堆芯功率分布。OPETX 方法赋予反射层各区域的每群扩散系数一个修正因子,使用最优化算法调整修正因子的值使扩散和输运计算得到的堆芯功率分布偏差最小,从而得到最终的反射层少群均匀化常数^[16]。

2.2 多群常数库的选择

DRAGON 程序需要使用多群常数库进行栅格计算,这些多群常数库通常由评价核数据库经专用的加工程序处理得到。常用的多群常数库有欧洲的 XMAS-172、SHEM-281、SHEM-361 库,以及 Hébert 等^[18]对 SHEM-361 库改进得到的 SHEM-295、SHEM-315 库等。使用 DRAGON 程序分别挂载 ENDF/B-VIII.0 版本的 XMAS-172、SHEM-281、SHEM-361、SHEM-295、SHEM-315 多群库对 CARR 二维标准燃料组件进行计算,使用全反射边界条件,得到组件的无限介质增殖系数 k_{inf} ,将其与挂载 ENDF/B-VIII.0 连续点截面库的 MCNP 计算结果进行比较,如表 1 所示。

相对偏差由式(2)计算得到:

表 1 DRAGON 和 MCNP 计算得到的组件 k_{inf}
Table 1 k_{inf} of assembly calculated by DRAGON and MCNP

多群库 Multigroup libraries	k_{inf}	相对偏差 Relative deviation / %
XMAS-172	1.649 32	0.097
SHEM-281	1.649 73	0.12
SHEM-361	1.649 36	0.10
SHEM-295	1.647 87	0.008 4
SHEM-315	1.648 02	0.018
MCNP-Lib80x	1.647 73±0.000 06	—

$$RD = \frac{k_{inf}^{DRAGON} - k_{inf}^{MCNP}}{k_{inf}^{MCNP}} \times 100\% \quad (2)$$

式中:RD 为相对偏差; k_{inf}^{DRAGON} 和 k_{inf}^{MCNP} 分别为 DRAGON 和 MCNP 计算得到的 k_{inf} 。从表 1 可以看到,SHEM-295 的相对偏差为 0.008 4%,是 5 个多群库中最小的。SHEM-295 对 SHEM-361 的 4.6~22.5 eV 范围内能群重新进行了划分,提高计算效率的同时也使得能群结构更适用于 CARR 这类研究堆。

使用 DRAGON 程序挂载 SHEM-295 库计算二维标准燃料组件的 4 群相对中子注量率,4 群能量范围^[11]如表 2 所示。

表 2 归并的 4 群能量范围
Table 2 Energy limits for the condensed 4 groups

能群号 Group number	归并能群 Condensed groups	能量范围 Energy limits / eV
1	1~24	$7.065 1 \times 10^5 \sim 1.964 0 \times 10^7$
2	24~59	$5.004 5 \times 10^3 \sim 7.065 1 \times 10^5$
3	59~261	$6.250 0 \times 10^{-1} \sim 5.004 5 \times 10^3$
4	261~295	$1.100 0 \times 10^{-4} \sim 6.250 0 \times 10^{-1}$

4 群相对中子注量率与 MCNP 计算结果相比较,如表 3 所示。

表 3 DRAGON 与 MCNP 的 4 群相对中子注量率计算结果
Table 3 Results of 4-group relative neutron flux of DRAGON and MCNP

能群号 Group number	DRAGON	MCNP	相对偏差 Relative deviation / %
1	0.287 40	0.286 18	0.43
2	0.286 28	0.285 94	0.12
3	0.270 30	0.269 99	0.11
4	0.156 03	0.157 89	-1.18

从表 3 可以看到,第 1~3 群中子注量率相对偏差较小,第 4 群则稍微偏大。在 ²³⁵U 裂变谱中热中子的份额很小,第 4 群中子几乎全部由 1~3 群中子慢化而来,在慢化过程中,若中子的共振吸收被高估则会造成第 4 群中子的相对偏差较大且与其余 3 群相对偏差方向相反。

