

文章编号: 0258-0926(2014)S2-0183-03; doi: 10.13832/j. jnpe. 2014. S2. 0183

# 熔盐堆动力学软件开发

庄 坤, 曹良志, 郑友琦, 吴宏春

西安交通大学核科学与技术学院, 西安, 710049

摘要: 基于燃料流动对缓发中子先驱核 (DNP) 空间分布的影响建立合适的熔盐堆动力学模型并开发了程序 MOREL, 选取了橡树岭国家实验室 (ORNL) 熔盐堆实验 (MSRE) 的实验数据对 MOREL 特别是 DNP 模型进行校验, 结果表明 MOREL 可以用于熔盐堆动力学分析。

关键词: 熔盐堆; 反应性损失; 中子动力学

中图分类号: TL31 文献标志码: A

## Development of Neutron Kinetic Code for Molten Salt Reactors

Zhuang Kun, Cao Liangzhi, Zheng Youqi, Wu Hongchun

School of Nuclear Science and Technology, Xi'an Jiaotong University, Xi'an, 710049, China

Abstract: This study establishes the suitable dynamic models for molten salt reactors considering the effects of fuel flow on the distribution of delayed neutron precursors and then develops a new code named MOREL. Some MSRE experimental data from Oak Ridge National Laboratory (ORNL) are chosen to verify the code, especially the DNP model, and the numerical results indicate that MOREL can be used for the analysis of the molten salt reactors.

Key words: Molten salt reactor, Reactivity loss, Neutron kinetics

### 0 前 言

熔盐堆最大的特点是采用 FLIBE 熔盐既作燃料又作冷却剂和慢化剂, 由于燃料的流动, 部分缓发中子先驱核 (DNP) 将会流出堆芯外并发生衰变进而导致堆芯内的有效缓发中子份额降低<sup>[1]</sup>, 因此传统的固体燃料反应堆动力学模型将不再适用于熔盐堆, 需要建立新的模型。

本文建立合适的熔盐堆动力学模型并开发了程序 MOREL, 选取了熔盐堆实验 (MSRE) 的实验数据值对 MOREL 特别是 DNP 模型进行校验。

### 1 理论模型与数值方法

MOREL 程序采用经典两步法: 组件计算和堆芯动力学计算。组件计算采用 HELIOS 程序获得组件少群常数与动力学参数, 堆芯动力学计算考虑了 DNP 的轴向流动, 采用基于任意三角形节块的解析基函数展开方法<sup>[2]</sup>得到各个时刻点下的

功率和 DNP 分布。

#### 1.1 少群常数和动力学参数计算

组件计算程序为 HELIOS, 基于 ENDF/B-VI 多群常数库, 采用子群方法进行共振计算、流耦合碰撞概率法 (CCCP) 进行输运计算得到二维无限组件的少群截面及动力学参数。反射层参数的计算采用超栅元模型。

#### 1.2 三维堆芯动力学计算

为适用于复杂几何熔盐堆的研究与设计, MOREL 采用基于非结构几何的三维扩散计算, 三角形网格由 ANSYS-14.0 产生。

1.2.1 动力学模型 建立三维中子动力学模型, 包括三维中子扩散模型和考虑轴向流动的 DNP 平衡方程。由于 DNP 随燃料沿轴向流动, 部分先驱核流出堆外并发生衰变, 未衰变的将再次进入堆芯, 因此 DNP 方程需在整个主回路中进行求解。

时空中子动力学方程组包括  $G$  个中子扩散方

收稿日期: 2014-10-27; 修回日期: 2014-11-19

基金项目: 国家自然科学基金资助项目 (91226106)、863 计划资助项目 (2013AA051402)、长江学者和创新团队发展计划 (IRT1280)

