

基于高中子注量率研究堆 (JHR 研究堆) 的先进 辐照装置概念设计

Conceptual Design of Advanced Irradiation Device Based on High Neutron Flux Research Reactor (JHR)

供稿|何晨伟, 刘贻潮, 张勇 / HE Chenwei, LIU Yichao, ZHANG Yong

内 容 导 读

JHR 研究堆是法国原子能与替代能源委员会 (CEA) 在建高中子注量率研究堆, 拥有强大的辐照技术能力, 可实现不同的辐照测试条件, 满足先进核燃料与核材料的辐照考验需求。本文基于 JHR 研究堆实验能力与性能参数, 针对材料在铅铋环境中的辐照需求, 提出一种基于高中子注量率研究堆 (JHR 研究堆) 的先进辐照装置概念设计并开展了相关分析计算。

Jules Horowitz Reactor (JHR) 研究堆^[1]是法国原子能与替代能源委员会 (CEA) 在法国南部城市卡达拉什 (Cadarache) 的在建高中子注量率研究堆, 主要用于研究评估反应堆先进核燃料和核材料在不同辐照测试条件下的性能。

铅基快堆是未来第四代核能系统中 6 种主要参考堆型之一, 开展研究堆铅铋环境辐照实验是研发适用于铅基快堆核燃料以及核材料的关键环节。JHR 研究堆正在开发多种先进辐照装置, 适用于轻水堆、钠冷快堆核燃料与核材料的辐照实验, 然而 JHR 研究堆目前尚未开发铅铋环境辐照装置。本文研究了铅基快堆核燃料以及核材料的辐照需求, 并

由此确定了 JHR 研究堆铅铋环境辐照装置的设计指标要求; 基于指标要求以及 JHR 研究堆的接口参数信息, 提出了铅铋环境辐照装置的结构概念设计并开展了热力学计算。结果显示本文提出的概念设计方案可满足相关辐照需求。

JHR 研究堆实验能力

JHR 研究堆是功率为 100 MW 的池罐式轻水反应堆, 使用微加压一回路冷却, 反应堆容器位于水池内。JHR 堆芯高 60 cm, 直径为 60 cm, 使用铍作为反射层。堆芯内可提供高注量率的快中子辐照孔道, 堆芯周围的铍反射层可提供高注量率的热中子

作者单位: 中广核研究院有限公司, 广东 深圳 518031

辐照孔道，用于实现不同的辐照测试条件^[1]，具体情况如图1所示：

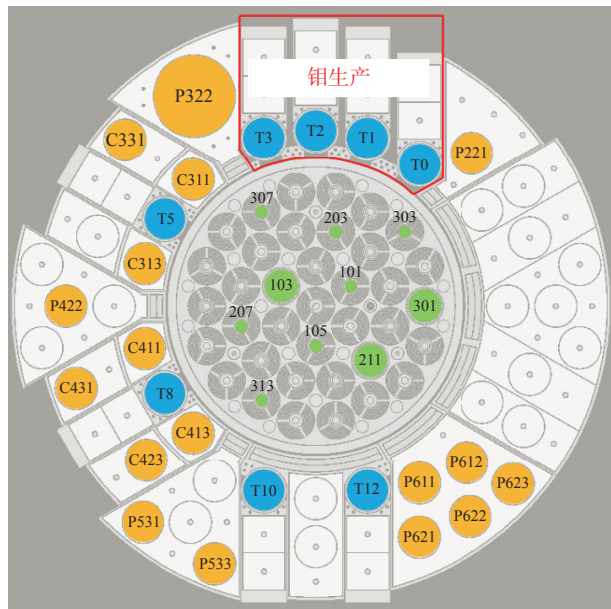


图1 JHR 研究堆堆芯以及反射层实验孔道^[1]

1) 7个堆芯内小尺寸直径实验孔道，适用于直径小于33.1 mm的实验装置（101, 105, 203, 207, 303, 307, 313）；

2) 3个堆芯内大尺寸直径实验孔道，适用于直径小于86 mm的实验装置（103, 211, 301）；

3) 16个固定的反射层实验孔道，适用于直径小于97 mm的实验装置（其中，C311以及C413用于JHR反应堆容器材料的辐照监督）；

4) 1个固定的反射层实验孔道，适用于直径小于200 mm的实验装置（P322）；

5) 4个通过反射层位于水通道中的移动式实验装置，适用于直径小于100 mm的实验装置（T5, T8, T10, T12）；

6) 4个额外的移动式实验装置，用于钼的生产（T0, T1, T2, T3）^[1]。

在运行的最初几年，JHR目标是反应堆每年运行180 d，其中15%在100 MW下运行，85%在70 MW下运行。平均反应堆循环时间预计为34 d，对应25个有效满功率天（EFPD）。堆芯中心辐照孔道的中子注量率预计能提供最高8 dpa/a的辐照条件^[2]。