2.3 DONJON 程序与全堆芯计算模型

DONJON 程序读取 DRAGON 程序产生的少群均匀化常数库进行全堆芯扩散计算。DONJON 同样是基于模块化设计,全堆芯的几何描述由 GEO: 模块完成;RESINI: 模块模拟三维燃料栅格;NCR: 模块读取 DRAGON 等栅格程序产生的函数化少群常数库并进行插值处理,以供全堆芯计算使用;TRIVAT: 和 TRIVAA: 模块对堆芯三维几何进行追

踪并结合 FLUD: 模块进行中子扩散方程的迭代求解; FLPOW: 模块则用于计算和打印堆芯的有效增殖系数、功率及中子注量率分布等计算结果^[8]。

由于 DONJON 的 RESINI: 模块只能处理相同尺寸的正方形或正六边形燃料栅格, 因此, 在对 CARR 全堆芯建模时径向上把不同几何结构统一离散为 $7.72\text{ cm} \times 7.72\text{ cm}$ 的正方形单元, 总计 37×37 个。轴向上每 5 cm 划分为一层总计 57 层。使用混合对称三次超收敛有限元方法求解中子扩散方程, 在数值计算时对燃料单元在径向和轴向上进行 5 等分以提高计算精度。CARR 堆芯的径向离散如图 5 所示。

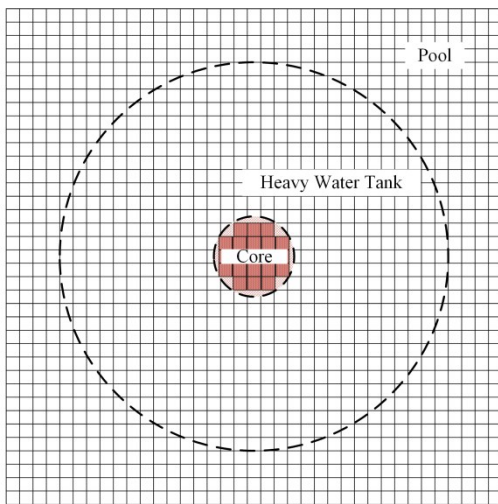


图 5 CARR 的 DONJON 模型示意图
Fig.5 Diagram of DONJON model of CARR

图 5 中心是燃料栅格, 铝块填充燃料栅格与堆芯容器的间隙, 堆芯之外是重水箱, 重水箱安装在去离子水池中。铝填充块均匀打混处理, 重水和池水交界面上的单元则由体积分数超过二分之一的物质填充, 整个模型外边界使用 VOID 真空边界条件。

3 计算结果与分析

3.1 k_{eff} 计算结果

有效增殖系数 k_{eff} 是反应堆临界计算中最重要

的参数, 由 k_{eff} 还可以推算得到反应性、控制棒价值等其他重要的核特征量, 对反应堆的安全运行具有重要意义。为了便于比较, 在进行确定论和蒙特卡罗计算时均采用初装料堆芯, 物质温度为 $293.6\text{ }^\circ\text{C}$ 。在控制棒全部提出堆外、全部下插到堆芯和临界等三种工况进行计算, 在使用 MCNP 计算时源粒子数设置为 50 000, 迭代 500 代, 跳过前 100 代。 k_{eff} 计算结果如表 4 所示。

可以看到, DONJON 的计算偏差相较于传统“三步法”有了明显改善。对于控制棒全部提出堆外和临界工况下, DONJON 计算得到的 k_{eff} 相对偏差分别为 0.50% 和 -0.27%, 与 MCNP 的计算结果符合较好。当控制棒全部插入堆芯时, 相对偏差则为 0.83%, 造成较大偏差的可能原因有两个: 一是控制棒全部下插时反应堆处于较深的次临界状态, 此时堆芯的中子能与均匀化计算时燃料组件的中子能谱差别较大, 因此造成的计算偏差也较大, 随着控制棒上提, 反应堆由次临界状态转变为临界状态, 计算偏差迅速减小; 二是以菲克定律为基础的扩散理论在钐控制棒这样的强中子吸收体附近不适用, 当控制棒全部插入堆芯时引入了较大的计算误差, 输运理论则可以更好地处理这一情况^[19]。当控制棒全部下插时反应堆处于停堆状态, 为了保证安全, 研究堆往往具有较大的停堆裕度。在研究堆应用过程中更多关注临界附近的工况, 从计算结果看, 临界附近的相对计算偏差恰是计算的三种工况中最小的。

