

基于ASTEC程序的反应堆严重事故下 压力容器下封头传热分析

左嘉旭^{1,2} 宋维^{1,2} 安婕铷^{1,2} 庄少欣^{1,2} 石兴伟^{1,2}

1(生态环境部核与辐射安全中心 北京 100082)

2(国家环境保护核与辐射安全审评模拟分析与验证重点实验室 北京 100082)

摘要 反应堆压力容器内熔融物滞留是先进反应堆设计严重事故缓解措施中的重要选项之一,在维持反应堆压力容器的完整性,包容堆芯熔融物方面具有重要作用。确保熔融物滞留有效性的关键是保证下封头内壁热负荷不超过下封头外壁面换热能力,而且在整个过程中不发生结构失效,即下封头剩余壁厚能够实现熔融物的承载。应用ASTEC程序,基于大型先进压水堆的设计,针对反应堆压力容器内熔融物滞留系统运行过程中冷却剂热工参数、下封头外壁面临界热流密度和最终下封头厚度进行计算分析,通过研究熔池对下封头的熔蚀和剩余厚度,判断下封头残留厚度对于熔融物的包容,评估系统的有效性。结果表明:在下封头较上部位置的部分区域内,换热较为剧烈,其中热流密度最大值出现在熔融物分两层的交界处,事故过程中下封头内壁将被熔融物金属层熔化,剩余厚度满足包容要求,但是最终剩余厚度十分有限。

关键词 严重事故, ASTEC, 反应堆压力容器内熔融物滞留, 临界热流密度

中图分类号 TL99

DOI: 10.11889/j.0253-3219.2023.hjs.46.010603

Analysis of heat transfer of the RPV lower head under severe accidents with ASTEC

ZUO Jiayu^{1,2} SONG Wei^{1,2} AN Jieru^{1,2} ZHUANG Shaoxin^{1,2} SHI Xingwei^{1,2}

1(Nuclear and Radiation Safety Center, Beijing 100082, China)

2(State Environmental Protection Key Laboratory of Nuclear and Radiation Safety Regulatory Simulation and Validation, Beijing 100082, China)

Abstract [Background] Among the mitigating strategies for severe accidents, the in-vessel retention (IVR) is one of the useful remission measurements. The key point to evaluating IVR is to analyze that the final steady-state thermal load of the melt does not exceed the critical heat flux (CHF), which occurs during boiling heat transfer on the outer wall of the lower head, and the remaining wall thickness of the lower head can carry the melt to prevent the structural failure. [Purpose] This study aims to analyze heat transfer of the reactor pressure vessel (RPV) lower head under severe accidents by using ASTEC code. [Methods] First of all, the composition and mass of the molten substance were assumed to be UO₂, 92 353.29 kg; Fe, 43 000 kg; Zr, 23 133.9 kg; Zr oxidation, 41.8%, for a large advanced pressurized water reactor (LAPWR). With the heavy metal oxide layer and metal layer of stable molten pool in the lower RPV of this LAPWR, the average value of core decay power and the physical properties of molten materials in RPV were input as the condition boundaries for ASTEC, the middle break accident sequence was

国家重点研发计划(No.2019YFB1900701)资助

第一作者: 左嘉旭, 男, 1980年出生, 2008年于中国科学院上海应用物理研究所获博士学位, 主要从事核与辐射安全评价与研究

通信作者: 石兴伟, E-mail: shixingwei@chinansc.cn

收稿日期: 2021-12-13, 修回日期: 2022-12-17

Supported by National Key Research and Development Program (No.2019YFB1900701)

First author: ZUO Jiayu, male, born in 1980, graduated from Shanghai Institute of Applied Physics, Chinese Academy of Sciences with a doctoral degree in 2008, focusing on nuclear and radiation safety evaluation and research