铅铋环境材料辐照需求分析

与压水堆燃料包壳使用锆合金不同，由于铅基快堆的包壳将承受更高的辐照损伤、更高的服役温度以及严峻的液态金属冷却剂腐蚀，因此其包壳材料将使用奥氏体不锈钢如316等、铁素体/马氏体钢如T91等、氧化物弥散强化钢、高熵合金等新型结构材料。

在研发适用于铅基快堆核材料的各个阶段，均有研究堆铅铋环境辐照需求，样品通常制备成小尺寸，例如拉伸样品、圆片状紧凑型拉伸断裂韧性样品、充压管样品、腐蚀小圆片样品等。辐照装置为液态铅铋或铅辐照胶囊。辐照温度为300~700℃，通常要求辐照温度可控并可实现温度在线测量。为了满足铅基快堆材料高辐照损伤要求，辐照胶囊所用的研究堆孔道应具有较高的快中子注量率，例如可优先使用JHR研究堆辐照能力可达8 dpa/a的辐照孔道。液态铅铋或铅冷却剂要求可实现氧控，或者提供饱和氧或贫氧环境。

在铅基快堆核燃料与核材料的工程应用验证阶段，需对新型燃料小棒开展液态铅铋或铅环境辐照回路实验。燃料小棒所使用的包壳材料为以上所述新型结构材料，核燃料为更高富集度的氧化铀燃料或其他新型燃料。辐照温度为300~700℃，通常要求辐照温度可控并可实现温度在线测量，所用的研究堆孔道同样应具有较高的中子注量率，液态铅铋或铅冷却剂要求可实现氧控、或者提供饱和氧或贫氧环境。回路中的液态铅铋或铅冷却剂流速应达到1~2 m/s。

相关核燃料以及核材料在铅铋或铅环境中接受中子辐照后，将在热室中接受相应的辐照后检验：1) 需在液态铅铋或铅介质中，开展慢应变速率拉伸实验，拉伸应变速率为 10^{-5} s^{-1} ，在液态金属介质中的实验温度最高需达到700℃，液态铅铋或铅冷却剂要求可实现氧控、或者提供饱和氧或贫氧环境；2) 需在液态铅铋或铅介质中，开展高温蠕变实验，实验温度最高可达700℃，液态铅铋或铅冷却剂要求可氧控、或提供饱和氧或贫氧环境，可实现在线应变测量。

铅基快堆核燃料以及核材料对于JHR研究堆的辐照实验需求汇总如表1~2所示。

表 1 铅铋环境材料辐照需求

装置类型	材料类型	样品类型	辐照温度	中子注量率	液态铅铋或铅的要求
液态铅铋或铅辐照胶囊	结构材料	拉伸样品；圆片状紧凑型拉伸断裂韧性样品；充压小管；腐蚀圆片	300~700 °C温度可控或可在线测量	越高越好（例如优先使用辐照能力可达8 dpa/a的辐照孔道）	可氧控、或饱和氧、或贫氧环境
液态铅铋或铅辐照回路	核燃料与结构材料	燃料小棒	300~700 °C温度可控或可在线测量	越高越好（例如优先使用辐照能力可达8 dpa/a的辐照孔道）	可氧控、或饱和氧、或贫氧环境；回路中流速为1~2 m/s

表 2 热室液态铅铋或铅介质检测设备需求

慢应变拉伸机	高温蠕变机
拉伸速率约 10^{-5} s^{-1} ；液态铅铋或铅介质温度最高可达700 °C；可氧控、或饱和氧、或贫氧环境	液态铅铋或铅介质温度最高可达700 °C；可氧控、或饱和氧、或贫氧环境，可实现在线应变测量

