

熔盐增殖堆初步安全分析

程懋松^{1,2} 戴志敏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 熔盐堆是第四代核能论坛确定的 6 种先进四代堆型之一, 在固有安全、燃料循环、小型化、核资源的有效利用和防止核扩散等方面有其特有的优点。美国橡树岭国家实验室基于熔盐实验堆(Molten Salt Reactor Experiment, MSRE)设计、建造和运行经验, 完成了熔盐增殖堆(Molten Salt Breeder Reactor, MSBR)概念设计。本文对 MSBR 进行初步的安全分析, 为进一步改进和优化熔盐堆安全特性提供参考。根据 MSBR 的概念设计, 建立了一个采用耦合简化传热机制点动力学的安全分析模型, 并通过 MSRE 实验数据进行了验证。应用该模型模拟计算了 MSBR 在阶跃反应性和线性反应性引入后的堆芯热功率、堆芯石墨和堆芯熔盐温度瞬态。结果表明: 在引入不超过 500 pcm 反应性情况下, 无需采取任何措施, 不会出现温度过高、堆芯结构材料融化事故; 若需采取控制措施, 线性引入反应性比阶跃引入反应性更易于控制, 且应尽量避免短时间内引入反应性。

关键词 熔盐增殖堆, 安全分析, 点动力学

中图分类号 TL364

2002 年 9 月 20 日在日本东京召开的第四代反应堆国际研讨会上公布的 6 种第四代反应堆设计概念包括熔盐堆、超临界水冷堆、高温气冷堆、钠冷快堆、铅冷快堆和气冷快堆。其中, 熔盐堆是一种以可裂变和易裂变材料溶于高沸点氟化盐熔盐载体作为燃料的液态反应堆, 与传统固态堆不同, 熔盐堆堆芯燃料熔盐既为裂变燃料, 也作为冷却剂。易裂变材料和可裂变材料共同溶于同一熔盐载体的设计称为单流体熔盐堆; 分开溶于熔盐载体的设计称为双流体熔盐堆, 该类设计多用于增殖堆。熔盐以高于 500°C 的堆芯入口温度流入经优化设计的堆芯达到临界, 且仅在堆芯处达到临界, 燃料熔盐在堆芯处发生裂变反应释放热量, 并被自身吸收、带走, 不需另外的冷却剂, 燃料熔盐在堆芯出口处温度可达 700°C–800°C。堆芯流出的高温熔盐通过一次侧热交换器将热量传给二次侧冷却剂熔盐, 再通过二次侧热交换器传给功率转换系统进行发电或制氢。

20 世纪 40 年代后期, 美国橡树岭国家实验室(ORNL)开始研发熔盐堆, 50 年代计划用于军用喷气飞机推进器。1954 年, 成功建造和运行采用 NaF-ZrF₄-UF₄ 熔盐燃料的 2.5 MW(t)航空实验堆(Aircraft Reactor Experiment, ARE)^[1]。1965 年, 采用 LiF-BeF₂-ZrF₄-UF₄ 燃料熔盐的 8 MW(t)熔盐实验堆(MSRE)达到临界, 1965–1968 年, MSRE 累计运行了 13000 h^[2], 测试了各种类型的燃料和材

料, 积累了熔盐堆运行和维护经验。1970–1976 年, 提出并完成了采用 ²³²Th-²³³U 燃料循环的 MSBR 概念设计^[3]。1980 年, 提出了采用一次通过燃料循环, 不采用燃料在线处理, 具有 30 年长寿命的改性熔盐堆(Denatured Molten Salt Reactor, DMSR)的概念设计^[4]。俄罗斯曾于 20 世纪 70 年代开展过熔盐堆的研究, 日本于 20 世纪 80 年代开始, 以 MSBR 为参考堆型设计了 FUJI 系列熔盐堆^[5]。中国于 1970 年开始研究设计熔盐堆, 1971 年 9 月, 中国科学院上海应用物理研究所(原原子核研究所)熔盐堆零功率物理实验装置首次达到临界状态, 1973 年 7 月, 项目中止^[6]。2002 年 7 月, 四代堆论坛将熔盐堆作为 6 种第四代反应堆候选堆型之一, 熔盐堆重新引起核能界广泛的关注。

核反应堆安全分析在反应堆设计和运行中占据重要地位, 本文对 MSBR 设计进行初步安全分析, 为进一步改进和优化熔盐堆安全特性提供参考。反应堆安全分析的核心问题是如何快速求解瞬态过程中的功率和温度变化。固体燃料反应堆的实践证明: 点动力学是一种比较简单有效的近似处理方法。但液态燃料反应堆的流动特性, 使固体燃料反应堆点动力学模型不再适用于液态燃料反应堆。基于液态燃料反应堆特性, 本文首先建立了一个采用耦合简化传热机制点动力学的安全分析模型并进行了验证, 然后应用于 MSBR 初步安全分析。