3.2 中子注量率分布

作为研究堆, CARR 最重要的一项功能就是根据用户需要提供不同注量率和能谱的中子。在临界工况下, 控制棒抽出总行程的 20%, 沿 x 轴方向穿过 A3-E3 组件计算堆芯和反射层中平面上的热中子注量率, MCNP、DONJON 和 CITATION (图中简化标注为 'CITA') 的计算结果如图 6(a) 所示。在重水箱之外的池水中, 热中子注量率出现了急剧地下降, 为了更清晰地对这部分计算偏差进行分析, 对图 6(a) 的纵坐标取对数得到图 6(b)。

表 4 k_{eff} 计算结果对比
Table 4 Comparison of k_{eff}

控制棒状态 Status of control rods	MCNP 结果 MCNP results	CITATION 结果 CITATION results	相对偏差 Relative deviation / %	DONJON 结果 DONJON results	相对偏差 Relative deviation / %
全部上提 All out	1.250 77±0.000 15	1.274 20	1.87	1.256 98	0.50
全部下插 All in	0.909 19±0.000 16	0.937 62	3.13	0.917 43	0.82
临界 Critical	0.997 43±0.000 15	1.012 95	1.56	0.994 75	-0.27

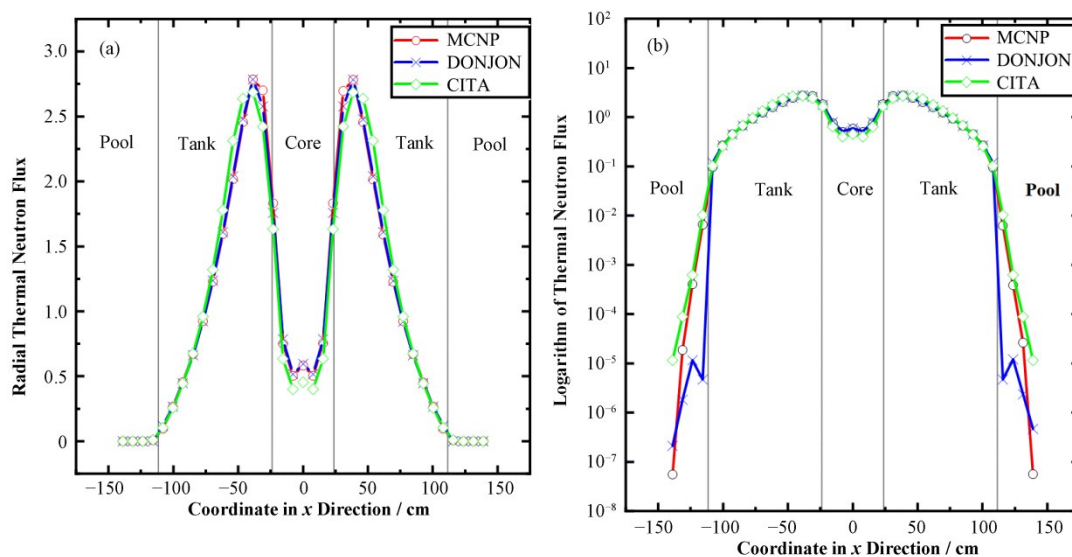


图6 径向相对热中子注量率分布(a)和对纵坐标取对数(b)
Fig.6 Radial relative thermal neutron flux distribution (a) and take the logarithm of y-axis (b)

