

引用格式: 夏雨齐, 朱光昱, 王昆鹏. 核电厂严重事故缓解策略设计及经济性特点 [J]. 南方能源建设, 2025, 12(4): 1-7. XIA Yuqi, ZHU Guangyu, WANG Kunpeng. Design and economic characteristics of severe accident mitigation strategies for nuclear power plants [J]. Southern energy construction, 2025, 12(4): 1-7. DOI: 10.16516/j.ceec.2024-251.

核电厂严重事故缓解策略设计及经济性特点

夏雨齐¹, 朱光昱^{1,2,✉}, 王昆鹏^{1,2}

(1. 生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082;

2. 生态环境部核与辐射安全审评模拟分析与验证重点实验室, 北京 102488)

摘要: [目的] 我国核电发展过程中引进了多种国外开发的反应堆, 导致我国严重事故缓解策略存在多样化的特征。文章对各策略的工程实践情况及经济性特点进行分析, 旨在为我国后续核电厂严重事故缓解策略选择提供参考。[方法] 通过对目前国内外严重事故缓解策略发展情况, 以及我国的工程实践情况进行研究, 从严重事故缓解系统的主要设备造价、配套空间建设成本以及核应急过程中产生的经济影响几个方面对不同策略的经济性进行分析。[结果] 所有严重事故缓解策略中, 以内置换料水箱作为水源的非能动堆腔注水冷却系统设计方案工程造价最低, 扩展式堆芯捕集器所需的核应急时间最短, 事故缓解过程中造成的经济损失最低。[结论] 远离人口密集区的核电厂址可选择非能动堆腔注水冷却系统方案以降低工程造价, 对于临近人口密度区域、大型工业区建设的核电厂, 扩展式堆芯捕集器是最佳选择。

关键词: 核电厂; 严重事故; 经济性分析; 堆腔注水冷却系统; 堆芯捕集器

DOI: 10.16516/j.ceec.2024-251

文章编号: 2095-8676(2025)04-0001-07

CSTR: 32391.14.j.ceec.2024-251

中图分类号: TL4; F407.23



论文二维码

Design and Economic Characteristics of Severe Accident Mitigation Strategies for Nuclear Power Plants

XIA Yuqi¹, ZHU Guangyu^{1,2,✉}, WANG Kunpeng^{1,2}

(1. Nuclear and Radiation Safety Center, Beijing 100082, China;

2. MEE Environmental Protection Key Laboratory of Nuclear and Radiation Safety Regulatory Simulation and Validation, Beijing 102488, China)

Abstract: [Objective] During the development of China nuclear power industry, a variety of foreign developed reactors have been introduced, therefore the severe accident mitigation strategies in China is multifarious. By analyzing the engineering practice and the economic feasibility for each strategy, the references for the selection of severe accident mitigation strategies for future nuclear power plants in China are given. [Method] The development and the engineering practices of severe accident mitigation strategies were studied, and the economy analysis of these strategies were conducted with the consideration of the system main equipment costs, supporting space construction costs and the economic impact of the nuclear emergency process. [Result] Among all the strategies, the passive cavity injection cooling system with the design scheme of in-containment refueling water storage tank as the water source has the lowest engineering cost, the extended core catcher has the shortest nuclear emergency time requirement and the lowest economic losses caused during the accident mitigation process. [Conclusion] For nuclear power plants located far away from densely populated areas, the passive

收稿日期: 2024-07-25 修回日期: 2024-09-05 网络首发日期: 2025-04-09

基金项目: 国家重点研发计划课题“反应堆严重事故分析程序研发”(2019YFB1900701)

cavity injection cooling system can be chosen to reduce the overall engineering cost. For nuclear power plants located near densely populated areas or large industrial zones, the extended core catcher is the best choice.

Key words: nuclear power plants; severe accident; economy analysis; cavity injection cooling system; core catcher

2095-8676 © 2025 Energy China GEDI. Publishing services by Energy Observer Magazine Co., Ltd. on behalf of Energy China GEDI. This is an open access article under the CC BY-NC license (<https://creativecommons.org/licenses/by-nc/4.0/>).