第一作者: 程懋松, 男, 1981 年出生, 2005 年毕业于重庆大学, 现为上海应用物理研究所博士研究生, 研究方向: 反应堆物理
收稿日期: 2012-12-04, 修回日期: 2013-02-25

1 分析模型

1.1 系统描述

美国橡树岭国家实验室于 20 世纪 70 年代, 在熔盐实验堆(MSRE)成功运行基础上, 提出并逐步完善了采用 ^{232}Th - ^{233}U 燃料循环的熔盐增殖堆(MSBR)概念设计, 系统示意图见图 1。熔盐增殖堆采用石墨作为慢化剂, $\text{LiF-BeF}_2\text{-ThF}_4\text{-UF}_4$ 混合熔盐为燃料, $\text{NaBF}_4\text{-NaF}$ 熔盐为冷却剂, 堆芯热功率 2250 MW, 输出电功率 1000 MW, 堆芯入口温度约 566°C, 出口温度约 704°C, 2 根石墨调节棒, 2 根安全停堆棒^[7]。

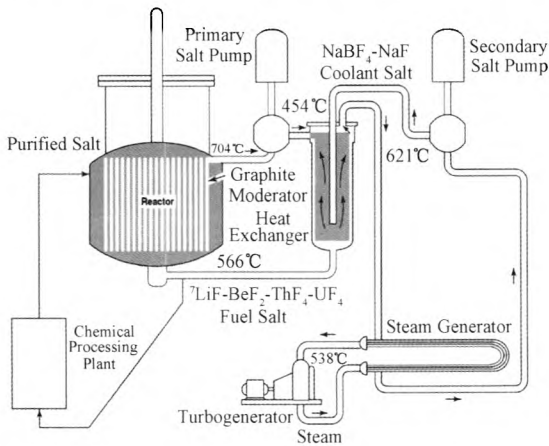


图 1 熔盐增殖堆系统^[7]
Fig.1 MSBR system.

为了对熔盐增殖堆安全特性进行初步分析, 中子学方面采用点动力学模型; 热工水力方面, 熔盐增殖堆系统简化成图 2 所示。堆芯由一个石墨块和两个熔盐块三部分组成。热交换器中一回路线燃料熔盐采用一熔盐块表示, 同时以 Q 代表系统散热能力。

$$\frac{dC_i(t)}{dt} = \frac{\beta_i}{\Lambda} N(t) - \lambda_i C_i(t) - \frac{1}{\tau_c} C_i(t) + \frac{\exp(-\lambda_i \tau_L)}{\tau_c} C_i(t - \tau_L) \quad (2)$$

式中, β_i 为第 i 群缓发中子份额; τ_c 为堆芯停留时间; τ_L 为外回路停留时间。式(2)中右边第三项表示流出堆芯的缓发中子先驱核, 第四项表示经回路重新回到堆芯的缓发中子先驱核。当反应堆处于稳态工况时, 由式(1)、(2)可获得由于燃料流动而损失的反应性:

$$\rho_0 = \sum_{i=1}^6 \beta_i \left[1 - \frac{\lambda_i}{\lambda_i + \frac{1}{\tau_c} (1 - \exp(-\tau_L \lambda_i))} \right] \quad (3)$$

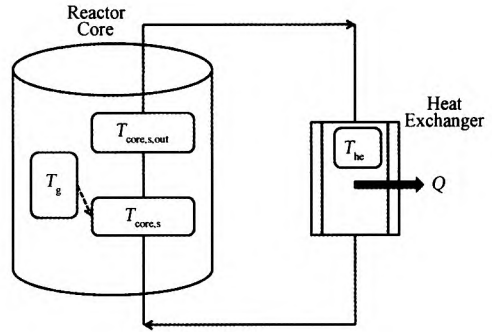


图 2 熔盐增殖堆集中参数模型
Fig.2 Lump model of MSBR.