Corresponding author: SHI Xingwei, E-mail: shixingwei@chinansc.cn

Received date: 2021-12-13, revised date: 2022-12-17

selected for the calculation of the thermal parameters of the coolant, the outer wall CHF and the final thickness of the lower head. Then, the CHAWLA-CHAN heat transfer relationship was used to calculate the heat transfer coefficient between the melt and the inner wall of the lower head. The key safety related issues such as the heat transfer parameters of the outer wall of the lower head, the heat transfer through the lower head, and the wall thickness of the lower head were analyzed. Finally, the IVR effectiveness was estimated by the thermal properties and the structure of the lower head. **[Results]** When the decay power is 21 MW and the core molten pool is divided into two layers, the average thickness of the oxide layer is 1.6 m, and the metal layer is 0.8 m. The results show that the heat exchange is more intense in the upper part of the lower head, and the maximum value of the heat flux occurs at the junction of the two melt layers, which the corresponding surface angle is $77.5^{\circ}\sim 80^{\circ}$. The inner wall of the lower head will be melted by the molten metal layer in the location of the minimum thickness of the lower head, and the final remaining thickness is less than 2.0 cm.

Key words Severe accident, ASTEC, In-vessel retention, Critical heat flux

根据《核动力厂设计安全规定》(HAF102)中的要求^[1],核电厂在设计中除了设计基准事故,还必须考虑核动力厂的超设计基准事故,包括选定的严重事故。关于严重事故现象的分析和缓解措施的研究日益重要^[2-5],其中在压力容器外设置注入冷却水的系统是用以实现严重事故工况下的反应堆压力容器内熔融物滞留(In-Vessel Retention, IVR)的关键缓解措施之一。该系统使冷却水流过反应堆压力容器与保温层间的通道,通过反应堆压力容器下封头外壁面与冷却水的换热,带走堆芯熔融物释放出的热量,维持反应堆压力容器的完整性。

针对IVR措施的有效性评价,压力容器外壁面的传热性能、流体流动性能、堆内熔融物熔池的结构和组成等问题是重点关注内容,也有很多相关研究。有研究表明:熔融物达到稳定分层结构下,熔池对压力容器壁面施加的热负荷直接决定压力容器下封头完整性^[6-9]。因此,评估IVR措施有效性的关键是分析其是否发生热工失效,即下封头内熔融池作用于压力容器的最终稳态热负荷不超过其外壁面沸腾换热的临界热流密度(Critical Heat Flux, CHF)^[2-3,9-10]。同时,下封头结构的完整性是IVR成功的前提,需论证在最终稳态热负荷状态下不发生结构失效,即下封头剩余壁厚能够实现熔融物的承载,因此下封头在熔融物熔蚀后剩余厚度具有重要意义,也是判断IVR是否有效的重要依据之一。业界普遍认为如果能够保证良好的冷却,就可以在确保压力容器剩余厚度和其结构完整。目前IVR有效性评估会对其厚度进行简单分析并确定极限值,但是应用程序进行系统性计算较少。因此,本文应用ASTEC严重事故系统分析程序,以压力容器厚度和其分布为目标,进行系统性分析计算,评估其剩余厚度和IVR有效性,对未来商业运行核电堆型中IVR有效性评估具有借鉴意义,同时也对我国严重事故

程序的验证提供模型对比和技术支持。

1 ASTEC 计算程序和模型

法国核防护与安全研究院(Institute for Radiological Protection and Nuclear Safety, IRSN)与德国核设施与安全研究中心(Gesellschaft für Anlagen- und Reaktorsicherheit, GRS)联合开发了严重事故一体化分析程序ASTEC,主要用于模拟压水堆严重事故过程和现象。ASTEC涵盖的主要严重事故现象包括:堆芯降级和堆芯熔化、燃料与冷却剂相互作用、回路热工水力、熔融物与混凝土相互作用、安全壳内热工水力、气溶胶和裂变产物的输运等。ASTEC中主要的计算模块包括:用于计算堆内堆芯降级和熔化的ICARE模块;用于计算系统回路的热工水力的CESAR模块;用于计算熔融物与混凝土相互作用的MEDICIS模块;用于计算裂变产物及气溶胶输运的SOPHAEROS模块;用于计算放射性同位素衰变行为的ISODOP模块;用于模拟安全壳中的瞬时虚拟燃烧的COVI模块;用于计算安全壳热工水力的CPA模块等^[11]。

