第 38 卷 第 6 期 核 动 力 工 程 Vol.38. No.6
2017 年 12 月 Nuclear Power Engineering Dec. 2017

文章编号：0258-0926(2017)06-0051-06；doi: 10.13832/j.jnpe.2017.06.0051

IVR 中堆芯及下支撑板瞬态熔融模拟

陈徐屹[1]，张小英[1]，王 彪[1]，徐俊英[2]
张 雷[2]， 张会勇[2]，展德奎[2]

1. 中山大学中法核工程与技术学院，广东珠海，519082；2. 中广核研究院有限公司，广东深圳，518031

摘要：采用带移动边界的三维瞬态模型对 1/4 堆芯模型进行热传导分析。考虑了堆芯熔融物滞留工况下反应堆衰变功率和压力容器内部水位的下降过程，以及不同材料组件在堆内的真实径向分布。棒束表面与冷却剂的自然对流换热采用饱和蒸汽/水经验关系式计算，辐射换热采用相邻 16 棒间辐射模型计算。建立了动态烧蚀模型以模拟不断累积的堆芯熔融物对下支撑板的烧蚀作用。着重考虑了由熔融物滴落造成的冲击换热以及下支撑板上形成的熔坑底部换热。文献验证对比证明了模型的正确性。模拟结果表明：事故进程 2600 s 时，冷却剂蒸干造成堆芯融化速度急剧加快。8000 s 时 80%的堆芯质量熔化。下支撑板上的烧蚀区域主要集中于板心半径 700 mm 处，并在 6000 s 时完全贯穿。

关键词：数值模拟；堆内熔融物滞留；熔堆；瞬态热传导；下支撑板；射流冲击换热

中图分类号：TL331 **文献标志码：**A

Transient Simulation on Reactor Core Melt and Lower Support Plate Ablation in In-Vessel Retention

Chen Xuyi [1], Zhang Xiaoying [1], Wang Biao[1], Xu Junying[2],
Zhang Lei[2], Zhang Huiyong[2], Zhan Dekui[2]

1. Institut Franco-chinois de l'Energie Nucleaire, Sun Yat-sen University, Zhuhai, Guangdong, 510982, China;
2. China General Nuclear Power Research Institute，Shenzhen，Guangdong, 518031, China

Abstract: To precisely understand the accident process of reactor core melt in In-vessel retention (IVR) condition, 3dimensional transient thermal conduction analysis with moving boundary is performed on quarter reactor core model. The decline of decay power and water level in reactor pressure vessel (RPV), and the radial distribution of assemblies of different material is considered. Convective heat transfer on rod surface and coolant interface in computed with empirical correlation of natural convection of saturated steam vapor/water. Radiation heat transfer with 16 neighboring rod is considered. Also, the ablation caused by continuously accumulation of molten corium on lower support plate (LSP) is simulated. The impingement heat transfer of the falling corium and the molten pool formed in LSP ablation cavity is taken into account. The simulation gives the ablation process on the surface of LSP as well as temperature history and molten proportion of the reactor core, which shows agreement with reference. Simulation shows: the melt process of reactor core accelerated in the accident process of 2600 s, when coolant in RPV dry up 65% of the core mass has molten at 8000 second. LSP is completely penetrated in 6000 s, the ablation of LSP is mainly focused on an annular region of radius 700 mm.