0 引言

压水堆 (Pressurized Water Reactor, PWR)^[1] 是工业上成熟且广泛建设的核电堆型, 通过设计有燃料包壳、反应堆压力容器 (Reactor Pressure Vessel, RPV) 和安全壳三道安全屏障来防止放射性裂变产物泄漏至环境中^[2]。在核电厂发生严重事故后, 堆芯燃料熔化产生大量高温熔融物, 可能导致前两道安全屏障失效, 如果第三道屏障失效将引发放射性物质大规模向环境释放的后果^[3]。对此, 第三代压水堆均设计有严重事故缓解措施, 根据熔融物的冷却方式可划分为堆内熔融物滞留技术 (In-Vessel Retention, IVR) 和堆外熔融物滞留技术 (Ex-Vessel Retention, EVR)。

其中 IVR 策略是在严重事故发生后, 向 RPV 和保温层间隙注水冷却来防止 RPV 的下封头失效, 维持核电厂第二道安全屏障以缓解严重事故后果。这项技术以美国先进压水堆 (Advanced Passive PWR, AP1000) 为代表^[4-5]。EVR 策略通过布置在安全壳内的堆芯捕集器收集并冷却熔融物, 防止放射性产物突破安全壳, 以保证核电厂第三道安全屏障的完整性。该策略存在 2 种分支: (1) 坍塌式堆芯捕集器^[6-7]; (2) 扩展式堆芯捕集器^[8-9]。

在 21 世纪初, 中央为统一国内核电技术路线, 促进先进核电技术发展, 组织专家对国际上的第三代核电技术进行了研讨, 最终决定引进的美国 AP1000 技术进行消化吸收。受其影响, 后续我国三大核电集团自主设计的国产第三代先进压水堆, 如华龙一号、国和一号^[10-12] 均采用了 IVR 设计, 这些堆型目前已经陆续开工建设并投入运行。除 AP1000 堆型外, 我国在江苏田湾核电厂、广东台山核电厂分别建设了采用堆芯捕集器的 VVER 机组和 EPR 机组。

核电厂的设计需要同时考虑安全性和经济性, 随着风电、光伏和储能技术的发展, 忽略核电的经济性将导致在电力市场竞争中处于劣势。我国核电厂的严重事故缓解策略存在多样化的特征, 不同的策

略在满足相关核安全性要求的同时在经济性上存在着一定差异。对此, 文章介绍了几种核电厂严重事故缓解策略和我国的工程实践现状, 初步分析了各种策略的经济性, 为后续新堆型的严重事故缓解策略的选取提供参考。

1 严重事故缓解系统工程设计

1.1 堆腔注水冷却系统

福清 5 号机组是由中核集团设计的华龙一号机组首堆^[10], 也是首个建造并投入运行的国产三代反应堆。该堆型采用了 IVR 策略, 设计有能动与非能动结合的堆腔注水冷却系统 (Cavity Injection Cooling System, CIS)。图 1 所示为福清 5 号机组 CIS 系统示意图, 其中能动部分配置有两台大流量注水泵, 事故初期利用核电厂消防水池供水, 事故后期通过内置换料水箱循环供水, 两种供水方式均通过核电厂中其他系统提供水源。非能动部分用于失去应急电源导致 CIS 泵无法工作的工况, 此时通过架设在安全壳内的高位抗震水箱供水, 在一段时间内依靠重力实现非能动注水冷却。

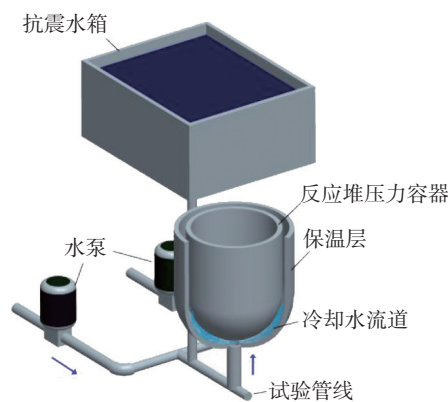


图 1 福清 5 号机组 CIS 系统示意图

Fig. 1 CIS system of Fuqing unit 5

其他国产三代反应堆中, 由中广核设计的华龙一号以及国电投设计的国和一号均采用内置换料水箱 (In Containment Refueling Water Storage Tank,

