

DOI:10.19431/j.cnki.1673-0062.2018.03.004

自然循环铅冷快堆无保护瞬态分析研究

赵鹏程¹, 刘紫静^{1,2}, 于涛^{1*}, 李玲莉¹, 胡光¹, 石延超¹, 程哲¹

(1.南华大学核科学技术学院,湖南衡阳 421001;2.中国原子能科学研究院,北京 102413)

摘要:基于系统分析程序 ATHLET 建立了 100 MW 小型自然循环铅冷快堆一回路主冷却系统分析模型,对超功率(UTOP)、失热阱(ULOHS)和超功率叠加失热阱(UTOP & ULOHS)这三类典型无保护事故分别进行了研究.结果显示:对于 UTOP,燃料芯块和包壳的温度均先增大后减小,峰值温度小于安全限值并于 700 s 后达到新的稳态,反应堆热工安全裕量较小.对于 ULOHS,反应堆在事故后 400 s 内实现了自动停堆,燃料芯块和包壳温度均远低于设计限值.对于 UTOP 和 ULOHS 叠加事故,反应堆的响应特性在事故初期与 UTOP 相似,在事故后期与 ULOHS 相似,且包壳最终稳定温度较 UTOP 更高,反应堆热工安全裕量最小.

关键词:小型自然循环铅冷快堆;无保护超功率;无保护失热阱;无保护超功率叠加失热阱;固有安全性能

中图分类号:TL364 文献标志码:B 文章编号:1673-0062(2018)03-0018-10

Transient Analysis on Unprotected Transients of A Natural Circulation Lead-Cooled Fast Reactor

ZHAO Pengcheng¹, LIU Zijing^{1,2}, YU Tao^{1*}, LI Lingli¹,
HU Guang¹, SHI Yanchao¹, CHENG Zhe¹

(1.School of Nuclear Science and Technology, University of South China, Hengyang, Hunan 421001, China; 2.China Institute of Atomic Energy, Beijing 102413, China)

Abstract: In order to investigate the inherent safety features of the natural circulation lead-cooled fast reactor, the primary cooling system analysis model for a natural circulation lead-cooled fast reactor named SNCLFR-100 was established with ATHLET code. Unprotected transient overpower (UTOP), unprotected loss of heat sink (ULOHS), unprotected transient overpower and loss of heat sink (UTOP & ULOHS), the three typical unprotected transient condi-

收稿日期:2018-03-18

作者简介:赵鹏程(1988-),男,讲师,博士,主要从事先进核能系统热工水力设计与安全分析的研究.E-mail:Zhaopengcheng1030@163.com.*通信作者:于涛(1972-),男,教授,博士,主要从事核能科学与工程领域的研究.E-mail:yutao29@sina.com

tions were selected and analyzed. The analysis showed that, during the UTOP process, though the temperatures of fuel pellet and cladding increases first and then decreases, they are still below the safety limits and stabilize again after 700 s, and the safety margin is small. As for the ULOHS, the reactor shuts itself down with the help of various types of core negative feedback, fuel pellet and cladding temperatures are far below the design limits. With regard to the UTOP & ULOHS, the response characteristics of the reactor are similar to UTOP at the beginning of the transient, and similar to ULOHS at the end of the accident, but the final stable temperature of cladding is higher than UTOP, the safety margin of the reactor is minimal.

key words: small natural circulation lead-cooled fast reactor; UTOP; ULOHS; UTOP & ULOHS; inherent safety performance

0 引言

第四代核能系统国际论坛(GIF)选取的六种最具发展潜力的堆型中,铅冷快堆在嬗变核废料方面具备显著优势,拥有良好的固有安全性,有望成为首个实现工业示范化的第四代核能系统^[1-4].中国科学技术大学于2015年采用模块化和非能动设计理念,设计了100 MWth小型自然循环铅冷快堆SNCLFR-100,目前该堆已完成了初步概念设计,正在进行热工安全性能评估和设计优化^[5-8].SNCLFR-100一回路主冷却系统采用全自然循环设计,可有效降低相关部件制造和运行带来的技术挑战,能进一步提高铅冷快堆的工程可行性和固有安全性.

无保护瞬态工况是SNCLFR-100运行中可能遇到的典型工况之一,在工况下,各保护系统无法投入工作,可能导致燃料包壳失效甚至堆芯局部或全堆融化等严重后果,对反应堆的热工安全性能具有重要影响,诸多先进铅冷快堆均对此工况进行了不同程度的分析研究^[9-14].本工作以SNCLFR-100为研究对象,基于系统分析程序AHTLET MOD3.0A,对三种典型的无保护瞬态工况,即UTOP、ULOHS和UTOP&ULOHS分别进行了分析研究,探讨小型自然循环铅冷快堆的瞬态热工安全性能.

1 小型自然循环铅冷快堆ATHLET计算模型

1.1 反应堆设计

中国科学技术大学设计的小型自然循环铅冷快堆采用Pu富集度为20%的MOX燃料,一回路主冷却系统为典型池式设计,使用液态铅作为冷却剂,系统运行压力0.05 MPa;二回路冷却系统采用压水堆常用的水冷方案,系统运行压力

18 MPa,由机械泵驱动.为提高SNCLFR-100的自然循环能力,采用了大棒径的燃料组件和低阻力特性主热交换器设计方案,以尽可能减小冷却剂循环的压降^[15-17].

图1为反应堆一回路主冷却系统结构示意图,表1给出了反应堆的主要设计参数.SNCLFR-100一回路主冷却系统主要由冷铅池、堆芯、热铅池、主热交换器和主容器等组成,液态铅在自然循环驱动力的作用下由冷铅池进入堆芯,吸收堆芯各组件的热量后汇入热铅池,在热铅池充分搅混后分流,分别进入4个主热交换器的壳侧,与管侧的二回路冷却剂逆流换热后经出口窗流出主热交换器,并汇入冷铅池,实现一回路冷却剂的循环.

