

正常运行工况熔盐堆主回路衰变热特性研究

周波^{1,2} 严睿¹ 邹杨¹ 杨璞¹ 于世和¹ 刘亚芬¹

1 (中国科学院上海应用物理研究所 嘉定园区 上海 201800)

2 (中国科学院大学 北京 100049)

摘要 基于 Mathematica 7.0 建立了熔盐堆(Molten Salt Reactor, MSR)主回路系统衰变热流动模型, 并与参考程序 ORIGENS 在静态燃烧下的计算结果以及熔盐实验堆(Molten Salt Reactor Experiment, MSRE)衰变热结果进行了初步验证, 相对偏差分别在 $\pm 4\%$ 和 $\pm 2.76\%$ 的范围内符合较好。对 2 MW 液态燃料钍基熔盐实验堆(Thorium Molten Salt Reactor - Liquid Fuel 1, TMSR-LF1)正常运行工况下主回路系统管道及设备内的衰变热分布进行了定量分析。结果表明: 启动堆达到满功率和设定流量后约 20 s 各区域衰变热快速积累, 随后便开始平缓上升并趋平衡。平衡时堆芯活性区衰变热占总衰变热的 46.7%, 上腔室、热管段#1、主泵、热管段#2、换热器、冷管段及下腔室区域分别占比 31.8%、1.21%、14.6%、0.89%、2.21%、1.67%和 0.94%。所建立的分析方法及结论可为熔盐堆主回路系统的热工水力安全分析、余热排出系统设计、反应堆功率调节与安全控制提供重要参考。

关键词 熔盐堆, 主回路系统, 衰变热, 流动模型

中图分类号 TL329

DOI: 10.11889/j.0253-3219.2018.hjs.41.040602

Analysis of decay heat in primary loop of molten salt reactor under normal conditions

ZHOU Bo^{1,2} YAN Rui¹ ZOU Yang¹ YANG Pu¹ YU Shihe¹ LIU Yafen¹

1(Shanghai Institute of Applied Physics, Chinese Academy of Sciences, Jiading Campus, Shanghai 201800, China)

2(University of Chinese Academy of Sciences, Beijing 100049, China)

Abstract [Background] The fissile nuclides in the molten salt reactor (MSR) will produce a large number of fission products under normal operation conditions, which would fill the entire primary loop system. The decay of the fission products would generate heat all the time, even though the fission power stopped. The accurate analysis of the decay heat has great significance on the safety analysis of the primary loop pipe and equipment. [Purpose] This study aims to establish a numerical model for analyzing the decay heat of the primary loop. [Methods] The numerical flow model of the decay heat was established for 2 MW MSR (Thorium Molten Salt Reactor - Liquid Fuel 1, TMSR-LF1) designed by Shanghai Institute of Applied Physics (SINAP), Chinese Academy of Sciences, and then solved by using Mathematica 7.0. The simulation results of the static burning of TMSR-LF1 of SINAP and molten salt reactor experiment (MSRE) of Oak Ridge National Laboratory, were compared with that of ORIGENS program, the deviations are within the range of $\pm 4\%$ and $\pm 2.76\%$ respectively. The decay heat distribution in primary pipe and equipments of the primary loop system under normal operating conditions of TMSR-LF1 was quantitatively analyzed

中国科学院战略性先导科技专项(No.XDA02010000)、中国科学院前沿科学重点研究项目(No.QYZDY-SSW-JSC016)资助

第一作者: 周波, 男, 1985 年出生, 2012 年毕业于哈尔滨工程大学, 现为博士研究生, 研究方向为反应堆物理设计与源项分析

通信作者: 邹杨, E-mail: zouyang@sinap.ac.cn

收稿日期: 2017-11-24, 修回日期: 2018-01-05

Supported by Strategic Priority Research Program of Chinese Academy of Sciences (No.XDA02010000), the Frontier Science Key Program of Chinese Academy of Sciences (No.QYZDY-SSW-JSC016)

First author: ZHOU Bo, male, born in 1985, graduated from Harbin Engineering University in 2012, doctoral student, focusing on reactor physics design and source term analysis

Corresponding author: ZOU Yang, E-mail: zouyang@sinap.ac.cn

Received date: 2017-11-24, revised date: 2018-01-05

to find the distribution rule of decay heat under different flow rates. [Results] The deviations of decay heat for TMSR-LF1 and MSRE, calculated by Mathematica and ORIGENS, are within the range of $\pm 4\%$ and $\pm 2.76\%$ respectively, under normal operating conditions. The decay heat accumulated rapidly in each region about 20 s after start-up of the reactor in full power and flow rate, and then began to rise slowly and tend to be an equilibrium value. After equilibrium, decay heat of core active area account for 46.7% of the total decay heat, and the upper plenum, the hot leg#1, the main pump, the hot leg#2, the heat exchanger, the cold leg and the lower plenum area accounted for 31.8%, 1.21%, 14.6%, 0.89%, 2.21%, 1.67% and 0.94% respectively. [Conclusion] The established analytical method and conclusions can provide important reference for thermal hydraulic safety analysis, residual removal system design, reactor power regulation and safety control.