从图6(a)可以看到，CARR堆芯泄漏出来的欠慢化中子被重水反射层慢化和反射，形成所谓“热中子阱”。在堆芯和重水箱中，DONJON和MCNP的热中子注量率计算结果符合较好，最大相对偏差不超过4.56%，而CITATION计算结果的最大相对偏差则超过了20%。对重水箱内热中子峰径向位置的计算，DONJON和MCNP几乎完全重合，峰值热中子注量率相对偏差仅为0.0022%，而CITATION的计算结果则有明显偏离，峰值热中子注量率相对偏差为-3.54%，证明了OPTEX反射层优化方法对CARR重水反射层均匀化计算的有效性。DONJON和CITATION的计算结果均在堆芯与重水箱交界处出现了较大偏差，这主要是由两个原因造成的：一是在堆芯和重水箱交界处是不规则形状的铝填充块，在均匀化时采用了按照体积权重均匀打混的处理方法，这会造成一定误差；二是在两种扩散性质不同的物质交界面附近扩散计算的误差比在均匀介质内更大一些。在图6(b)可以看到，重水箱和池水交界面附近以及池水靠近真空边界处计算结果也出现了较为明显的偏差，与堆芯和重水交界处出现的偏差相类似，这也是由于扩散方程的适用条件限制造成的。

CARR可以在C3位置布置中央实验孔道用于燃料的辐照考验等研究工作，计算C3轴向相对热中子注量率分布，取C3组件轴向中点为x轴零点，结果如图7所示。

从图7可以看到，受控制棒插入的影响，热中子注量率分布整体向堆芯下端偏移。在整个轴向堆芯活性区范围内，DONJON和MCNP计算结果符合较好，CITATION计算结果则存在较大偏差。与重水反射层相类似，在上、下轻水反射层与堆芯交界附近

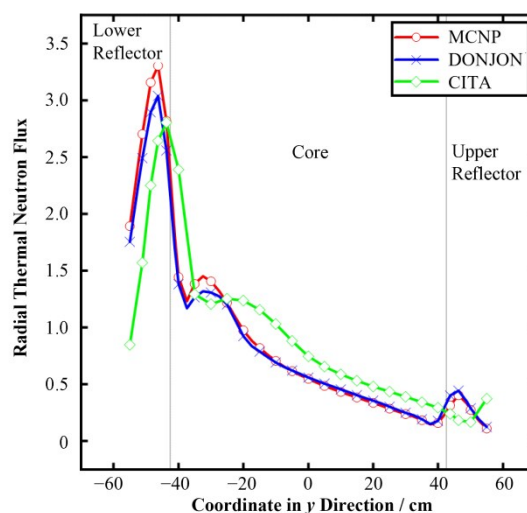


图7 C3位置轴向热中子注量率分布
Fig.7 Axial relative thermal neutron flux distribution at C3

也出现了热中子峰，这符合CARR堆芯欠慢化的特征。DONJON计算结果的最大相对偏差为9.20%，出现在下反射层中子峰范围内。轻水的吸收和散射截面比重水更大，导致上、下反射层热中子峰的位置靠近堆芯与轻水反射层的交界面，而在这个位置上中子扩散理论会有较大的计算偏差。

虽然在靠近真空边界、重水箱边缘或堆芯与上、下轻水反射层交界等处热中子注量率相对偏差较大，但CARR的实验孔道主要分布在重水箱中间位置，辐照样品则布置在堆芯活性区范围内以获取较大的中子注量率，在这些位置上计算结果符合较好，表明DRAGON/DONJON程序可以用于CARR实验孔道中子注量率的计算，从而为实验方案的筛选与优化提供依据。

3.3 堆芯功率分布

堆芯功率分布的计算一方面跟堆芯功率峰因子等安全参数有关,另外也是对OPTEX反射层优化方法的有效性进行评价的重要依据。DONJON程序的FLPOW:模块能够计算和打印反应堆堆芯以燃料通道和燃料节块为单位的功率分布。MCNP程序的网格计数卡FMESH配合计数乘子卡FM也能够给出反应堆堆芯的功率分布。在使用MCNP计算堆芯功率分布时,源粒子数设置为200 000,迭代2 000代,跳过前100代,使得计算结果的相对不确定度不超过1%。计算CARR堆芯各组件功率相对偏差如图8所示。