IRWST) 循环注入的方案, 尽量通过现有设备房间和通道串联的方式组成冷却水循环回路。在失电事故应对方面, 中广核版华龙一号通过加强事故后电源可靠性的方式保证能动注入系统的泵在严重事故期间的可运行性, 国和一号则借鉴 AP1000 设计采用了全非能动的注入方案。

1.2 扩展式堆芯捕集器

扩展式堆芯捕集器以欧洲第三代原子能反应堆 (Evolutionary Power Reactors, EPR)^[8] 和韩国电力公司设计的欧洲版 1400MWe 先进压水堆 (European Advanced Power Reactor, EU-APR1400)^[9] 为代表。扩展冷却方案通过增加熔融物与冷源的接触面积, 提升熔融物的冷却速度。

图 2 所示为我国台山核电厂采用的 EPR 扩展式堆芯捕集器, 该系统由布置在堆坑之中的熔融物临时滞留装置、扩展冷却池以及排放渠组成。严重事故发生过程中 RPV 下封头会被堆芯熔融物熔穿, 熔融物分批次转移进入临时滞留装置, 与其中布置的 105 t 牺牲材料反应以降低体积释热率并改善流动性, 从而更好的在扩展冷却池中平铺。

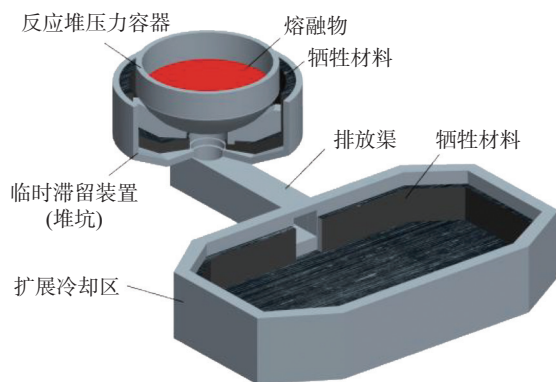


图 2 EPR 堆芯捕集器示意图

Fig. 2 EPR core catcher

在收集全部堆芯熔融物后, 临时滞留装置底部熔穿, 熔融物通过排放渠进入扩展冷却池。扩展冷却池占地 170 m², 内部布置有 60 t 牺牲材料, 冷却壁面内埋设了冷却水管, 采用 IRWST 供水进行循环冷却。在熔融物扩展流动完成后可通过顶部注水进一步增加冷却速率。

图 3 所示为 EU-APR1400 堆芯捕集器, 其主要结构由金属托盘和安全壳基座组成。金属托盘内盛有大量牺牲材料, 在与堆芯熔融物充分反应后形成

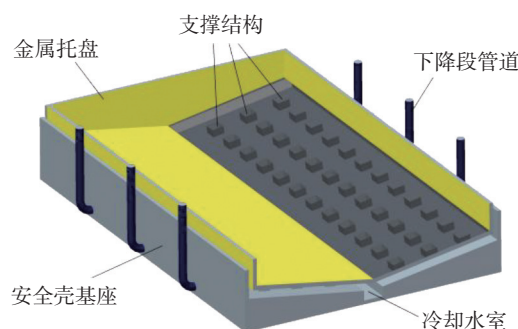


图 3 EU-APR1400 堆芯捕集器示意图

Fig. 3 EU-APR1400 core catcher

的熔融物扩展空间大于 0.02 m²/MW, 以保证换热器的热工裕量。金属托盘通过大量短柱状支撑结构固定在安全壳基座上, 托盘底面与基座的间隙为冷却流道, 由内置换料水箱提供水源依靠重力注入位于托盘下方长轴位置的冷却水室中, 后经冷却流道和金属托盘上沿进入金属托盘, 对金属托盘内的熔融物进行冷却。

下降段管道将堆坑中部空间与金属托盘下方的冷却水室连通, 进入熔融顶部淹没冷却阶段后, 下降段管道利用自然循环作用, 将淹没熔融池的水体上部较冷的冷却水导引至金属托盘底部的冷却水室, 然后进入冷却流道, 通过金属托盘壁面与熔融混合物发生换热, 从而加快熔融物冷却速度。

