

Research
Nuclear Power—Review

压水堆熔融物堆内滞留策略：历史回顾与研究展望

马卫民^{a,*}, 元一单^a, Bal Raj Sehgal^{b,*}^a China Nuclear Power Engineering Co. Ltd., Beijing 100840, China^b Royal Institute of Technology (KTH), Roslagstullsbacken 21, 10691 Stockholm, Sweden

ARTICLE INFO

Article history:

Received 9 December 2015

Revised 14 February 2016

Accepted 1 March 2016

Available online 31 March 2016

关键词

压水堆

严重事故

熔融物堆内滞留

碎片床形成

碎片床再熔化

熔池形成

熔池热工水力学

临界热流密度

摘要

本文对广泛应用于第三代压水堆的严重事故缓解措施——熔融物堆内滞留 (IVR) 进行了历史回顾。IVR 策略最早源自于第二代反应堆 Lovissa VVER-440 的改进设计, 以应对堆芯熔化事故。随后, IVR 策略被应用于许多新设计的反应堆, 如西屋的 AP1000、韩国的 APR1400 以及中国的先进压水堆 CAP1400 和华龙一号。对 IVR 策略有效性影响最大的因素分别为堆内堆芯熔化进程、熔融物加载于压力容器壁面的热流密度和压力容器外部冷却。对于堆芯熔化进程, 过去人们一直仅关注压力容器下腔室内熔池的换热行为。但通过回顾与分析, 本文认为堆内的其他现象, 如堆芯的降级和迁移、碎片床的形成及其可冷却性以及熔池的动态形成过程等, 可能也会对熔池的最终状态及其作用于下封头的热负荷产生影响。通过对相关研究的回顾, 本文希望找出 IVR 策略的研究中有待完善的部分, 并据目前发展水平提出未来 IVR 研究的需求。

© 2016 THE AUTHORS. Published by Elsevier LTD on behalf of Chinese Academy of Engineering and Higher Education Press Limited Company. This is an open access article under the CC BY-NC-ND license (<http://creativecommons.org/licenses/by-nc-nd/4.0/>).

1. 引言

通常人们关注的核电安全基本上都与整体评估单个或多个核电站对公众的风险有关, 还包括为降低这些风险采取的有效措施。不仅居住在核电站附近的民众关注核电安全, 那些可能受到核电站事故影响的地区的民众也关注核电安全。核电安全的基本目标是确保核电站不会对个体和社会的健康造成显著威胁, 防止核电站向环境释放放射性物质; 防止事故对核电站造成损伤, 保护核电站工作人员的人身安全。

针对安全目标, 核电站通常设置三道物理屏障, 以

防止裂变产物释放至环境: 燃料包壳, 生成的裂变产物被约束于包壳内; 反应堆压力容器, 包容所有燃料组件, 组成反应堆堆芯; 安全壳, 防止裂变产物向环境释放。确保上述三道物理屏障在任何事故中的完整性是纵深防御的基石, 这种纵深防御的理念被广泛应用于核电安全。在严重事故中, 反应堆堆芯熔化可能使前两道屏障失效, 导致一部分的裂变产物(以气溶胶形式存在的气体或固体)释放至可承受一定压力的安全壳中。如果最后一道屏障失效, 那么裂变产物可能被释放至环境。因此, 在某种意义上说, 核电安全的最终目标就是维持安全壳的完整性。

* Corresponding authors.

E-mail addresses: mawm@cnpe.cc; balraj@kth.se

根据目前对压水堆严重事故的了解[1]，对安全壳完整性的威胁主要如下：

- (1) 安全壳直接加热(DCH)；
- (2) 堆外蒸汽爆炸(EVE)；
- (3) 氢气燃爆(H₂C)；
- (4) 安全壳长期超压(LOP)；
- (5) 安全壳旁通及泄漏(CBL)；
- (6) 底板熔穿(BMP)。

就第三代压水堆设计而言，以上(1)~(5)项主要通过精心的设计、建设、运行和事故管理来避免，从而使安全壳破裂的风险在合理范围内降到最低。最后一项，即底板熔穿，涉及衰变热造成的堆芯熔融物的热化学冲击，如果不能实现堆芯熔融物的冷却，就可能会熔穿压力容器和安全壳底板。熔融物的可冷却性(如防止物理屏障的熔穿)被视为第二代反应堆或早期压水堆设计的“阿喀琉斯之踵”[2]。第三代反应堆的解决方法基本上分为两类：熔融物堆内滞留(IVR)和熔融物堆外滞留(EVR)，相应地，严重事故分别被终止于压力容器内和安全壳内。IVR策略的关键是通过反应堆堆腔的注水淹没，将堆芯熔融物滞留于压力容器下封头内，而EVR则是通过布置在安全壳内的堆芯捕集器对堆芯熔融物进行收集和冷却。品牌堆芯捕集器包括：AREVA欧洲压水堆(EPR)型的扩展式堆芯捕集器[3]、俄罗斯VVER堆型的坩埚式堆芯捕集器[4]。目前，芬兰、法国和中国都在建立EPR型核电站。带有堆芯捕集器(AES-91)的VVER-1000核电站在中国首次建造并于2007年投入运行。

中国设计的先进压水堆更偏重于使用IVR策略，在第三代和三代加压水堆的设计中均使用了该策略。该策略也是目前中国两座在建的并且在不远的将来可能继续被推广建造的AP1000型核电站的特征之一。因此，为提高IVR策略的可靠性并将其应用于新的压水堆设计，本文对IVR策略的发展进行了历史回顾，并对其未来的研究需求提出建议。IVR策略的历史回顾与压水堆严重事故的最新进展可作为确定进一步的研究需要的依据和理由。

2. 熔融物堆内滞留(IVR)策略的历史

熔融物堆内冷却及滞留技术一般包含三个重要的概念：堆芯骤冷；堆内碎片床的冷却；堆内熔池的冷却。第一个概念是指一旦安注系统恢复就立刻将冷却水注入堆芯，即发生堆芯骤冷，这是在堆芯升温阶段收集堆芯的最好时机。堆芯骤冷并不是简单的注水操作，