Key words Molten salt reactor, Primary loop system, Decay heat, Flow model

熔盐堆(Molten Salt Reactor, MSR)的概念源自于美国 20 世纪 50~70 年代橡树岭国家实验室(Oak Ridge National Laboratory, ORNL)建造或设计的空间实验堆(Aircraft Reactor Experiment, ARE)^[1-2]、熔盐实验堆(Molten Salt Reactor Experiment, MSRE)^[3-4]、熔盐增殖堆(Molten Salt Breeding Reactor, MSBR)^[5-6]、低浓化熔盐堆(Denatured Molten Salt Reactor, DMSR)^[7]等实验堆。2001~2003 年, ORNL、桑迪亚国家实验室(Sandia National Laboratories, SNL)和加州大学伯克利分校(University of California Berkeley, UCB)共同发展了先进高温堆(Advanced High-Temperature Reactor, AHTR)的概念, 后正式命名为氟盐冷态高温堆(Fluoride Salt Cooled High Temperature Reactor, FHR)^[8-10]。2011 年, 中国科学院启动了“未来先进核裂变能——钍基熔盐堆核能系统”战略先导专项 TMSR, 其首期计划建成 2 MW 液态燃料熔盐堆实验堆和 10 MW 固态燃料熔盐实验堆^[11]。

反应堆的衰变热主要来自于裂变产物、锕系核素、活化产物, 其中裂变产物是衰变热的主要来源, 正常运行时约占总衰变热的 97%。对于任何一种固定燃料类型反应堆来讲, 通常关心的是停堆后反应堆内衰变热的变化特性, 这对反应堆余热排出系统的设计、冷却剂丧失情况下的事故安全分析、乏燃料的安全运输及储存都具有重要的参考价值。反应堆停堆后, 堆内仍然存在大量衰变热, 尤其是刚停堆的短时间内, 堆内具有很大的释热能力, 此时, 如果反应堆内燃料元件无法得到很好的冷却, 堆芯内的温度快速升高, 甚至超过堆芯材料设计使用的温度上限, 将导致堆芯烧毁, 反应堆内重大安全事故很多都是与堆内传热和冷却问题有关, 为了保证反应堆安全运行, 必须保证在任何工况下都能够及时排除堆芯余热。相对固定燃料类型反应堆而言,

对使用 ^{235}U 作为裂变材料的熔盐堆来讲, 停堆衰变热的产生与停堆后的衰变规律与其他以 ^{235}U 作为裂变材料的固定燃料类型反应堆基本相同, 同样应该保证停堆后的余热带载出问题, 除此之外, 熔盐堆相对固定燃料类型反应堆而言, 熔盐堆在正常运行工况下衰变热会充满整个主回路系统及关键设备之内, 并持续产生热量, 因此依然需要考虑其衰变热功率对管道的热工水力安全设计带来的影响。

熔盐堆正常运行工况下, 载有衰变热的裂变产物核素会随燃料盐的流动被分散在整个主回路管道以及相关热工水力连接区域, 包括热管段、冷管段、主泵、主换热器等区域。正常运行达到平衡时, 总衰变热约占反应堆总热功率的 7%, 这是一个很可观的数值, 这些衰变热在主回路管道及设备内将被视为持续发热的热源, 在正常运行工况下设备内衰变热若不能准确估算并从设计上确保热量的带出, 很有可能会使得主管道材料及设备在超设计温度下服役, 最终可能降低材料及设备使用寿命, 甚至酿成破口及设备损坏等严重事故, 最终导致放射性源项的释放。在功率控制方面, TMSR-LF1 通过固定出入口温度以及固定流量实现功率的稳定输出, 在不考虑管道及设备热损失的情况下, 理论上堆芯活性区出入口温度与换热器进出口温度是一致的, 但倘若主回路管道及设备内存在稳定热源, 那么换热器处进出口温度将不再与堆芯进出口温度保持一致, 是主回路系统及设备的保温层设计以及反应堆进出口温度的监测及控制均需进行考虑的关键问题, 这也是流动燃料类型反应堆与固定燃料类型反应堆的一大区别。

2 MW TMSR-LF1 在工程设计中所使用到的堆芯衰变热分析程序为 ORIGEN-S 程序, 该程序在核素燃耗分析、源项分析以及衰变热等分析方面被广泛应用, 该程序为典型的静态点燃耗程序, 这类程

序除 ORIGENS 以外常用的还有 ORIGEN、ORIGEN2、KORIGEN、DECOM、FISPIN 等。这些程序尽管可以通过外部调用实现分区燃耗，但每个区域的燃耗方程本质上均为固定的点燃耗，无法对裂变产物在不同区域间的流动问题进行分析。另外，通过这类点燃耗程序的外部调用不足以实现对流动问题的分析，这主要考虑到每个燃耗时间步长一般较长，而燃耗演化链中不同核素的半衰期相差甚大，微分方程是典型的刚性方程，对于短寿命的核素，要求对求解步长有精细的要求，而且反复外部读取文件及数据也大大降低了解决问题的效率，在时间及精度方面均不能满足需求，显然是不可取的。本文基于 Mathematica 7.0 程序建立了熔盐堆主回路系统的衰变热的动力学特性分析程序，并与参考程序 ORIGENS 进行了初步验证，对不考虑流动效应情况下的静态燃耗结果进行了对比，二者在全燃耗寿期内的计算偏差在 $\pm 4\%$ 范围内，初步验证了数学模型正确性及所使用核数据的合理性。同时对中国科学院上海应用物理研究所的 TMSR-LF1 方案设计阶段的一种方案在燃料盐流动情况下主回路系统衰变热随时间的流动演化规律、动态分布特性进行了分析。