	3.25%	2.62%	3.16%	RD-CITA
	3.44%	-0.34%	3.35%	RD-DON
	0.05%	-1.26%	0.03%	RD-OPT
3.59%	-14.19%	-3.84%	-14.14%	3.76%
3.73%	-12.64%	-2.15%	-12.58%	3.90%
0.32%	-6.44%	-2.67%	-6.38%	0.49%
4.20%	-3.64%	-6.25%	-3.75%	4.27%
0.87%	-2.02%	-3.10%	-2.14%	0.94%
0.02%	-2.83%	2.57%	-2.71%	0.05%
3.62%	-14.27%	-3.94%	-14.26%	3.61%
3.76%	-12.71%	-2.25%	-12.71%	3.75%
0.35%	-6.25%	-2.56%	-6.51%	0.34%
	2.92%	2.35%	3.03%	
	3.11%	-0.60%	3.22%	
	0.26%	-1.52%	0.16%	

图8 OPTEX优化前后各燃料组件功率相对偏差
Fig.8 Relative deviation of power of each fuel assembly before and after OPTEX optimization

图8中,RD-CITA为CITATION程序计算得到的CARR燃料组件功率相对偏差,而RD-DON和RD-OPT则分别为DONJON程序计算得到的OPTEX反射层优化前后CARR燃料组件功率相对偏差。使用OPTEX优化方法后,反射层各区域的扩散系数修正因子如表5所示。

从表5中可以看到,各区域扩散系数修正因子的取值都在0.5~1.4。铝填充块和池水区域的扩散系数几乎没有修正,表明堆芯功率分布对这些区域

并不敏感。对于垂直孔道和重水反射层区域则有较大修正,尤其是第2~4群扩散系数修正因子均明显小于1.0,这说明FVW方法低估了这些区域对第2~4群中子的散射截面,这是造成堆芯功率分布出现较大偏差的一个重要原因。而对于重水箱外壁区域,其第4群也就是热群的修正因子为1.389,则说明FVW方法高估了不锈钢材质的重水箱外壁对热群中子的散射截面。

定义堆芯功率分布的均方根偏差(Root Mean Square Deviation,RMSD)如式(3)所示^[20]:

$$\text{RMSD} = \left(\frac{\sum_{i=1}^N \text{RD}^2}{N} \right)^{\frac{1}{2}} \quad (3)$$

式中: N 为堆芯燃料组件数目;RD为燃料组件功率相对偏差。CITATION程序计算得到的堆芯功率分布RMSD为6.99%,偏差较大。使用多组件方法计算反射层少群均匀化常数时,DONJON程序计算得到的堆芯功率分布RMSD为6.06%,相较于CITATION的计算结果并没有明显改善。堆芯功率分布受到反射层对慢化和反射作用的影响,使用OPTEX优化方法对反射层均匀化常数进行修正,堆芯功率分布RMSD减小为3.14%,堆芯边缘的标准燃料组件改善最为明显,最大相对偏差为-1.52%,跟随体燃料组件的相对偏差减小了约50%。OPTEX优化方法给反射层各个区域的每群扩散系数乘上一个修正因子,把这些修正因子作为最优化问题的控制变量,而把少群扩散计算得到的堆芯功率分布与参考功率分布的RMSD作为优化的目标函数,使用最优化算法调整修正因子,使得RMSD的取值达到最小。因此,OPTEX优化方法能够保证反射层优化后堆芯功率计算偏差的总体下降,但是无法保证每一个组件的计算偏差都下降。

计算C3标准燃料组件和B2跟随体燃料组件的轴向线功率密度分布,取组件的轴向中点作为 x 轴零点,计算结果如图9所示。

表5 CARR反射层各区域扩散系数修正因子
Table 5 Correction factors for diffusion coefficients in various regions of CARR reflector