ASTEC程序中对于压力容器内下腔室传热计算可考虑熔融物分层、熔融物与下封头内壁面等不同反应堆结构之间的导热、对流换热和辐射换热等换热模式。其中,熔融物和下封头内壁面之间的换热模型对于压力容器下封头传热计算分析最重要。在ASTEC中熔融物与下封头内壁面的换热系数的计算过程中可以考虑两种情况,第一种是熔融物内含有能够产生衰变热的裂变产物,则采用BALI换热关系式;第二种是熔融物内不含有能够产生衰变热的裂变产物,则采用CHAWLA-CHAN换热关系式^[12-13]。

压力容器轴向自下而上包括下封头、过渡段、筒体,在综合兼顾计算精度和计算速度的基础上进行

节点划分并建模,节点划分如图1(a)所示,其中轴向方向将下封头划分为20节点;过渡段划分为5节点;筒体划分为20节点;径向方向将压力容器下封头和

过渡段壁面统一划分为10层,由内向外第1~第10层;筒体划分为两层,如图1(b)所示。

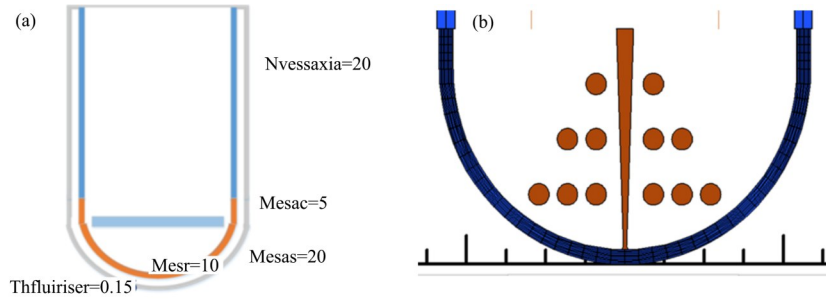


图1 压力容器节点划分示意图 (a) 压力容器轴向方向节点划分, (b) 下封头径向方向节点划分
Fig.1 The module division of reactor pressure vessel (a) The nodalization in axial direction of pressure vessel, (b) The nodalization in radial direction of lower head

将压力容器内熔融物作为条件边界进行输入,主要假设各种熔融物组分的质量和氧化份额,并选取典型的中破口事故序列,并取其衰变功率平均值 21 MW 作为计算的衰变功率。选择 IVR 保温层流道通过专用泵以 $450 \text{ m}^3 \cdot \text{h}^{-1}$ 的流量向 IVR 注水,注水温度为 $40 \text{ }^\circ\text{C}$ 。安全壳壁面为绝热壁面,不考虑喷淋和安全壳内部热量的导出,其压力为 $0.1 \sim 0.2 \text{ MPa}$,温度为 $50 \text{ }^\circ\text{C}$ 。综合已有堆型计算分析的经验,结合大型先进压水堆的设计,将本研究中熔融物组分和质量分别假设为: UO_2 , 92 353.29 kg; Fe, 约 43 000 kg; Zr, 23 133.9 kg; Zr 氧化份额, 41.8%。由于直接假设了熔融物的衰变功率,因此在熔融物与下封头内壁面的换热系数的计算过程采用 CHAWLA-CHAN 换热关系式,而熔融物上部与空气对流换热为 Kobayashi 关系式^[14]。

已有的研究表明,内部熔融物为两层结构情况下,下封头的失效时间最短,因此熔融物分层结构选择两层开展分析^[15]。

2 ASTEC 计算分析

IVR 使用冷却水流过反应堆压力容器下封头外表面的流道,带走堆芯熔融物释放出的热量,以维持反应堆压力容器的完整性。应用 ASTEC 严重事故一体化程序,在 10 000 s 时刻左右,下腔室熔融物形成两层稳定熔池后,就下封头外壁面换热参数、下封头传热、下封头壁厚等安全相关的关键问题进行计算分析,进而从热工性质和下封头结构两方面分析 IVR 的有效性。

两层稳定熔池的底部为重金属氧化层,上部为金属层,各层混合温度分别约为 $2\ 700 \text{ K}$ 和 $2\ 200 \text{ K}$,如图 2 所示。熔池形成后,其中金属层厚度分布稳定在 $0.80 \sim 0.85 \text{ m}$ 之间,而氧化层厚度分布稳定在