因为骤冷形成的蒸汽导致的锆包壳氧化(会释放氧化热和氢气)也可能使事故更加恶化。快速降低包壳温度和氢气产量的关键手段是以极大的流量向堆内注入大量的冷却水。由于燃料棒骤冷会导致包壳碎裂，因此向极热的堆芯中注入冷却水可能会形成微粒化的碎片床。当熔融物从堆芯掉入充满水的下封头中时，也可能形成微粒碎片床。对这种碎片床的冷却是终止事故的第二最佳时机，因为相较于熔池，多孔介质更容易被冷却。如果不能实现堆芯的再淹没，最后的策略是通过对外部压力容器进行外部冷却以实现下封头内熔池的冷却。IVR策略将在下文中被讨论。需要注意的是，压力容器的外部冷却注水管线应与堆内注水管线分离，且外部冷却注水管线在全厂断电的情况下仍可工作。

2.1. IVR 策略的原理

IVR的概念图如图1所示。堆芯熔融物最终迁移至压力容器下封头并形成熔池，因为衰变热的作用而对容器壁面持续加热；压力容器外表面被完全淹没或至少被淹没至下封头以上。冷却剂沿着压力容器外表面流动(通常靠自然循环驱动)，保证容器外表面被充分冷却，以防止其发生高温蠕变失效。

因此，IVR策略要求熔池的衰变热必须能被容器外的冷却剂带走。也可描述为熔池作用于压力容器壁面各角度的热流密度(q_w)不能超过下封头外壁各角度的沸腾换热极限，即临界热流密度(CHF)，如图2所示。否则，由于沸腾临界以及随后的壁面温度上升，最终会导致压力容器完整性丧失。这一想法听起来似乎相当简单，但要以高可信度证明其有效性却是项艰巨的任务。因为无论是 q_w 还是CHF都很难被精确量化，特别是 q_w ，其值受堆内严重事故进程及现象影响较大。由于堆内事故进程

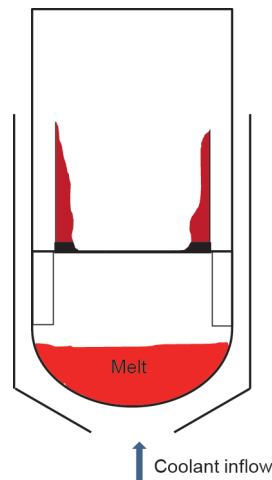


图1. IVR外部冷却示意图。

及现象的不确定性，针对IVR策略不确定性的评估引入了一种综合概率的方法[5]。如图3所示，这种方法就是比较 q_w 和CHF的概率，从图中可以看出，图3(a)中的IVR策略是有效的，而图3(b)中的IVR策略则可能会失效。

2.2. 在 VVER-440 中首创的 IVR 策略

美国加州大学圣芭芭拉分校(UCSB)的Theofanous教授于1989年首次提出IVR的概念，并将其作为芬兰洛维萨核电站VVER-440型反应堆的技术改进[5]。由于洛维萨核电站的安全壳承压等级相对较低，并且在熔融物侵蚀底板事故中容易失效，在对核电站安全升级的审议中就考虑了IVR策略。洛维萨核电站有许多独有的适合应用于IVR策略的特性：低功率密度，一回路和二回路拥有较大的水装量以延缓事故进程，安全壳内布置有冰冷凝器以保证在冰融化后淹没反应堆堆腔。随后Theofanous教授及其同事以及IVO(洛维萨公用事业公司，现为Fortum)的研究人员共同研究了IVR策略的可行性，并将其提交给芬兰权威机构——国家核安全和放射委员会(STUK)。1995年12月STUK核准了该项实施方案。

针对洛维萨核电站的IVR策略有效性的评估，Theofanous教授等开展了大量的分析和试验研究。为确定下封头内熔池对流换热的热流密度，IVO和UCSB分别开展了

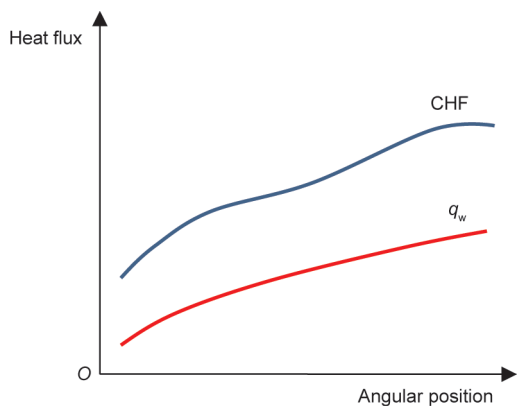


图2. 不同角度下CHF与 q_w 的比较。

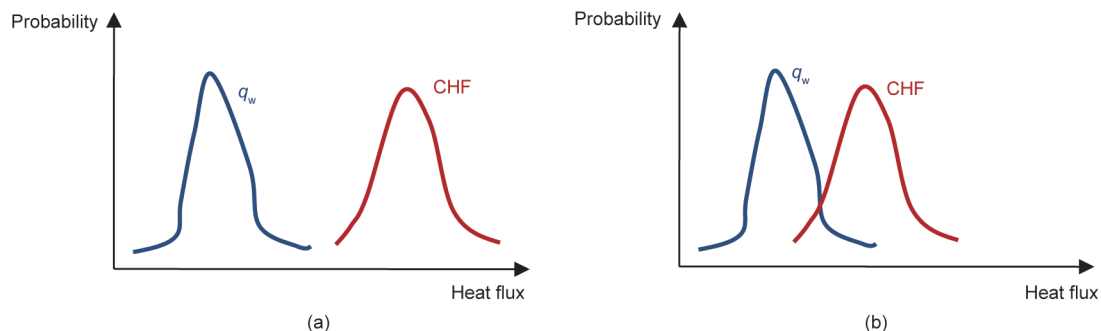


图3. 热流密度和CHF随概率的分布曲线。(a) ICR策略有效；(b) IVR策略失效。

COPO和ACOPO试验，得出了预测下封头热流密度的关系式。分析中也考虑了分层的熔池模型，下层为氧化层，上层为金属层；由于金属层的聚焦效应，上层壁面的热流密度最高可达 $680 \text{ kW}\cdot\text{m}^{-2}$ 。建于UCSB的ULPU被用于研究压力容器的外部冷却现象，试验发现，类似于洛维萨核电站配置的CHF高于 $1200 \text{ kW}\cdot\text{m}^{-2}$ 。考虑到试验条件和装置与电站原型存在差异(模化的失真、模拟物和原型材料间的区别、有限的模拟场景等)，Theofanous教授等提出了风险导向事故分析方法(ROAAM)[6]，结合研究结果证明了IVR策略的有效性。ROAAM的关键元素包括：分别考虑现象不确定性和认知不确定性，保守考虑不可知的认知不确定性，以及采用外部专家意见。研究表明，熔池对压力容器下封头的热负荷远低于外壁面CHF，因此可以认为在反应堆堆坑被淹没的情况下物理上不可能发生压力容器的失效。由于现有的安全裕度足够大，未定义的不确定性不会危及应用于洛维萨核电站的IVR策略的有效性[5]。