基于 JHR 研究堆的铅铋环境辐照装置概念设计

根据辐照实验的目的和需求，目前研究堆中辐照装置主要分为辐照回路和辐照胶囊 2 种。其中，辐照回路实验装置需连接专门的辐照考验回路，受试件释热由辐照考验回路冷却剂带出，可进行辐照参数的在线调节和监控，且能精确模拟受试件的实际运行工况，受试件通常是释热较大的核燃料、材料以及要求按实际运行工况辐照的缩比燃料组件或燃料棒，辐照回路是研究堆中比较复杂的辐照实验形式。相比于辐照回路实验装置，辐照胶囊属于相对静态的辐照实验装置，受试件释热由研究堆中冷却剂带出，辐照胶囊结构简单，操作方便，可容纳尺寸较小的结构材料样品布置于研究堆中的中心孔道内进行辐照。

JHR 研究堆尚未具有铅铋或铅环境辐照装置的设计与制造经验，因此本文从较简单的静态辐照胶囊入手，开展基于 JHR 研究堆的铅铋环境辐照装置概念设计。

基于表 1 中辐照胶囊的实验参数要求，“液态铅铋环境辐照胶囊”概念设计指标要求如下：

- 1) 可放置拉伸和圆片状紧凑型拉伸断裂韧性等小尺寸样品；
- 2) 辐照温度为 300~700 °C；
- 3) 辐照胶囊所用的研究堆孔道应具有较高的快中子注量率；
- 4) 液态铅铋或铅冷却剂要求可实现氧控，或者提供饱和氧或贫氧环境。该要求将综合考虑实际装

置制造难度以及实验需求确定。

JHR 研究堆相关接口参数

辐照胶囊入堆后，受试件的辐照参数完全依赖于研究堆的辐照环境和运行工况。JHR 研究堆中的辐照孔道结构尺寸、中子注量率、核释热、冷却剂温度等接口参数是辐照胶囊概念设计的重要输入参数。

1) JHR 堆内辐照孔道

根据液态铅铋环境辐照胶囊概念设计指标要求，胶囊内受试件的辐照温度范围为 300~700 °C，辐照损伤率越高越好。JHR 堆芯内 7 个小尺寸直径实验孔道可提供高达 $1 \times 10^{15} \text{ cm}^{-2}/\text{s}$ 快中子注量率的辐照条件，能实现上述铅铋环境辐照胶囊样品的辐照需求。这 7 个小尺寸直径实验孔道为图 1 中编号 101、105、203、207、303、307、313 的辐照孔道，均位于燃料元件的中心孔内，适用于直径不超过 33.1 mm 的辐照装置^[2]。

2) 辐照孔道的中子学参数

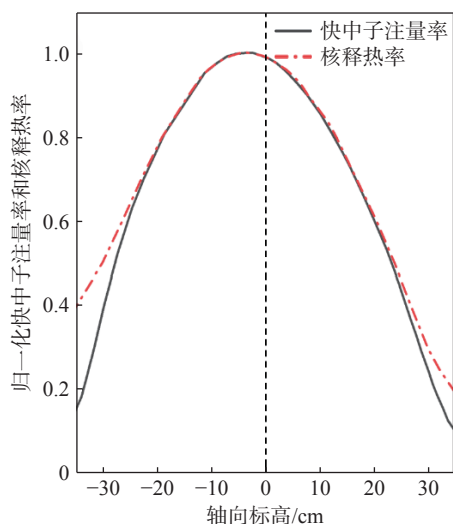
辐照孔道的中子学参数与辐照实验中受试件受到的辐照损伤剂量和样品辐照温度密切相关，是辐照胶囊设计的重要输入参数。在铅铋环境辐照胶囊的概念设计中，选取了 JHR 研究堆在 70 MW 功率下运行，MICA 辐照装置（Material Irradiation Capsule）的中子学数据作为初始迭代输入，具体如表 3 所示^[2]。

需要指出的是，表 3 中的数据对应最大中子注量率平面的位置（MFP），该位置比堆芯中心平面的高度低 3 cm。以堆芯中心平面作为轴向零点位置，图 2 展示了 JHR 堆芯辐照孔道的快中子注量率