1.2 熔盐堆点动力学模型

依据堆芯中子守恒原理, 可得堆芯中子平衡方程如下:

$$\frac{dN(t)}{dt} = \frac{\rho(t) - \beta}{\Lambda} N(t) + \sum_{i=1}^6 \lambda_i C_i(t) \quad (1)$$

式中, N 为中子密度; t 为时间; ρ 为反应性; β 为总缓发中子份额; Λ 为瞬发中子寿命; λ_i 为第 i 群缓发中子先驱核衰变常数; C_i 为第 i 群缓发中子先驱核浓度。

ρ 中包括由于燃料流动而导致的反应性损失, 形式上与固体燃料堆点动力学模型中的中子平衡方程一致。

在熔盐堆中, 缓发中子先驱核将随燃料一同沿着一回路循环流动。考虑熔盐堆中缓发中子先驱核特有的物理过程: 缓发中子先驱核随燃料流出堆芯, 在回路中发生衰变, 然后重新回到堆芯。因此, 可以获得熔盐堆缓发中子先驱核平衡方程^[8]:

反应性反馈可由温度变化、压力变化、液态燃料中气泡变化等因素引起。但是, 本文仅考虑堆芯燃料熔盐和石墨温度变化引起的温度反应性反馈。因此, 反应性方程可表示为:

$$\rho(t) = \rho_0 + \rho_{\text{inserted}}(t) + \rho_{\text{fs}} + \rho_{\text{fg}} \quad (4)$$

$$\rho_{\text{fs}} = \alpha_s [(T_{\text{core,s}} - T_{\text{core,s}}^0) M_{\text{core,s}} / 2.0 + (T_{\text{core,s,out}} - T_{\text{core,s,out}}^0) M_{\text{core,s}} / 2.0] / M_{\text{core,s}} \quad (5)$$

$$\rho_{\text{fg}} = \alpha_g (T_g - T_g^0) \quad (6)$$

式中, ρ_{inserted} 为外部引入反应性; ρ_{fs} 为堆芯熔盐温度反馈反应性; ρ_{fg} 为堆芯石墨温度反馈反应性; $T_{\text{core,s}}$ 为堆芯燃料熔盐平均温度; $T_{\text{core,s,out}}$ 为堆芯燃料熔盐出口温度; T_{g} 为堆芯石墨平均温度; $T_{\text{core,s}}^0$ 为初始稳态堆芯燃料熔盐平均温度; $T_{\text{core,s,out}}^0$ 为初始稳态堆芯燃料熔盐出口温度; T_{g}^0 为初始稳态堆芯石墨平均温度; α_{s} 为堆芯燃料熔盐温度反应性系数;

α_{g} 为堆芯石墨温度反应性系数; $M_{\text{core,s}}$ 为堆芯熔盐质量。

1.3 堆芯热动力学模型

在堆芯热工水力分析中, 假设一回路具有相同的质量流速, 根据质量守恒原理和能量守恒原理, 可分别获得简化的堆芯熔盐和石墨热动力学方程:

$$M_{\text{g}} c_{\text{g}} \frac{dT_{\text{g}}}{dt} = \gamma_{\text{g}} P_{\text{t}} - hA(T_{\text{g}} - T_{\text{core,f}}) \quad (7)$$

$$\frac{M_{\text{core,s}} c_{\text{s}}}{2} \frac{dT_{\text{core,s,out}}}{dt} = \frac{\gamma_{\text{s}} P_{\text{t}}}{2} + \frac{hA}{2} (T_{\text{g}} - T_{\text{core,s}}) + G_{\text{s}} c_{\text{s}} (T_{\text{core,s}} - T_{\text{core,s,out}}) \quad (8)$$

$$\frac{M_{\text{core,s}} c_{\text{s}}}{2} \frac{dT_{\text{core,s}}}{dt} = \frac{\gamma_{\text{s}} P_{\text{t}}}{2} + \frac{hA}{2} (T_{\text{g}} - T_{\text{core,s}}) + G_{\text{s}} c_{\text{s}} (T_{\text{core,s,in}} - T_{\text{core,s}}) \quad (9)$$

式中, P_{t} 为堆芯热功率; M_{g} 为堆芯石墨质量; C_{g} 为石墨比热; C_{s} 为燃料熔盐比热; γ_{g} 为堆芯石墨产热份额; γ_{s} 为堆芯熔盐产热份额; h 为堆芯石墨-熔盐换热系数; A 为堆芯石墨-熔盐换热面积; G_{s} 为一回路燃料熔盐质量流量; $T_{\text{core,s,in}}$ 为熔盐入口温度。

模型中, 用 Q 表示散热系统功能, 即在满功率运行时, Q 等于堆芯热功率, 且在瞬态过程中为常数。因此, 容易获得热交换器中熔盐温度控制方程:

$$M_{\text{he,s}} c_{\text{s}} \frac{dT_{\text{he}}}{dt} = G_{\text{s}} c_{\text{s}} (T_{\text{core,s,out}} - T_{\text{he}}) - Q \quad (10)$$

式中, $M_{\text{he,s}}$ 为热交换器中燃料熔盐质量; T_{he} 为热交换器中燃料熔盐温度。

我们作如下假设:

$$T_{\text{core,s,in}} = T_{\text{he}} \quad (11)$$

由于在缓发中子先驱核平衡方程中含有时间延迟项 $C_i(t - \tau_{\text{L}})$, 因此, 我们实际上要解的不是一般的常微分方程组, 而是时滞方程组。我们采用技术上成熟且普遍应用的六阶 Runge-Kutta 法^[9,10]解该时滞方程组。