区域 Region	群号 Group number			
	1	2	3	4
铝填充块 Aluminum blocks	1.000	1.000	1.000	0.951
垂直孔道 Vertical channels	1.045	0.573	0.638	0.873
重水反射层 Heavy water reflector	1.046	0.841	0.717	0.561
重水箱外壁 Outer wall of heavy water tank	1.000	1.000	1.000	1.389
池水 Pool water	1.000	1.000	1.000	1.000

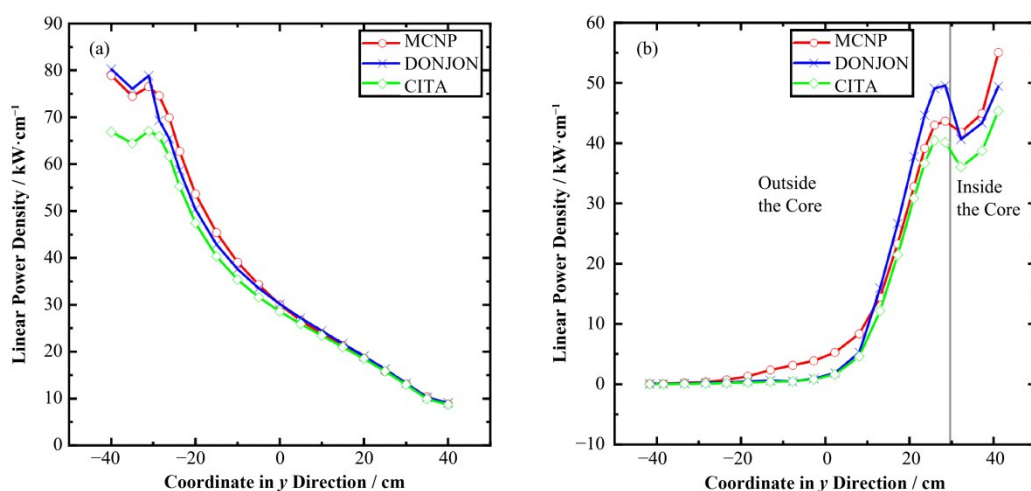


图9 C3组件轴向线功率密度分布(a)和B2组件轴向线功率密度分布(b)

Fig.9 Axial linear power density distribution of C3 assembly (a) and axial linear power density distribution of B2 assembly (b)

对于C3标准燃料组件,控制棒部分插入堆芯造成底部线功率密度大于顶部,相对较大的偏差出现在与控制棒插入范围相重合的上端和组件底部靠近下反射层的位置,整体趋势与§3.2中C3轴向热中子注量率分布相对应。而B2跟随体组件则与C3标准燃料组件相反,顶部位置的线功率密度大于底部。在跟随体组件顶部与控制棒连接处以及堆芯外的跟随体组件部分均出现了较大的偏差,中间部分计算结果则符合较好,堆芯底部位置出现功率峰,与C3组件的功率分布和热中子注量率分布计算结果相一致。对于CARR初装料堆芯,临界状态下控制棒棒位很低,约为全行程的20%。此时,只有很小一部分跟随体组件插入堆芯,其余部分在堆芯下方的轻水反射层中,跟随体组件本身径向尺寸很小,中子泄漏率大且中子离开跟随体燃料芯体后极易被吸收。在有限介质内,扩散理论在中子泄漏面附近不成立,这造成了跟随体燃料组件伸出堆芯外部分的功率计算结果较大偏差。

4 结语

CARR是一座采用板状燃料元件、紧凑堆芯设计的反中子阱型研究堆,传统的确定论堆芯物理计算方法在处理这类研究堆时会出现较大的偏差。使用DRAGON/DONJON程序进行CARR堆芯物理计算,引入多组件方法处理紧凑堆芯内组件的环境影响,使用OPTEx优化方法对反射层均匀化扩散系数进行修正。将计算结果与蒙特卡罗方法和传统“三步法”进行对比,结果表明,当控制棒全部插入堆芯和临界工况下 k_{eff} 的计算结果与蒙特卡罗方法符合较好,相对偏差分别为0.5%和-0.27%。当控制棒全部插入堆芯,也即反应堆处于深次临界状态时偏差