$1.52 \sim 1.57 \text{ m}$ 之间,图 3 为熔融物各层的厚度。

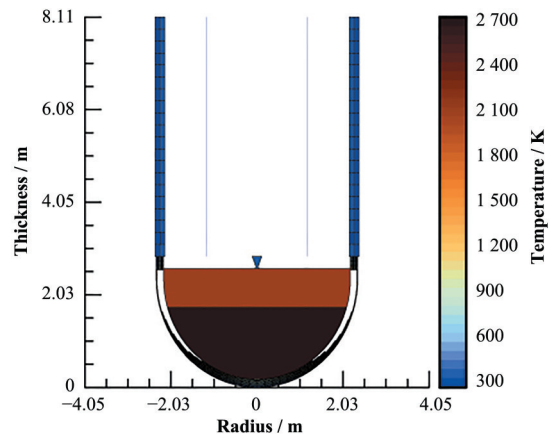


图2 熔融物分层及温度
Fig.2 The melt stratification and the temperature

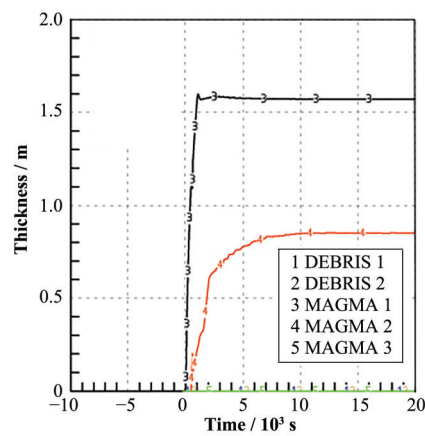


图3 熔融物各层厚度分布
Fig.3 The thickness distribution of each layer of melt stratification

2.1 下封头外壁面换热参数

在 IVR 中,对下封头完整性的评估主要通过临界热流密度的情况来确定,换热功率小于临界热流密度是下封头完整性得到保证的最关键因素之一。

下封头外壁面的液相速度、空泡份额和流体温度对于临界热流密度具有较大影响,而且不同位置的临界热流密度也不同。选择不同节点,对滞留堆芯熔融物的下封头外壁面的液相速度、空泡份额和温度等进行计算。分析换热过程中影响临界热流密度的关键参数的变化。

液相速度选择了第05、10、15、20节点,由于05节点靠近底部,截面面积相对较小,所以流速在选择的4个节点中最大。4个观测节点中,最大流速是最小流速的2.3倍,符合05节点在底部,20节点在下封头上部的分布情况,如图4所示。

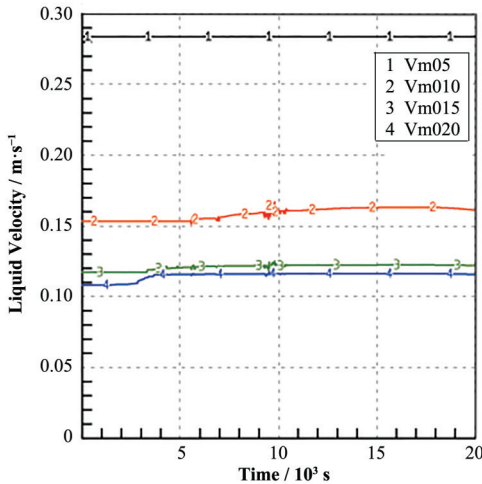


图4 下封头节点液相流速

Fig.4 The liquid flow rate of selected nodes in the lower head

空泡份额自下而上选取了第09、18、27、36、45节点的计算值进行分析。如图5所示,其中18节点的空泡份额最大,整个计算过程中,基本稳定在0.05~0.06之间。在计算过程后期,第09节点的空泡份额在0.03左右。其他所选择的节点的空泡份额基本很低。进而说明在第18和第09节点处的换热过程比较剧烈,结合模型的几何,压力容器的热量导出集中在下封头上部接近过渡段位置和中间位置。