1.4 模型验证

在使用该模型进行初步安全分析前, 首先采用 MSRE 起泵和停泵实验数据^[11]对模型进行验证, MSRE 的缓发参数见表 1。在 MSRE 运行期间, ORNL 执行了熔盐实验堆零功率物理实验, 测试了燃料熔盐流速的瞬态反应性效应, 即燃料泵启动和停止两个瞬态过程中控制棒的响应。

MSRE 启泵和停泵基准题的计算结果如图 3 所示。燃料泵启动瞬态过程中, 由于燃料运动, 缓发中子先驱核流出堆芯(图 4a), 从而减小了堆芯缓发

中子份额, 在实验中, 通过上提控制棒, 增加反应性, 以保持堆芯临界; 燃料泵停止瞬态过程中, 由于燃料流速逐渐减少, 堆芯缓发中子先驱核增加(图 4b), 提高了堆芯内缓发中子份额, 在实验中, 通过插入控制棒, 减少反应性, 以保持堆芯临界。比较两个基准题下的计算结果与实验结果, 可以看出两者符合较好, 从而证明了模型和程序的正确性。

表 1 MSRE ^{235}U 缓发中子参数^[12]
Table 1 Delayed neutron data for ^{235}U in MSRE.

群号 Group	$\lambda_i / \text{s}^{-1}$	$\beta_i (\times 10^{-5})$
C1	0.0124	22.3
C2	0.0305	145.7
C3	0.111	130.7
C4	0.301	262.8
C5	1.14	76.6
C6	3.01	28

2 计算结果

在熔盐增殖堆运行过程中, 对于短时间内的反应性调节, 主要通过石墨控制棒进行; 而对于长时间的反应性补偿, 主要通过调节燃料浓度。在熔盐增殖堆的概念设计中, 石墨控制棒可以提供总共 300 pcm 剩余反应性, 正常控制下的反应性引入速率为 10 pcm/s^[13]。

应用以上耦合简化传热机制的熔盐堆点动力学安全分析模型, 分别计算了熔盐增殖堆在引入 100、300、500、600 pcm 阶跃反应性和线性反应性后, 堆芯热功率、堆芯石墨和堆芯燃料温度瞬态。模拟计算中使用的熔盐增殖堆参数见表 2 和表 3。

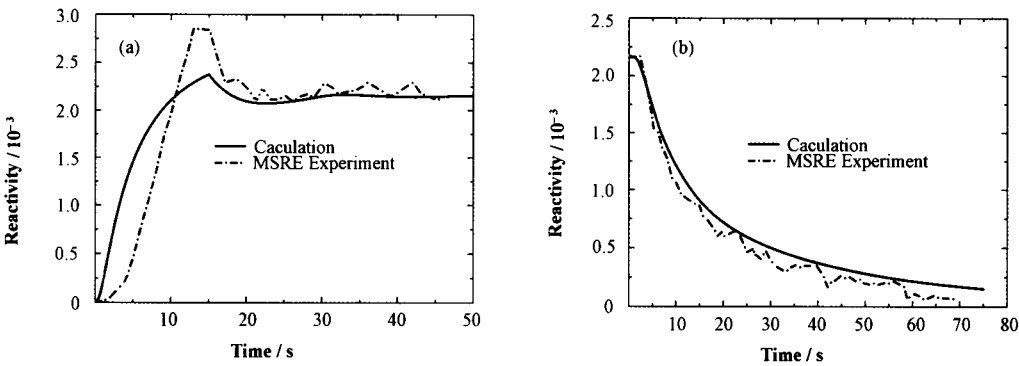


图 3 燃料泵启动(a)和停止(b)时, 控制棒引入补偿反应性随时间变化
Fig.3 Compensative reactivity inserted during fuel-pump start-up transient(a) and coast-down transient(b).