表 3 JHR 堆芯辐照孔道中子学参数数据

孔道编号	快中子注量率/($10^{14} \text{ cm}^{-2}/\text{s}$)		总中子注量率/($10^{14} \text{ cm}^{-2}/\text{s}$)	辐照损伤率/(mdpa/d)	核释热/(W/g)
	$E^*>0.1 \text{ MeV}$	$E>1 \text{ MeV}$			
101	6.8	3.4	14.6	40	12.0
105	6.8	3.4	14.6	40	12.0
203	6.0	3.0	12.7	35	10.3
207	6.3	3.1	13.4	37	11.0
303	4.0	2.0	8.3	24	7.2
307	4.9	2.4	10.3	29	8.7
313	4.7	2.3	9.8	27	8.4

注：*为中子能量

图 2 JHR 堆芯快中子注量率与核释热率的轴向分布^[2]

与伽马释热率在轴向高度上的归一化分布情况。

3) JHR 堆芯运行工况参数

铅铋环境辐照胶囊布置于 JHR 堆芯燃料元件中心孔内进行辐照，堆内一回路冷却剂流经实验段带走辐照胶囊的释热，因此 JHR 堆芯一回路冷却剂运行参数是铅铋环境辐照胶囊设计输入的重要边界条件，相关的主要参数如表 4 所示。

铅铋环境辐照装置结构概念设计

根据国际上已入堆的类似辐照装置的设计^[3-5]，结合 JHR 研究堆的接口参数，目前概念设计阶段的 JHR 铅铋环境辐照胶囊结构如图 3 所示：采用中空的环状结构，以减少装置结构内液态铅铋共晶合金

(Lead-bismuth eutectic alloy, LBE) 的用量，从而合理降低实验段在辐照过程中产生的核释热量，避免温度过高；该实验段外壁管和内壁管均采用双层 316L 不锈钢包壳设计，2 层包壳之间的间隙为 0.3 mm，充有一定压强的氦气，并通过在气隙中安装耐辐照耐高温型压力传感器实时监测气体压强——如辐照过程中监测到剧烈的压强变化，说明可能存在装置管壁破裂事故，紧急停堆等安全措施可以第一时间介入，该设置可以监测装置包壳结构的完整性，以增加辐照实验的安全性。实验段内的样品装载方式如图 3(d) 所示，多个同类样品（如圆片状紧凑型拉伸断裂韧性试样、拉伸样品和腐蚀小圆片样品管等）通过一个环形支撑板固定构成一组样品组，不同样品组在轴向上堆叠起来形成辐照实验段，样品被实验段管内液态铅铋所覆盖。辐照装置主要的结构参数汇总于表 5。

铅铋环境辐照装置热力学计算

铅铋环境辐照胶囊在 JHR 堆中接受辐照考验时，装置的不锈钢结构、样品和液态铅铋均会受到核释热作用，热量主要通过堆芯回路冷却剂流经辐照装置实验段带走。为评估辐照装置在辐照过程中的温度情况，本次概念设计结合 JHR 研究堆接口参数，使用了 Fluent 软件针对布置在中子注量率和核释热率最高的 101 辐照孔道的辐照装置实验段进行了热力学计算。为简化模拟计算，辐照装置模型中装载的样品均为简化了结构细节的拉伸样品。在模

表 4 JHR 堆芯主要运行参数^[2]

堆芯高度/cm	最大运行功率/MW	名义运行功率/MW	堆芯入口冷却剂温度/°C	堆芯入口压强/kPa	堆芯冷却剂流量/(m ³ /h)
60	100	70	30	870	7.87