2.3. IVR 策略在 AP600 和 AP1000 中的应用

AP600反应堆是由美国西屋公司设计的先进的第三代压水堆，尽管并没有被投入建设，但其后继堆型AP1000即将在中国完成首堆建造。AP600的根本理念是依靠自然作用力而不是电站控制和操作员介入实现非能动安全，特别是在异常瞬态和事故工况下；主要目标是满足核管当局对核电安全日益严格的要求，包括严重事故的预防及缓解。AP600的另一理念是通过减少材料和设备，降低建造成本及缩短建造工期，来减少核电站的“足迹”。

非能动冷却系统为AP600的众多设计特点之一，包括非能动堆芯冷却、非能动安全壳冷却以及类似于洛维萨核电站的IVR策略。AP600的IVR策略利用堆内换料水箱的水从底部淹没反应堆堆腔，淹没水位至压力容器冷管段和热管段管嘴。压力容器及其保温层(挡板/堆坑

壁面)之间的环形通道构成了两相流动的上升流道,流道的特征对自然循环流量及压力容器外表面CHF至关重要。

与洛维萨核电站为实现IVR策略需采取的一些改进措施(如压力容器保温层的改动)相比,AP600反应堆能够依据其支撑性研究设计出优化的IVR策略(如更好地布置保温层和挡板,以优化自然循环)。几乎在洛维萨核电站IVR策略研究的同一时期,Theofanous教授及其同事就已开展AP600反应堆[7]的IVR策略综合性研究。因此,这两项研究几乎是平行开展的,甚至共享了一些试验人员和研究成果[5]。

AP600反应堆IVR策略的研究[7]开始于事故场景描述,特别是熔融物如何从堆芯区域迁移至下封头。随后根据以下现象分析压力容器失效的概率:熔融物射流冲击至压力容器特殊位置;由熔融物掉入充满水的下封头引起的堆内蒸汽爆炸(已被证明概率极低)。最后,确定下封头的热负荷以及压力容器外部冷却的CHF。除了从其他研究获得的见解,UCSB开展的ACOPO和ULPU-2000试验分别研究了压力容器下封头热流密度和CHF沿角度的分布。在AP600反应堆IVR策略的研究中,应用了ROAAM方法来得出综合性的结论(最终认证评估)。研究中特别关注了熔池组分和分层对壁面热负荷的影响。由于AP600的金属层很厚,在聚焦效应的热流密度与外壁面CHF之间仍有足够的裕度。研究发现内壁面热流密度随着角度变化,在下封头赤道线附近达到最大值。值得庆幸的是,外壁面CHF也在赤道线附近达到最大值($1.5 \text{ MW}\cdot\text{m}^{-2}$)。在大多数考虑的情况下,内壁面热流密度与CHF的比值低于0.6。因此,研究结果表明在采用外部冷却的情况下,AP600压力容器物理上不可能发生由热负荷引起的失效。尽管美国核管理委员

会(USNRC)未对IVR的概念进行特别的认证,但AP600的最终设计仍在1998年9月通过,并在1999年12月得到USNRC的设计认证。

基于AP600的成功范例,IVR策略被继续应用于西屋公司的AP1000设计中。这一设计的额定功率为1000 MW_e,是AP600的放大版本。由于功率提高,西屋公司进一步开展了IVR策略的技术和方法的研究,特别是提升压力容器外表面的CHF,保证足够的安全裕度以覆盖其不确定度。AP1000有以下独特的设计特征可提升IVR策略的性能:反应堆冷却剂系统(RCS)布置有多级且冗余的自动泄压系统(ADS),可降低压力容器壁面的压力负荷;压力容器下封头没有贯穿件,可消除贯穿件失效的可能性;堆芯下支撑板和下部堆内构件布置在较低的位置,确保其在事故工况下被氧化物碎片床熔化,可增加金属层的厚度,从而减弱聚焦效应;压力容器下封头周围专门布置了金属保温层挡板,形成环形冷却通道,可提高自然循环流量,进一步提高CHF。ULPU-2400试验[8]模拟了AP1000的外部冷却流道,试验结果表明,下封头赤道线附近的CHF能够达到 $2 \text{ MW}\cdot\text{m}^{-2}$,高于AP1000评估的最大热负荷 $1.3 \text{ MW}\cdot\text{m}^{-2}$ [1]。另一独立的分析[9]表明,在某些极端工况下(如氧化层上的金属层较薄,如图4(a)),壁面热负荷可能会超过CHF,但概率极低。针对MASCA试验发现的三层模型进行了参数计算[10,11]。这个三层模型包括:底部的重金属层,顶部的轻金属层,以及处于中间的氧化物熔池(如图4(b))。结果表明,底层热流密度仍明显低于ULPU-2400试验得出的CHF。AP1000的最终设计于2004年9月通过,并在2006年1月得到USNRC的设计认证。此后,中国于2008年开始在两个厂址建造4个AP1000反应堆机组。