从各节点流体的温度可见,10 000 s时形成稳定的热量导出,如图6所示,第27、36、45节点的温度基本一致,都维持在330~340 K。从计算结果来看,从第25节点后温度变化不明显,维持在330~340 K。

2.2 下封头外壁面传热分析

选取典型事故序列衰变功率平均值的上限21 MW作为计算的衰变功率,计算比较导出热量和衰变产生热量之间的关系。如图7所示,图中线1为导出热量,线2为衰变热量,在计算10 000 s时,热量导出和衰变功率基本持平,形成有效的热量导出。

在下封头外壁面导热过程中,CHF值随下封头表面对应角度变化而变化^[16-18],如图8所示,20 000 s

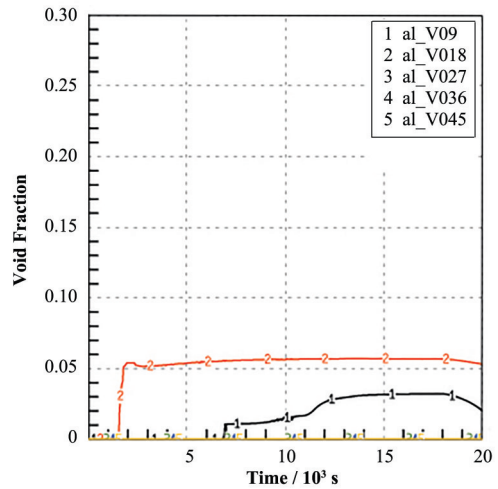


图5 选择节点的空泡份额

Fig.5 The void fraction of selected nodes

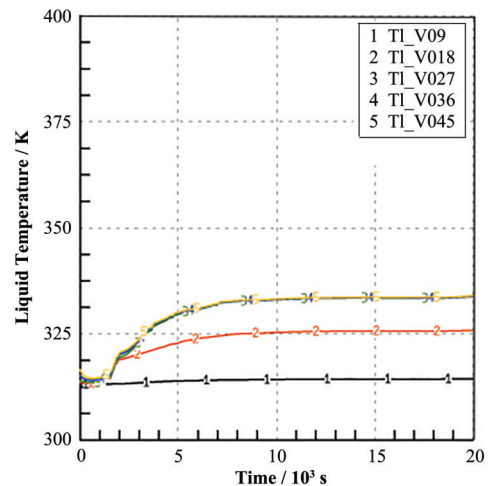


图6 选择节点的流体温度

Fig.6 The fluid temperature of the selected nodes

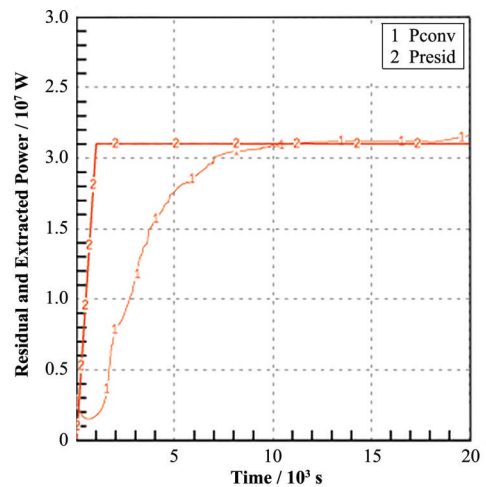


图7 下封头内衰变热量和导出热量

Fig.7 The decay heat and heat transfer in the lower head

时的CHF和壁面导热率,其中1为CHF曲线,CHF值随着角度单调递增,导热率2和3在稳定状态下重

合。基本处于金属层和氧化层交界处。图8中线1是由ASTEC程序中内置关系式计算的CHF曲线^[19],线2是壁面导出热量,线3是熔融物导入下封头热量。在表面角度为70°~75°位置有显著上升,在此计算中,这个表面角度是熔融物分层的位置,上部金属层侵蚀了一部分下封头厚度导致该角度下封头本体变薄,另外金属层传热流密度较高,因此出现热流密度明显升高的现象。