作者简介: 庄 坤 (1988—), 男, 博士研究生, 现从事反应堆物理研究

程和  $I$  个 DNP 方程。根据之前的相关研究<sup>[3]</sup>可知, 燃料盐的流动对堆芯中子注量率几乎没有影响, 因此熔盐堆动力学方程组中的注量率方程与传统固体堆动力学注量率方程没有区别, 只是在先驱核方程中增加了流动项。在控制体内根据中子守恒定律可以得到耦合的动力学方程组:

$$\frac{1}{v_g} \frac{\partial \varphi_g(r,t)}{\partial t} = L_g \varphi_g(r,t) + \hat{\Sigma}_s \varphi_g(r,t) + (1-\beta) \chi_{pg} F_g \varphi_g(r,t) + \sum_{i=1}^I \chi_{dgi} \lambda_i C_i(r,t) \quad (1)$$

$$\frac{\partial C_i(r,t)}{\partial t} = \beta_i F_g \varphi_g(r,t) - \lambda_i C_i(r,t) - \nabla [UC_i(r,t)], i=1,2,\dots,I \quad (2)$$

其中,

$$L_g \varphi_g(r,t) = \nabla \cdot D_g(r,t) \nabla \varphi_g(r,t) - \Sigma_{tg}(r,t) \varphi_g(r,t)$$

$$\hat{\Sigma}_s \varphi_g(r,t) = \sum_{g'=1}^G \Sigma_{g'g}(r,t) \varphi_{g'}(r,t)$$

$$F_g \varphi_g(r,t) = \sum_{g'=1}^G \nu \Sigma_{fg'}(r,t) \varphi_{g'}(r,t)$$

式中,  $U$  为燃料速度;  $v_g$  为中子速度,  $\varphi_g$  为中子注量率,  $\beta$  为  $i$  组 DNP 裂变份额总和,  $\beta = \sum_i \beta_i$ ;  $\chi$  为裂变谱;  $C_i$  为第  $i$  组 DNP 浓度;  $\lambda_i$  为第  $i$  组 DNP 衰变常数;  $\nu \Sigma_{fg'}$  为  $g$  群的有效裂变截面;  $\Sigma_{g'g}$  为  $g'$  到  $g$  群的散射截面; 下标  $g, p, d$  分别为能群、瞬发、缓发。

本文只考虑 DNP 的轴向流动, 先驱核方程中的源项可以记为  $Q(z,t)$ , 对各组先驱核, 方程(2) 具有相同的形式, 去掉下标  $i$  可写为:

$$\frac{\partial C(z,t)}{\partial t} + \frac{\partial}{\partial z} [uC(z,t)] = Q(z,t) - \lambda C(z,t) \quad (3)$$

在每个时间步长内利用特征线粒子追踪法<sup>[4]</sup>求解方程(3), 各个节块内的燃料流速在单个时间步长内假设为恒定。

1.2.2 边界条件 (1) 进口: 由于中子外推距离与堆芯整个堆芯尺寸相比可忽略不记, 因此注量率方程在入口处的边界条件为真空。考虑到堆芯外回路没有衰变的 DNP 重新进入堆芯, 先驱核方程在进口处采用边界条件:

$$C_{i,in} = C_{i,out} \cdot \exp(-\lambda_i \cdot \tau) \quad (4)$$

式中, 下标 in 表示流入堆芯, out 表示流出堆芯。

(2) 出口: 注量率方程采用真空边界条件。

先驱核堆芯出口流量与外回路进口流量保持一致。

## 2 程序验证

本文利用 MSRE 的实验数据对程序进行验证, MSRE 功率为 8 MW, 慢化剂为石墨, 氟化盐以 648.9 的温度流经由石墨栅阵构成的矩形管道。根据橡树岭国家实验室 (ORNL) 熔盐堆运行报告<sup>[5]</sup>建立 MSRE 的简化模型 (图 1)。

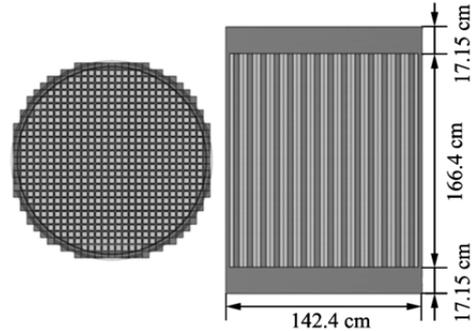


图 1 MSRE 简化几何模型

Fig. 1 MSRE Sample Geometry

近似的 MSRE 几何模型为圆柱体, 半径为 71.2 cm, 高度为 200.7 cm, 堆芯填充石墨栅阵, 高度为 17.15 cm 的上下腔室分别在石墨栅阵顶部和底部。石墨管道中燃料流速与上下腔室中的流速不同。计算中使用的热工水力参数取自文献[6]。燃料组成部分取自 MSRE 运行报告, 为减少实验结果与计算结果的偏差, 模拟过程选取了 2 套不同的 DNP 数据: 基于 ENDF/B-VI 库由 HELIOS 组件计算产生; 由 ORNL 提供的缓发中子数据。堆芯内有效 DNP 份额的计算方法取自文献[7]。