1.3 坩埚式堆芯捕集器

坩埚式堆芯捕集器以俄罗斯 OKB Gidropress 设计开发的 VVER (Vodo-Vodyanoi Energetichesky Reactor)^[6] 和经济简化沸水反应堆 (Economic Simplified Boiling Water Reactor, ESBWR)^[7] 为代表。坩埚式堆芯捕集器一般仅占用 RPV 的堆坑空间, 具有布置紧凑的优点。

图 4 所示为我国田湾核电厂采用的 VVER 堆芯捕集器, 在 RPV 熔穿后, 熔融物经过托盘肋片收集后流入堆芯捕集器的换热器。换热器中配置了约 130 t 牺牲材料与熔融物混合, 吸收熔融物热量并降低熔融物体积释热率, 从而降低换热器壁面的热负荷。换热器外壁面为冷却水流道, 通过换料水箱供水进行循环冷却。在熔融物与牺牲材料充分反应后, 会注水淹没熔融池顶部从而进一步加快熔融物冷却速率。对于坩埚式结构, 熔融物与冷源的接触面积较小, 同时在熔融池冷却过程中会由外向内逐渐结成硬壳。硬壳的热阻较高会极大的降低内部热量导

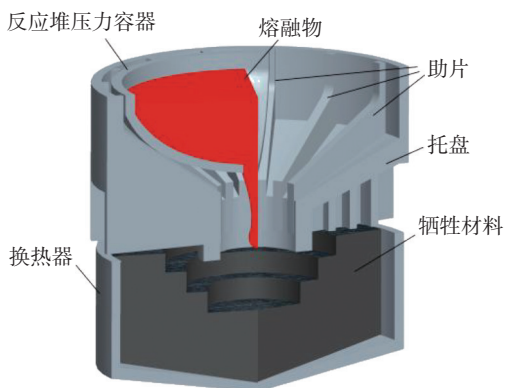


图 4 VVER 堆芯捕集器示意图

Fig. 4 VVER core catcher

出速度,导致坩埚式方案的熔融物冷却速度相比于扩展式方案降低很多。

ESBWR 也采用了坩埚式堆芯捕集器设计。由于堆腔空间更大,坩埚圆柱部分的内径可达 11.2 m,因此可以对熔融物进行充分的扩展,显著增加了熔融物的冷却面积。此外,在其坩埚外壁面处紧密排布了大量管束,形成了类似水冷壁的结构。

我国核电设计院所也开展了新型堆芯捕集器研发工作^[13-17],相关设计基于目前自主设计第三代压水堆展开,考虑在少量修改的条件下完成 IVR 策略向 EVR 策略的改造工作,因此选择了布置紧凑的坩埚式堆芯捕集器方案。在技术研发过程中,设计者在吸收以往设计的优点的同时,着重考虑提升坩埚式堆芯捕集器熔融物冷却速率的方法。经近几年研究形成了如图 5 所示为国产新型堆芯捕集器,其中创新性的提出了通过内置冷却管来提高熔融池中心部分的冷却效率的方案。

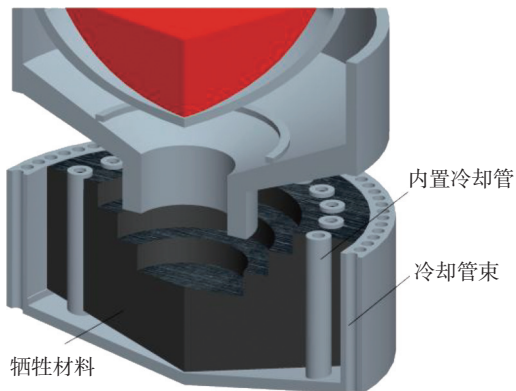


图 5 国产新型堆芯捕集器示意图

Fig. 5 China's new type core catcher

2 严重事故缓解系统经济性特点

2.1 经济性分析方法

综合上文分析,我国严重事故缓解策略工程实践过程中涉及了多种系统设计方案。这些方案在满足核安全要求的基础上,不同的工程设计会导致经济性存在较大差异。结合以往核电工程经济性研究经验,严重事故缓解策略的经济性分析可从内部成本和外部成本两方面展开,其中内部成本主要受核电厂的工程造价、发电成本和上网电价影响,而外部成本则指核电厂建设对环境和社会强加的成本或效应^[18]。