Key words: Numerical simulation, In-vessel retention, Core melt, Transient thermal conduction, Lower support plate, Jet impingement

收稿日期：2016-12-23；**修回日期：**2017-08-27
基金项目：国家自然科学基金资助项目（51376065, 51176052）；广东省科技攻关项目（2013B010405004）
作者简介：陈徐屹（1992—），男，硕士，现主要从事核能科学与工程研究工作

?1994-2018 China Academic Journal Electronic Publishing House. All rights reserved. http://www.cnki.net

0 引 言

目前关于严重事故下堆内熔融物滞留（IVR）和堆外熔融物滞留（EVR）策略的研究对于熔堆情况下反应堆堆芯内部发生的过程（特别是熔融物的向下迁移）知之甚少。研究者主要采取假设的方式评估 IVR 时反应堆压力容器（RPV）内相关结构熔化的瞬态过程。

作为堆芯结构的主要承重构件，下支撑板在熔融物向下迁移过程中起到重要作用[1]。一旦下支撑板失效，上部堆芯结构，如燃料组件等，将会直接坍塌，并落入下封头中，形成残渣床。IVR 工况下的下支撑板换热受以下因素的影响：①组件熔融物掉落时造成的射流冲击换热[2]；②下支撑板上熔坑中形成的熔池的底部换热；③下支撑板上下表面所受到的蒸汽自然对流换热。

对于熔融物射流冲击换热，已有不少相关的实验或模拟研究：Swedish 等[3]对普朗特数在 5~2800 范围内的可融化材料进行冲击换热实验，并提出了滞止层流模型用以预测射流冲击造成的熔化换热量；Saito 等[4]使用了熔融 NaCl 冲击锡板，研究结果表明，NaCl-锡界面上形成的冷凝壳能有效隔绝锡板与射流，从而延缓烧蚀过程；Li 等[2,5]采用半隐式移动颗粒法数值模拟冲击射流。

熔池换热是 IVR 研究的工作重点。Dombrovskii 等[6]采用有效热传导模型，预测了高 Rayleigh 数下的熔池底部热流，Tran 等[7]将有效对流模型推广至相变情况，能够模拟熔池冷凝壳的动态形成过程，避免了求解流体 Navier-Stokes 方程。

从上面的研究可以看出，下支撑板换热条件复杂，这给下支撑板失效事故模拟带来了许多困难。文中考虑了上述情况并提出了动态烧蚀模型，从而精确模拟了堆芯熔融瞬态过程以及熔融物通过下支撑板向下迁移的过程。

1 几何模型与事故进程

考察了 1/4 堆芯中 52 个组件在某压水堆内的典型排布结构，每个组件含有 289 根燃料/控制棒。燃料棒活性段高度为 3657 mm，堆芯吊篮的半径约 3630 mm。燃料组件、黑棒组件以及灰棒组件均采用堆芯中的真实排布。模拟中采用的材料物性如表 1 所示。由于堆芯中普遍采用多区装料策略，组件之间的衰变功率各不相同；同时，衰变功率会沿轴向变化。考虑上述因素，采用典型的“M”形轴向衰变功率分布。

表 1 堆芯构建材料物性

Table 1 Material Properties of Core Components

材料	密度 /kg・m^{-3}	热导率 /W・(m^{-1}・K^{-1})	比热容 /J・(kg^{-1}・K^{-1})	熔点/K
燃料芯块	8434	5.3	525	3113
包壳	5990	2.09	645	2911
不锈钢	7020	25	835	1600
Ag-In-Cd	7020	25	835	1073

在某熔堆实验模拟的事故进程中，停堆后燃料组件的衰变功率先急剧下降，继而减缓并在 3% 功率附近维持了较长时间。堆芯活性段在事故进程 90 s 的时候开始裸露；在 966 s 时，堆芯活性段全部裸露，由下封头内剩余冷却剂产生的蒸汽持续冷却堆芯；最终在 4780 s 时，RPV 内的冷却剂被完全蒸干，失去了冷却的反应堆堆芯迅速升温。堆芯下支撑板是一块厚约 500 mm 的锻造钢板，若干控制棒导向管从中贯穿。在事故初期，可以合理地假设掉落的熔融物阻塞了这些支撑板贯穿孔，因此对应于 1/4 堆芯，本文模拟的下支撑板为高 500 mm、半径 3630 mm 的 1/4 圆柱结构。

