

池式钠冷快堆堆内自然循环余热排出设计研究

周志伟, 薛秀丽*, 林超, 余新太, 杨勇, 杨红义

(中国原子能科学研究院, 北京 102413)

摘要: 基于装量功率比约为 1 t/MW 的较典型池式钠冷大功率快堆的堆内自然循环设计, 采用 ERAC 程序, 对两组 4 种不同事故余热排出系统 (DHRS) 输入条件下, 反应堆在紧急停堆后堆内的自然循环余热排出特性进行分析。结果表明, 从 DHRS 启用到其对堆芯产生显著冷却效应, 需要较长时间, 在千秒量级。在该段时间内, 堆芯余热的排出依靠反应堆固有的热工流体安全特性。随后, 在堆内关键温度上升到限值之前启用 DHRS 带出池内热量, 使堆内关键温度处于下降趋势即可满足安全要求; 相比将独立热交换器 (DHX) 布置在冷池, 将其布置在热池时, 热池温度及主容器壁温相对要低, 这有利于主容器的温度控制, 其效果要优于布置于冷池。另外, 不同布置会对堆芯盒内、盒间流流量产生影响, 但总体上对堆芯的冷却效应影响不大; 池式钠冷快堆余热排出设计中, 要充分利用固有热工流体安全特性, 降低对 DHRS 的时效性要求。可以考虑将全部的 DHX 都布置在热池, 并缩小设备体积、降低散热功率设计值, 或在不降低安全性的前提下选用其他更经济便捷的有效方式等, 以此大幅降低余热排出设备投入成本, 降低反应堆运行成本, 提高经济性。本文研究结果可为我国后续的商用快堆、一体化快堆等池式液态金属堆的堆内自然循环设计提供重要参考。

关键词: 大功率快堆; 钠冷快堆; 自然循环; 余热排出; 固有安全; 热工流体安全特性; 盒间流

中图分类号: TL364.4

文献标志码: A

文章编号: 1000-6931(2024)09-1817-08

doi: 10.7538/yzk.2024.youxian.0534

Research on Design of Natural Circulation Decay Heat Removal for Pool-type Sodium-cooled Fast Reactor

ZHOU Zhiwei, XUE Xiuli*, LIN Chao, YU Xintai, YANG Yong, YANG Hongyi

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

Abstract: Based on the design parameters of the core decay heat removal through natural circulation of the typical high-power sodium-cooled fast reactor, using the system analysis program ERAC, a detailed analysis of the reactor core decay heat removal process characteristics after emergency shutdown was conducted, and comparative analysis was conducted on the cooling effects in the reactor under two sets of four conditions of decay heat removal system (DHRS). The results indicate that enabling DHRS requires thousands of seconds as it has a significant cooling effect on the core. During this period, the removal of core decay heat relies on the inherent thermal-hydraulic safety characteristics of the reactor. In principle, DHRS only needs to carry out the heat inside the reactor before the temperatures at the critical locations reaches its limit value, and keep the temperatures in a decreasing trend. When the independent heat exchanger (DHX) is arranged in the hot pool, the temperatures of the hot pool and the

main vessel are relatively lower, which is beneficial for temperature control of the main vessel as the main circuit pressure boundary, and its effect is better than when arranged in the cold pool. In addition, different locating arrangements of DHXs will have an impact on the mass flow in the assembly wrappers and inter-wrappers, but the impact on the overall cooling effect on the core temperature is not significant. In order to reduce the investment and operating costs of nuclear power plants and then improve economic efficiency, it should be optimized on the natural circulation design of the pool-type sodium-cooled fast reactor. The optimization direction is to fully utilize the inherent thermal-hydraulic safety characteristics of the pool-type sodium-cooled fast reactor, reduce the requirements for the start cooling time and the power of heat discharge of DHRS. It is feasible to consider arranging all DHXs in the heat pool, reduce their volume, and lowering their design value of heat dissipation power. Alternatively, without compromising safety, other more economical and convenient effective methods could be selected. These research results will provide important references for the natural circulation design of pool-type liquid metal reactors such as commercial fast reactor and integrated fast reactor in China.