1 模型描述

TMSR-LF1 堆芯物理参数计算模型如图 1 所示，堆芯直径为 190 cm，高度为 180 cm。堆芯主容器和堆内金属支撑结构构件使用 ASME-N10003 镍基合金材料。控制棒、实验与测量装置、中子源等布置在相应的 11 个功能通道中。其中 1#、2#、3#、4#、5#、6#为控制棒通道，7#为中子源通道，8#、9#、10#、11#为辐照实验与测量通道。在计算中子通量及中子能谱时使用了 SCALE6.1 程序包中的三维蒙特卡罗输运程序 KENO-VI 模块，在计算静态燃耗时使用的验证程序为 SCALE6.1 程序包中的

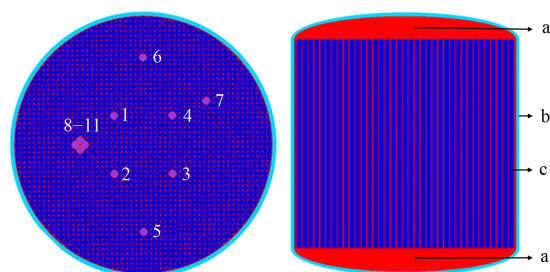


图 1 堆芯模型

a. 燃料盐, b. 反应堆容器, c. 堆芯石墨组件
Fig.1 Reactor core model
a. Fuel salt, b. Reactor vessel, c. Core graphite

TRITON^[12]控制模块，该模块主要调用 ORIGEN-S^[13]功能模块进行核素燃耗计算。

堆芯总体设计参数：热功率 2 MW；寿命 20 a；首批装料满功率运行天数 300 d；反应堆进、出口温度为 600 °C、650 °C；燃料盐 LiF-BeF₂-UF₄；铀燃料富集度 19.75%；二回路冷却剂 FNaBe；主回路熔盐额定流量 $2.24 \times 10^4 \text{ cm}^3 \cdot \text{s}^{-1}$ ；燃料组件材料为石墨；主容器及堆内构件的主要材料为 ASME- N10003；泵碗鼓泡气体类型为氦气。

TMSR-LF1 堆芯及主回路系统布局见图 2，燃料盐从堆芯上部出口流出至热管段，流经主泵，然后经过双熔盐换热器到主回路系统的冷管段，再从堆芯上部流入反应堆，经过下降环腔到达下腔室，自上而下流入堆芯活性区，二回路通过双熔盐换热器将主回路的热量交换至二回路熔盐，再通过熔盐空冷风机将二回路熔盐的热量带到空气环境中。

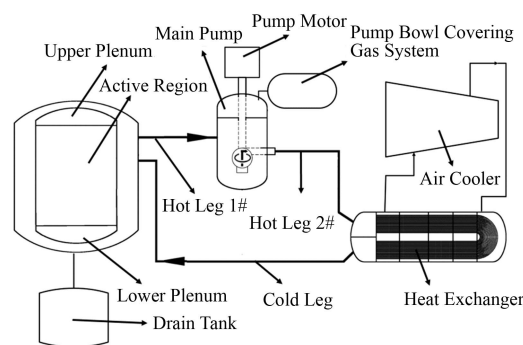


图 2 TMSR-LF1 系统示意图

Fig.2 Schematic diagram of TMSR-LF1 system

2 理论模型及假设

待求解物理量为裂变产物核素的原子密度在主回路系统不同空间不同时刻的量，为实现对不同空间核素演化的模拟以及不同空间之间的流动过程模拟，首先对主回路系统进行了空间分区，并对每个空间添加流动项，这也是实现核素流动分布分析的两个关键考虑。

根据图 2 所示的主回路系统结构及布局沿流动方向进行了一维空间的划分，建立数学模型时将主回路系统近似等效为 8 个空间区域，即堆芯活性区、上腔室、热管段、主泵、换热器、冷管段以及下腔室，其中主泵位于热管段的中间，因此分析时将热管段分成两部分：热管段 1#及热管段 2#。每个空间均考虑待求解核素由 ²³⁵U 裂变的产生项、由其他母核通过核反应及衰变的产生贡献及待求解核素自身由于衰变及核反应的消失项，另外对相邻空间之间添加了流入项及流出项，从而建立了含空间项含流

动项的联立微分方程组, 如式(1)所示, 理论模型的处理及假设如下:

- 1) 假设模型是一维流动问题, 不考虑管道内流场的径向流动。
- 2) 假设熔盐流体体积不可压缩, 假设密度不变。
- 3) 不考虑裂变产物在主回路系统中的化学反应、物理吸附及扩散等效应。
- 4) 保守起见, 主回路衰变热的分析过程不考虑裂变产物气体的在线去除。
- 5) 保守起见, 不考虑主回路系统到包容体及二回路的泄露与扩散。

$$\frac{dN_{i,j}[t]}{dt} = \sum_{k=1}^n \gamma_{k,i} \sigma_{k,f,j} N_{k,j}[t] \Phi_j + \sum_{k=1}^n \sigma_{k \rightarrow i,j} N_{k,j}[t] \Phi_j + \sum_{k=1}^n \sigma_{k \rightarrow i} \lambda_k^{\text{dec}} N_{k,j}[t] - \sigma_{i,f,j} N_{i,j}[t] \Phi_j - (\sigma_{i,j} - \sigma_{i,f,j}) N_{i,j}[t] \Phi_j - \lambda_i^{\text{dec}} N_{i,j}[t] + \sum_{m=1}^a \lambda_{i,m \rightarrow j}^{\text{flowin}} N_{i,m}[t] - \sum_{m=1}^a \lambda_{i,m \rightarrow m}^{\text{flowin}} N_{i,j}[t] \quad (1)$$