2 数值模型

2.1 堆芯瞬态热传导模型

堆芯棒束的建模采用沿轴向与径向的二维含体热源热传导控制方程：

$$\rho c\frac{\partial T}{\partial \tau}=\frac{1}{r}\frac{\partial}{\partial r}\left(\lambda r\frac{\partial t}{\partial r}\right)+\frac{\partial}{\partial z}\left(\lambda\frac{\partial t}{z}\right)+\dot{Q} \qquad (1)$$

式中，T 为时间；r 为半径；z 为轴向高度；$\dot{Q}$ 为体积热源，对于燃料棒包壳，$\dot{Q}$=0；ρ 为密度；c 为比热；t 为绝对温度；λ 为芯块热导率，W/(m・K)。由于燃料芯块的热导率随温度变化显著，将芯块热导率表示为温度的函数[8]：

$$\lambda=\frac{100}{7.5408+17.692t+3.6142t^2}+\frac{6400}{t^{5/2}}\exp\left(\frac{-16.35}{t}\right) \qquad (2)$$

?1994-2018 China Academic Journal Electronic Publishing House. All rights reserved. http://www.cnki.net

为简化模型，将燃料芯块与包壳之间的气隙作为恒定热阻考虑，根据压水堆热工水力计算手册[1]，压水堆气隙的热导率 h_{gap} =5769 W/(m・K)。

棒束顶部与底部两端设为绝热边界。侧边界换热情况受到下降水位的影响，水位上方取水蒸汽自然对流换热以及相邻棒束的辐射换热，下方则取饱和水自然对流换热，如式（3）。侧边界条件在时间步迭代过程中保持更新。

$$\lambda \frac{\partial T}{\partial \boldsymbol{n}} = q_{\mathrm{c}} + q_{\mathrm{r}} \tag{3}$$

式中，q_{c} 和 q_{r} 分别为对流和辐射热流；$\boldsymbol{n}$ 为边界面法向量。对于对流换热，水蒸气与饱和水在棒束表面的自然对流换热关系式采用下式：

$$Nu = \begin{cases} 0.15\left(GrPr\right)^{1/3}\left(\dfrac{Pr_{\mathrm{f}}}{Pr_{\mathrm{w}}}\right)^{0.25} & GrPr > 10^{10} \\ 0.6\left(GrPr\right)^{0.25}\left(\dfrac{Pr_{\mathrm{f}}}{Pr_{\mathrm{w}}}\right)^{0.25} & 10^{3} < GrPr < 10^{10} \end{cases} \tag{4}$$

式中，Nu 为努塞尔数；Gr、Pr 分别为格拉晓夫数和普朗特数；下标 f、w 分别代表流体、壁面。辐射热流主要发生在水位上方裸露的棒束之间，一根棒受到的辐射热流主要来源于其相邻 16 根棒的贡献，如图 1 所示。根据这 16 个方向的角系数，辐射热流计算式可以表示如下：

$$q = \sum_{i=1}^{16} X_i \varepsilon \sigma \left(T^4 - T_i^4\right) + \left(1 - \sum_{i=1}^{16} X_i\right)\left(T^4 - T_{\mathrm{s}}^4\right) \tag{5}$$

式中，下标 i 为棒号；T_i 和 X_i 分别为相邻第 i 棒的温度和角系；ε 为表面发射率；σ 为斯特藩常量；T_{s} 为围桶表面温度。对于处于堆芯外侧的棒束，由于相邻棒的缺失，其相邻角系数之和不为 1。这种情况下棒束将与反应堆围桶进行直接辐射换热。

上述热传导模型被应用在 1/4 堆芯内 15028 根燃料棒/控制棒中。计算发现熔融材料潜热相对较小；为简化计算，可以认为当某离散节点温度达到相应的材料熔点时便发生了融化。在计算时，