其中,发电成本和上网电价等内部成本属于热经济性分析中常用的指标,严重事故缓解系统不参与核电厂的正常运行工作,因此对热经济性没有影响,分析过程中只需要考虑工程造价的影响。核电工程造价一般划分为直接费用和间接费用^[19],其中直接费用主要是工程实体建设以及管理、设计等涉及人力投入成本的工程费用。间接费用需要结合核电厂建设项目全周期的建成价的变化进行评估,严重事故缓解系统不影响核电厂建设的关键节点,因此不同策略的间接费用可以忽略。

直接费用一般考虑主要系统设备的造价,同时由于核电构筑物的造价远高一般建筑,因此上还需要考虑配套的空间建设产生的成本。安全壳内自由容积是三代核电技术的安全性要求,在安全壳内增加配套建设会导致安全壳的总体积增大,因此安全壳内占用的空间是影响工程造价的主要原因之一。此外,各种缓解策略的熔融物冷却效率也不相同,核电厂周边地区所需的核应急撤离时间会存在差异,还需要关注由此产生的外部成本。

综合上述分析,文章从工程造价、配套空间建设投入两项内部成本,以及核应急撤离期间停工停产造成的外部成本对不同严重事故缓解策略的经济性特点进行分析。

2.2 内部成本分析

中核版华龙一号 CIS 系统设备的主要设备包括注水冷却泵和高位水箱。高位水箱的总容积约为 2280 m³^[20],且需要满足抗震要求,实际建设过程中使用了大量的钢筋进行支撑加固,水箱还装配有循环泵和过滤器等设备来保持水质。核电厂水箱的造价高于一般的化工业水箱,例如江苏田湾核电厂核

岛除盐水分系统的贮罐,该水箱总容积为 3600 m^3 且不考虑抗震要求,招投标报价的均值达到了 936 万元/套。在此基础上考虑抗震和配套设施安装,可估算高位水箱的造价在 1000 万元以上。配套建设方面,以安全壳自由容积 87000 m^3 计算^[20],高位水箱及其配套设施占 2.62% 的空间,我国某三代压水堆安全壳建筑和安装造价约为 4.3 万元/m^3 ,由此计算高位水箱的配套建设成本 1 亿元以上。

堆腔注水冷却泵作为严重事故专用设备,虽然属于非核级设备但抗震设计等级为 1 类,这要求在地震后依然能执行其功能,因此造价较高。综合中国核工业集团电子采购平台公示的漳州核电厂、昌江核电厂、三门核电厂和金电项目的招投标信息,堆腔注水冷却泵的候选人投标报价均值为 298.8 万元/机组,与泵配套的变频机柜的候选人投标报价均值为 113.77 万元/机组。

CIS 系统投运需要核电厂消防或内置换料水箱等其他系统设备支持,共用的系统设备投资在相关系统中已经考虑,对 CIS 系统的经济性没有影响。综合上述分析,高位水箱和能动泵会显著增加工程造价,在 IVR 策略设计过程中可优先考虑以 IRWST 作为水源,并采用自然循环方式提供冷却水的设计方案。

VVER 堆芯捕集器完全采用内置换料水箱作为冷却水源,并以自然循环的方式提供冷却水。其工程造价主要集中在堆坑中的换热器,以及大量的装载牺牲材料和填充盒中。EPR 扩展式堆芯捕集器也采用内置换料水箱作为冷却水源,但需要一个能动的循环冷却系统支持熔融物的冷却。在冷却系统设计上,芬兰的 EPR 堆型没有考虑抗震要求,而法国的 EPR 堆型则设计为抗震 1 类,台山核电厂由法国技术引进,扩展冷却区造价相对较高。EPR 堆型采用特殊的混凝土作为牺牲材料,这部分的材料成本相对 VVER 较低。在配套建设方面,由于 EPR 堆芯捕集器的扩展冷却区与安全壳保持了气体流动通道,未对安全壳自由容积产生很大影响,因此仅少量增加了配套建设成本。

根据 IVR 和 EVR 策略需要设备和配套建造情况分析可知,以内置换料水箱作为水源并采用自然循环方式维持冷却的 IVR 策略的工程造价最低,在 EVR 策略中坍塌式堆芯捕集器的工程造价会显著低于扩展式堆芯捕集器。