Key words: high-power sodium-cooled fast reactor; sodium-cooled fast reactor; natural circulation; decay heat removal; inherent safety; thermal-hydraulic safety characteristic; inter-wrapper flow

钠冷快堆是核能领域重要的第4代先进堆型之一^[1-2],是我国核能“三步走”战略中承上启下、完成闭式核燃料循环的重要一步^[3]。其中,一体化布置的池式堆型,由于其布置紧凑、泄漏风险小、热惰性大以及堆容器结构简单等优势,几乎被所有大型钠冷快堆所选择,同时也是我国钠冷快堆发展的选择堆型,且实践已证明,池式堆运行良好。

对于所有反应堆,紧急停堆后的堆芯余热排出都是一项重要挑战。钠冷快堆在紧急停堆初期,堆芯功率快速下降到停堆前功率的约6%,之后逐渐衰减,到1 000 s时约为2%,1 000 000 s时尚有0.6%^[4],这些热量相当可观。在反应堆主热传输系统可用时,可以通过正常的主热传输系统排出堆芯余热;而在主热传输系统不可用时,必须设置高可靠性的有效手段来排出堆芯余热,以确保堆芯及一回路压力边界,即燃料棒包壳和堆容器壁温不超过安全限值。而不依赖外加动力,仅依靠冷却剂密度差驱动的自然循环堆芯余热排出方式,则成为钠冷快堆重要的安全设计目标之一。

杨红义^[5]认为,目前池式钠冷快堆的自然循环设计技术尚不成熟,并基于中国钠冷快堆一回路自然循环设计经验,简要介绍了池式钠冷快堆一回路自然循环相关设计及验证技术,包括反应

堆内自然循环一般特性及设计特点、自然循环设计的工程实验验证的一般方法、国际实堆验证情况等。徐铄等^[6-7]、俞保安等^[8]将提高钠冷快堆固有安全性的措施归纳为加强负反应性反馈、减小钠正空泡效应、延长一回路钠泵惰转时间、提高自然循环流量、设置自作用停堆系统5个方面。周志伟等^[9]提出并论证了池式钠冷快堆具有一个重要特性,即固有的热工流体安全特性,表明在事故紧急停堆初期,池式钠冷快堆仅依靠该固有安全特性即可保证堆芯安全,后期只需要在堆内温度上升到安全限值之前建立堆外有效热阱即可。Han等^[10]研究了设计参数对反应堆紧急停堆早期堆芯冷却能力的影响,表明容器外壁的热移除率变化对堆芯早期冷却性能的影响不大,提高中间热交换器(IHX)的安装高度有助于改善堆芯早期的冷却性能,合适的泵惰转时长有助于改善堆芯的冷却性能。Han等^[11]采用0~300 s不同泵惰转时长对韩国先进液态金属反应堆(KALIMER-600)紧急停堆早期的冷却效应进行研究,最终确定最佳惰转设计时长为25 s。Natesan等^[12]采用一维程序研究了一、二回路主泵的惰转时长对池式钠冷快堆紧急停堆早期安全性和可用性的影响,获得了500 MW池式堆最佳的一次和二次流量减半时间分别为8 s和4 s。