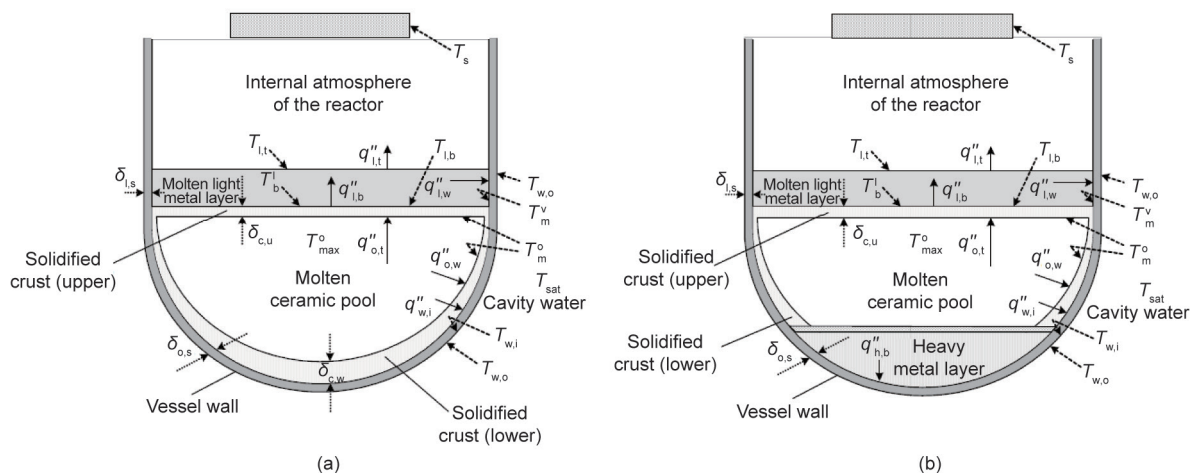


图4. 下封头熔池构造示意图[9]。(a) 两层模型; (b) 三层模型。

2.4. IVR 策略在 APR1400 中的应用

IVR策略也被应用于韩国设计的1400 MW_e先进压水堆APR1400。除了外部冷却(ERVC), AP1400的系统设计计划包括:在一回路降压后,同时将金属层注水淹没的能力;有望从熔融物上表面移除部分热量,以将聚焦效应处的热流密度降至CHF以下的行动(图5 [12])。堆内安装有专设冷却水系统,在合适时机可以将冷却水注入下封头熔池[1]。需要指出的是,在合适时机向极热的容器内注水并非易事,可能需要进行复杂的评估甚至验证。

为了解目前提出的ERVC及额外强化措施对更高功率的反应堆(1500 MW_e)是否仍然有效,美国爱达荷国家实验室(INL)、宾夕法尼亚州立大学(PSU)、韩国原子能研究所(KAERI)以及首尔国立大学(SNU)合作研究出

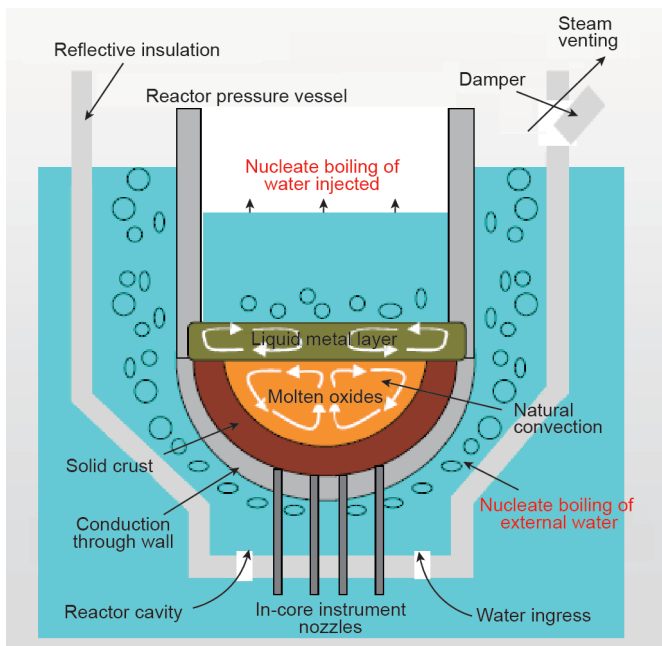


图5. APR1400的IVR示意图[12]。

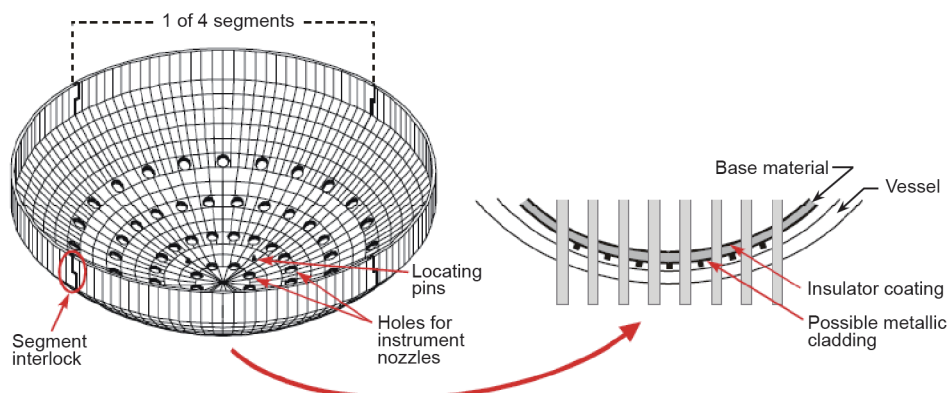


图6. APR1400堆内堆芯捕集器概念设计[13]。

ERVC增强措施和堆内堆芯捕集器(IVCC)[13]。研究包括四个部分:①利用SCDAP/RELAP5计算,确定典型的熔融物后期包络状态;②IVCC设计;③ERVC强化措施;④从改进的设计获得的安全裕度提升评估。研究选取APR1400作为参考反应堆,利用美国和韩国的多个试验设备和先进的分析程序,研究了可以强化ERVC和IVCC性能的方法。主要的发现和结论如下所述:

(1)在不考虑任何ERVC强化措施的情况下,APR1400下封头的平均热负荷范围为 $0.147\sim 1.64\text{ MW}\cdot\text{m}^{-2}$ 。利用HERMES-HALF试验设备测得的自然循环流量(根据APR1400的ERVC模型,注入空气模拟沸腾效应)能够达到 $200\text{ kg}\cdot\text{s}^{-1}$,根据SULTAN模型[14]可推出下封头赤道线附近的CHF能达到 $1.3\sim 1.45\text{ MW}\cdot\text{m}^{-2}$ 。因此,不向压力容器注水,仅依靠ERVC不足以将下封头内熔池的衰变热移除,也无法保证压力容器的完整性。研究未提及顶部注水对熔池冷却的影响,但其他的研究表明,仅依靠顶部注水只能冷却 $0.1\sim 0.2\text{ m}$ 厚的熔融物层。