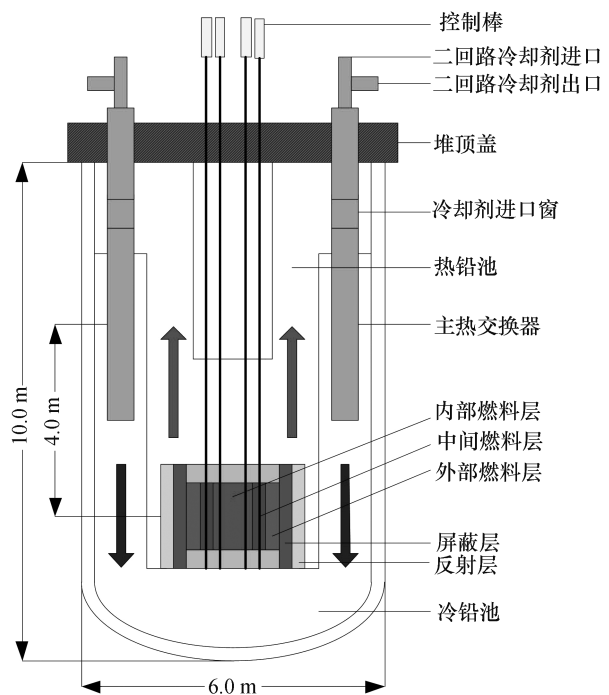


图1 SNCLFR-100一回路主冷却系统结构示意图
Fig.1 System structure diagram for SNCLFR-100 primary cooling system

表 1 反应堆主要设计参数

Table 1 The main design parameters of reactor

参数	设计值
功率(热/电)/MW	100/40
堆芯进出口温度/°C	400/480
堆芯冷却剂流量/(kg·s ⁻¹)	8 528
自然循环高度/m	4
二回路冷却剂	水
二回路进出口温度/°C	330~457
二回路冷却剂流量/(kg·s ⁻¹)	64
主热交换器个数	4
换料间隔/a	10
设计寿命/a	30

1.2 ATHLET 计算模型

ATHLET 是由德国核设备与反应堆安全协会 (GRS) 开发的轻水堆热工水力最佳估算系统分析程序 [18-20]. 该程序经 GRS 多年的发展和改进, 分析精度和可靠性不断提升, 且适用范围不断拓宽, 已成为国际公认的核电厂热工水力分析和安全评估的重要工具之一. 目前, GRS 对外最新发布的 ATHLET MOD3.0A 已可用于模拟分析铅冷快堆、

钠冷快堆、超临界水冷堆和聚变堆包层的热工安全特性 [21-23].

图 2 给出了 SNCLFR-100 一回路主冷却系统的 ATHLET 计算模型示意图. 模型中包含了 SNCLFR-100 一回路主冷却系统的主要设备和部件, 同时考虑到 SNCLFR-100 是自然循环反应堆, 二回路运行状态将对一回路热工水力特性具有重要影响, 计算模型中对 SNCLFR-100 二回路冷却系统进行了适当简化, 仅考虑二回路冷却系统的管侧换热部分, 同时合理设置相应的入口和出口边界条件. 根据图 3 所示的 SNCLFR-100 堆芯结构布局, 计算模型将堆芯的冷却通道分为 8 个通道, 各燃料组件区和控制棒组件区分别使用 1 个平均通道和 1 个热通道模拟, 分别为: 内部燃料区通道 (FI_Ave)、中部燃料区通道 (FM_Ave)、外部燃料区通道 (FO_Ave) 和控制棒组件区平均通道 (CR_Ave); 内部燃料区通道 (FI_Hot)、中部燃料区通道 (FM_Hot)、外部燃料区通道 (FO_Hot) 和控制棒组件区热通道 (CR_Hot). 同时, 根据中子学计算结果, 上述 4 个热通道内分别考虑平均棒和最热棒.