式中: $n=1, \dots, i, \dots$, 为待求解核素总个数; $a=1, \dots, j, \dots$, 为主回路系统所划分的区域总个数; $N_{i,j}[t]$ 为待求解核素 i 在区域 j 中的原子密度; $\gamma_{k,i}$ 为核素 k 裂变产生核素 i 的裂变产额; $\sigma_{k,f,j}$ 为区域 j 中核素 k 的裂变反应微观截面; $\sigma_{i,j}$ 为区域 j 中核素 i 除裂变反应之外的核反应微观截面; Φ_j 为区域 j 中平均中子通量密度; $\sigma_{k \rightarrow i,j}$ 为区域 j 中核素 k 通过核反应产生核素 i 的微观截面; $b_{k \rightarrow i}$ 为核素 k 通过衰变产生核素 i 的衰变分支比; λ_i^{dec} 为核素 i 的衰变常数。

式(1)右侧第一项 $\sum_{k=1}^n \gamma_{k,i} \sigma_{k,f,j} N_{k,j}[t] \Phi_j$ 代表区域 j 中核素 i 来自核素 k 的裂变产生率, 具体表示形式如式(2)所示, 裂变产额矩阵 $\gamma_{k,i}$ 为 $n \times n$ 维矩阵, 该矩阵为多数元素均为 0 的稀疏矩阵, 对于非裂变核

$$\begin{Bmatrix} \gamma_{1 \rightarrow 1} & \gamma_{1 \rightarrow 2} & \cdots & \gamma_{1 \rightarrow n} \\ \gamma_{2 \rightarrow 1} & \gamma_{2 \rightarrow 2} & \cdots & \gamma_{2 \rightarrow n} \\ \cdots & \cdots & \cdots & \cdots \\ \gamma_{n \rightarrow 1} & \gamma_{n \rightarrow 2} & \cdots & \gamma_{n \rightarrow n} \end{Bmatrix}^T \times \begin{Bmatrix} \sigma_{1,f,j} & & & \\ & \sigma_{2,f,j} & & \\ & & \ddots & \\ & & & \sigma_{n,f,j} \end{Bmatrix} \times \begin{Bmatrix} N_{1,j}[t] \\ N_{2,j}[t] \\ \vdots \\ N_{n,j}[t] \end{Bmatrix} \times \Phi_j \quad (2)$$

素及具体问题中不包含的裂变核素矩阵元素均为 0, 本文主要考虑来自熔盐堆中裂变材料 ^{235}U 的裂变产额数据。

$\sum_{k=1}^n \sigma_{k \rightarrow i,j} N_{k,j}[t] \Phi_j$ 为区域 j 中核素 i 来自核素 k 与中子发生核反应的产生率, 具体表示成式(3)的形式:

$$\begin{Bmatrix} \sigma_{1 \rightarrow 1,j} & \sigma_{1 \rightarrow 2,j} & \cdots & \sigma_{1 \rightarrow n,j} \\ \sigma_{2 \rightarrow 1,j} & \sigma_{2 \rightarrow 2,j} & \cdots & \sigma_{2 \rightarrow n,j} \\ \cdots & \cdots & \cdots & \cdots \\ \sigma_{n \rightarrow 1,j} & \sigma_{n \rightarrow 2,j} & \cdots & \sigma_{n \rightarrow n,j} \end{Bmatrix}^T \times \begin{Bmatrix} N_{1,j}[t] \\ N_{2,j}[t] \\ \vdots \\ N_{n,j}[t] \end{Bmatrix} \times \Phi_j \quad (3)$$

$\sum_{k=1}^a b_{k \rightarrow i} \lambda_k^{\text{dec}} N_{k,j}[t]$ 为区域 j 中核素 i 来自核素 k 的衰变产生率, 写成矩阵形式则如式(4)所示, 其中 $b_{k \rightarrow i}$ 是衰变分支比, 为 $n \times n$ 维稀疏矩阵, λ_i^{dec} 是衰变常数, 为 $n \times n$ 维对角矩阵。

$$\begin{Bmatrix} b_{1 \rightarrow 1} & b_{1 \rightarrow 2} & \cdots & b_{1 \rightarrow n} \\ b_{2 \rightarrow 1} & b_{2 \rightarrow 2} & \cdots & b_{2 \rightarrow n} \\ \cdots & \cdots & \cdots & \cdots \\ b_{n \rightarrow 1} & b_{n \rightarrow 2} & \cdots & b_{n \rightarrow n} \end{Bmatrix}^T \times \begin{Bmatrix} \lambda_1^{\text{dec}} & & & \\ & \lambda_2^{\text{dec}} & & \\ & & \ddots & \\ & & & \lambda_n^{\text{dec}} \end{Bmatrix} \times \begin{Bmatrix} N_{1,j}[t] \\ N_{2,j}[t] \\ \vdots \\ N_{n,j}[t] \end{Bmatrix} \quad (4)$$