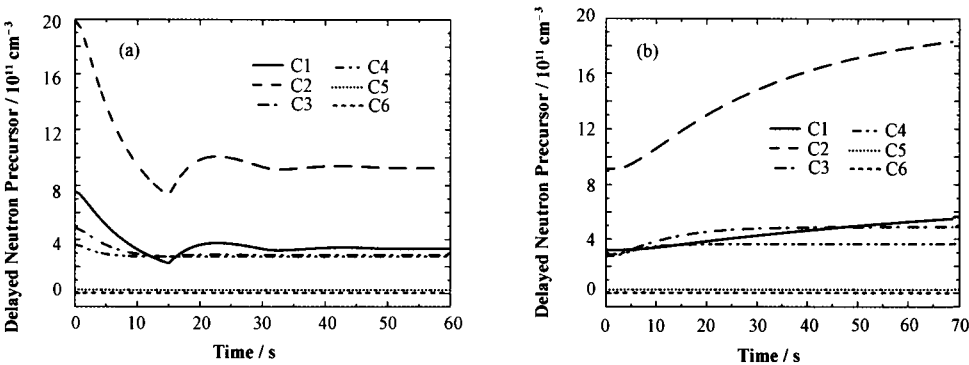


图 4 燃料泵启动(a)和停止(b)时, 堆芯缓发中子先驱核浓度随时间变化
Fig.4 Delayed neutron precursor in the core during fuel-pump start-up transient(a) and coast-down transient(b).

表 2 熔盐增值堆特性参数^[13,14]
Table 2 MSBR characteristics.

参数名称 Names	参数值 Values
瞬发中子寿命 Prompt neutron lifetime / s	3.6×10^{-4}
堆芯停留时间 Fuel transit time in core / s	3.58
外部回路停留时间 Fuel transit time in external primary loop / s	6.048
燃料熔盐温度反应性系数	-3.28×10^{-5}
Temperature coefficient of reactivity in fuel salt / $[(\delta K/K)/^{\circ}\text{C}]$	
堆芯石墨温度反应性系数	2.35×10^{-5}
Temperature coefficient of reactivity in graphite / $[(\delta K/K)/^{\circ}\text{C}]$	
燃料中产生的功率份额 Heat generation in fuel salt	0.97
石墨中产生的功率份额 Heat generation in graphite	0.03
石墨比热 Specific heat of graphite J / kg $^{\circ}\text{C}$	1757.3
燃料比热 Specific heat of fuel salt J / kg $^{\circ}\text{C}$	1355.6
石墨-燃料传热系数 Graphite-to-salt heat transfer coefficient J / (m 2 ·s $^{\circ}\text{C}$)	6043.3
熔盐流速 Fuel salt flow rate / kg·s $^{-1}$	1.1944×10^4
热功率 Heat generation / MWt	2250
燃料熔盐质量 Fuel salt mass / kg	54105
石墨质量 Graphite mass / kg	122622
传热面积 Heat transfer area / m 2	4114
一回路热交换器燃料熔盐质量	5384
Fuel salt mass in the primary heat exchanger / kg	

表 3 熔盐增殖堆 ^{233}U 缓发中子参数^[15]
Table 3 Delayed neutron data for ^{233}U in MSBR.

群号 Group	λ_i/s^{-1}	$\beta_i(\times 10^{-4})$
1	0.0126	2.3
2	0.0337	7.9
3	0.139	6.7
4	0.325	7.3
5	1.13	1.3
6	2.50	0.9

2.1 阶跃反应性引入后的堆瞬态

引入 100、300、500、600 pcm 阶跃反应性后，堆芯热功率瞬态见图 5，堆芯入口温度和出口温度瞬态见图 6。

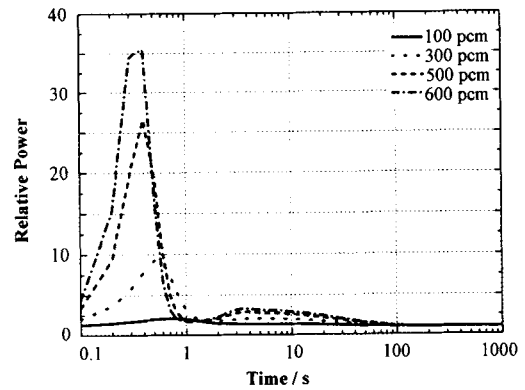


图 5 引入 100、300、500、600 pcm 阶跃反应性后的堆功率瞬态
Fig.5 Reactor power transients after 100, 300, 500 and 600 pcm step reactivity addition.