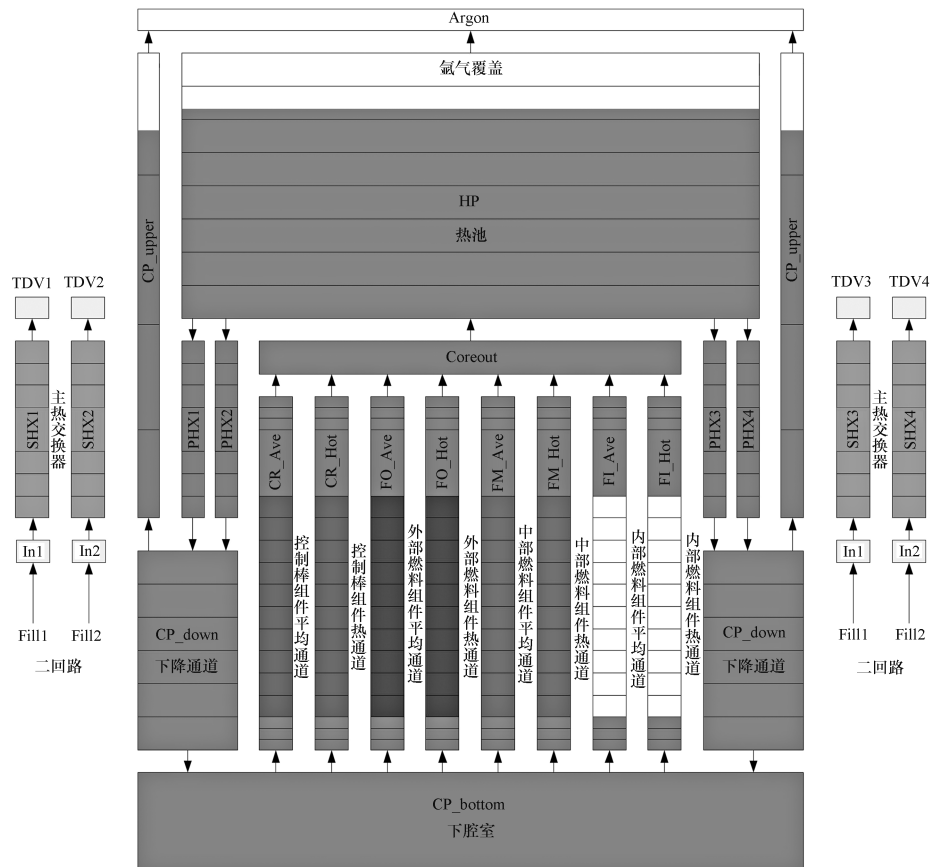


图 2 SNCLFR-100 一回路主冷却系统的计算模型

Fig.2 Calculation model of SNCLFR-100 primary cooling

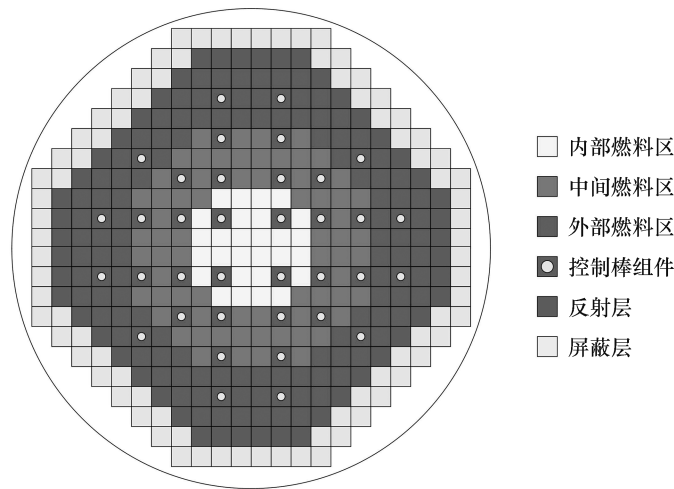


图 3 SNCLFR-100 堆芯布置图

Fig.3 The core lay-out of SNCLFR-100

1.3 热工安全判定准则

为满足第四代核能系统的发展目标和需求,铅冷快堆采用了大量革新性的设计理念,这使反应堆具备良好的经济性和固有安全性,但同时也给反应堆的热工水力设计和安全分析带来了极大的挑战.因此,目前核能届尚未提出成熟可靠的铅冷快堆热工安全判定准则,各国提出的铅冷快堆设计方案中所采用的相关热工安全判定准则也不尽相同^[24-25].针对自然循环铅冷快堆设计特点,通过充分调研和借鉴国际上代表性铅冷快堆设计时所采用热工安全判定准则,提出了适用于 SNCLFR-100 的如下热工安全判定准则:

- 1) 一回路主冷却系统内冷却剂的最大流速为 2 m/s;系统的最低运行温度是 350 ℃;
- 2) 堆芯燃料的最高温度限值为 2 300 ℃;
- 3) 包壳稳态运行限值为 550 ℃,一般运行瞬态时的安全限制为 650 ℃,同时认为在发生严重事故时,包壳温度短暂超过 800 ℃是可以接受的;包壳材料的熔点为 1 400 ℃.

2 计算结果与分析

2.1 稳态工况计算

在开展 SNCLFR-100 无保护瞬态热工安全分析前,首先基于 ATHLET 对 SNCLFR-100 在额定工况下的稳态热工特性开展研究.表 2 给出了 ATHLET 计算得到的一回路主冷却系统主要稳态热工水力参数和 SNCLFR-100 设计值的对比情况.由表 2 可知,ATHLET 程序计算结果与 SNCLFR-100 的设计参数吻合良好,这表明

SNCLFR-100 的一回路主冷却系统建模正确,ATHLET 稳态计算结果可信,可用于开展反应堆的无保护瞬态热工安全分析.

表 2 SNCLFR-100 额定工况稳态计算结果

Table 2 Steady state calculation result of rated condition for SNCLFR-100

参数	设计值	计算值	相差量/%
堆芯流量/(kg·s ⁻¹)	8 528.00	8 540.00	0.14
堆芯入口温度/℃	400.00	400.02	0.02
堆芯出口温度/℃	480.00	480.10	0.10
主热交换器一回路侧冷却剂入口温度/℃	480.00	480.05	0.05
主热交换器一回路侧冷却剂出口温度/℃	400.00	400.01	0.01
主热交换器二回路侧冷却剂出口温度/℃	457.00	457.64	0.64

2.2 无保护瞬态工况计算

2.2.1 UTOP 瞬态工况计算

该事故的始发事件为一组在寿初期(BOL)拥有最大价值的控制棒不可控抽出,同时反应堆保护系统失效,不采取任何停堆保护措施^[26].

在 SNCLFR-100 的 ATHLET 计算模型中假设的瞬态条件为:

- 1) 在 0~500 s 间,反应堆处于额定工况,所有系统正常运行;
- 2) 500 s 时,控制棒以最大移动速度 300 mm/s 提升,15 s 内向堆芯引入 0.7 \$ (257.6pcm) 的反应性.

图 4 和图 5 分别给出了 SNCLFR-100 发生

UTOP 事故后堆功率和反应性随时间的变化情况. 由图 4 和图 5 可见, 事故发生后堆芯功率迅速升高并相继出现两个高低峰值: 第一个峰值出现在 515 s 左右, 堆芯功率约为额定功率的 3.85 倍, 这时控制棒完全失控抽出, 堆芯总反应性与瞬发中子达到最大值; 第二个峰值出现在 552 s 左右, 此时在堆芯累积的缓发中子的作用下, 堆芯功率再次出现峰值, 约为额定功率的 3.45 倍. 事故发生 500 s 后, 堆功率逐渐稳定下来, 至 1 200 s 左右时, 堆功率达到新平衡, 并在一个相对较高的功率下运行.