稍大,为0.82%。对重水箱中间部分和堆芯活性区范围内的中子注量率计算结果符合较好,最大相对偏差不超过5.0%。而中子扩散理论本身的局限性造成了重水箱边缘、轴向轻水反射层以及池水外真空边界附近计算结果的较大偏差。OPTEx反射层优化可以减小堆芯功率分布的整体计算偏差,堆芯功率分布RMSD减小了约50%。而与传统“三步法”相比较,改进确定论方法在几乎所有核特性参数的计算中相对偏差都有明显改善,尤其是在堆芯中子注量率和功率分布的计算中,最大相对偏差由超过20%下降到约6.5%,能够基本满足工程应用的需求。

基于DRAGON/DONJON程序的“两步法”计算方案可以快速地给出反应堆各运行状态下的 k_{eff} 、重水箱内中子注量率分布、堆芯功率分布等重要的核特性参数。改进确定论方法提高了这些核特性参数的计算精度,拓展了确定论方法在堆上实验方案设计、反应堆运行参数快速计算分析等领域的应用。下一步工作将围绕DRAGON/DONJON程序的燃耗计算功能在CARR上的适用性展开分析评估,拓展该程序在CARR运行研究工作中的应用。

作者贡献声明 乔硕负责研究内容和研究方向的制定,采集、分析数据,起草文章;乔雅馨和冉怀昌提供理论指导并对文章进行审阅;朱吉印对文章内容进行审阅并提供技术支持。

参考文献

- 1 柯国土,石磊,石永康,等.中国先进研究堆(CARR)应用设计及其规划[J].核动力工程,2006(S2):6-10.
KE Guotu, SHI Lei, SHI Yongkang, *et al.* Description of application design and utilization programming for CARR