对于紧急停堆后长期余热排出的设计研究,

多为基于某一反应堆的具体设计而进行的,方法包括采用程序计算分析、利用水台架进行相关实验研究,甚至是通过实堆自然循环能力的验证实验来进行。印度示范快堆(PFBR)采用水台架实验及程序计算证明了其自然循环设计能力是足够的,同时表明事故余热排出期间,堆内预设的3条自然循环流道都在发挥作用,且盒间隙流可排出约25%的余热^[13];中国的中国实验快堆(CEFR),在水台架上除验证了事故余热排出期间盒间和盒内两个主要流道外,还发现了堆芯漏流反向流、泵支承出口处冷热池隔板流、堆容器冷却系统的反向流3个有效的冷却流道,同时研究表明在自然循环工况时,仅用1台独立热交换器(DHX)即可排出堆芯余热^[5]。日本在大型钠台架PLANDTL-DHX上进行了两种不同余热排出方式下堆芯组件自然循环热工流体特性的详细研究^[14],表明堆芯中的盒间隙钠流响应及时,甚至在主回路流量突然减低的情况下都可以有效排热,盒间隙流与组件通过盒间的热传输以及堆芯与腔室的相互作用能随时冷却堆芯。中国原子能科学研究院通过建立的堆芯及组件自然循环热工特性机理性钠台架试验研究表明,盒间钠的存在,使各组件通过盒壁建立起有效换热关系,在冷却工况下,可以带出相对高功率组件高于50%的热量,对降低堆芯峰值温度效果显著^[9]。法国在凤凰快堆寿期末时对其进行了自然循环实验,结果表明在紧急停堆并且没有有效热阱的情况下,仅靠钠池热惰性以及热损失,凤凰快堆的自然循环能够有效冷却反应堆堆芯^[15]。俄罗斯没有为BN-600紧急停堆后的反应堆回路提供自然循环设计,但为了研究和确定反应堆的自然循环稳定性及其潜在用途,对其自然循环能力进行了测试^[16],获得了较满意的结果。俄罗斯针对BN-1200创新的联通式设计,采用BURAN、GRIF和Flow Vision 3个程序进行了设计计算,并完成了水台架的工程实验验证^[17]。

本文基于大功率快堆量级的池式钠冷快堆及典型事故余热排出系统(DHRS)的设计,对4种不同DHRS输入条件下的堆内自然循环特性和余热排出能力进行分析,对池式钠冷快堆的堆内自然循环余热排出设计进行研究,旨在为我国后续的商业快堆、一体化快堆等池式液态金属堆的堆内自然循环设计及验证提供重要参考。

1 自然循环余热排出能力的计算分析

1.1 一回路及自然循环设计

选取装量功率比约为1 t/MW的较典型布置的池式钠冷大功率快堆进行计算分析。图1所示为较典型布置的池式钠冷快堆一回路设计,其主回路由2个环路组成,每条环路由1台主循环泵和2台IHX组成。在反应堆正常运行时,一回路冷却剂在2台主泵压头作用下,由下至上流经堆芯带出堆芯热量,然后在热池搅混后,由上至下流经IHX,在此将热量传递给二回路冷却剂后,回到冷池,最后进入主泵吸入腔,完成1个循环。同时,在每个环路中会布置2台DHX,每台DHX与堆外高处布置的空冷器(AHX)和拔风烟囱及相应管道等一起构成了DHRS的1个环路,在反应堆紧急停堆且主热传输系统不可用时,堆芯热量通过盒内和盒间钠的自然循环传递到钠池内,再利用DHX和空冷器以自然循环的方式将钠池热量传递到最终热阱大气。一般DHX有热池和冷池两种布置方式。当DHX布置在热池时,其设计功能为带走外围热池热量,为外围热池底部提供冷钠,并通过堆芯外围盒间向下的反向流道与堆芯中心位置向上的高温盒间钠流形成自然循环,从盒间冷却堆芯;当DHX布置在冷池时,其设计功能为带走冷池上部热量,减小冷池热分层,抬高冷池冷源高度,以期增大盒内流,并降低堆芯入口温度,增强堆芯的盒内冷却。