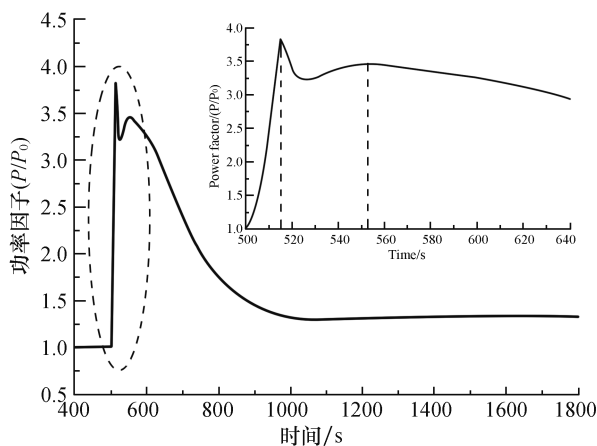


图 4 UTOP 时堆功率随时间的变化

Fig.4 Reactor power over time at UTOP

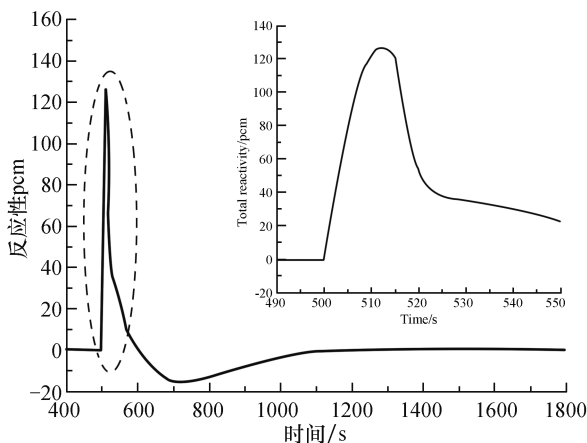


图 5 UTOP 时反应性随时间的变化

Fig.5 Reactor reactivity over time at UTOP

SNCLFR-100 发生 UTOP 事故后堆芯流量随时间的变化关系如图 6 所示. 当无保护超功率事故发生后, 通过堆芯的冷却剂流量随着堆芯功率的增大而迅速上升, 并在 548 s 左右达到峰值后随着堆功率的不断衰减而持续下降, 并最终在

1 200 s 左右时稳定下来. 分析不难发现, 与强迫循环铅冷快堆所不同的是, 自然循环铅冷快堆在发生无保护超功率事故后, 随着堆芯功率的增大, 堆芯的流量会随之而上升, 堆芯的输热能力得到增强, 自然循环能力得到增大, 这起到了独特的遏制事故后果的作用, 一定层面上反映了自然循环铅冷快堆的独特固有安全性能.

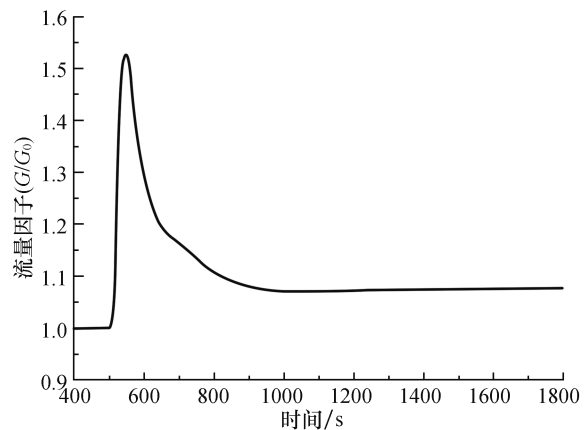


图 6 UTOP 时堆芯流量随时间的变化

Fig.6 Core mass flow rate over time at UTOP

UTOP 事故下堆芯各热通道最热棒燃料芯块中心和包壳最高温度随时间变化关系如图 7 和图 8 所示. 事故发生后, 堆芯各热通道最热棒燃料芯块中心和包壳最高温度均迅速升高, 与功率变化相对应出现了两个温度峰值, 且堆芯的燃料芯块和包壳最高温度峰值均出现在外部燃料区. 事故后 500 s, 芯块中心和包壳最高温度逐渐稳定下来, 并在 1 200 s 左右基本保持不变. 在整个事故过程中, 燃料芯块和包壳最高温度均低于安全限值, 反应堆是安全的, 但包壳将长期运行在较高温度下, 反应堆安全裕量较小, 不利于反应堆的长期运行, 需要采取有效措施增大一回路主冷却系统的输热能力, 降低系统的运行温度.

2.2.2 ULOHS 瞬态工况计算

该事故的始发事件是反应堆二回路冷却剂系统发生故障, 导致主热交换器二次侧失冷, 同时保护系统失效, 不采取任何停堆保护措施^[27-28].

在 SNCLFR-100 的 ATHLET 计算模型中假设的瞬态条件为:

1) 在 0~500 s 间, 反应堆在额定工况下正常运行;

2) 500 s 时, 反应堆二回路所有给水泵因故障停运, 二回路冷却系统的流量迅速下降, 事故后

5 s 衰减为额定流量的 50%, 事故后 46 s, 给水流量降为 0 kg/s.

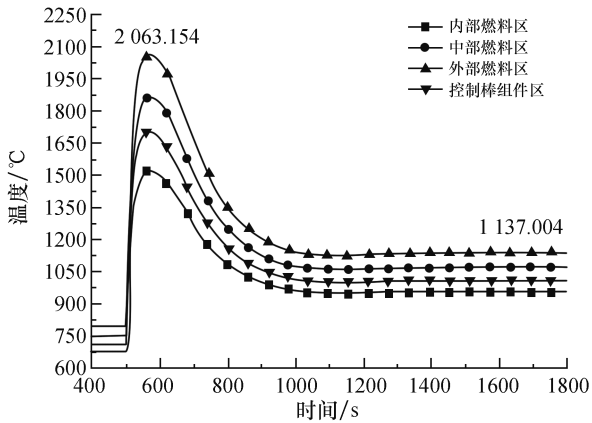


图 7 UTOP 时各热通道最热棒芯块最高温度随时间变化

Fig.7 Hottest pin fuel pellet temperatures for the hot channels over time at UTOP