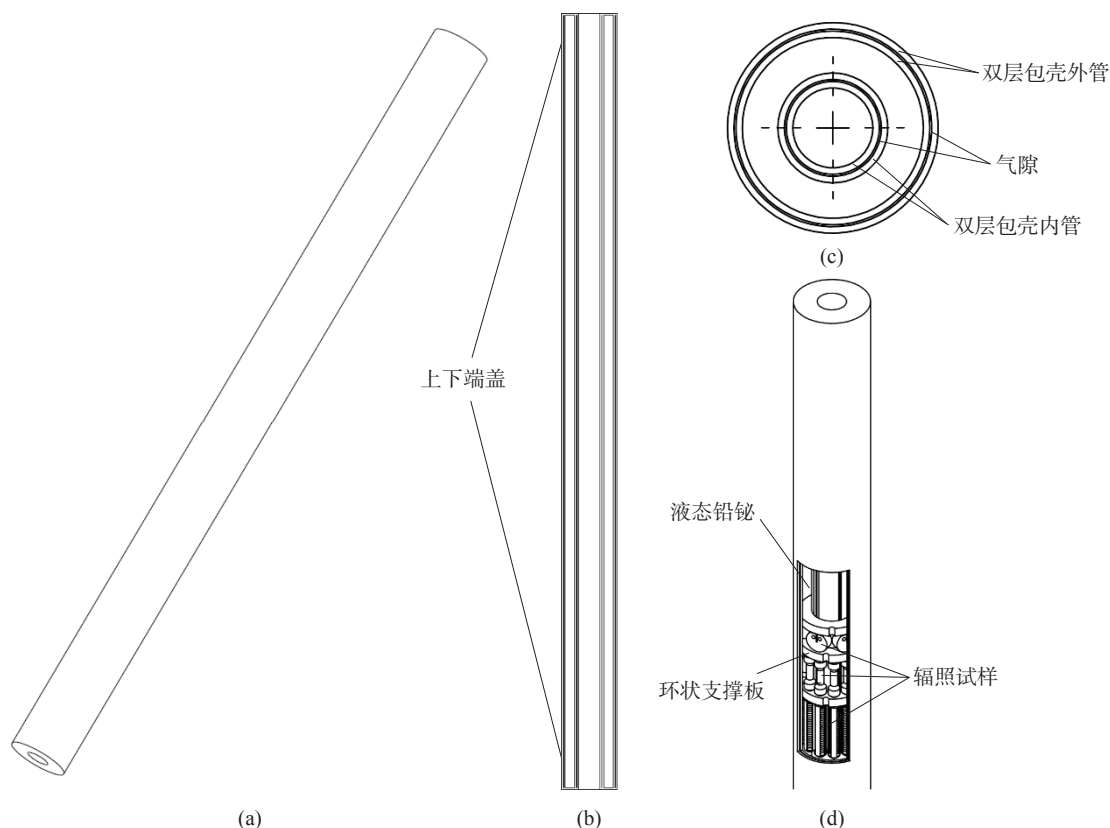


图3 JHR研究堆铅铋环境辐照胶囊结构示意图: (a) 整体示意图; (b) 轴向截面图; (c) 径向截面图; (d) 局部剖视图

表5 JHR研究堆铅铋环境辐照胶囊实验段结构尺寸

						mm	
双层包壳外管			双层包壳内管			辐照样品平均长度	实验段长度
外管外径	包壳管厚度	包壳管间间隙	内管内径	包壳管厚度	包壳管间间隙		
32.6	1.0	0.3	12.4	1.0	0.3	23.0	462.0

拟计算过程中,材料的物性参数设置见表6。其中根据铅铋物性相关文献^[6]计算得到600℃下液态铅铋的3个物性参数并设置为常数;辐照装置的包壳管、支撑环和样品材料均为不锈钢,在模拟计算中选取了软件自带的不锈钢物性表进行设置;实验段双层包壳的间隙充有氦气,根据流体物性手册^[7]查阅得到在100 kPa, 300℃条件下氦气的3个物性参数并设置为常数。在本次模拟计算中边界条件设置为水从实验段的底部以1 m/s速度流经环状圆管,入

表6 铅铋环境辐照胶囊实验段热力学模拟计算材料物性设置

材料	密度/(kg/m ³)	比热容/[J/(kg·K)]	热导率/[W/(m·K)]
液态铅铋	9943.88	140.68	14.69
不锈钢材料	8030.00	502.48	16.27
氦气	0.08	5193.00	0.25

口温度30℃。考虑表3中101孔道最高12 W/g核释热率,结合图2中JHR堆芯核释热率在轴上余弦状分布,得到不锈钢和液态铅铋在轴向上的单位体积释热功率,源项设置如下:

$$Q_{ste}(z) = 12 \times 10^3 \cdot \rho_{ste} \cdot \sin[(z+0.069) \cdot \pi/0.6] \quad (1)$$

$$Q_{lbe}(z) = 12 \times 10^3 \cdot \rho_{lbe} \cdot \sin[(z+0.069) \cdot \pi/0.6] \quad (2)$$

式中: $Q_{ste}(z)$ 和 $Q_{lbe}(z)$ 分别为实验段轴向高度 z 处不锈钢和液态铅铋的单位体积释热率, W/m³; ρ_{ste} 和 ρ_{lbe} 分别为不锈钢和液态铅铋的密度, kg/m³; z 为实验段轴向高度, m。