$\sigma_{k,f,j} N_{i,j}[t] \Phi_j$ 为区域 j 中核素 i 的裂变消失率, 其中 $\sigma_{k,f,j}$ 为一对角矩阵, 如式(5)所示。

$$\begin{Bmatrix} \sigma_{1,f,j} & & & \\ & \sigma_{2,f,j} & & \\ & & \ddots & \\ & & & \sigma_{n,f,j} \end{Bmatrix} \times \begin{Bmatrix} N_{1,j}[t] \\ N_{2,j}[t] \\ \vdots \\ N_{n,j}[t] \end{Bmatrix} \times \Phi_j \quad (5)$$

$(\sigma_{i,j} - \sigma_{i,f,j}) N_{i,j}[t] \Phi_j$ 为区域 j 中核素 i 除裂变反应之外的反应途径的消失率, 表达式与式(5)相近, 在此不作展开。

$\lambda_i^{\text{dec}} N_{i,j}[t]$ 为区域 j 中核素 i 的衰变消失率, 衰变常数 λ_i^{dec} 同式(4)中的 λ_i^{dec} 对角矩阵。

$\sum_{m=1}^a \lambda_{i,m \rightarrow j}^{\text{flowin}} N_{i,m}[t] = \sum_{m=1}^a \frac{VF_{m \rightarrow j} N_{i,m}[t]}{\text{Volume}_j}$ 为核素 i 从区域 m 流入区域 j 的流入项, 具体表示为式(6)的形式, $VF_{m \rightarrow j}$ 为体积流量, 该矩阵为 $a \times a$ 维区域流动转移

矩阵, 由于研究对象为一维单向流动问题, 因此该矩阵元素中只在流动方向上相邻区域之间为非零, 其余情况矩阵元素值为 0, Volume_j 为区域 j 中燃料盐体积;

$$\begin{Bmatrix} VF_{1 \rightarrow 1} & VF_{1 \rightarrow 2} & \cdots & VF_{1 \rightarrow n} \\ VF_{2 \rightarrow 1} & VF_{2 \rightarrow 2} & \cdots & VF_{2 \rightarrow n} \\ \cdots & \cdots & \cdots & \cdots \\ VF_{a \rightarrow 1} & VF_{a \rightarrow 2} & \cdots & VF_{a \rightarrow n} \end{Bmatrix}^T \times \begin{Bmatrix} N_{1,j}[t] \\ N_{2,j}[t] \\ \vdots \\ N_{n,j}[t] \end{Bmatrix} \times \frac{1}{\text{Volume}_j} \quad (6)$$

$$\sum_{m=1}^a \lambda_{i,j \rightarrow m}^{\text{flowout}} N_{i,j}[t] = \sum_{m=1}^a \frac{VF_{j \rightarrow m} N_{i,j}[t]}{\text{Volume}_j} \text{ 为核素 } i \text{ 从区}$$

域 j 流出至区域 m 的流出项, 表示形式同式(6)类似。

通过 Mathematica 对裂变产额、衰变常数、核素截面、体积及流量等输入参数进行读取, 并对微分方程组进行数值求解, 从而得到各区域核素浓度 $N_{i,j}[t]$, 进而得到各区域核素 i 的衰变热功率 $P_{i,j}^{\text{dec}}[t]$, 如式(7)所示, 其中 Q_i^{dec} 为核素 i 单位活度衰变释放的能量:

$$P_{i,j}^{\text{dec}}[t] = N_{i,j}[t] \lambda_i Q_i^{\text{dec}} \quad (7)$$

求解时所有裂变产物初始化值均设为 0。

3 计算结果

3.1 数值验证

Mathematica 计算中所使用的核数据均为最新版本 ENDFB VII.1 的数据, 包括裂变产额、半衰期及衰变分支比等数据。

为了验证程序在核素演化链处理上以及核数据选取上的正确性、合理性, 在对衰变热的动态流动特性分析之前, 首先对 TMSR-LF1 主回路系统流量为 0 的情况下全堆芯总衰变热进行了计算, 并将计算结果与 SCALE6.1 中的 TRITON 燃耗控制模块计算结果进行了对比验证。对比结果见表 1, 其中 P_{dec}/FP 为衰变热功率与满功率的比值。可以看出, 计算结果与 TRITON 程序输出结果在全燃耗寿期 (300 d) 内的累积计算结果偏差均在 $\pm 4\%$ 范围以内, 符合较好。

另外, 选择了 MSRE 实验堆衰变热结果进行了对比^[14]。首先利用自编程序对 MSRE 实验堆衰变热数据进行了模拟, 并与 MSRE 安全分析报告中的提供的衰变热曲线进行了对比, MSRE 安全分析报告中提供的数据为 10 MW 热功率下连续运行 1 000 h 停堆 15 min 后排盐罐中衰变热功率数据, 对比结果如图 3 所示, 二者在停堆后 15 min~140 h 内, 相对

偏差在 $\pm 2.76\%$ 范围内, 符合较好。

通过与现有燃耗分析程序以及 MSRE 实验堆提供的数据所作的对比, 初步验证了所建立的数学模型及数值分析方法在燃耗链处理上是正确的, 所使用的核数据及分析结果均是合理可靠的。

表 1 反应堆启堆后总衰变热计算结果
Table 1 Calculation results of total decay heat after start-up of the reactor