### 2.1 MSRE 稳态运行下 DNP 损失

第 1 个基准题计算 MSRE 稳态运行下的 DNP 损失。MSRE 实验结果与文献[8]的计算结果作为参考解。本文计算了 MSRE 在采用  $^{235}\text{U}$  燃料和  $^{233}\text{U}$  燃料的 2 种情况下的缓发中子份额损失。

表 1、表 2 列出了 2 种燃料类型下本文计算的六组缓发中子份额损失与参考值的比较。从表中可以看出, 本文的计算结果与试验值吻合较好, 与其他单位的计算值差别不大。偏差的原因主要来自: 进行 MSRE 模拟时采用的简化几何模型不同; 评价缓发中子份额损失的模型不同。

### 2.2 MSRE 起泵和停泵瞬态

第 2 个基准题模拟 MSRE 在无保护状态下的燃料起泵和停泵瞬态过程。在这 2 个瞬态过程中,

表 1 采用  $^{235}\text{U}$  燃料的缓发中子份额损失  
Table 1 Delayed Neutron Fraction Loose when  $^{235}\text{U}$  as Fuel

缓发中子份额	总计	1	2	3	4	5	6
MSRE	212	—	—	—	—	—	—
ORNL	222	—	—	—	—	—	—
BUTE	244	—	—	—	—	—	—
EDF	228.8	12.0	78.0	62.3	73.7	2.8	0.0
ENEA	259.2	14.0	90.5	71.1	80.4	3.2	0.1
FZK (a)	262.2	14.1	90.8	70.9	81.9	4.1	0.3
FZK (b)	212.2	12.6	77.5	52.8	62.4	5.6	0.9
FZR	253.2	13.8	89.2	68.4	77.8	3.9	0.1
POLITO	278.0	16.0	100.7	74.1	82.8	4.0	0.2
本文结果 1	231.5	13.4	57.1	61.5	67.0	2.5	0.1
本文结果 2	246.3	13.6	88.9	67.7	73.6	2.5	0.0

注：本文结果 1 为使用 ORNL 的 DNP 数据；本文结果 2 为使用由 ENDF/B-VI 产生的 DNP 数据；MSRE 为实验结果；ORNL 为橡树岭国家实验室的计算结果；BUTE 为布达佩斯技术与经济大学；EDF 为法国电力集团；ENEA 为意大利新技术与能源国家机构；FZK 为卡尔斯鲁厄研究中心；FZR 为罗森道夫研究中心；POLITO 为都灵理工大学。表 2 同理

表 2 采用  $^{233}\text{U}$  燃料的缓发中子份额损失  
Table 2 Delayed Neutron Fraction Loose when  $^{233}\text{U}$  as Fuel

缓发中子份额	总计	1	2	3	4	5	6
MSRE	100.5	—	—	—	—	—	—
ORNL	100.5	12.4	43.9	28.2	15.6	0.4	0.1
BUTE	85	—	—	—	—	—	—
EDF	107.8	12.4	44.1	30.8	20.0	0.5	0.0
ENEA	122.4	14.4	51.4	34.7	21.5	0.5	0.0
FZK (a)	125.0	14.5	51.7	35.1	22.7	0.8	0.1
FZK (b)	105.4	13.6	45.1	26.7	18.4	1.2	0.3
FZR	121.0	14.3	50.6	33.6	21.2	1.4	0.0
POLITO	134.5	16.7	57.7	36.3	22.9	0.8	0.1
本文结果 1	113.4	13.8	48.1	31.7	19.2	0.5	0.0
本文结果 2	102.2	13.5	38.2	24.0	26.1	0.7	0.04