辐照胶囊实验段的热力学计算结果如图4与图5所示。从图中可以看出装置内的样品温度范围约为240~680℃,满足铅铋环境下样品的辐照需

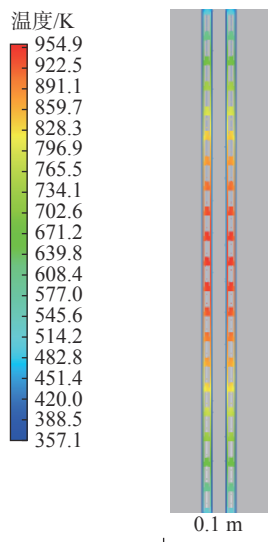


图4 辐照装置实验段拉伸样品温度计算结果

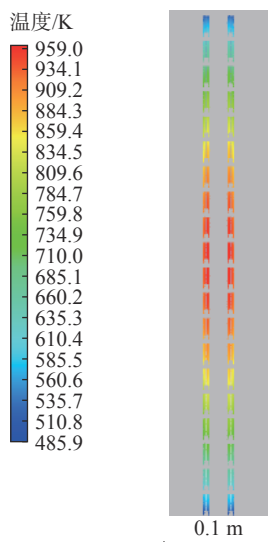


图5 辐照装置实验段液态铅铋温度计算结果

求；铅铋的温度范围为210~686℃，最低温度大于铅铋的凝固温度，整个实验段的铅铋在辐照过程可保持液态。

辐照装置中高温铅铋自然对流

辐照胶囊实验段的热力学计算仅初步考虑了热传导作用下辐照装置的温度情况。从计算结果来看，考虑到液态铅铋在轴向上的温度梯度分布较大，可能会存在自然对流问题，因此需进一步考虑自然对流因素对辐照装置内温度的影响。

为研究辐照装置内可能存在的液态铅铋自然对流现象对辐照装置实验段中温度的影响，本次计算

对辐照装置实验段的结构进行了简化：整体上保留环状双层包壳等基本结构，内部仅保留支撑板，如图6所示。利用Fluent软件对该简化结构中存在自然对流对温度的影响进行了分析。

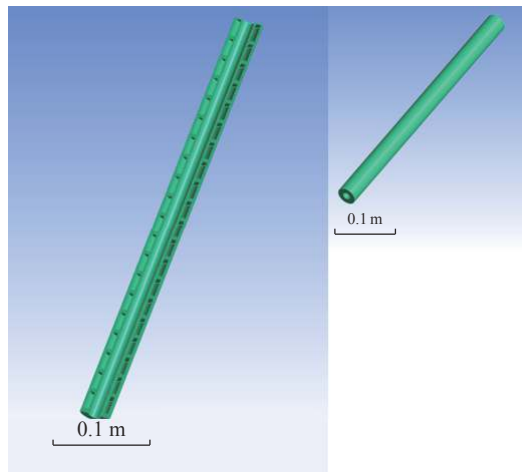


图6 辐照装置实验段简化结构示意图

图7展示了简化了结构的辐照装置实验段内液态铅铋的自然对流情况，从图中可以看出由于结构内支撑板的存在，铅铋的流动基本只发生在支撑板之间的每个小腔室内，尽管每个腔室在结构上是连通的（每个支撑板边缘有两个缺口允许液态铅铋的流通）。



图7 简化结构内液态铅铋流动模拟结果

图8展示了考虑和不考虑自然对流情况下简化结构的装置的温度分布情况。从计算结果可以看出，2种情况下装置内的液态铅铋温度的轴向分布基本一致，且最高温度仅相差0.2%。