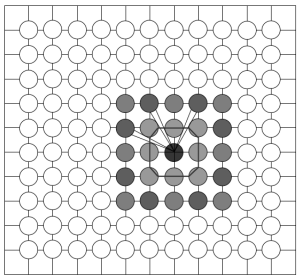

图 1　相邻 16 棒位示意图

Fig. 1　Demontrate of 16 Neighbouring Rods

对材料表面边界实时捕捉，并将前述边界条件应用在移动边界上。

2.2　下支撑板动态烧蚀模型

对于下支撑板，采用三维瞬态导热方程建模。控制方程以及边界条件采用如下表示：

$$\begin{cases} \dfrac{\partial T}{\partial t} + \dfrac{\lambda}{\rho c}\nabla T = 0 \\ \lambda \dfrac{\partial T}{\partial \boldsymbol{n}} = q_{\mathrm{j}} + q_{\mathrm{p}} + q_{\mathrm{r}} + q_{\mathrm{c}} \end{cases} \tag{6}$$

式中，q_{j} 为来自熔融物自由落体射流的冲击换热；q_{p} 为熔池底部换热。对流换热项可采用式（4）计算，辐射换热可假设无限大平板换热并按照下式计算：

$$q_{\mathrm{r}} = \sigma\left(T_{\mathrm{p,u}}^4 - T_{\mathrm{c,b}}^4\right)\left(\frac{2}{\varepsilon} - 1\right)^{-1} \tag{7}$$

式中，$T_{\mathrm{c,b}}$ 与 $T_{\mathrm{p,u}}$ 分别为堆芯底部与下支撑板上部的平均温度。对于支撑板上表面被熔池覆盖的部分，辐射换热项为 0。

2.2.1　熔融物冲击换热　文献[4]对于熔融物冲击点滞止层处的 Stanton 数（St）提出了保守估计，采用如下关系式可以直接得到冲击点处的 St 数及换热系数：

$$St_i = \frac{h_{j,i}}{\rho_i c_i u_i} = 0.0033 \tag{8}$$

$$q_{j,i} = h_{j,i}\frac{m_i\left(t\right)\left(T_m - T\right)}{\rho_i H} \tag{9}$$

式中，$h_{j,i}$ 为冲击换热系数；ρ_i 与 c_i 分别为熔融物各组分质量加权后的质量与比热容；u_i 为作自由落体假设得到的射流流速；棒束 i 处冲击换热由式（9）给出；H 为下支撑板到堆芯底部的高度

?1994-2018 China Academic Journal Electronic Publishing House. All rights reserved.　http://www.cnki.net

差；$m_i(t)$ 为在 t 时刻堆芯掉落的熔融物质量；T_m 为射流熔点温度。

2.2.2 熔池动态换热 熔池与下支撑板之间形成的冷凝壳层将两者隔开，从而隔开了熔池向下支撑板的直接热传导。熔池内部的热传导过程相对较慢，在准稳态过程假设下，熔池底部换热量可由冷凝壳内侧决定。对下支撑板，推荐采用 Theonfanous 等[8]提出的热平衡式：

$$q_{\mathrm{p}}=\frac{\dot{Q}V(t)}{\pi R^2R'+S_{\mathrm{dn}}} \tag{10}$$

式中，$V(t)=\int_0^t\sum_i\frac{m_i(t)}{\rho_i}\mathrm{d}t$ 表示所有组件熔融质量的累积；S_{dn} 为支撑板烧蚀表面面积；R' 为熔池向上与向下传热量之比，对于 $10^{12}<Ra'<2\times10^{16}$，该比例可由经验关系式（11）给出：

$$R'=0.63Ra'^{0.033} \tag{11}$$

$$Ra'=GrPrDa=\frac{g\beta_{\mathrm{m}}H_{\mathrm{m}}^5\dot{Q}_{\mathrm{m}}}{\alpha_{\mathrm{m}}\nu_{\mathrm{m}}\lambda_{\mathrm{m}}}$$