(2)为支持IVCC的设计(图6 [13])以增强其冷却性能,利用GAMMA-2D试验设备(外径为 0.5 m 的半圆形压力容器切片结构)研究了间隙冷却及大气压下的CHF。试验结果表明,在大气压下,间隙大小为 1 mm 、 3 mm 和 5 mm 的CHF范围为 $50\sim 250\text{ MW}\cdot\text{m}^{-2}$ 。试验还研究了熔融物对堆芯捕集器及其表面耐热涂层的冲击,但其事故后可用性以及对RCS的影响还未知。IVCC以及压力容器注水属于压力容器内冷却增强措施。

(3)ERVC的强化措施之一是改进保温层结构,如图7 [13]所示(在图中深色区域增加保温层),使流道成为流线型,以达到更加有效的冷却。这一想法与从AP600到AP1000的IVR策略升级类似,重新设计的AP1000的挡板结构可获得更高的CHF。利用SBLB试验设备(与原型比例为 $1:5$ 的下封头半球形结构)开展的相关研究表

明,下封头赤道线附近的CHF提高了20%左右。

(4) ERVC的另一强化措施是在下封头外表面应用铝或铜的多孔涂层。研究发现,与平坦的下封头相比,有多孔涂层的下封头赤道线附近的CHF提高80%左右。铝涂层较铜涂层更为耐久,因为即使在多次稳态沸腾循环后,铝涂层仍能保持其完整性。

(5) 当同时应用改进的保温层和压力容器表面涂层时,下封头赤道线附近的CHF整体效果可提高120%。这似乎表明,带有表面涂层和改良保温层的ERVC能够为高功率反应堆,如APR1400,提供有效的冷却。

韩国APR1400反应堆的严重事故缓解策略目前似乎还未确定,并且仍在不断改进。如何理解小规模测试的试验数据以及如何将表面涂层应用至原型压力容器的问题还不明确。值得注意的是,虽然标准版的APR1400采用IVR策略,但为欧洲市场设计的改进版将采用堆芯捕集器,该装置与经济简化型沸水堆(ESBWR,一种由通用日立核能公司设计的沸水堆)压力容器下部的堆芯捕集器和冷却(BiMAC)装置类似[15]。

2.5. IVR 策略在 CAP1400 和华龙一号中的应用

福岛事故后,中国核安全局针对核电安全提出了更为严格的要求,新建的反应堆要求能够实现“实际消除大量放射性物质释放”。为实现这些目标,严重事故预防和缓解措施至关重要。在引入AP1000后,中国第三代压水堆设计首选IVR策略,华龙一号和CAP1400即为这种类型的两个先进压水堆。

CAP1400是由国家核电技术公司(SNPTC)设计的1400 MW_e反应堆,基本上继承了AP1000的设计理念和特征。由于其功率的提升,SNPTC及其合作单位开展了一系列的研究,包括IVR的设计和量化。一个将CAP1400按比例缩小且类似于ULPU的试验设备在上海交

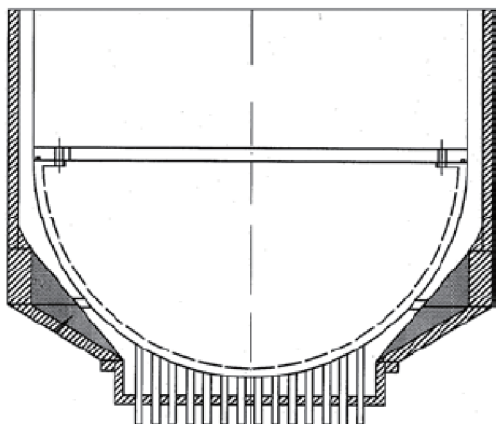


图7. 保温层强化示意图[13]。

通大学被研发,以验证反应堆压力容器外部冷却的有效性。CAP1400示范电站的厂址已确定,预计2016年开始建造。

HPR1000,也称华龙一号,是由中国核工业集团公司(CNNC)和中国广核集团有限公司(CGNPC)联合研发设计的1000 MW_e先进反应堆。华龙一号同样具有非能动安全的优点,配备了非能动安全壳冷却系统(PCCS)和非能动余热排出系统(PRS)。不过,华龙一号的IVR策略具有“能动+非能动”的特点,即外部冷却的冷却水可由泵(能动)或重力(非能动)驱动。这一设计理念旨在提高其冗余性和安全裕度。基于国内对压水堆的设计、建造及运行的丰富经验,CNNC和CGNPC已经完成了华龙一号的诸多研发工作。华龙一号的首堆已于2015年5月开始建造。

目前中国国内多个不同的组织已针对IVR策略在中国核反应堆中的应用开展了大量的研究[16-18],但由于商业机密,大部分数据尚未公开。

3. 未来研究需求

根据上文的分析,IVR策略有效性的量化直接取决于两个参数:熔池加载于压力容器壁面的热流密度和压力容器外部冷却的排热能力(如CHF)。因为下封头外表面的CHF可通过模化试验测得,所以其不确定度相对较低。增强CHF的最新研究主要采用优化保温层结构、设计流线型流道和提高驱动压头等技术路线。通过表面涂层、加工表面结构、向冷却剂中添加表面活性剂或纳米流体等手段来强化CHF的研究也有所开展,然而,其研究成果在工程方面应用的可能性仍待商榷。

IVR策略有效性的不确定性主要来自熔池加载于压力容器壁面的热流密度,因为在理论上所有的堆内熔融物进程和现象都会对其产生影响。目前为止,只有三英里岛核反应堆2号堆(TMI-2)事故这一典型案例展示了压水堆内熔融物的事故进程[1]。之后发现,在压力容器充满水的同时,压力容器壁几乎达到蠕变温度。然而,不知何故,压力容器壁会逐渐冷却以降低温度,并且容器的完整性被保持。在这种情况下,特别值得关注的现象包括:堆芯内熔池的形成,熔池上部燃料棒的大量坍塌(形成碎片床),以及部分熔融物向下封头的再迁移。图8 [7]展示了在最终稳定状态前的堆芯熔化进程的中间状态,而对IVR策略的评估仅采用最终稳定状态作为包络性的熔池构型(图4)。由于目前没有最终构型形成过程的研究成果,所以可能会对包络构型产生很多疑问。本文接下来将对碎片床形成、再熔化,仪器导管(IGT)