首先基于每环路冷、热钠池各1台DHX的布置设计,进行DHRS启用与关闭情况下堆内的冷

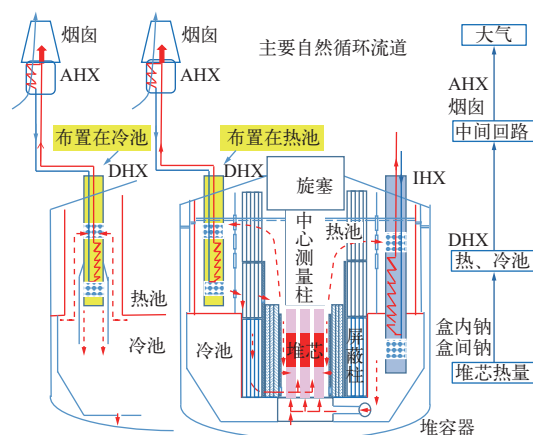


图1 典型池式钠冷快堆一回路布置及自然循环设计示意图

Fig. 1 Schematic diagram of primary circuit layout and natural circulation design for pool-type sodium-cooled fast reactor

主泵开始惰转,并触发所有 DHRS 环路中的空冷器风门自动打开动作,同时当功率流量比超过保护整定值后产生保护信号,反应堆紧急停堆。由于应急柴油发电机等不可用,一回路主泵最终惰转至 0 转速,一回路依靠自然循环排出堆芯余热,并通过 DHRS 将热量排向大气。

计算的主要输入包括:反应堆满功率稳定运行的初始工况;一二回路主泵惰转曲线、反应堆余热功率曲线、风门开启时长等。本文为了进行比较分析,进行了相应工况下所有风门均不开启的工况计算。关键参数计算结果如图 3 所示。图 3 中,实线和虚线分别对应不启用和启用 DHRS 的工况,并分为 0~3 000 s 和 0~20 000 s 两个时间区间给出。由图 3 可得出以下结果。

1) 不论 DHRS 是否投入,在整个计算时长内,包壳及堆芯出口平均温度都有 3 个峰值,依次出现在停堆早期的几秒内、一二回路泵停止惰转附近、稳定自然循环建立后堆芯余热基本能被全部排出时;最高包壳温度甚至没有超过额定工况时的设计限值(700 °C);堆芯自然循环建立很快,且流量可观、稳定。约 500 s 时,盒内流流量已较稳定,约为 1.6% G_n (G_n 为额定流量);盒间流流量

反应更为迅速,约 200 s 时已达到约 1% G_n 的可观流量。

2) 投入 DHRS 情况下,投入后约 500 s 开始对堆内流量产生影响:盒间流流量开始增加,之后一直高于未投入的情况。盒内流流量大致以 4 000 s 为界,由略负影响转为略正影响,但整体上对盒内流流量影响不大;对事件初期的堆芯温度影响不大(最高包壳温度略高约 4.5 °C)。约 2 500 s 后,影响逐步显现且增大,堆芯温度开始持续稳步下降,反应堆逐步过渡到安全余热导出状态。如果 DHRS 不投入,虽然包壳和热池钠温一直处于高温状态,且后期温度已处于持续缓慢上升趋势,但距离上升到保守的额定工况的设计限值(700 °C)都尚有较大空间。

1.4 两种不同 DHX 布置方式下堆内余热排出特性分析

采用上述全场断电类似工况,对反应堆开展 2 冷 2 热 DHX 和 4 热 DHX 两种不同布置条件下的相应计算。此次计算采取三用一备原则,即备用 1 台热池 DHX,启用其余 3 台 DHX,其开启空冷器风门时间点为紧急停堆后 600 s。此次计算采用的堆芯功率分布及组件阻力系数等输入参数