式中，下标 m 表示熔融物；H_{m} 为特征熔池高度，$H_{\mathrm{m}}=V(t)/S_{\mathrm{dn}}$；$Da$ 为达姆科勒数；β 为体积扩张率；d 为熔点；ν 为运动粘度。在熔融物滴落的初期过程中，熔池高度较低，算得 Rayleigh 数也较低。在这种情况下，熔池换热将暂时被忽略。

Fink 等[9]总结了液态铀氧化物的热物性参数以及相关算法。本文计算所采用的液态铀氧化物属性为：密度：8866 kg/m^3；热导率：2.5 W/ (m·K)；比热容：514.49 J/ (kg·K)；运动粘度：0.494×10^{-6} m^2/s；熔点：3113 K；Pr：1.176；体积扩张率：1.05×10^{-3} m^{-3}。

2.2.3 数值方法 采用自主编写的模拟程序求解离散后的模型方程。为确保包壳与芯块界面上的温度与热流连续，这 2 部分将离散为同一代数方程组中，离散后的代数方程组采用共轭梯度法求解，并运用不完全三角分解作预处理。为保证求解效率，文本利用 MPI 将 52 个组件分配到一台 28 节点集群上并行求解。

3 结果与讨论

本文数值模拟了 1/4 反应堆堆芯失水事故（LOCA）进程 10000 s 内的熔堆过程。从 2600 s 时半堆芯高度上水平界面的温度云图可看出，堆芯温度分布基本反映了衰变功率的径向分布：堆芯温度的最高点发生在第 28 号组件，由于衰变功率在此处达到最大值。堆芯中心的温度相对较低，主要因为此处反应性毒物浓度较高，导致衰变功率较低。外围组件的棒束温度是最低的，因为这些地方缺少了相邻棒束的屏蔽，将直接与围桶结构辐射换热。王佳赟等[10]采用 FLUENT 对 AP1000 进行堆芯熔融模拟，其堆芯熔融份额与本文结果对比如图 2 所示。从图 2 中可见，由于银铟镉等低熔点控制材料的存在，本文融化过程起始于 2600 s。6000 s 时熔融曲线急剧上升，因为此时堆芯已经完全裸露，压力容器内冷却剂完全蒸干。7000 s 后两熔融份额曲线走势相近。

考虑不同材料对堆芯融化过程的影响，图 3 展现了不同材料在下支撑板上的累积质量随时间的变化趋势。低熔点材料在 560 s 时开始熔融，占熔融物总质量约 80%的铀氧化物燃料则在 2600 s 开始熔融。同时，衰变功率的径向分布也

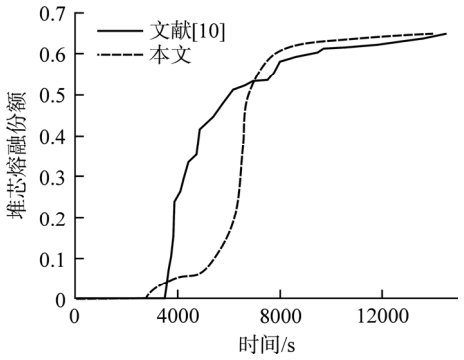

图 2 堆芯熔融份额与文献对比

Fig. 2 Core Melt Proportion Camparision with Reference

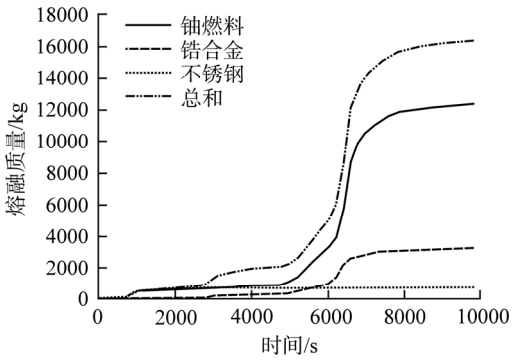

图 3 不同材料熔融物质量累积

Fig. 3 Corium Mass Accumulation of Difference Material

?1994-2018 China Academic Journal Electronic Publishing House. All rights reserved. http://www.cnki.net