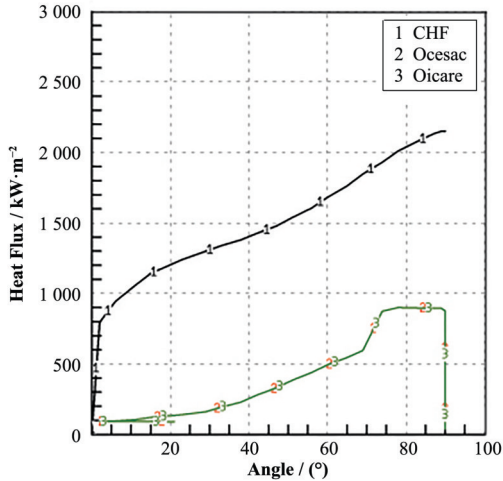


图8 壁面导热量和CHF对比曲线

Fig.8 Comparison curve of the surface thermal conductivity and CHF

2.3 下封头壁厚分析

下封头径向方向由内向外划分10个节点。如图9所示,20 000 s时下封头径向方向上节点每一层的轴向温度分布,其中在高度为1.7~2.5 m之间除第10层外,其余各层几乎重合,从而反映了这些压力容器壁面被熔融物熔化,而1.7~2.5 m对应的为金属层所在位置,即压力容器壁面被熔融物金属层熔化。图10为下封头轴向方向各节点的厚度变化,在1.76~2.53 m处下封头的厚度最小,约为0.018 m。

3 结语

针对压水堆的IVR系统,压力容器外部注水冷却下封头外壁面,在衰变功率为21 MW,堆芯熔融物分为两层的情况下,氧化层/第一层熔池厚度平均在1.6 m,金属层/第二层熔池厚度平均在0.8 m。IVR流道中,从下封头下部到上部,冷却液体的流速降低,在较上部位的区域,换热较为剧烈,其中CHF最大值处于金属层和氧化层交界处,对应的表面角度为77.5°~80°位置。计算稳定后压力容器下封头剩余壁厚最小处出现在金属层位置,压力容器壁面被熔融物金属层熔化,最终剩余厚度小于2.0 cm。

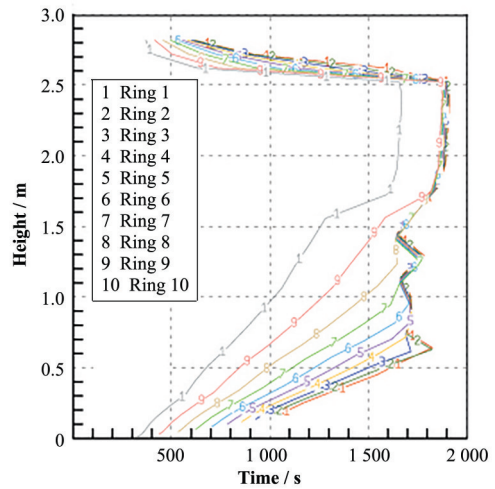


图9 下封头节点沿轴向温度分布

Fig.9 The temperature distribution of nodes in lower head along Y axis

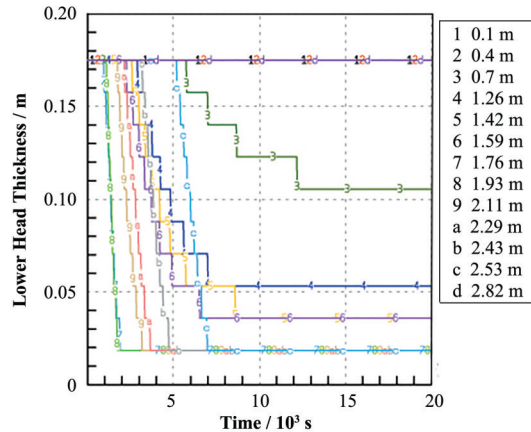


图10 下封头轴向方向厚度分布

Fig.10 The thickness distribution of lower head along Y axis

作者贡献声明 左嘉旭:建模计算及结果分析,起草文章,对文章作批评性审阅;宋维:建模计算及结果分析,文章修改,研究经费支持;安婕伽:建模计算及结果分析,数据处理;庄少欣:建模计算及结果分析,数据处理;石兴伟:论文整体设计,建模计算及结果分析,对文章作批评性审阅。