2.3 外部成本分析

在核电厂发生严重事故后会进入不同级别的应急状态^[21],如果判断堆芯正在或即将大规模损坏就应要求核电厂一定范围 R1 内的公众撤离,核电厂 R1 至 R2 范围内的公众做好撤离和分发碘片的准备工作,如果核电厂严重事故缓解策略成功实施,则场外公众的防护行动可能保持在撤离 R1 范围内的公众的阶段。

其中 R1 和 R2 需要结合核事故的严重程度和当时的风向进行判断,文章采用核电厂半径 5 km 和 10 km 作为 R1 和 R2。参考核电厂址人口分布相关研究^[22],截至 2015 年 93% 滨海厂址半径 5 km 范围内人口在 2 万人以下,64% 滨海厂址半径 10 km 范围内人口在 8 万人以下。我国核电厂均为沿海厂址,文章以沿海省份人均国内生产总值 (Gross Domestic Product, GDP) 作为参考,保守假设严重事故发生后 2 万人处于完全停工停产状态,同时暂不考虑核应急导致的损害赔偿问题。基于上述分析可以得出,即使核电厂严重事故缓解策略成功投入运行,在核应急撤离结束之前每天造成的经济损失 500 万元以上,可见提升严重事故缓解效率是降低外部成本的关键。

对于 IVR 策略,由于堆芯熔融物全部集中在下封头内,导致熔融池内体积释热率很高,熔融物温度将长期保持在下封头的熔点以上且维持高流动性的状态。即在 IVR 策略实施过程中,很长时间内依然存在 RPV 熔穿和放射性物质大规模释放的风险,这导致 IVR 策略的事故后果缓解时间很长。同时,由于 RPV 下封头设计固化,提升 IVR 策略中熔融物冷却速率的改进空间很小。对于 EVR 策略,VVER 堆芯捕集器牺牲材料与堆芯熔融物混合后,熔融池内的体积释热率较低,但事故后一个月时熔融物依然具有一定的流动性^[23]。EPR 扩展式堆芯捕集器则极大的缩短了事故缓解时间,根据核电厂设计分析,扩展冷却区内熔融物冷却至完全凝固状态只需要 5 d 时间。

在严重事故持续得到缓解过程中,相关应急部门将根据事故改善情况、已经造成的事故后果以及场外辐射情况的评估结果,逐步降低直至解除公众防护行动要求。然而结合公众的认知和心理,熔融物完全凝固的结果显然更容易被认可,从而便于应急部门引导公众进行复工复产。因此扩展式堆芯捕

集器相比其他策略可以极大的降低严重事故导致的外部成本。对于临近人口密度区域、大型工业区建设的核电厂,严重事故造成的外部成本会比文章估计的更高,扩展式堆芯捕集器是此类核电厂的最佳选择。

3 结论

我国核电厂采用的严重事故缓解策略存在多样性特征,文章结合每种策略的具体设计和系统运行特性,从工程造价、配套空间建设投入何核应急造成的损失3个方面对其经济性特点进行了分析,相关研究结论如下:

1) 目前在我国工程化应用的严重事故缓解策略中,以内置换料水箱作为冷却水源,并采用非能动自然循环方式供水的IVR策略工程造价最低。远离人口密集区的核电厂址可选择该策略降低以建设成本。

2) 扩展式堆芯捕集器系统设计复杂,但熔融物的冷却速度最快,可显著降低严重事故产生的外部成本,更适用于人口密度区域、大型工业区附近的核电厂。

3) 随着风能、光伏等发电技术的建设成本持续降低,如何提升核电厂的经济性以提高核电在电力市场中的竞争力日益得到设计方重视。压水堆核电技术经过长期发展,大多数系统的设计已经固化,然而第三代反应堆才开始设计的严重事故缓解系统尚处在发展阶段,因此具有通过优化设计提高核电经济性的潜力,希望文章总结的经济性分析方法可以为后续严重事故缓解策略设计提供思路。

参考文献:

- [1] 张玉祯, 廖佰凤, 汪静, 等. 压水堆核电站工业供汽系统技术可行性研究 [J]. 南方能源建设, 2022, 9(2): 120-124. DOI: 10.16516/j.gedi.issn2095-8676.2022.02.017.
ZHANG Y Z, LIAO B F, WANG J, et al. Feasibility research in the technology for industrial steam supply by PWR nuclear power plant [J]. Southern energy construction, 2022, 9(2): 120-124. DOI: 10.16516/j.gedi.issn2095-8676.2022.02.017.
- [2] MA W M, YUAN Y D, SEHGAL B R. In-vessel melt retention of pressurized water reactors: Historical review and future research needs [J]. Engineering, 2016, 2(1): 103-111. DOI: 10.1016/J.ENG.2016.01.019.
- [3] ESPINOSA-PAREDES G, CAMARGO-CAMARGO R, NUÑEZ-CARRERA A. Severe accident simulation of the Laguna Verde nuclear power plant [J]. Science and technology of nuclear installations, 2012, 2012: 347-347. DOI: 10.1155/2012/209420.
- [4] SCHULZ T L. Westinghouse AP1000 advanced passive plant [J]. Nuclear engineering and design, 2006, 236(14/16): 1547-1557. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2006.03.049.
- [5] 向清安, 关仲华, 邓纯锐, 等. AP1000 IVR 三层熔融池结构评价分析 [J]. 核动力工程, 2013, 34(6): 83-87. DOI: 10.3969/j.issn.0258-0926.2013.06.020.
XIANG Q A, GUAN Z H, DENG C R, et al. An assessment methodology of three-layers melt configuration during IVR for AP1000 [J]. Nuclear power engineering, 2013, 34(6): 83-87. DOI: 10.3969/j.issn.0258-0926.2013.06.020.
- [6] FAGHIHI F, MIRVAKILI S M, SAFAEI S, et al. Neutronics and sub-channel thermal-hydraulics analysis of the Iranian VVER-1000 fuel bundle [J]. Progress in nuclear energy, 2016, 87: 39-46. DOI: 10.1016/j.pnucene.2015.10.020.
- [7] BOUTEILLE F, AZARIAN G, BITTERMANN D, et al. The EPR overall approach for severe accident mitigation [J]. Nuclear engineering and design, 2006, 236(14/16): 1464-1470. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2006.04.013.
- [8] FISCHER M. The severe accident mitigation concept and the design measures for core melt retention of the European Pressurized Reactor (EPR) [J]. Nuclear engineering and design, 2004, 230(1/3): 169-180. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2003.11.034.
- [9] PARK R J, HA K S, RHEE B W, et al. Detailed evaluation of two phase natural circulation flow in the cooling channel of the ex-vessel core catcher for EU-APR1400 [J]. Nuclear engineering and design, 2016, 298: 33-40. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2015.12.017.
- [10] XING J, SONG D Y, WU Y X. HPR1000: Advanced pressurized water reactor with active and passive safety [J]. Engineering, 2016, 2(1): 79-87. DOI: 10.1016/J.ENG.2016.01.017.
- [11] SAHA P, AKSAN N, ANDERSEN J, et al. Issues and future direction of thermal-hydraulics research and development in nuclear power reactors [J]. Nuclear engineering and design, 2013, 264: 3-23. DOI: 10.1016/j.nucengdes.2012.07.023.
- [12] SUI D, LU D G, SHANG C Z, et al. Investigation on response of HPR1000 under different mitigation strategies after SGTR accident [J]. Annals of nuclear energy, 2018, 112: 328-336. DOI: 10.1016/j.anucene.2017.10.024.
- [13] 马卫民, 元一单, 郭强, 等. 一种带有内部冷却管的双层坩埚堆芯熔融物捕集装置: 110459333A [P]. 2019-11-15.
MA W M, YUAN Y D, GUO Q, et al. Double-layer crucible reactor core melt capturing device with internal cooling tube: 110459333A [P]. 2019-11-15.
- [14] 元一单, 李炜, 张丽, 等. 一种多重防御和冷却的堆芯捕集器: 112700892A [P]. 2021-04-23.
YUAN Y D, LI W, ZHANG L, et al. Reactor core catcher with multiple defenses and cooling functions: 112700892A [P]. 2021-