会影响不同组件中的熔融质量。图 4 中选取从堆芯中心至外围排列的 4 个组件，组件熔融质量呈现先升高后降低的趋势。

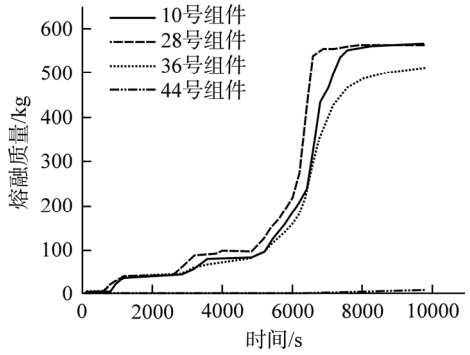

图 4　不同组件熔融物质量累积

Fig. 4　Corium Mass Accumulation of Different Assembly

事故进程中 4000 s 以及 5500 s 时下支撑板烧蚀轮廓的三维仿真结果表明：在 4000 s 时，支撑板主要部分已经贯穿，板中心处仍未烧蚀的材料将会直接落入下封头；在 5500 s 时，下支撑板正对堆芯部分已经完全贯穿。在烧蚀轮廓上可以清晰地看到反应堆堆芯阶梯状的外边缘形状，下支撑板的烧蚀量从中心向外呈逐渐衰减趋势，大部分的贯穿区域集中于堆芯中心半径 900 mm 的范围内。

支撑板贯穿深度历史如图 5 所示。可以看到，事故进程 590 s 时支撑板上表面已经发生了烧蚀，但是直到 2600 s 时，烧蚀程度才进一步加深。不断释放衰变热的熔融铀氧化物燃料在 2600 s 时开始掉落，烧蚀速度显著加快。最终支撑板在 3800 s 时被贯穿，随后贯穿面积将不断扩大。从支撑板开始烧蚀到贯穿整个过程持续了约 1200 s。

仿真结果显示，支撑板烧蚀表面的烧蚀呈阶梯状，靠近中心的位置烧蚀较快。由于未直接受到射流冲击，边缘部分在模拟过程中几乎没有烧蚀。从 6000 s 开始，支撑板大面积被贯穿，只剩下边缘未正对堆芯的部分未融化。

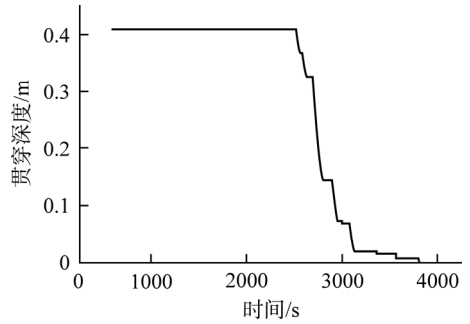

图 5　支撑板贯穿深度历史曲线

Fig. 5　Penetration Depth History on LSP

对于熔融物射流冲击换热，模拟中记录的冲击质量与冲击热流随时间的变化如图 6 和图 7 所示。可以发现，两者峰值未能同步，这是因为在 6500 s 时支撑板已经被大面积贯穿，此时冲击射流将直接落入下封头中，而不会再加热下支撑板。