渗透脆弱性以及熔池行为进行简要回顾，这些因素对下封头内碎片床和熔池的最终状态形成至关重要。

3.1. 碎片床形成

堆芯熔融物再迁移至下封头水池后，由于碎化和沉降作用，可能首先形成碎片床。燃料-冷却剂间的相互作用(FCI)也可能会引起压力容器内蒸汽爆炸。表1给出了一些FARO试验[19,20]的数据，该试验研究了熔融物射流在进入水池过程中的破碎和骤冷现象。大部分的FARO试验主要针对堆内颗粒碎片床的形成情况而设计，大多使用超过100 kg的、在饱和水池中由80% UO_2 和20% ZrO_2 组成的熔融混合物。试验发现，碎片并不会在底部均匀铺展，而会形成堆积状的碎片床。试验得到各种形状的颗粒碎片尺寸范围为0.25~11 mm。颗粒的平均尺寸在表1中列出。试验的一个重要发现是蛋糕状碎

片床的形成。试验中最不利的工况出现在L-19，其蛋糕状碎片床的质量达熔融物总量的50%。蛋糕状碎片对碎片床的可冷却性有重要的意义，但其影响程度目前还不完全清楚；这种蛋糕状碎片在何时、以何种方式出现也不明确。FARO试验中还观察到大量的氢气产生，这意味着发生了化学反应，这种伴随的化学反应也对碎片床的形成产生了一定影响。

由于原型材料试验的开展和控制具有一定难度，试验研究广泛采用低熔点的模拟材料。为更好地理解FCI的物理过程，这一方法非常必要。然而，大部分已有的研究(包括利用原型材料的研究)主要关注熔融物碎化机理、混合和FCI能量转化率，有关碎片床形成的数据很少，这些数据对碎片床的可冷却性具有重要意义。瑞典皇家理工学院开展的DEFOR试验正试图填补这一空白[21]。目前已开展许多模拟材料试验，试验中关于碎片尺寸分布的结果与FARO试验类似。一些模拟材料的试验中也观察到了碎片堆积的现象。

碎片床一旦形成，其可冷却性至关重要。由于已经开展了许多分析和试验研究，与碎片床的形成相比，人们对碎片床的可冷却性有更好的理解。尽管对原型碎片床的特征及其对可冷却性的影响仍不完全明确[22]，可以确定的是，下封头内形成的碎片床不能被冷却，碎片床迟早会发生再熔化。

3.2. 碎片床再熔化

碎片床再熔化基本上是一片空白的研究领域。碎片床再熔化对下封头内熔池的形成有重要意义，因为在再熔化的动态过程中，许多中间过程可能出现，其热负荷可能不会一直低于外部冷却极限。例如，碎片床中金属组分由于熔点较低，在再熔化过程中将首先熔化，形成液态金属熔池，而熔点较高的固态碎片(氧化物)则淹没

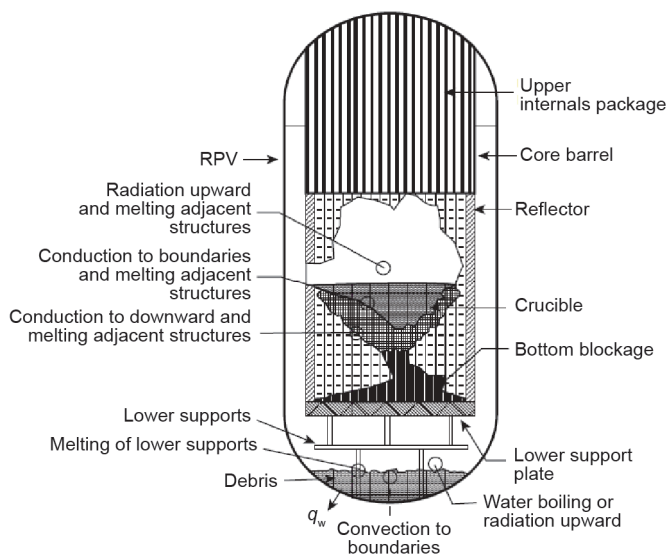


图8. 堆芯融化进程的中间阶段[7]。

表1 FARO试验的初始条件及关键特征

Parameter	Test								
	L-06	L-08	L-11	L-14	L-19	L-20	L-24	L-27	L-28
Corium mass (kg)	18	44	151	125	157	96	176	129	175
Jet diameter (cm)	10	10	10	10	10	10	10	10	5
Water pool depth (m)	0.87	1.00	2.00	2.05	1.10	1.97	2.02	1.47	1.44
Water temperature (°C)	SAT ^a	SAT	SAT	SAT	SAT	SAT	SAT	SAT	SAT
Initial pressure (bar ^b)	50	58	50	50	50	20	5	5	5
Free fall (m)	1.66	1.53	1.09	1.04	1.99	1.12	1.07	Nya ^c	Nya
Cake on bottom (kg)	6	14	0	20	80	21	Nya	31	0
Mean particle size (mm)	4.5	3.8	3.5	4.8	3.7	4.4	2.5	Nya	Nya

^a Saturated.

^b 1 bar = 100 kPa.

^c Not yet available or no data in related publications.