停堆时间 Time after shutdown / d	参考值 (P_{dec}/FP) Reference value	计算值 (P_{dec}/FP) Calculated value	偏差 Relative deviation / %
1	6.40%	6.55%	2.37
2	6.50%	6.65%	2.34
3	6.55%	6.70%	2.28
10	6.69%	6.86%	2.52
30	6.77%	6.98%	3.20
100	6.84%	7.09%	3.69
200	6.87%	7.13%	3.81
300	6.88%	7.14%	3.88

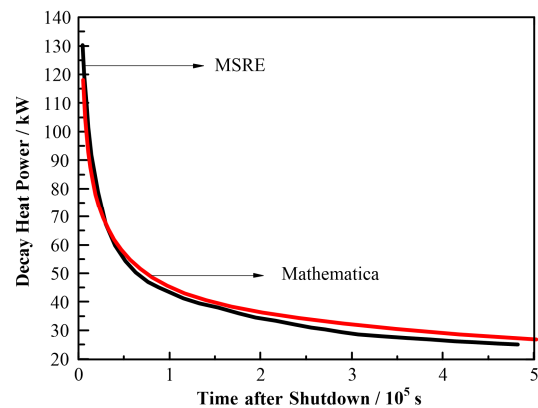


图 3 Mathematica 与 MSRE 实验堆衰变热数据比较
Fig.3 Comparison of decay heat data between Mathematica and MSRE

3.2 各区域衰变热计算

反应堆从临界状态到满功率运行工况时, 整个启堆过程通常是缓慢的, 操作流程也是复杂的。通常是通过缓慢提升控制棒, 并结合堆内中子探测器的实时监测, 使得堆芯功率缓慢提成并达满功率, 对于实验堆其启堆过程会更加复杂、缓慢, 同时为零功率实验阶段及低功率实验阶段其衰变热相对较少, 根据额定设计功率进行模拟, 其衰变热功率是最快能够达到平衡的。另外, 真实的模拟 MSR 实验堆的启堆过程需结合详细的启堆运行及实验方案, 模拟起来相对较难, 因此为了便于模拟, 仅对反应堆达满功率后的过程进行模拟, 即假设反应堆

热功率及燃料盐流量在 0 时刻均达额定功率及额定流量。

图 4 为不同流量情况下, 主回路系统衰变热的变化曲线。可以看出, 不同流量情况下, 各区域衰变热达到平衡所需时间有很大差异, 且平衡浓度也会随流量而变化, 堆芯活性区、上腔室、下腔室的变化趋势与堆外其他区域的变化趋势有所差异。流量增大时, 堆芯活性区、上腔室、下腔室达到平衡的时间变长, 而堆外其他区域流量越小其达到平衡所需时间越长, 这主要取决于短寿命核素在堆外的

衰变及流动所经历的时间。

表 2 为不同流量情况下衰变热达平衡态时在主回路系统中的分布。正常工况下, 即额定流量为 $2.24 \times 10^4 \text{ cm}^3 \cdot \text{s}^{-1}$, 可见, 各区域衰变热约在 20 s 就已趋平衡, 达到平衡态时, 堆芯活性区占 46.7%, 上腔室占 31.8%, 热管段 1# 占 1.21%, 主泵占 14.6%, 热管段 1# 占 0.89%, 换热器占 2.21%, 冷管段占 1.67%, 下腔室占 0.94%。随着流量的增加, 堆芯活性区及上腔室衰变热分别从 53.64%、35.84% 降低至