参考文献

- 1 国家核安全局.核动力厂设计安全规定[S].北京:国家核安全局,2016.
National Nuclear Safety Administration. The safety regulations for nuclear power plant design[S]. Beijing: National Nuclear Safety Administration, 2016.
- 2 曹克美,许以全,史国宝,等.三层熔融池结构情况下反应堆压力容器外水冷有效性分析[J].核动力工程,2013,34(4): 20 - 22, 94. DOI: 10.3969/j.issn.0258-0926.2013.04.005.
CAO Kemei, XU Yiquan, SHI Guobao, et al. ERVC

- effectiveness analysis for three-layer configuration molten pool[J]. Nuclear Power Engineering, 2013, **34**(4): 20 - 22, 94. DOI: [10.3969/j.issn.0258-0926.2013.04.005](https://doi.org/10.3969/j.issn.0258-0926.2013.04.005).
- 3 曹臻, 曹克美, 王佳赞. 三层熔池结构的熔融物堆内滞留不确定性分析[J]. 核技术, 2018, **41**(10): 100605. DOI: [10.11889/j.0253-3219.2018.hjs.41.100605](https://doi.org/10.11889/j.0253-3219.2018.hjs.41.100605).
CAO Zhen, CAO Kemei, WANG Jiayun. Uncertainty analysis of in vessel retention in three-layer melt pool configuration[J]. Nuclear Techniques, 2018, **41**(10): 100605. DOI: [10.11889/j.0253-3219.2018.hjs.41.100605](https://doi.org/10.11889/j.0253-3219.2018.hjs.41.100605).
- 4 石兴伟, 兰兵, 毕金生, 等. MCCI过程中混凝土类型对安全壳的影响[J]. 核技术, 2018, **41**(4): 040603. DOI: [10.11889/j.0253-3219.2018.hjs.41.040603](https://doi.org/10.11889/j.0253-3219.2018.hjs.41.040603).
SHI Xingwei, LAN Bing, BI Jinsheng, *et al.* Effect of concrete type on containment during MCCI process[J]. Nuclear Techniques, 2018, **41**(4): 040603. DOI: [10.11889/j.0253-3219.2018.hjs.41.040603](https://doi.org/10.11889/j.0253-3219.2018.hjs.41.040603).
- 5 石兴伟, 史强, 马国强, 等. MELCOR2.2氢气点燃浓度限值敏感性分析[J]. 核技术, 2019, **42**(5): 050601. DOI: [10.11889/j.0253-3219.2019.hjs.42.050601](https://doi.org/10.11889/j.0253-3219.2019.hjs.42.050601).
SHI Xingwei, SHI Qiang, MA Guoqiang, *et al.* Sensitivity analysis of the hydrogen mole fraction limit for ignition with MELCOR2.2[J]. Nuclear Techniques, 2019, **42**(5): 050601. DOI: [10.11889/j.0253-3219.2019.hjs.42.050601](https://doi.org/10.11889/j.0253-3219.2019.hjs.42.050601).
- 6 Carénini L, Fichot F. The impact of transient behavior of corium in the lower head of a reactor vessel for In-vessel melt retention strategies[C]//Proceedings of 2016 24th International Conference on Nuclear Engineering. June 26-30, 2016, Charlotte, North Carolina, USA. 2016. DOI: [10.1115/ICONE24-60598](https://doi.org/10.1115/ICONE24-60598).
- 7 Zhang Y P, Qiu S Z, Su G H, *et al.* A simple novel analysis procedure for IVR calculation in core-molten severe accident[J]. Nuclear Engineering and Design, 2011, **241**(12): 4634 - 4642. DOI: [10.1016/j.nucengdes.2011.03.055](https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2011.03.055).
- 8 郭涛, 包士毅, 高增梁. 严重事故IVR下反应堆压力容器稳态温度场计算[J]. 压力容器, 2012, **29**(6): 34 - 39, 73. DOI: [10.3969/j.issn.1001-4837.2012.06.007](https://doi.org/10.3969/j.issn.1001-4837.2012.06.007).
GUO Tao, BAO Shiyi, GAO Zengliang. Numerical calculation on steady temperature field of reactor pressure vessel under severe accident conditions in- vessel retention[J]. Pressure Vessel Technology, 2012, **29**(6): 34 - 39, 73. DOI: [10.3969/j.issn.1001-4837.2012.06.007](https://doi.org/10.3969/j.issn.1001-4837.2012.06.007).