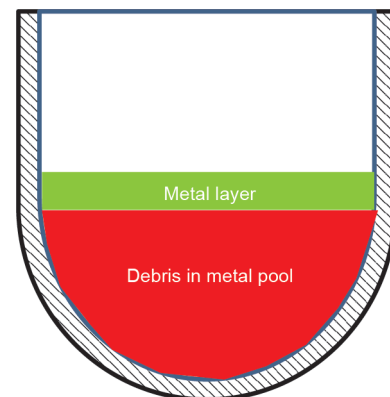


图9. 一种可能的碎片床结构。

在金属熔池中，如图9所示。如果发生这种情况，所形成的熔池结构将具有较薄的金属层，可能使聚焦效应增强。

3.3. 熔池行为

熔池的传热性是非常热点的研究课题，因为它决定了压力容器内的热负荷。目前已经有了许多试验研究，如COPO [23]、ACPO [24]、SEMICO [25]和LIVE [26]，使用不同的熔融物模拟材料，如水、有机流体、二元熔融混合物($\text{KNO}_3\text{-NaNO}_3$)等，模拟具有体积加热特征的熔池内自然对流现象。试验目标是获取熔池换热系数的关系式，从而用于IVR策略的评估。RASPLAV [27]和MASCA [10]试验使用原型材料开展了小尺度研究。已有试验的主要限制来源于它们的瑞利数，由于使用缩比的试验装置，试验中的瑞利数都低于原型。BALI试验装置[28]的半径与压力容器原型相等，因此达到了较高的瑞利数。该试验采用了有机流体模拟熔融物。最近由中国核电工程有限公司(CNPE)开展的COPRA试验[29]的试验装置尺寸也与原型一致，试验使用了二元混合物 $\text{KNO}_3\text{-NaNO}_3$ 模拟熔融物。总之，由于上述研究基于多种尺寸的试验设备和模拟物，试验数据是离散的，其在原型条件下的应用还需谨慎。显然，未来有必要开展更高温度、更高瑞利数的试验，用以模拟更为现实的工况。

另一个关于熔池行为的问题是分层。由于金属相(锆和铁)比氧化混合物($\text{UO}_2\text{-ZrO}_2$)轻，因此在熔池换热研究中最先假设的构型为两层结构。而国际经济合作与发展组织(OECD)资助的RASPLAV和MASCA试验发现，在熔融金属层和氧化层之间可能由于化学反应发生元素分区，形成新的熔池构型。例如，在MASCA试验中发现，铁和铀结合形成的金属混合物密度高于氧化物，会沉入氧化物丰富的熔池的底部。这一重要发现表明下封头内有可能出现层间翻转，形成氧化物层在底部重金属层和顶部轻金属层之间的三层熔池结构，如图10所示。由于一些在熔池顶部的钢可能被金属铀带入熔池底部，因此三层熔池结构带来的最坏后果是更为强烈的聚焦效应。层间翻转是由熔融物中未被氧化的锆触发的，但一些在氧化环境(蒸汽)下获得的数据表明，一旦锆被完全氧化，钢会被金属铀释放，重新回到熔池顶部[1]。因此，目前对熔池的组成和结构的理解仍比较混乱，还需要开展更多关于熔池分层的研究。进一步的研究需要关注以下几点：分层动力学、层间硬壳完整性及层间扩散阻力；层间温度差异的影响；堆芯降级并迁移至下腔室的

过程；由蒸汽供应点向熔池表面、熔池内部，特别是熔池底部重金属层的氧气扩散。因此，确定从重金属层形成到钢从重金属层释放的时间区间至关重要。如果时间很短，那么由于顶部金属层变薄而增大的热流密度(高于压力容器外表面CHF)可能不会使压力容器失效。然而，如果时间很长，顶部金属层附近则可能出现压力容器失效。因此，有必要针对底部重金属层与顶部轻金属层间的氧气扩散和钢的运动的相互作用现象开展研究。

最后，IVR策略的评估还涉及：熔池换热、压力容器壁面导热和外部沸腾冷却的耦合问题；压力容器的高温蠕变及其与熔池的相互作用；热化学侵蚀。这些问题都还缺乏研究和了解。

4. 结论与展望

通过压力容器外部冷却方式实现的堆芯熔化的IVR策略正在被广泛应用于在役核电站的技术改造和新建核电站(即第三代核反应堆)的设计中，包括VVER-440、AP1000、APR1400、CAP1400和华龙一号等。IVR策略被认为是实现“实际消除大量放射性物质释放”安全目标的有效严重事故缓解措施。为了寻找确保熔融物冷却及滞留的解决方案和IVR策略有效性评估的两个关键参数，即熔池加载于压力容器内壁面的热流密度和压力容器外部冷却的临界热流密度，全世界开展了大量的研究。尽管如此，仍然有不少空白和不确定性，特别是在堆内熔融物进程领域，仅有TMI-2事故作为唯一参考。

为进一步降低这些不确定性，完善知识基础，本文建议未来开展以下专题的研究：

- (1) 重点关注熔融物从堆芯迁移至下腔室过程中的碎片床形成；
- (2) 碎片床再熔化及来自不可冷却的碎片床的熔池

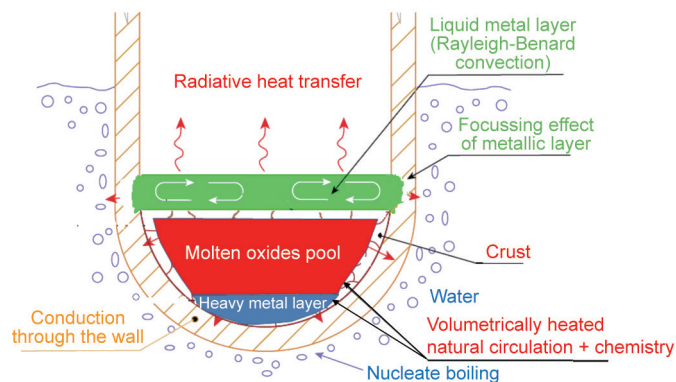


图10. IVR现象。

形成；

(3) 更贴近原型条件(如更高温度、更高瑞利数和氧化剂组成等)下的熔池对流换热行为；

(4) 熔池分层机制，伴随熔池化学作用和氧扩散动力学的熔池动力学，以及严重事故下可能的熔池结构；

(5) 熔池对流换热、压力容器壁面导热和外部沸腾传热的耦合分析和试验研究；

(6) 外部冷却强化措施及其在反应堆的应用，和其他冷却强化措施。

随着国内外(如欧盟的IVMR和SAFEST项目)研究的持续开展，IVR策略的可靠性会得到显著的提高。通过未来的研究，验证IVR上限与反应堆功率的关系，对指导反应堆设计、促进安全设计认证颇有裨益。此外，进一步的研究工作将增强我们对严重事故的知识基础，有助于认证反应堆设计和严重事故管理策略，以及为重要的未解决问题提供解决方法，最终提高公众对核电的认可度。

Compliance with ethics guidelines

Weimin Ma, Yidan Yuan, and Bal Raj Sehgal declare that they have no conflict of interest or financial conflicts to disclose.