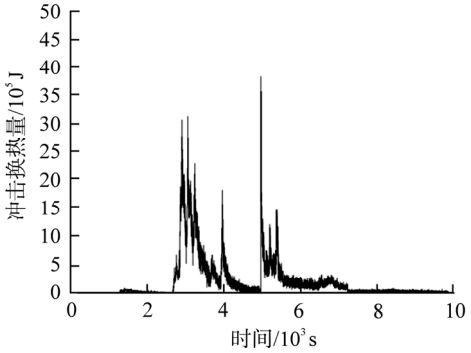

图 6 支撑板上冲击换热量

Fig. 6　Impingement Heat History on LSP

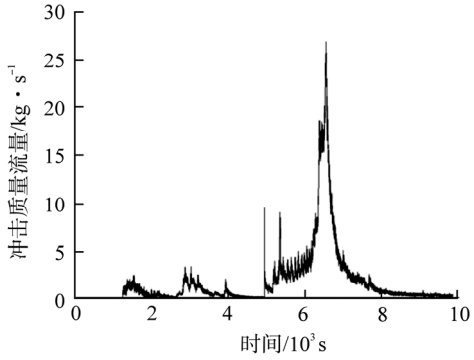

图 7　熔融物射流质量流量

Fig. 7　Impingement Corium Mass History

4　结　论

为准确了解反应堆熔堆以及熔融物向下迁移的瞬态过程，基于三维瞬态热传导移动边界法对 1/4 堆芯及下支撑板进行了瞬态熔融数值模拟，采用了压水堆真实组件排布以及材料物性，并且开发了动态烧蚀模型以捕捉下支撑板上表面的烧蚀过程。研究表明：

（1）堆芯熔融起始于事故进程 560 s，在 2600 s 时，铀氧化物燃料开始融化。在 5000 s 时，

?1994-2018 China Academic Journal Electronic Publishing House. All rights reserved.　http://www.cnki.net

RPV 内冷却剂蒸干导致熔融过程急剧加速。到达事故进程 8000 s 时 65%的堆芯质量已经熔化。

（2）下支撑板的烧蚀主要集中在板中心半径 700 mm 处，当其于 6000 s 完全失效时，板底部的大部分面积已经贯穿。在这之后大部分的堆芯组件发生坍塌并直接掉落至下封头。在整个模拟过程中，支撑板的外围部分未发生明显烧蚀。

参考文献：

[1] 于平安. 核反应堆热工分析[M]. 北京：原子能出版社, 1981.

[2] Li G, Liu M, Duan G, et al. Numerical investigation of erosion and heat transfer characteristics of molten jet impinging onto solid plate with MPS–LES method[J]. International Journal of Heat & Mass Transfer, 2016, 99: 44-52.

[3] Swedish M J, Epstein M, Linehan J H, et al. Surface ablation in the impingement region of a liquid jet[J]. AIChE Journal, 1979, 25(4): 630-638.

[4] Saito M, Sato K, Furutani A, et al. Melting attack of solid plates by a high temperature liquid jet-effect of crust formation[J]. Nuclear Engineering & Design, 1990, 121(1): 11-23.

[5] Li G, Liu M, Wang J, et al. Numerical study of thermal erosion behavior of RPV lower head wall impinged by molten corium jet with particle method[J]. International Journal of Heat & Mass Transfer, 2017, 104: 1060-1068.

[6] Dombrovsky L A, Zaichik L I, Zeigarnik Y A. Numerical simulation of the stratified-corium temperature field and melting of the reactor vessel for a severe accident in a nuclear power station [J]. Thermal Engineering, 1998, 45(9): 755-765.

[7] Tran C, Dinh T. Simulation of core melt pool formation in a reactor pressure vessel lower head using an effective convectivity model[J]. Nuclear Engineering & Technology, 2010, 41(7): 929-944.

[8] Theofanous T G, Liu C, Additon S, et al. In-vessel coolability and retention of a core melt[J]. Nuclear Engineering & Design, 1997, 169(1):1-48.

[9] Fink J K. Thermophysical properties of uranium dioxide[J]. Journal of Nuclear Materials, 1999, 279(1): 1-18.

[10] 王佳赟，樊普. 严重事故条件下堆芯升温模拟[J]. 原子能科学技术，2012, 46(10): 1216-1220.

（责任编辑：孙　凯）

?1994-2018 China Academic Journal Electronic Publishing House. All rights reserved. http://www.cnki.net