- 04-23.
- [15] 马如冰, 盛天佑, 马卫民, 等. 一种基于内置换料水箱的堆芯捕集器系统: 201810756604.7 [P]. 2018-07-11.
MA R B, SHENG T Y, MA W M, et al. Reactor core trap system based on internal replacing water tank: 201810756604.7 [P]. 2018-07-11.
- [16] 卢冬华, 梁振辉, 徐海岩, 等. 堆芯捕集器: 205104239U [P]. 2016-03-23.
LU D H, LIANG Z H, XU H Y, et al. Reactor core trap: 205104239U [P]. 2016-03-23.
- [17] 黄高峰, 刘鑫, 方立凯, 等. 一种大型非能动压水堆核电厂坍塌型堆芯捕集器: 103177779A [P]. 2013-06-26.
HUANG G F, LIU X, FANG L K, et al. Large passive pressurized water reactor nuclear power plant crucible-type reactor core catcher: 103177779A [P]. 2013-06-26.
- [18] 曹帅, 邹树梁, 刘文君, 等. 我国核电经济性评价研究进展及述评 [J]. 科技和产业, 2014, 14(2): 58-62. DOI: 10.3969/j.issn.1671-1807.2014.02.013.
CAO S, ZOU S L, LIU W J, et al. The review of economic evaluation of nuclear power in China [J]. Science technology and industry, 2014, 14(2): 58-62. DOI: 10.3969/j.issn.1671-1807.2014.02.013.
- [19] 刘秉文, 詹翼, 黄文修, 等. 核电厂先进建造技术经济性评估方法研究 [J]. 建筑经济, 2018, 39(11): 87-91. DOI: 10.14181/j.cnki.1002-851x.201811087.
LIU B W, ZHAN Y, HUANG W X, et al. Research on economic evaluation method for the advanced construction of nuclear power plant [J]. Construction economy, 2018, 39(11): 87-91. DOI: 10.14181/j.cnki.1002-851x.201811087.
- [20] 林达平, 李峰君, 刘美汝, 等. 福建漳州核电厂1、2号机组最终安全分析报告 [R]. 北京: 中国核电工程有限公司, 2024.
LIN D P, LI F J, LIU M R, et al. Final safety analysis report of unit 1 & 2 of Fujian Zhangzhou nuclear power plant [R]. Beijing: China Nuclear Power Engineering Co., Ltd, 2024.
- [21] ZHANG Q H, ZHAO W, CHU S N, et al. Research progress of nuclear emergency response robot [J]. IOP conference series: materials science and engineering, 2018, 452(4): 042102. DOI: 10.1088/1757-899X/452/4/042102.
- [22] 王猛, 孙宏图, 刘腾, 等. 我国滨海核电厂和候选内陆核电厂近区人口分布比较分析 [C]//中国辐射防护学会. 中国辐射防护学会 2015 年学术年会论文集. 衡阳: 中国辐射防护学会, 2015: 208-213.
WANG M, SUN H T, LIU T, et al. Comparative analysis of population distribution near coastal nuclear power plants and candidate inland nuclear power plants in China [C]//Chinese Society for Radiation Protection. 2015 Academic Annual Meeting of the Chinese Society for Radiation Protection. Hengyang: Chinese Society for Radiation Protection, 2015: 208-213.
- [23] 朱光昱, 张祎王, 郭超, 等. 坍塌式堆芯捕集器熔融物长期冷却过程 [J]. 科学技术与工程, 2024, 24(3): 1060-1065. DOI: 10.12404/j.issn.1671-1815.2302385.
ZHU G Y, ZHANG Y W, GUO C, et al. Long-term cooling process of melt in crucible type core catcher [J]. Science technology and engineering, 2024, 24(3): 1060-1065. DOI: 10.12404/j.issn.1671-1815.2302385.

作者简介:



夏雨齐

夏雨齐(第一作者)

1991-, 女, 会计师, 硕士, 现主要从事核工业经济理论研究(e-mail)xiayuqi@chinansc.cn。



朱光昱

朱光昱(通信作者)

1989-, 男, 高级工程师, 硕士, 现主要从事核电厂严重事故缓解策略研究(e-mail)zhugy1989@163.com。

王昆鹏

1983-, 男, 正高级工程师, 博士, 现主要从事核电安全研究(e-mail)wangkunpeng@chinansc.cn。

(编辑 叶筠英)