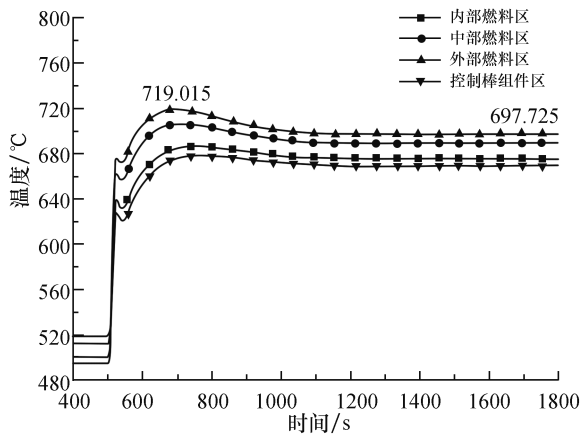
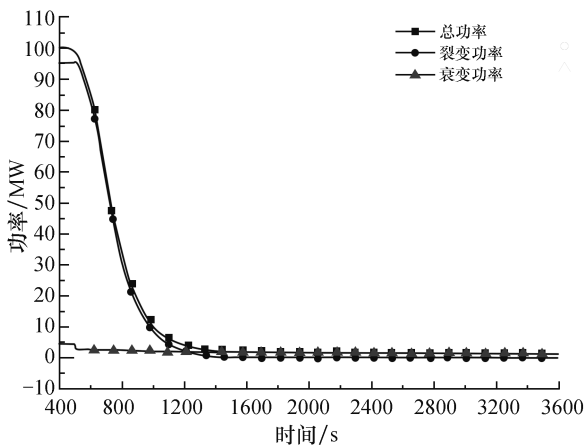
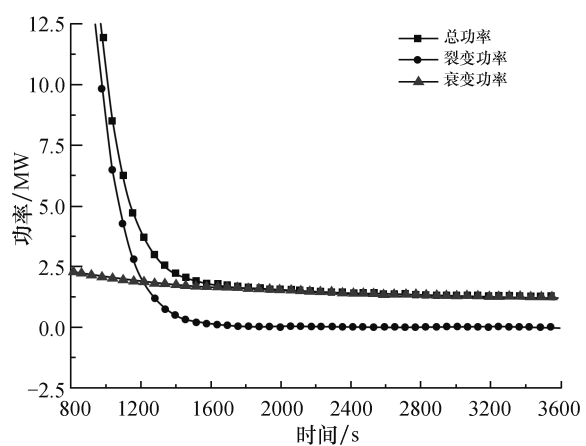


图 8 UTOP 时各热通道最热棒包壳最高温度随时间变化

Fig.8 Time evolution of hottest pin cladding temperatures for the hot channels at UTOP



(a)400~3 600 s



(b)800~3 600 s

图 10 ULOHS 时堆功率随时间的变化

Fig.10 Reactor power over time at ULOHS

SNCLFR-100 发生 ULOHS 事故后堆芯流量随时间的变化情况如图 9 所示. 当事故发生后, 堆芯流量迅速降低, 至事故后 900 s 左右时达到最低值; 事故后 900~1 300 s 间, 堆芯流量出现缓慢回升现象; 事故后 2 300 s 左右时, 堆芯流量逐渐稳定下来, 并最终稳定在额定流量的 16.2% 左右. 分析中注意到, 与驱动循环铅冷快堆所不同的是, 自然循环铅冷快堆 ULOHS 事故将间接引发堆芯冷却剂失流事故, 并加剧堆芯温度升高, 不利于 ULOHS 事故处理.

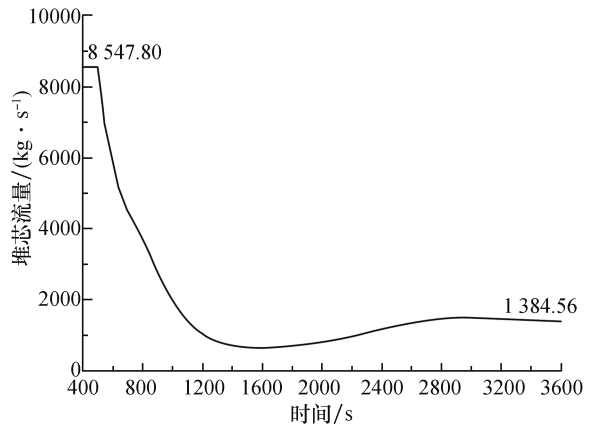


图 9 ULOHS 时堆芯流量随时间的变化

Fig.9 Core mass flow rate over time at ULOHS

SNCLFR-100 发生 ULOHS 事故后堆功率随时间的变化情况如图 10 所示. 事故发生后, 堆芯功率迅速衰减, 400 s 时降至约 18 MW, 这时在各类负反馈作用下, 反应堆实现了自动停堆. 反应堆的裂变功率在 2 300 s 时近乎降为 0 MW, 总功率全部来自于堆内衰变热.

ULOHS 事故后堆芯各热通道最热棒燃料芯块中心和包壳最高温度随时间的变化情况如图 11 和图 12 所示.事故发生后,堆芯各热通道的燃料芯块温度随堆芯功率的衰减而快速下降,且在 1 200 s 左右逐渐稳定下来.由于事故初期,堆芯功率下降速率大于堆芯流量下降速率,各热通道包壳最高温度均是首先上升达到峰值,随后在堆芯功率的作用下,包壳最高温度逐渐下降并进入稳态,最终保持小幅度上升势头.分析中可看出,随着 ULOHS 事故的发展,燃料芯块和包壳之间的温差越来越小,堆芯的温度分布将越发均匀;整个事故过程中燃料芯块和包壳的温度均远低于设计限值,反应堆具有较为充足的安全裕量.

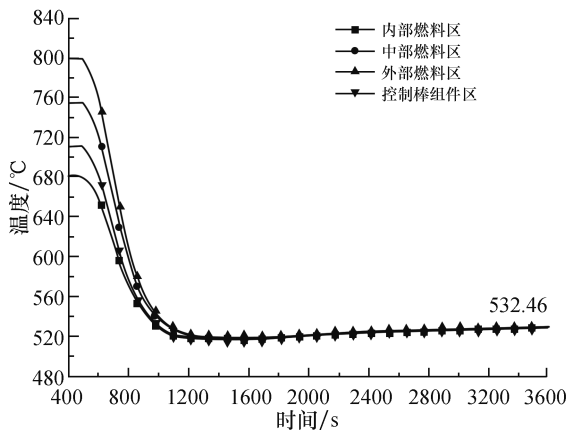


图 11 ULOHS 时各热通道最热棒芯块最高温度随时间变化

Fig.11 Hottest pin fuel pellet temperatures for the hot channels over time at ULOHS