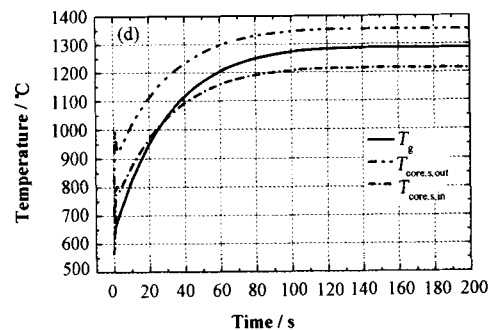
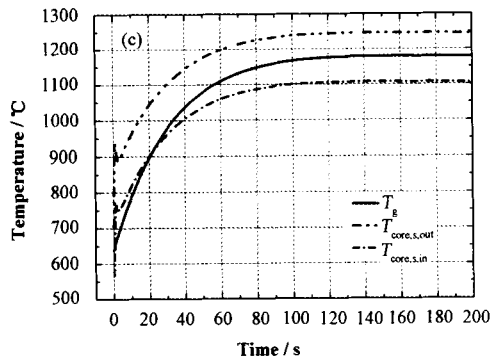
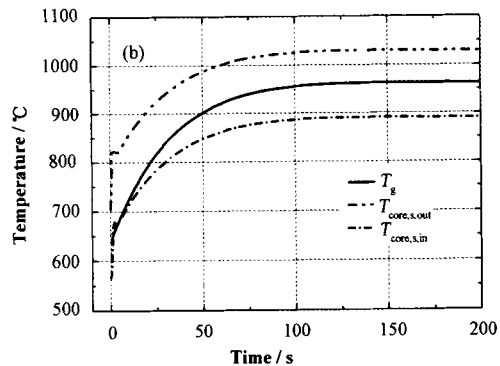
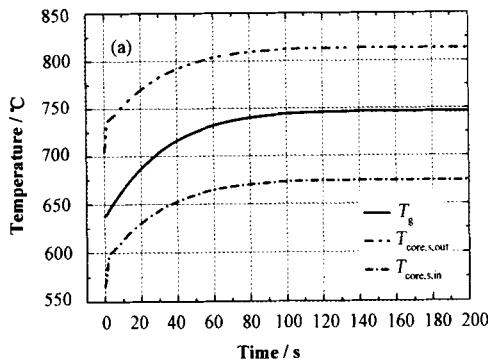


图 6 引入 100(a)、300(b)、500(c)、600(d) pcm 阶跃反应性后的温度瞬态
Fig.6 Temperature transients after 100(a), 300(b), 500(c), 600(d) pcm step reactivity addition.

如图 5，当阶跃反应性引入后，在 1 s 内，堆芯热功率达到功率峰值。引入 100 pcm 阶跃反应性后，最大瞬态功率是初始稳态功率两倍多；引入 300 pcm 阶跃反应性后，最大瞬态功率是初始稳态功率 9 倍多；引入 500 pcm 阶跃反应性后，最大瞬态功率是初始稳态功率 25 倍多；而引入 600 pcm 阶跃反应性后，最大瞬态功率是初始稳态功率 35 倍多。如图 6 所示，伴随着这些功率脉冲，相应的熔盐温度在对应的时间段也出现小脉冲，且随着引入阶跃反应性增大越发明显。随后，由于负温度反应性效应的作

用，引入反应性被升高的堆芯温度抵消，堆芯热功率回到初始稳态水平，而堆芯温度达到新的稳定值。

若熔盐温度过高，将对反应堆系统结构材料构成威胁。熔盐增殖堆采用 Hastelloy-N 镍基合金作为结构材料，其融化温度区间为 1302°C–1399°C^[16]。由图 6 可知，100、300、500 pcm 引入后，最大堆芯熔盐出口温度分别低于 825°C、1050°C、1250°C；而 600 pcm 引入后，最大堆芯熔盐出口温度约 1350°C，已经在 Hastelloy-N 镍基合金融化温度区间内，这将导致结构材料融化，严重威胁堆系统安全。

2.2 线性反应性引入后的堆瞬态

以 10 pcm/s 速率引入 100、300、500、600 pcm 反应性后, 堆芯热功率瞬态见图 7, 堆芯入口温度和出口温度瞬态见图 8。

考虑以 10 pcm/s 速率引入反应性(如图 7), 瞬态功率峰值随着引入反应性的增加延迟出现。同时, 与阶跃方式引入相比, 瞬态功率峰值明显大幅度降低。100(a)、300(b)、500(c)、600(d) pcm 引入后, 瞬态功率峰值分别是初始稳态功率的 1.4、1.9、2.2 倍; 600 pcm 引入后, 瞬态功率峰值也不过是初始稳态功率的 2.2 倍多。从图 8 知, 相应的堆芯石墨和堆芯熔盐温度没有在对应的功率峰值处出现明显的小脉冲。与阶跃引入方式相比, 堆芯石墨和熔盐温度达到新的稳定温度也相应推迟。但是, 由于最后引

入的反应性相同, 最终达到的新稳定温度值均一致。

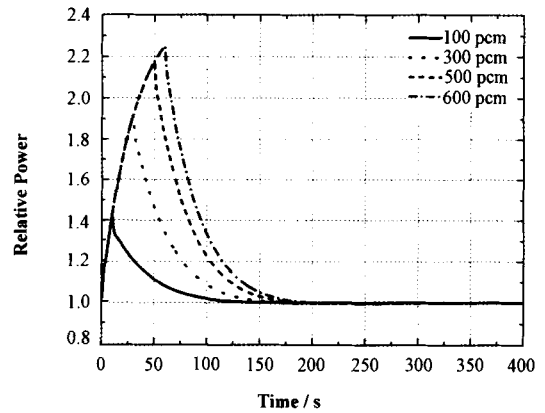


图 7 以 10 pcm/s 速率线性引入 100、300、500、600 pcm 反应性后的堆功率瞬态

Fig.7 Reactor power transients after 100, 300, 500, 600 pcm ramp reactivity addition at a rate of change of 10 pcm/s.