- 9 金越. 严重事故下大功率压水堆IVR-ERVC有效性MELCOR研究[D]. 上海: 上海交通大学, 2014.
JIN Yue. IVR-ERVC effectiveness assessment for large scale pressurized water reactor under severe accident using MELCOR[D]. Shanghai: Shanghai Jiao Tong University, 2014.
- 10 向清安, 关仲华, 邓纯锐, 等. AP1000 IVR三层熔池结构评价分析[J]. 核动力工程, 2013, **34**(6): 83 - 87. DOI: [10.3969/j.issn.0258-0926.2013.06.020](https://doi.org/10.3969/j.issn.0258-0926.2013.06.020).
XIANG Qingan, GUAN Zhonghua, DENG Chunrui, *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](https://doi.org/10.3969/j.issn.0258-0926.2013.06.020).
- 11 Chatelard P, Reinke N, Arndt S, *et al.* ASTEC V2 severe accident integral code main features, current V_{2.0} modelling status, perspectives[J]. Nuclear Engineering and Design, 2014, **272**: 119 - 135. DOI: [10.1016/j.nucengdes.2013.06.040](https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2013.06.040).
- 12 Chatelard P, Chikhi N, Cloarec L, *et al.* ASTEC V2 code ICARE physical modeling, IRSN/DPAM/SEMCA/2009-148[R]. France: Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN), 2009.
- 13 Piar L, Trégourès N, Moal A. ASTEC V2 code: CESAR physical and numerical modelling[R]. IRSN/DPAM/SEMCA/2010-380, 2010.
- 14 Gabor J D. Heat transfer to particle beds with gas flows less than or equal to that required for incipient fluidization [J]. Chemical Engineering Science, 1970, **25**(6): 979 - 984. DOI: [10.1016/0009-2509\(70\)85042-4](https://doi.org/10.1016/0009-2509(70)85042-4).
- 15 宋维, 周克峰, 郑鹏, 等. ASTEC程序中反应堆熔池结构对压力容器下封头换热计算的影响[J]. 原子能科学技术, 2017, **51**(10): 1785 - 1790. DOI: [10.7538/yzk.2017.youxian.0067](https://doi.org/10.7538/yzk.2017.youxian.0067).
SONG Wei, ZHOU Kefeng, ZHENG Peng, *et al.* Influence of corium configuration on heat transfer calculation of RPV lower head with ASTEC code[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2017, **51**(10): 1785 - 1790. DOI: [10.7538/yzk.2017.youxian.0067](https://doi.org/10.7538/yzk.2017.youxian.0067).
- 16 Hu Q, Yan X, Huang S F, *et al.* The comprehensive analysis of coolability limits of passive external reactor vessel cooling under in-vessel retention[J]. Annals of Nuclear Energy, 2018, **120**: 296 - 303. DOI: [10.1016/j.anucene.2018.05.048](https://doi.org/10.1016/j.anucene.2018.05.048).
- 17 Guo R, Kuang B, Cheng X. A theoretical CHF model for subcooled flow boiling in curved a channel at low pressure[J]. Annals of Nuclear Energy, 2014, **69**: 196 - 202. DOI: [10.1016/j.anucene.2014.02.011](https://doi.org/10.1016/j.anucene.2014.02.011).
- 18 Park H M, Jeong Y H, Heo S. Effect of heater material and coolant additives on CHF for a downward facing curved surface[J]. Nuclear Engineering and Design, 2014, **278**: 344 - 351. DOI: [10.1016/j.nucengdes.2014.07.019](https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2014.07.019).
- 19 Sanchez F, Zambaux J A, Giordano P, *et al.* Draft manual for ASTEC V2.1: CESAR module user manual[R]. France: Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN), 2018.