- [J]. Nuclear Power Engineering, 2006(S2): 6 - 10.
- 2 Masahiro Yagi, Shigeru Wada, Yoji Murayama, *et al.* Characteristic tests of silicide fuel core in JRR-3M[C]. 2000 International Meeting on Reduced Enrichment for Research and Test Reactors, Las Vegas, Nevada, October 1 - 6, 2000.
 - 3 Dimitrios Kontogeorgakos, Ion E Stamatelatos. Validation of the Monte Carlo model of the greek research reactor core[J]. Nuclear Technology, 2010, **170**: 460 - 464. DOI: [10.13182/nt10-a10331](https://doi.org/10.13182/nt10-a10331).
 - 4 Diego Ferraro, Eduardo Villarino. Full 3-D core calculations with refueling for the OPAL research reactor using Monte Carlo code serpent 2[J]. Annals of Nuclear Energy, 2016, **92**: 369 - 377. DOI: [10.1016/j.anucene.2016.02.004](https://doi.org/10.1016/j.anucene.2016.02.004).
 - 5 Ma J M, Wang G B, Yuan S, *et al.* An improved assembly homogenization approach for plate-type research reactor [J]. Annals of Nuclear Energy, 2015, **85**: 1003 - 1013. DOI: [10.1016/j.anucene.2015.07.018](https://doi.org/10.1016/j.anucene.2015.07.018).
 - 6 Banerjee S, Pandey P, Singh T. Benchmark study of 10 MWth material test reactor by standard deterministic codes[J]. Life Cycle Reliability and Safety Engineering, 2020, **9**(2): 147 - 159. DOI: [10.1007/s41872-020-00121-4](https://doi.org/10.1007/s41872-020-00121-4).
 - 7 Marleau G, Hébert A, Roy R. A user guide for dragon version5[R]. Ecole Polytechnique de Montreal: Institut de Genie Nucleaire, 2023.
 - 8 Hébert A, Sekki D, Chambon R. A user guide for donjon version5[R]. Ecole Polytechnique de Montreal: Institut de Genie Nucleaire, 2023.
 - 9 Elisabeth Varin, Guy Marleau. CANDU reactor core simulations using fully coupled DRAGON and DONJON calculations[J]. Annals of Nuclear Energy, 2006, **33**(8): 682 - 691. DOI: [10.1016/j.anucene.2006.03.005](https://doi.org/10.1016/j.anucene.2006.03.005).
 - 10 Sukarno D H. Neutronics analysis of PWR core using DRAGON, TRIVAC, and DONJON computer codes[J]. Journal of Physics: Conference Series, 2021, **1772**(1): 012016. DOI: [10.1088/1742-6596/1772/1/012016](https://doi.org/10.1088/1742-6596/1772/1/012016).
 - 11 Jaï O, El Hajjaji O, El Bardouni T. Modeling of the 2 MW TRIGA mark-II research reactor using the deterministic codes system DRAGON5 and DONJON5[J]. Moscow University Physics Bulletin, 2019, **74**(5): 544 - 550. DOI: [10.3103/S0027134919050084](https://doi.org/10.3103/S0027134919050084).
 - 12 Al Zain J, El Hajjaji O, El Bardouni T, *et al.* Analysis of the reactivity coefficients and fuel burnup for MNSR research reactor using DRAGON5/DONJON5 codes[J]. Radiation Physics and Chemistry, 2019, **160**: 56 - 62. DOI: [10.1016/j.radphyschem.2019.03.006](https://doi.org/10.1016/j.radphyschem.2019.03.006).
 - 13 Liu S C, Wang G B, Wu G C, *et al.* Neutronics comparative analysis of plate-type research reactor using deterministic and stochastic methods[J]. Annals of Nuclear Energy, 2015, **79**: 133 - 142. DOI: [10.1016/j.anucene.2015.01.027](https://doi.org/10.1016/j.anucene.2015.01.027).
 - 14 Liu S C, Wang G B, Liang J G, *et al.* Burnup-dependent core neutronics analysis of plate-type research reactor using deterministic and stochastic methods[J]. Annals of Nuclear Energy, 2015, **85**: 830 - 836. DOI: [10.1016/j.anucene.2015.06.041](https://doi.org/10.1016/j.anucene.2015.06.041).
 - 15 Sonat Sen, Andrew Hummel, Hikaru Hiruta. Super-Homogenization (SPH) corrected cross section generation for high temperature reactor[R]. United States: N. p., 2017. DOI: [10.2172/1369365](https://doi.org/10.2172/1369365).
 - 16 Hébert A, Leroyer H. A presentation of the OPEX reflector model[J]. Nuclear Science and Engineering, 2014, **176**(3): 312 - 324. DOI: [10.13182/nse13-26](https://doi.org/10.13182/nse13-26).
 - 17 Daniel López Aldama. Documentation for WIMSD-formatted libraries based on ENDF/B-VII.1 evaluated nuclear data files with extended actinide burn-up chains and cross section data up to 2 000 K for fuel materials[R]. Austria: IAEA Nuclear Data Section Vienna International Centre, 2014.
 - 18 Hébert A. Draglib download page[OL]. 2008.05.26. <http://merlin.polymtl.ca/libraries.htm>.
 - 19 谢仲生. 核反应堆物理分析[M]. 5版. 西安: 西安交通大学出版社, 2020: 55 - 56.
XIE Zhongsheng. Physical analysis of nuclear reactor[M]. 5th ed. Xi'an: Xi'an Jiaotong University Press, 2020: 55 - 56.
 - 20 Kévin Fröhlicher, Vivian Salino, Alain Hébert. Investigating fission distribution behavior under various homogenization techniques for asymmetrical fuel assemblies and different reflector equivalence methods[J]. Annals of Nuclear Energy, 2021, **157**: 108221. DOI: [10.1016/j.anucene.2021.108221](https://doi.org/10.1016/j.anucene.2021.108221).