References

- [1] Sehgal BR. Nuclear safety in light water reactors: severe accident phenomenology. Waltham: Academic Press; 2012.
- [2] Sehgal BR. Stabilization and termination of severe accidents in LWRs. Nucl Eng Des 2006;236(19–21):1941–52.
- [3] Fischer M, Herbst O, Schmidt H. Demonstration of the heat removing capabilities of the EPR core catcher. Nucl Eng Des 2005;235(10–12):1189–200.
- [4] Bezlepkin VV, Kukhtevich IV, Leont'ev YG, Svetlov SV. The concept of overcoming severe accidents at nuclear power stations with VVER reactors. Therm Eng 2004;51(2):115–23.
- [5] Kymäläinen O, Tuomisto H, Theofanous TG. In-vessel retention of corium at the Loviisa plant. Nucl Eng Des 1997;169(1–3):109–30.
- [6] Theofanous TG, Najafi B, Rumble E. An assessment of steam-explosion-induced containment failure. Parts I: probabilistic aspects. Nucl Sci Eng 1987;97(4):259–81.
- [7] Theofanous TG, Liu C, Additon S, Angelini S, Kymäläinen O, Salmassi T. In-vessel coolability and retention of a core melt. Nucl Eng Des 1997;169(1–3):1–48.
- [8] Dinh TN, Tu JP, Salmassi T, Theofanous TG. Limits of coolability in the AP1000-related ULPU-2400 Configuration V facility. In: Proceedings of the 10th International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermal Hydraulics; 2003 Oct 5–9; Seoul, Korea; 2003.
- [9] Esmaili H, Khatib-Rahbar M. Analysis of in-vessel retention and ex-vessel fuel coolant interaction for AP1000. Rockville: Energy Research, Inc.; 2004 Aug. Report No.:NUREG/CR-6849.
- [10] Asmolov V, Tsurikov D. Major activities and results. In: Material Scaling Seminar; 2004 Jun 10–11; Aix-en-Provence, France; 2004.
- [11] Tsurikov D. MASCA2 Project: major activities and results. In: Material Scaling Seminar; 2007 Oct 11–12; Cadarache, France; 2007.
- [12] Oh SJ, Kim HT. Effectiveness of external reactor vessel cooling (ERVC) strategy for APR1400 and issues of phenomenological uncertainties. In: Workshop Proceedings: Evaluation of Uncertainties in Relation to Severe Accidents and Level-2 Probabilistic Safety Analysis; 2005 Nov 7–9; Aix-en-Provence, France; 2005.
- [13] Rempe JL, Suh KY, Cheung FB, Kim SB. In-vessel retention strategy for high power reactors. Idaho Falls: Idaho National Engineering and Environmental Laboratory; 2005 Jan. Report No.: INEEL/EXT-04-02561.
- [14] Rougé S. SULTAN test facility for large-scale vessel coolability in natural convection at low pressure. Nucl Eng Des 1997;169(1–3):185–95.
- [15] Theofanous TG, Dinh TN. Integration of multiphase science and technology with risk management in nuclear power reactors. Multiphas Sci Technol 2008;20(2):81–211.
- [16] Cheng X, Yang YH, Ouyang Y, Miao HX. Role of passive safety systems in Chinese nuclear power development. Sci Technol Nucl Ins 2009;2009:573026.
- [17] Tang CL, Kuang B, Liu PF, Zhu C, Wang F. Preliminary analysis of channel flow characteristics in the passive IVR-ERVC experimental facility. Nucl Tech 2014;37(12):120604. Chinese.
- [18] Li YB, Tong LL, Cao XW, Guo DQ. In-vessel retention coolability evaluation for Chinese improved 1000 MWe PWR. Ann Nucl Energy 2015;76:343–9.
- [19] Magallon D, Huhtiniemi I, Hohmann H. Lessons learnt from FARO/TERMOS corium melt quenching experiments. Nucl Eng Des 1999;189(1–3):223–38.
- [20] Magallon D, Huhtiniemi I. Corium melt quenching tests at low pressure and subcooled water in FARO. Nucl Eng Des 2001;204(1–3):369–76.
- [21] Karbojian A, Ma WM, Kudinov P, Dinh TN. A scoping study of debris bed formation in the DEFOR test facility. Nucl Eng Des 2009;239(9):1653–9.
- [22] Ma WM, Dinh TN. The effects of debris bed's prototypical characteristics on corium coolability in a LWR severe accident. Nucl Eng Des 2010;240(3):598–608.
- [23] Kymäläinen O, Tuomisto H, Hongisto O, Theofanous TG. Heat flux distribution from a volumetrically heated pool with high Rayleigh number. Nucl Eng Des 1994;149(1–3):401–8.
- [24] Theofanous TG, Maguire M, Angelini S, Salmassi T. The first results from the ACOPO experiment. Nucl Eng Des 1997;169(1–3):49–57.
- [25] Sehgal BR, Bui VA, Dinh TN, Green JA, Kolb G. SIMECO experiments on in-vessel melt pool formation and heat transfer with and without a metallic layer. In: Proceedings of the Workshop on In-Vessel Core Debris Retention and Coolability; 1998 Mar 3–6; Garching, Germany; 1998. p. 198–206.
- [26] Gaus-Liu X, Miassoedov A, Cron T, Wenz T. In-vessel melt pool coolability test—description and results of LIVE experiments. Nucl Eng Des 2010;240(11):3898–903.
- [27] Asmolov V, Tsurikov D. RASPLAV project: major activities and results. In: Proceedings of OECD/NEA RASPLAV Seminar; 2000 Nov 14–15; Munich, Germany; 2000.
- [28] Bonnet JM. Thermal hydraulic phenomena in corium pools for ex-vessel situations: the BALI experiment. In: Proceedings of the 8th International Conference on Nuclear Engineering; 2000 Apr 2–6; Baltimore, Maryland. New York: American Society of Mechanical Engineers; 2000. p. 79–86.
- [29] Zhang LT, Zhang YP, Zhao B, Ma WM, Zhou YK, Su GH, et al. COPRA: a large scale experiment on natural convection heat transfer in corium pools with internal heating. Prog Nucl Eng 2016;86:132–40.