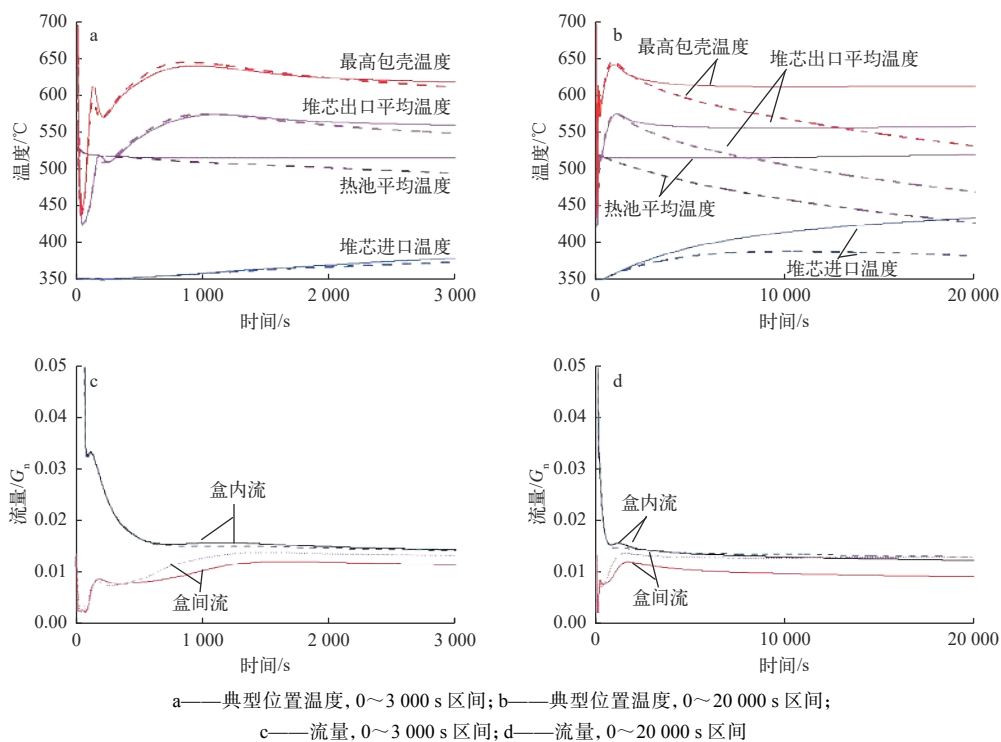


图 3 2 冷 2 热 DHX 布置下关键参数计算结果

Fig. 3 Key parameter calculation result for arrangement of 4 DHXs with 2 units in each of cold and hot sodium pools