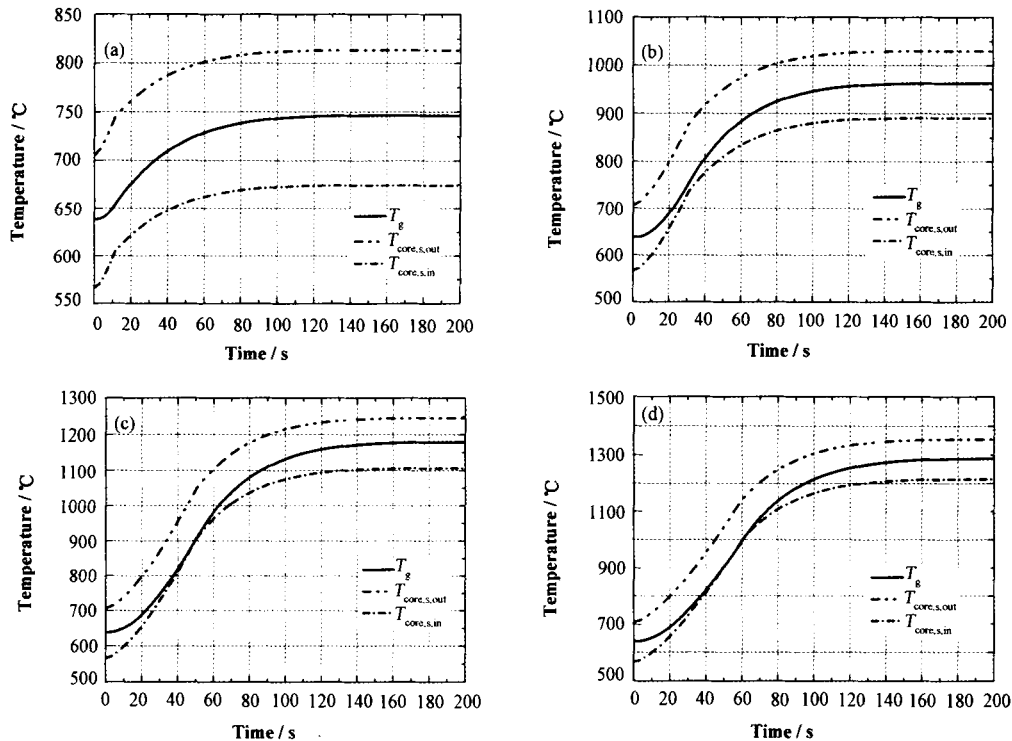


图 8 以 10 pcm/s 速率线性引入 100(a)、300(b)、500(c)和 600(d) pcm 反应性后的温度瞬态

Fig.8 Temperature transients after 100(a), 300(b), 500(c) and 600(d) pcm ramp reactivity addition at a rate of change of 10 pcm/s.

3 结语

美国橡树岭国家实验室基于熔盐实验堆 (MSRE) 设计、建造和运行经验, 完成了熔盐增殖堆 (MSBR) 概念设计。依据熔盐增殖堆系统概念设计, 给出了一个耦合简化传热机制熔盐堆点动力学的安全分析模型。应用该模型, 分别计算和分析了以阶跃形式和线性形式引入 100、300、500、600 pcm 反应性后的堆芯热功率、堆芯石墨温度和燃料熔盐温度瞬态。结果表明: (1) 当反应堆满功率运行时,

两种方式引入反应性只要不超过 500 pcm, 不需采取任何保护措施, 堆系统不会因为熔盐温度升高而造成结构材料融化; 若引入反应性超过 500 pcm 时 (如 600 pcm), 可能导致熔盐温度过高而出现结构材料融化现象, 发生严重事故。(2) 阶跃反应性引入后, 堆芯功率立即达到峰值。堆芯石墨和堆芯燃料温度除了出现一个小脉冲外, 将缓慢增加至新的稳定水平, 在这段时间, 允许我们采取调节措施, 控制温度上升过高, 以保证堆系统安全。线性反应性引入, 堆芯功率峰值比阶跃反应性引入后的低。但