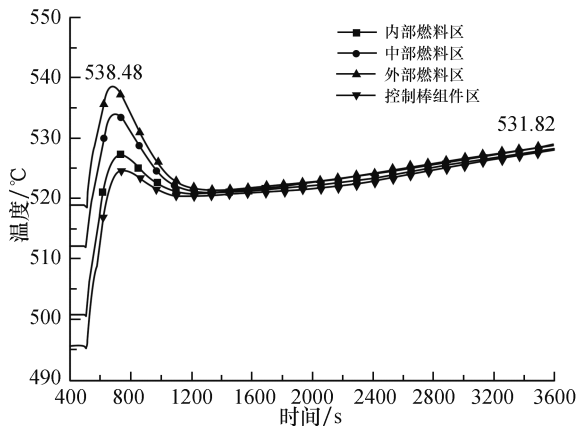


图 12 ULOHS 时各热通道最热棒包壳最高温度变化情况

Fig.12 Time evolution of hottest cladding temperatures for the hot channels at ULOHS

2.2.3 UTOP & ULOHS 瞬态工况计算

无保护超功率叠加失热阱事故是 SNCLFR-100 可假设的最严重的,其发生时,堆芯功率急剧上升,且所有热量排出系统失效,堆池内温度将快速升高,极易突破设定的热工安全限值,这是一项需要着重考虑的工况^[29-30].该事故的始发事件是一组在 BOL 时拥有最大价值的控制棒不可控抽出,同时主热交换器二次侧失去给水,反应堆保护系统失效,不采取任何停堆保护措施.

在 SNCLFR-100 的 ATHLET 计算模型中假设的瞬态条件为:

1) 在 0~500 s 间,反应堆处于额定工况,所有系统正常运行;

2) 500 s 时,控制棒以最大移动速度 300 mm/s 提升,15 s 内向堆芯引入 0.7 β (257.6pcm) 的反应性;同时反应堆二回路所有给水泵因故障停运,二回路冷却系统的流量迅速下降,事故后 5 s 衰减为额定流量的 50%,事故后 46 s,给水流量降为 0 kg/s.

SNCLFR-100 发生 UTOP & ULOHS 事故后堆功率随时间的变化情况如图 13 所示.UTOP & ULOHS 事故发生后,堆功率在初始的数百秒内与 UTOP 的功率变化相似,出现了两个峰值功率,且均低于 UTOP 事故下的相应值;此后叠加事故的功率变化与 ULOHS 事故相似,堆功率迅速下降,最终在对堆芯各类负反馈的作用下实现了自动停堆.

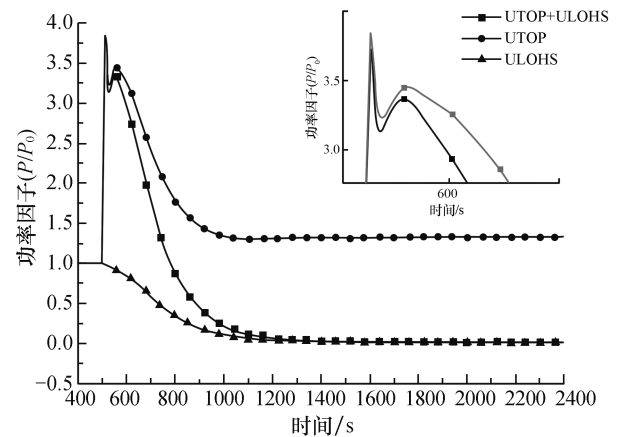


图 13 UTOP & ULOHS 时堆功率随时间的变化

Fig.13 Reactor power over time at UTOP & ULOHS

SNCLFR-100 发生 UTOP & ULOHS 事故后堆芯流量随时间的变化规律如图 14 所示.事故发生后,在初始的数百秒内,堆芯流量变化与 UTOP 事

故相似,随着堆功率的增大而迅速上升到峰值,且峰值流量低于 UTOP 事故的相应值;此后叠加事故的堆芯流量变化情况和 ULOHS 事故相似,事故后堆芯流量快速下降,且叠加事故下流量下降速率更快,最终和 ULOHS 事故一样,堆芯流量逐渐稳定在额定流量的 16% 左右。

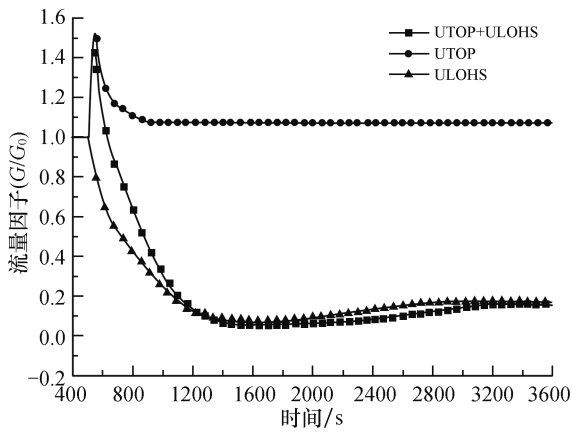


图 14 UTOP & ULOHS 时堆芯流量随时间的变化
Fig.14 Core mass flow rate over time at UTOP & ULOHS

图 15 和图 16 分别给出了 SNCLFR-100 发生 UTOP 和 ULOHS 叠加事故后堆芯最热通道最热棒燃料芯块中心和包壳最高温度的变化情况.在事故初期,芯块中心最高温度和包壳最高温度随着功率快速上升,芯块最高温度峰值约为 2 022.44 °C, 低于 UTOP 事故下的相应值;包壳最高温度于 704 s 左右达到峰值 740.1 °C, 高于 UTOP 事故下的相应值.此后,随着堆功率的下降,芯块中心和包壳最高温度均逐渐稳定下来,且芯块中心最高温度稳定值远低于 UTOP 事故相应值,包壳最高温度稳定值稍高于 UTOP 事故相应值。

由上述分析可看出,在整个叠加事故过程中,燃料芯块和包壳温度均在安全限值以内,反应堆是安全的;但包壳长期运行在较高温度下,反应堆热工安全裕量较 UTOP 事故更小,需要采取有效的事故余热排出措施,以免事故升级。

3 结 论

基于系统安全分析程序 ATHLET,对自然循环铅冷快堆 SNCLFR-100 的典型无保护瞬态工况进行了模拟分析,得到的主要结论如下:

1) 在 UTOP 事故下,燃料芯块和包壳最高温度均处在安全设计限值以内,但反应堆热工安全

裕量较小,包壳长期运行在较高温度环境下,可能会诱发包壳失效。

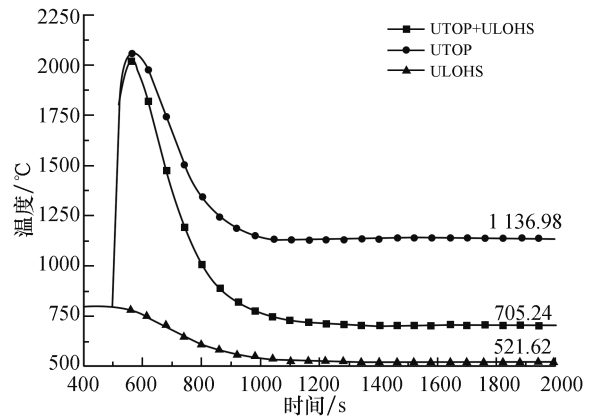


图 15 UTOP & ULOHS 时最热通道最热棒燃料芯块中心最高温度随时间变化
Fig.15 Hottest pin fuel pellet temperatures for the hottest channels over time at UTOP & ULOHS

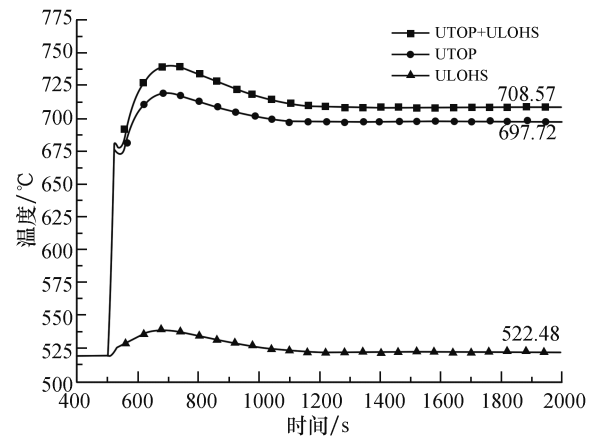


图 16 UTOP & ULOHS 时最热通道最热棒包壳最高温度变化情况
Fig.16 Time evolution of hottest cladding temperatures for the hot channels at UTOP & ULOHS

2) 在 ULOHS 事故下,反应堆在堆芯各类负反馈的作用下自动停堆,在整个瞬态过程中,反应堆均具有较大的安全裕量;在所分析的三种典型的无保护瞬态工况中,反应堆热工安全裕度最大。

3) 在 UTOP 和 ULOHS 的叠加事故中,事故初期与后期,反应堆的系统响应特性分别和 UTOP 事故、ULOHS 事故相似.反应堆最终在各类负反馈的作用下自动停堆,但反应堆的热工安全裕量是三种典型无保护瞬态工况中最小的,应尽早采取有效保护措施。

上述分析表明:对于所分析的无保护瞬态工

况,SNCLFR-100均表现出了出色的固有安全性能,全自然循环设计可进一步有效提高铅冷快堆的安全性能,事故工况下,威胁堆芯安全的最大问题在于包壳材料无法承受过高的温度而失效.同时需要注意到,对于SNCLFR-100这类典型的池式反应堆,无保护瞬态工况下,堆内将出现复杂的三维热工水力现象,这将进一步影响事故下反应堆的系统响应特性,为研究无保护瞬态工况下堆内复杂的三维热工水力现象,在下一步的工作中发展多尺度耦合分析方法,对上述无保护工况开展更精细的分析研究.

致谢

感谢中国科学技术大学核科学技术学院1305实验室在ATHLET程序使用方面给予的帮助.感谢陈红丽教授在铅冷快堆典型事故分析方面所给予的指导.

参考文献:

- [1] KELLY J E. Generation iv international forum: a decade of progress through international cooperation[J]. Progress in nuclear energy, 2014, 77: 240-246.
- [2] ALEMBERTI A. The lead fast reactor: an opportunity for the future? [J]. Engineering, 2016, 2(1): 59-62.
- [3] ALEMBERTI A, SMIRNOV V, SMITH C F, et al. Overview of lead-cooled fast reactor activities[J]. Progress in nuclear energy, 2014, 77: 300-307.
- [4] SMITH C F, HALSEY W G, BROWN N W, et al. SSTAR; the us lead-cooled fast reactor (lfr) [J]. Journal of nuclear materials, 2008, 376(3): 255-259.
- [5] CHEN H, CHEN Z, CHEN C, et al. Conceptual design of a small modular natural circulation lead cooled fast reactor snclfr-100 [J]. International journal of hydrogen energy, 2016, 41(17): 7158-7168.
- [6] ZHAO P, SHI K, LI S, et al. CFD analysis of the primary cooling system for the small modular natural circulation lead cooled fast reactor snclfr-100 [J]. Science and technology of nuclear installations, 2016, 2016(1): 1-12.
- [7] LI S, CAO L, KHAN M S, et al. Development of a sub-channel thermal hydraulic analysis code and its application to lead cooled fast reactor [J]. Applied thermal engineering, 2017, 117: 443-451.
- [8] TESINSKY M, ZHANG Y, WALLENIUS J. The impact of americium on the ulof and utop transients of the european lead-cooled system (elsy) [J]. Annals of nuclear energy, 2012, 47(11): 104-109.
- [9] GRASSO G, PETROVICH C, MATTIOLI D, et al. The core design of alfred, a demonstrator for the european lead-cooled reactors [J]. Nuclear engineering and design, 2014, 278(278): 287-301.
- [10] GUO C, LU D, ZHANG X, et al. Development and application of a safety analysis code for small Lead cooled fast reactor svbr75/100 [J]. Annals of nuclear energy, 2015, 81: 62-72.
- [11] MOISSEYTSEV A, SIENICKI J J. Transient accident analysis of a supercritical carbon dioxide brayton cycle energy converter coupled to an autonomous lead-cooled fast reactor [J]. Nuclear engineering and design, 2006, 238(8): 2094-2105.
- [12] SIENICKI J J, WADE D C. Nonproliferation features of the small secure transportable autonomous reactor (sstar) for worldwide sustainable nuclear energy supply [J]. Transactions of the american nuclear society, 2005, 93: 340-341.
- [13] CHEN Z, CHEN X N, RINEISKI A, et al. Coupling a cfd code with neutron kinetics and pin thermal models for nuclear reactor safety analyses [J]. Annals of nuclear energy, 2015, 83: 41-49.
- [14] HORIE H, MIYAGI K, NAKAHARA K, et al. Safety performance of the 4s reactor on the atws events-statistical estimation of uncertainty [J]. Progress in nuclear energy, 2008, 50(2): 179-184.
- [15] ZHANG H, CHEN H, CHEN C, et al. Burnup optimization of small natural circulation lead cooled fast reactor [J]. Annals of nuclear energy, 2017, 103: 424-430.
- [16] LI S, CAO L, KHAN M S, et al. Development of a sub-channel thermal hydraulic analysis code and its application to lead cooled fast reactor [J]. Applied thermal engineering, 2017, 117: 443-451.
- [17] LI S, FENG J, CAO L, et al. A thermal neutronics coupling analysis method for lead based reactor core [J]. Annals of nuclear energy, 2017, 107: 82-88.
- [18] ZHOU C, HUBER K, CHENG X. Validation of the modified athlet code with the natural convection test of the phenix reactor [J]. Annals of nuclear energy, 2013, 59: 31-46.
- [19] MARCELLO V D, ESCALANTE J J, ESPINOZA V S. Validation of the thermal-hydraulic system code athlet based on selected pressure drop and void fraction bfbt tests [J]. Nuclear engineering and design, 2015, 288: 183-194.
- [20] NASONOV V A, NIKONOV S P. Analysis of the consequences of an accident with damage to a horizontal experimental channel during ir-8 operation at nominal power [J]. Atomic energy, 2016, 120(1): 1-9.