与前述计算略有不同(总功率即装量功率比保持一致),同时未考虑计算的不确定性。

关键参数计算结果如图4所示。图4中,实

线和虚线分别对应4台热池 DHX 布置方式和冷、热池各2台 DHX 的布置方式。由图4可得出以下结果。

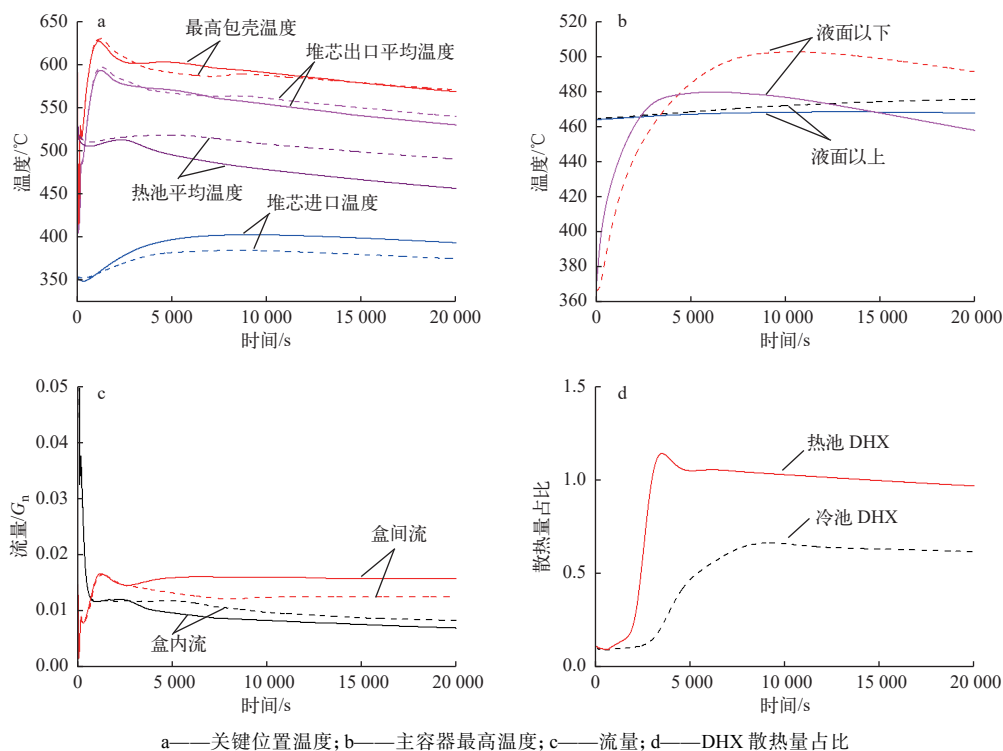


图4 两种不同 DHX 布置方式下关键参数计算结果

Fig. 4 Key parameter calculation result for two different DHX arrangement methods

1) 两种不同 DHX 布置方式下,最高包壳温度甚至未超过额定工况时的设计限值;堆芯自然循环建立都很快,且流量可观、稳定,约在 650 s 建立稳定的约 $1.2\%G_n$ 的盒内流流量;盒间流流量反应更为迅速,约 180 s 时已有约 $0.9\%G_n$ 的可观流量,并在约 1 000 s 时达到约 $1.6\%G_n$ 的较稳定流量。

2) 相比全部布置在热池的方式,部分 DHX 布置在冷池时,在 3 000 s 后盒内流流量增加,但盒间流流量减小更多(较稳定状态时,增加及减小量分别约 $0.13\%G_n$ 、 $0.34\%G_n$);最高包壳温度仅略高约 $4\text{ }^\circ\text{C}$;每台 DHX 散热量减少约 35%,且主容器最高温度高约 $23\text{ }^\circ\text{C}$,容器壁将在较长时间内处于更高温度的状态。

2 分析讨论

上述两组计算的输入条件有部分不同,也曾对不同的绕丝棒束摩擦阻力系数关系式的敏感性

进行分析(对同一种棒束结构,采用了俄罗斯推荐的一般关系式、保守关系式,以及自主水实验获得的关系式进行了计算分析,结果相差不大),结果表明这些差异不会对本文的规律总结产生影响。对上述两组计算结果进行分析如下。

1) 将 DHX 布置在冷池或热池的 DHRS,从其启动到其对堆芯产生冷却效应需要较长时间,对于本文计算的大功率快堆,在 2 500 s 以上。因为 DHX 出口位于开式空间且距离堆芯入口较远,因此从 DHX 出口流出的冷钠要影响到堆芯温度需要较长时间。如需要提高时效性,可以在 DHX 出口到堆芯入口设置联通管道,将 DHX 流出的冷钠流直接送到堆芯入口。但同时需要在管中设置非能动的单向阀,进行 DHRS 的备用和冷却工况的切换,如 BN-1200 采用了该方式,其 DHX 流出的冷流约 200 s 即可到达堆芯入口区域,并将堆芯最高峰值温度由不联通时的 $650\text{ }^\circ\text{C}$ 降低到了联通后的 $550\text{ }^\circ\text{C}$ 。