是，温度达到新稳定水平的时间更长。因此，缓慢引入的反应性，更利于我们调节控制。在反应堆设计中，应尽量避免短时间内引入反应性。

参考文献

- 1 Bettis E S, Cottrell W B, Mann E R, *et al.* The aircraft reactor experiment-operation[J]. Nuclear Science and Engineering, 1957, 2: 841–853
- 2 Rosenthal M W, Briggs R B, Kasten P R. Molten-salt reactor program: semiannual progress report for period ending[R]. ORNL-4449, USA: ORNL, 1970
- 3 Engel J R, Bauman H F, Dearing J F, *et al.* Development status and potential program for development of proliferation-resistant molten-salt reactors[R]. ORNL-TM-6415, USA: ORNL, 1979
- 4 Engel J R, Grimes W R, Bauman H F, *et al.* Conceptual design characteristics of a denatured molten salt reactor with once-through fueling[R]. ORNL-TM-7207, USA: ORNL, 1980
- 5 Furukawa K, Arakawa K, BerrinErbay L, *et al.* A road map for the realization of global-scale thorium breeding fuel cycle by single molten-fluoride flow[J]. Energy Conversion and Management, 2008, 49: 1832–1848
- 6 吴桂刚. 核电设计成功的背后-研究试验[R]. D151-698-03, 中国科学院上海应用物理研究所, 2000
WU Guigang. Behind successful design of nuclear power research and experiment[R]. D151-698-03, Shanghai Institute of Applied Physics, Chinese Academy of Sciences, 2000
- 7 Robertson R C. Conceptual design study of a single-fluid molten-salt breeder reactor[R]. ORNL-4541, USA: ORNL, 1971
- 8 Ball S J, Kerlin T W. Stability analysis of the molten salt reactor experiment[R]. ORNL-TM-1070, USA: ORNL, 1965
- 9 Hayashi H. Numerical solution of retarded and neutral delay differential equations using continuous Runge-Kutta methods[D]. Toronto: Graduate Department of Computer Science, University of Toronto, 1996
- 10 Gear C W. Numerical initial value problems in ordinary differential equations[M]. USA: Prentice-Hall, Inc., 1971
- 11 Prince B E, Ball S J, Engel J R, *et al.* Zero-power physics experiments on the molten salt reactor experiment[R]. ORNL-4233, USA: ORNL, 1968
- 12 Haubenreich P N. Prediction of effective yields of delayed neutrons in MSRE[R]. ORNL-TM-038, USA: ORNL, 1962
- 13 Rosenthal M W, Haubenreich P N, Briggs R B. The development status of molten-salt breeder reactor[R]. ORNL-4812, USA: ORNL, 1972
- 14 Sides J R W H. Control studies of a 1000 MW(e) MSBR[R]. ORNL-TM-2927, USA: ORNL, 1970
- 15 Sides J R W H. MSBR control studies[R]. ORNL-TM-2489, USA: ORNL, 1969
- 16 Haynes International, Inc. HASTELLOY® N alloy[R]. H-2052B, USA, 2002

Preliminary safety analysis of molten salt breeder reactor

CHENG Maosong^{1,2} DAI Zhimin¹

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 molten salt reactor is one of the six advanced reactor concepts identified by the Generation IV International Forum as a candidate for cooperative development, which is characterized by remarkable advantages in inherent safety, fuel cycle, miniaturization, effective utilization of nuclear resources and proliferation resistance. ORNL finished the conceptual design of Molten Salt Breeder Reactor (MSBR) based on the design, building and operation of Molten Salt Reactor Experiment (MSRE). **Purpose:** We attempt to implement the preliminary safety analysis of MSBR in order to provide a reference for the design and optimization of MSBR in the future. **Methods:** According to the conceptual design of MSBR, a model of safety analysis using point kinetics coupled with the simplified heat transfer mechanism is presented. The model is applied to simulate the transient phenomena of MSBR initiated by an abnormal step reactivity addition and an abnormal ramp reactivity addition at full-power equilibrium condition. **Results:** The thermal power in the core increases rapidly at the beginning and is

accompanied by a rise of the fuel and graphite temperatures after 100, 300, 500 and 600 pcm reactivity addition. The maximum outlet temperature of the fuel in the core is at 1250°C in 500 pcm reactivity addition, but up to 1350°C in 600 pcm reactivity addition. The maximum of the power and the temperature are delayed and lower in the ramp reactivity addition rather than in the step reactivity addition. **Conclusions:** Based on the results, when the reactivity inserted is less than 500 pcm in maximum at full power equilibrium condition, the structural material in Hastelloy-N is not melted and can keep integrity without external control action. And it is necessary to try to avoid inserting a reactivity at short time.

Key words Molten salt breeder reactor, Safety analysis, Point kinetics

CLC TL364