综合上述模拟计算结果，考虑实际情况下实验段中样品的存在进一步限制了液态铅铋的流动空间，因此可以认为自然对流对该辐照装置实验段的温度基本没有影响。

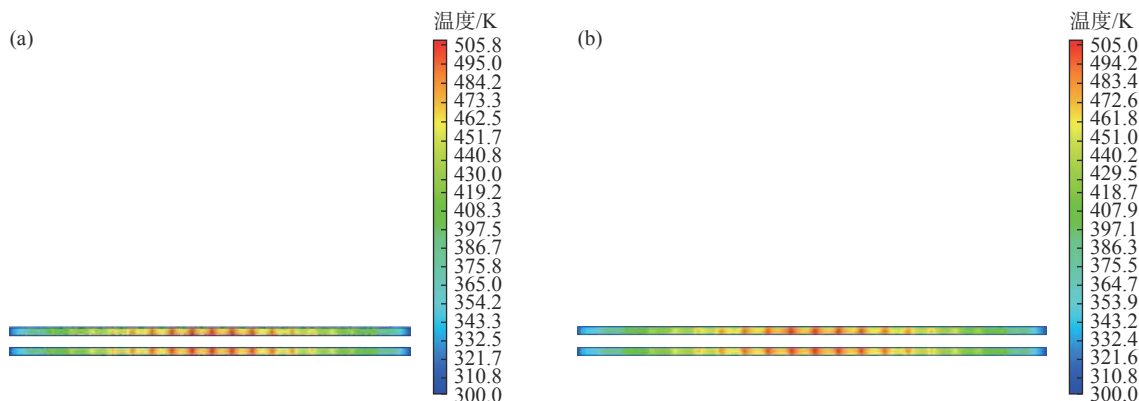


图8 简化结构中液态铅铋温度计算模拟结果: (a) 考虑自然对流; (b) 未考虑自然对流

结束语

本文研究分析了铅基快堆核燃料以及核材料的铅铋环境辐照需求,并确定了 JHR 研究堆铅铋环境辐照装置的设计指标要求。

基于指标要求以及 JHR 研究堆的实验能力和性能参数,提出了可满足相关辐照需求的铅铋环境辐照装置的结构概念设计。装置采用中空的环境辐照装置,以减小辐照装置结构内液态铅铋共晶合金的量,从而合理降低装置在辐照过程中产生的核释热量;实验段的外壁管与内壁管均采用了双层 316L 不锈钢包壳设计,2 层包壳之间间隙为 0.3 mm,均充入一定压强的氦气。样品装载方式为多个样品通过一个环形支撑板固定构成一组样品组,样品组在轴向上堆叠起来形成辐照实验段。热力学计算结果显示装置内的样品温度范围约为 240~680 °C,满足铅铋环境下样品的辐照需求。同时,进一步的模拟计算研究显示高温铅铋的自然对流对该辐照装置实验段的温度基本没有影响。

参考文献

[1] 何晨伟,刘贻潮, BIGNAN Gilles. 高中子注量率研究堆 (JHR 研究堆) 在核包壳以及结构材料辐照性能研究上的应用. 金属世界, 2022(6): 12

[2] Ferry L, Gaillot S. Latest information provided by the JHR consortium concerning the devices, irradiation locations, PIE facilities and transport capabilities[J/OL]. *JHOP2040* (2021-09-23) [2022-05-28]. <https://www.jhop2040-h2020.eu/wp-content/uploads/2021/09/Report-D1.1-D2.1-part-1-JHOP2040-Rev-1-1-2.pdf>

[3] Stergar E, Eremin S G, Gavrilov S, et al. LEXUR-II-LBE an irradiation program in lead-bismuth to high dose. *J Nucl Mater*, 2014, 450(1/3): 262

[4] Magielsen A J, Jong M, Bakker T, et al. Irradiation of structural materials in contact with lead bismuth eutectic in the high flux reactor. *J Nucl Mater*, 2011, 415(3): 311

[5] Van Den Bosch J, Al Mazouzi A, Benoit Ph, et al. Twin Astir: An irradiation experiment in liquid Pb-Bi eutectic environment. *J Nucl Mater*, 2008, 377(1): 206

[6] 苏子威, 周涛, 刘梦影, 等. 液态铅铋合金热物性研究. 核技术, 2013, 36(9): 5

[7] Haynes W M. *CRC Handbook of Chemistry and Physics*. 97th Ed. Boca Raton: CRC Press, 2016

基金项目: 国家重点研发计划资助项目 (2021YFE0192300)。

作者简介: 何晨伟 (1987—), 男, 广东省深圳市人, 高级工程师, 2014 年博士毕业于法国国家科学研究中心 (CNRS) 材料科学专业, 主要研究方向: 核反应堆燃料与材料的辐照性能。通信地址: 广东省深圳市福田区上步中路 1001 号科技大厦, 邮编 518031。E-mail: chenwei.he@hotmail.com。