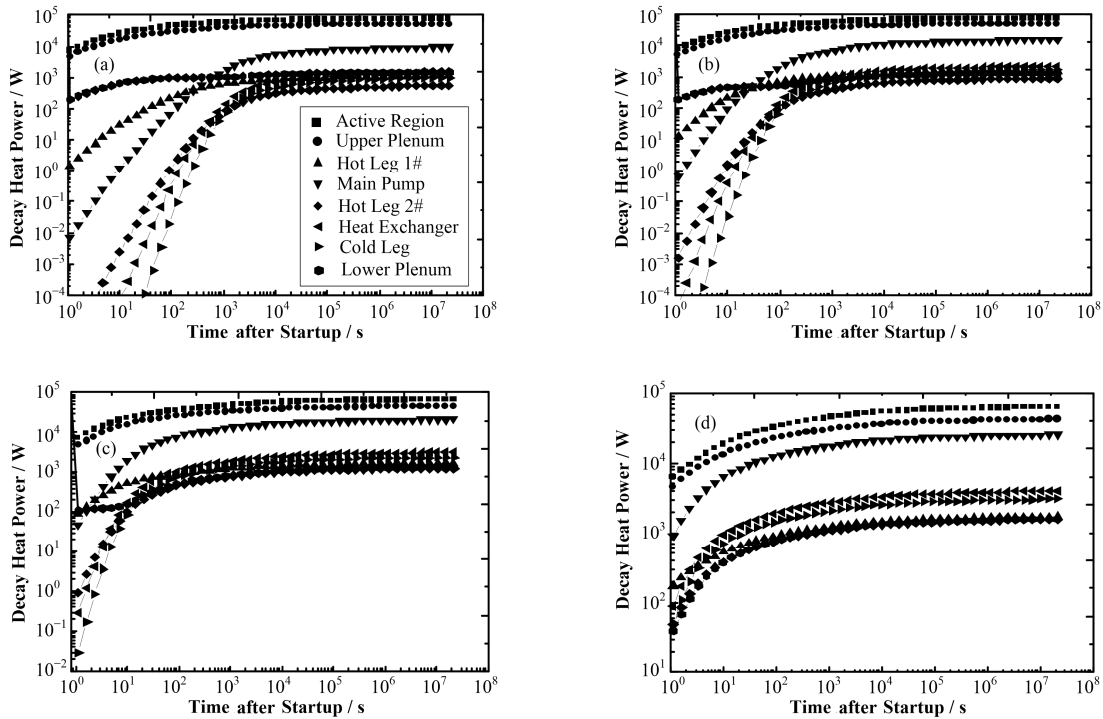


图 4 衰变热随流量和时间的变化
(a) $2.24 \times 10^2 \text{ cm}^3 \cdot \text{s}^{-1}$, (b) $2.24 \times 10^3 \text{ cm}^3 \cdot \text{s}^{-1}$, (c) $2.24 \times 10^4 \text{ cm}^3 \cdot \text{s}^{-1}$, (d) $2.24 \times 10^5 \text{ cm}^3 \cdot \text{s}^{-1}$
Fig.4 Decay heat varies with flow rate and time
(a) $2.24 \times 10^2 \text{ cm}^3 \cdot \text{s}^{-1}$, (b) $2.24 \times 10^3 \text{ cm}^3 \cdot \text{s}^{-1}$, (c) $2.24 \times 10^4 \text{ cm}^3 \cdot \text{s}^{-1}$, (d) $2.24 \times 10^5 \text{ cm}^3 \cdot \text{s}^{-1}$

表 2 平衡态衰变热随流量的变化
Table 2 Decay heat varies with flow rate at equilibrium state

流量 Flow rate $/ \text{cm}^3 \cdot \text{s}^{-1}$	不同区域衰变热占比 Decay power ratio in different regions / %							
	堆芯活性区 Active region	上腔室 Upper plenum	热管段 1# Hot leg 1#	主泵 Main pump	热管段 2# Hot leg 2#	换热器 Heat exchanger	冷管段 Cold leg	下腔室 Lower plenum
2.24×10^2	53.64	35.84	0.79	6.62	0.40	0.95	0.71	1.05
2.24×10^3	50.40	34.03	1.06	10.31	0.62	1.52	1.14	0.92
4.48×10^3	49.29	33.39	1.13	11.59	0.70	1.72	1.29	0.90
1.12×10^4	47.81	32.49	1.19	13.30	0.81	1.99	1.50	0.91
2.24×10^4	46.71	31.78	1.21	14.59	0.89	2.21	1.67	0.94
4.48×10^4	45.74	31.05	1.22	15.78	0.97	2.42	1.84	0.99
1.12×10^5	44.83	30.14	1.20	17.04	1.05	2.65	2.03	1.06
2.24×10^5	44.43	29.57	1.19	17.69	1.09	2.78	2.14	1.11
2.24×10^6	44.06	28.66	1.16	18.54	1.15	2.96	2.29	1.18

44.06%、28.66%，主要由于裂变产物流出堆芯所导致；流量增加时，回路管道、主泵、换热器内的衰变热所占比例单调增加，而下腔室则出现先减小后增加的趋势，在流量为 $4.48 \times 10^3 \text{ cm}^3 \cdot \text{s}^{-1}$ 处有一拐点，这是由于从堆芯流入下腔室项逐渐增加以及下腔室裂变产生项减小两种效应的叠加所导致。

3.3 停堆衰变热

表 3 为熔盐堆停堆后总衰变热随冷却时间的变

化，同时给出了裂变产物、锕系核素及活化产物所占衰变热比例。停堆后，燃料盐被排放至卸料罐，由卸料罐中的余热冷却系统将卸料盐衰变热进行载出，以保证排盐罐能够安全地储存乏燃料盐。美国橡树岭国家实验室设计的 MSRE，其余热排出系统余热排出能力设计值为反应堆满功率的 1%，也就相当于停堆后 1 h 后的衰变热功率，可作为 TMSR-LF1 余热排出系统的余热排出能力设计参考。

表 3 寿期末停堆后总衰变热计算结果
Table 3 Calculation results of total decay heat after shutdown

时间 Time	裂变产物 Fission products / %	锕系核素 Actinide nuclides / %	活化产物 Activated products / %	衰变热 Decay heat / W	衰变热占比 Decay heat ratio / %
1 s	97.1	2.20	0.75	1.22×10^5	6.09
1 min	96.1	3.86	0.02	6.85×10^4	3.43
1 h	94.2	5.84	0.00	2.61×10^4	1.30
1 d	89.4	10.56	0.00	9.21×10^3	0.46
30 d	99.98	0.02	0.00	2.19×10^3	0.11
1 a	99.86	0.14	0.00	1.82×10^2	0.009 1
50 a	94.6	5.36	0.00	4.86	0.000 2

对于停堆后数分钟甚至数小时量级的衰变热数据，是作为放射性取样检测等用途的主要参考数据，对于超过 1 h 后中长时间停堆衰变热数据，是作为余热排出系统设计及排盐罐安全分析所需重点关心的数据。而对于时间超过一年甚至更长时间的衰变热数据，是乏燃料长期贮存以及乏燃料后处理的主要参考数据。