2) 在事件早期,堆芯余热需要依赖反应堆的自身固有特性,即热工流体安全特性来排出堆芯余热。无论是本文的4种DHRS输入条件下,还是BN-1200使用的高效DHX出口联通设计,在一回路主泵刚停止惰转的最危险的堆内自然循环建立阶段,DHRS都没有对堆芯起到显著的冷却作用。这段时间内需要依赖反应堆自身的固有特性来排出堆芯余热。原则上,DHRS只需要在反应堆热工流体安全特性耗用完之前,即在堆内关键温度上升到限值之前,带出池内热量使堆内关键温度处于下降趋势即可,也即反应堆的固有热工流体安全特性决定着反应堆对堆外有效热池的时效性要求。

3) 池式钠冷快堆具有较大的固有热工流体安全特性,可以作为堆芯余热的初始热阱;DHRS解决的是余热排出后期的最终热阱的问题,以此可以降低反应堆对DHRS的时效性要求,降低反应堆的投入及运行成本,提高经济性。

本文4种不同DHRS输入条件下的全场断电工况下,尤其是在DHRS全部失效且考虑了计算不确定性条件下,在20000s内最高包壳温度未达到保守的额定工况设计限值。因此在目前设计基础上,可以考虑缩小DHX、AHX设备体积,降低散热功率设计值等,或在不降低安全性的前提下选用其他更经济便捷的有效方式,如二回路管道冷却等。这是本文团队下一步将要进行的工作。

4) 相比布置在冷池,将DHX布置在热池更优。由于冷池DHX所处环境温度较低,因此同样的DHRS环路设备结构参数,相比排出热量较少,仅约为热池DHX的65%。同时,因热池排热少,热池温度相对较高且持续时间较长,对主容器有不利影响。

将DHX布置在冷池或热池内,对堆芯盒内、盒间流流量有影响,但盒内、盒间流对堆芯的整体冷却效应变化不大。在堆芯冷却中,由于钠的导热性能极好(是压水堆条件下水导热系数的120倍),盒间钠流因空间跨度大且阻力相对较小,因此反应更为灵活,对于堆芯温度的降低起着与盒内流同等重要的作用(中国原子能科学研究院机理性钠台架显示,盒间流可以带出相对高功率组件高于50%的热量)。也因此,在DHX布置在热池情况下,相比布置在冷池,虽然盒内流流量

减小,但盒间流流量增大,堆芯出口平均温度和最高包壳温度均出现了相对更快的持续下降趋势。

3 结论

基于装量功率比约为1 t/MW的较典型布置的池式钠冷大功率快堆的堆内自然循环设计,对其紧急停堆后堆内的自然循环余热排出特性进行分析,并通过两组4种不同DHRS输入条件下的计算结果分析,获得结论如下。

1) 在堆内布置DHX用于紧急停堆后堆芯自然循环余热排出时,布置在热池要优于布置在冷池。优势主要体现在,布置在热池时,会排出更多的堆内热量,热池温度及主容器壁温相对要低,有利于主容器的温度控制。另外,不同布置会对堆芯盒内、盒间流流量产生影响,但总体上对堆芯的冷却效应影响不大。

2) 典型的将DHX布置在热池和冷池的DHRS,从DHRS启用到其对堆芯产生显著冷却效应,需要较长时间,在千秒量级。在该段时间内,堆芯余热的排出依靠反应堆固有的热工流体安全特性;原则上,DHRS在堆内关键温度上升到限值之前带出池内热量,使堆内关键温度处于下降趋势即可。

3) 池式钠冷快堆余热排出设计中,要充分利用固有热工流体安全特性,以降低对DHRS的时效性要求。可以考虑将全部的DHX都布置在热池,并缩小设备体积、降低散热功率设计值,或在不降低安全性的前提下选用其他更经济便捷的有效方式等,以此可以大幅度降低余热排出设备投入成本,降低反应堆运行成本,提高经济性。

上述研究结果将为我国后续的商用快堆、一体化快堆等池式液态金属堆的堆内自然循环设计工作提供重要参考。

参考文献:

- [1] US DOE Nuclear Energy Research Advisory Committee and the Generation IV International Forum. A technology roadmap for generation IV nuclear energy systems[R]. [S. l.]: [s. n.], 2002.
- [2] 苏更林. 第四代核能系统的六大候选堆型[J]. 百科知识, 2022, 19: 24-27.
- [3] 张东辉, 杨洋, 赵佳宁. 中国实验快堆的主要技术创新和工程经验[J]. 原子能科学技术, 2020, 54(增刊): 194-

198.
ZHANG Donghui, YANG Yang, ZHAO Jianing. Main technical innovation and engineering experience of China Experimental Fast Reactor[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2020, 54(Suppl.): 194-198(in Chinese).
- [4] FARRAR B, LEFÈVRE J C, KUBO S, et al. Fast reactor decay heat removal: Approach to the safety system design in Japan and Europe[J]. Nuclear Engineering and Design, 1999, 193(1/2): 45-54.
- [5] 杨红义. 快堆热工水力学[M]. 北京: 北京理工大学出版社, 2022: 191-258.
- [6] 徐铤. 快堆安全分析[M]. 北京: 原子能出版社, 2011: 14-20.
- [7] 徐铤, 杨红义. 钠冷快堆及其安全特性[J]. 物理, 2016, 45(9): 561-568.
XU Mi, YANG Hongyi. Safety properties of sodium-cooled fast reactors[J]. Physics, 2016, 45(9): 561-568(in Chinese).
- [8] 俞保安, 喻真焯, 朱继洲, 等. 钠冷快堆固有安全性[J]. 核动力工程, 1989, 10(4): 90-97.
- [9] 周志伟, 薛秀丽, 杨勇, 等. 池式钠冷快堆固有热工流体安全特性研究[J]. 原子能科学技术, 2023, 57(7): 1397-1405
ZHOU Zhiwei, XUE Xiuli, YANG Yong, et al. Study on inherent safety characteristic on thermal-hydraulic of pool-type sodium-cooled fast reactors[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2023, 57(7): 1397-1405(in Chinese).
- [10] HAN J W, EOH J H, KIM S O. Comparison of various design parameters' effects on the early-stage cooling performance in a sodium-cooled fast reactor[J]. Annals of Nuclear Energy, 2012, 40(1): 65-71.
- [11] HAN J W, LEE T H, EOH J H, et al. Investigation into the effects of a coastdown flow on the characteristics of early stage cooling of the reactor pool in KALIMER-600[J]. Annals of Nuclear Energy, 2009, 36(9): 1325-1332.
- [12] NATESAN K, VELUSAMY K, SELVARAJ P, et al. Significance of coast down time on safety and availability of a pool type fast breeder reactor[J]. Nuclear Engineering and Design, 2015, 286: 77-88.
- [13] PADMAKUMAR G. Experimental studies for SGDHR system of PFBR, FR-13[R]. Paris: [s. n.], 2013.
- [14] KAMIDE H, HAYASHI K, TODA S. An experimental study of inter-subassembly heat transfer during natural circulation decay heat removal in fast breeder reactors[J]. Nuclear Engineering and Design, 1998, 183(1): 97-106.
- [15] Benchmark analyses on the natural circulation test performed during the phenix end-of-life experiments, IAEA-TECDOC-1703[R]. Vienna: IAEA, 2013
- [16] 米捷科夫 Ф М, 巴格达洛夫 Ю В, 武克沙 Ю К, 等. BN 型装置中自然循环工况分析的工程设计方法[J]. 原子能 (俄文期刊), 1987, 62(3): 447-452. http://elib.biblioatom.ru/text/atomnaya-energiya_t62-3_1987/go,4/.
- [17] ZARYUGIN D G, POPLAVSKII V M, RACHKOV V I, et al. Computational and experimental validation of the planned emergency heat-removal system for BN-1200[J]. Atomic Energy, 2014, 116(4): 271-277.
- [18] IAEA. Fast reactor database 2006 update, IAEA-TECDOC-1531[R]. Vienna: IAEA, 2006.