的匹配精度. BKWNN 算法的主要过程是首先运用改进后的 KNN 算法筛选出个采样点, 然后利用朴素贝叶斯概率算法确定最后的位置坐标. 实验表明: 改进后的欧拉公式提高了相似度匹配的准确性; 同时, BKWNN 算法将室内定位的精确度提高了 16.7%, 而且定位的结果中体现出了较好的稳定性.

参考文献:

- [1] LI X, GE M, DAI X, et al. Accuracy and reliability of multi-GNSS real-time precise positioning: GPS, GLONASS, BeiDou, and Galileo [J]. *Journal of geodesy*, 2015, 89(6): 607-635.
- [2] WU Z, JEDARI E, MUSCEDERE R, et al. Improved particle filter based on wlan RSSI fingerprinting and smart sensors for indoor localization [J]. *Computer communications*, 2016, 83: 64-71.
- [3] 李石荣, 李飞腾. 基于 RSSI 概率统计分布的室内定位方法 [J]. *计算机工程与应用*, 2016, 52(11): 119-124.
- [4] WU D, XU Y, MA L. Research on RSS based indoor location method [C]//Knowledge engineering and software engineering, 2009. KESE'09. Perth; Pacific-asia conference on IEEE, 2009: 205-208.
- [5] LI J, FU J Q, LI A, et al. An improved WKNN indoor fingerprinting positioning algorithm based on adaptive hierarchical clustering [C]//Advanced computational methods in life system modeling and simulation. Singapore: ICSEE 2017, LSMS 2017. Communications in computer and information science, 2017: 253-262.
- [6] WANG L, ZHANG Y. On the euclidean distance of images [J]. *IEEE transactions on pattern analysis & machine intelligence*, 2005, 27(8): 1334-1339.
- [7] 李拥军, 曾标, 徐克付, 等. 复杂背景下基于贝叶斯-全概率联合估计的前景检测 [J]. *电子与信息学报*, 2012, 34(2): 388-392.
- [8] 李滔, 王俊普, 吴秀清, 等. 后验概率估计及其应用: 基于核 Logistic 回归的方法 [J]. *模式识别与人工智能*, 2006, 19(6): 689-695.
- [9] 靳超, 邱冬炜. 基于 WiFi 信号室内定位技术的研究 [J]. *测绘通报*, 2017(5): 21-25.
- (责任编辑: 龙威)
-
- (上接第 26 页)
- [21] PIALLA D, TENCHINE D, LI S, et al. Overview of the system alone and system/cfd coupled calculations of the phenix natural circulation test within the thins project [J]. *Nuclear engineering and design*, 2015, 290: 78-86.
- [22] LIU X J, CHENG X. Sub-channel/system coupled code development and its application to scwr-fqt loop [J]. *Nuclear engineering and design*, 2015, 285: 39-47.
- [23] BUCHHOLZ S, CRON D V D, SCHAFFRATH A. System code improvements for modelling passive safety systems and their validation [J]. *Kerntechnik*, 2016, 81(5): 535-542.
- [24] WANG G, GU Z, WANG Z, et al. Verification of neutronics and thermal-hydraulics coupled simulation program ntc by the PDS-XADS transient simulation [J]. *Progress in nuclear energy*, 2015, 85: 659-667.
- [25] CHOI C, HA K, JEONG H Y. Analyses of UTOP events for the design of control rod stop system in PGSFR using MARS-LMR [J]. *Annals of nuclear energy*, 2016, 96: 422-431.
- [26] LORENZI S, CAMMI A, BORTOT S, et al. Analytical models for a small lfr core dynamics studies [J]. *Nuclear engineering and design*, 2013, 254(702): 67-88.
- [27] GU Z, WANG G, WANG Z, et al. Safety analyses of 10 mwth forced circulation lbe-cooled fast reactor during unprotected transients [J]. *Annals of nuclear energy*, 2016, 88: 112-117.
- [28] TIAN Y H, SU G H, WANG J, et al. Code development and safety analyses for pb-bi-cooled direct contact boiling water fast reactor (pbwfr) [J]. *Progress in nuclear energy*, 2013, 68: 177-187.
- [29] ERIKSSON M, CAHALAN J E. Inherent shutdown capabilities in accelerator-driven systems [J]. *Annals of nuclear energy*, 2002, 29(14): 1689-1706.
- [30] SATO I, TOBITA Y, KONISHI K, et al. Safety strategy of jsfr eliminating severe recriticality events and establishing in-vessel retention in the core disruptive accident [J]. *Journal of nuclear science and technology*, 2011, 48(4): 556-566.
- (责任编辑: 龙威)