4 结语

本工作基于 Mathematica 7.0 建立了 MSR 主回路系统衰变热流动特性及其分布的数值模拟程序，并与参考程序 ORIGENS 在静态燃耗下的结果进行了初步验证，二者在全燃耗寿期的计算偏差在 $\pm 4\%$ 范围以内，同时与 MSRE 实验堆衰变热数据进行了比较，二者偏差在 $\pm 2.76\%$ 范围内，符合较好。对 TMSR-LF1 正常运行工况及停堆工况衰变热进行了分析。结果表明：正常运行工况下，各区域衰变热约在 20 s 就已趋平衡，达到平衡态时，堆芯活性区衰变热占总衰变热功率的 46.7%，上腔室为 31.8%，热管段 1# 为 1.21%，主泵为 14.6%，热管段 2# 为 0.89%，换热器为 2.21%，冷管段为 1.67%，下腔室为 0.94%，分析结果及结论可作为 MSR 主回路系统管道及设备保温设计的参考。

在熔盐堆的工程设计及运行中，为了对主回路

系统及设备进行保温系统设计、热工水力安全分析、余热排出设计，必须准确了解主回路系统内的衰变热总量、各区域的分布及随时间的变化特性，建立合理的物理模型对衰变热的准确估算和对反应堆安全设计、事故安全分析及乏燃料储存均具有重要的意义。下一步对熔盐堆衰变热的分析还需更进一步的分析，熔盐堆主回路系统裂变产物核素种类繁多，根据裂变产物的溶解特性可分为三类：惰性气体类、惰性金属类以及易溶解类。其中惰性金属类不易溶于燃料盐，如 Nb、Mo、Ru、Sb、Te 等元素，根据美国橡树岭国家实验室的 MSRE 运行经验来看，惰性金属裂变产物会附着在不同材料的交界处，如气液界面、石墨组件表面以及合金与燃料盐交界面，因此这类核素将不会均匀地溶解在主回路系统中，其迁移原理及其分布还需进一步开展相关研究和分析。另外，主回路系统腐蚀活化产物 Co、Fe、Cr、Mn、Ni 等长寿命放射性核素在系统中的化学形态、演化过程、迁移与沉积对主回路系统衰变热分布的影响及其贡献也是下一步需要进一步研究的内容。

参考文献

- 1 Cottrell W B, Hungerford H E, Leslie J K, *et al.* Operation of the aircraft reactor experiment[R]. USA: Oak Ridge National Laboratory, 1955.
- 2 Briant R. Collection of papers on the aircraft reactor

- experiment[J]. Nuclear Science and Engineering, 1957, 2: 797–853.
- 3 Weinberg A M, Rosenthal M W, Haubenreich P N, *et al.* Collection of papers on the molten salt reactor experiment[J]. Nuclear Application & Technology, 1970, 8(2): 105–219.
- 4 Scott D, Grindell A G. Components and systems development for molten-salt breeder reactors[R]. ORNL-TM-1855. USA: Oak Ridge National Laboratory, 1967.
- 5 Robertson R C, Smith O L, Briggs R B. Two fluid molten-salt breeder reactor design study[R]. ORNL-4528. USA: Oak Ridge National Laboratory, 1970.
- 6 Robertson R C. Conceptual design study of a single fluid molten-salt breeder reactor[R]. ORNL-4541. USA: Oak Ridge National Laboratory, 1971.
- 7 Engel J, Bauman H, Dearing J, *et al.* Conceptual design characteristics of a denatured molten-salt reactor with once-through fueling[R]. USA: Oak Ridge National Laboratory, 1980.
- 8 Forsberg C W, Peterson P F, Pickard P S. Molten-salt-cooled advanced high-temperature reactor for production of hydrogen and electricity[J]. Nuclear Technology, 2003, 144(3): 289–302.
- 9 William R C, Timothy D B, William H, *et al.* Updated generation IV reactors integrated materials technology program plan[R]. Revision 2. USA: Oak Ridge National Laboratory, 2004.
- 10 Ingersoll D T, Forsberg C W, Ott L J, *et al.* Status of preconceptual design of the advanced high-temperature reactor (AHTR)[R]. USA: Oak Ridge National Laboratory, 2004.
- 11 江绵恒, 徐洪杰, 戴志敏. 未来先进核裂变能——TMSR 核能系统[J]. 中国科学院院刊, 2012, 27(3): 366–374. DOI: 10.3969/j.issn.1000-3045.2012.03.016.
JIANG Mianheng, XU Hongjie, DAI Zhimin. Advanced nuclear fission energy-nuclear energy system[J]. Bulletin of Chinese Academy of Sciences, 2012, 27(3): 366–374. DOI: 10.3969/j.issn.1000-3045.2012.03.016.
- 12 Dehart M D. TRITON: a two-dimensional transport and depletion module for characterization of spent nuclear fuel[R]. USA: Oak Ridge National Laboratory, 2006.
- 13 Gauld I C, Hermann O W, Westfall R M. ORIGEN-S: scale system module to calculate fuel depletion, actinide transmutation, fission product buildup and decay, and associated radiation source terms[R]. USA: Oak Ridge National Laboratory, 2006.
- 14 Beall S E, Haubenreich P N, Lindauer R B, *et al.* MSRE design and operations report Part V: reactor safety analysis report [R]. USA: Oak Ridge National Laboratory, 1964.