堆芯通过调节控制棒的位置使功率保持不变，反应性的损失可通过控制棒的位置进行计算。与上一基准题类似，模拟过程中使用了 2 组缓发中子数据。起泵过程中，燃料流量在 10 s 内从 0 升高到正常值，停泵过程中，燃料流量在 22 s 内从正常值降低为 0。燃料流量的变化数据取自文献[9]。由图 2 可知，MOREL 能很好地模拟 MSRE 在起泵和停泵过程中缓发中子份额的变化。MSRE 在实验过程中对控制棒的提棒速度有一定限制，本文模拟过程中没有考虑到这个因素，这可能是高估反应性损失的一个原因。从图 2 可知，在约 13 s 时，反应性损失曲线有一个波动，这是由于堆芯外未衰变的先驱核重新进入堆芯。

### 3 结 论

本文考虑到 DNP 的轴向流动，建立了合适的

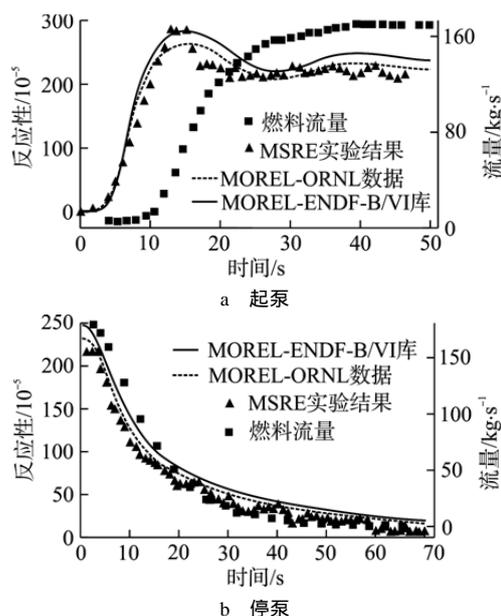


图 2 燃料起、停泵过程中的反应性损失  
Fig. 2 Reactivity Loss at Pump up and down

熔盐堆动力学模型，并开发了程序 MOREL，利用 MSRE 实验数据对建立的模型进行了验证，结果表明，建立的模型是正确的，MOREL 程序可以用于熔盐堆的动力学分析。

#### 参考文献：

- [1] MacPherson H G. The Molten salt reactor adventure[J]. Nuclear Science and Engineering, 1985, 90: 374-380.
- [2] Wang K, Wu H, Cao L. Analytic basis function expansion nodal method for neutron diffusion equations in triangular geometry [C]. Proc. Int. Conf. Proceedings of PHYSOR2010, USA, Pittsburgh, 2010, 444-455.
- [3] Zhang D L, Qiu S Z, Su G H. Development of a steady state analysis code for a molten salt reactor [J]. Annals of Nuclear Energy, 2009, 36: 590-603.
- [4] Jiri K, Ulrich G, Ulrich R, et al. DYN1D-MSR dynamics code for molten salt reactors[J]. Annals of Nuclear Energy, 2005, 32: 1799-1824.
- [5] PRINCE B E, ENGEL J R, BALL S J, et al. Zero-power physics experiments on molten-salt reactor experiment [R]. Oak Ridge, 1968, ORNL-4233.
- [6] Dulla S, Ravetto P, Rostagno M M. Neutron kinetics of fluid-fuel systems by the quasi-static method[J]. Ann. Nucl. Energy, 2004, 31: 1709-1733.
- [7] Lapenta G, Ravetto P, Ritter G. Effective delayed neutron fraction for fluid-fuel systems[J]. Annals of Nuclear Energy, 2000, 27: 1523-1532.
- [8] Delpech M, Dulla S, Garzenne C, et al. Benchmark of Dynamic Simulation Tools for Molten Salt Reactors[C]. Paper presented at: Proc. GLOBAL 2003-11-16, New Orleans, USA, 2003.
- [9] Zhang D L. Research on neutronics, thermal hydraulics and safety characteristics of molten salt reactors [D]. Xi'an: Xi'an Jiaotong University dissertation, 2009.

(责任编辑：马 蓉)