

# 严重事故 IVR 下反应堆压力容器 耦合传热数值模拟分析

姚彦贵, 施 杨, 蒋 兴, 贺寅彪

(上海核工程研究设计院, 上海 200233)

**摘要:**堆芯熔化严重事故下保证反应堆压力容器(RPV)完整性非常重要,高温蠕变失效是堆芯熔化严重事故下反应堆压力的主要失效模式。在进行严重事故堆芯熔化物堆内包容(IVR)下 RPV 结构完整性分析中,RPV 内外壁和沿高度方向的温度分布以及剩余壁厚是结构分析的重要输入。本文采用 CFD 分析方法对 RPV 堆内熔化物、RPV 壁以及外部气液两相流动换热进行热-固-流耦合分析,获得耦合情况下的温度场、流场、各相份额分布以及 RPV 的剩余壁厚,为 RPV 在严重事故 IVR 下的结构完整性分析提供依据。

**关键词:**耦合传热分析;严重事故;IVR;反应堆压力容器

中图分类号:TL35

文献标志码:A

文章编号:1000-6931(2014)08-1473-06

doi:10.7538/yzk.2014.48.08.1473

## Simulation on Coupled Heat Transfer for Reactor Vessel in Severe Accident IVR

YAO Yan-gui, SHI Yang, JIANG Xing, HE Yin-biao

(Shanghai Nuclear Engineering Research & Design Institute, Shanghai 200233, China)

**Abstract:** It is very important to remain the integrity of reactor pressure vessel (RPV) in the core melt severe accident. The high temperature creep failure is the main failure mode for RPV in core melt severe accident. The altitude distributions of outer and inner wall temperatures are important inputs for structure analysis. In this work, the CFD method was used to carry out heat-solid-fluid coupled analysis of the corium in RPV, RPV wall and outer gas-water two-phase flow heat transfer. The temperature field, flow field, the fraction distribution of each phase in the coupled situation and the remaining thickness of the pressure vessel wall were obtained, providing the support for analyzing the RPV structure integrity in severe accident the reactor corium in-vessel retention (IVR).

**Key words:** coupled heat transfer analysis; severe accident; IVR; reactor pressure vessel

先进轻水堆(即第三代)核电厂 AP1000 设计遵循“ALWR-URD”,提高了核电厂安全指

标的要求,将堆芯熔化物堆内包容(IVR)作为重要的缓解严重事故的安全措施之一。IVR

是当发生堆芯融化初期,冷却水通过 RPV 外的金属保温层底部的注入 RPV 和金属保温层之间通道内,冷却 RPV 外壁,通过沸腾换热带走 RPV 下封头内熔融物产生的衰变热,从而使熔融物包容在 RPV 内,起到缓解事故的作用。因此堆腔注水将 RPV 传递的热量充分带走,保持在水沸腾换热的临界热负荷以内,是保证 RPV 压力边界结构完整性的必要条件。而防止 RPV 随时间的蠕变失效则是保证 RPV 压力边界完整性的充要条件。RPV 主要存在如下两个问题:1) 堆腔注水是否保证 RPV 的有效冷却与堆内熔融物热量释放;2) 是否能保证防止 RPV 的高温蠕变失效<sup>[1-5]</sup>。而开展严重事故 IVR 下 RPV 结构完整性分析的主要输入是 RPV 内外壁的温度分布和 RPV 壁发生熔融后的剩余壁厚。

近年来,Sehgal 等<sup>[6-7]</sup>、美国 SNL 的 Pilch 等<sup>[8]</sup>、法国 CEA 的 Devos 等<sup>[9]</sup>对 RPV 进行了一系列的缩比实验研究。但缩比实验并不能完全模拟 RPV 内外的自然对流情况,且实验代价昂贵。德国 Willschutz 采用有限元方法对 RPV 进行温度场和应力场分析,并与 FOREVER 实验数据对比;但该计算基于给定 RPV 壁面边界条件进行,无法模拟 RPV 内外流体流动换热情况。本文采用流-固-热耦合的方式,对 RPV 内熔融物、RPV 壁面及 RPV 外部气液两相流进行耦合数值分析,以获得耦合情况下的温度场、流场及 RPV 熔化情况,为 RPV 在 IVR 下的结构完整性分析提供重要依据。

# 1 数学物理模型

IVR-RPV 耦合现象属于气液两相流-固体-熔融物耦合换热流动,在该过程中包含自然对流沸腾换热及固体熔化、局部熔融物冷凝等问题,为使计算可行,需进行相应的简化假设:1) RPV 外部堆腔冷却水为核态沸腾;2) RPV 内部熔融物为两层结构;3) 熔融物底层为氧化层,上层为金属层;4) 熔融物上部空间空气为理想气体;5) RPV 内壁的熔融过程通过迭代计算完成,即第一步假设 RPV 壁厚完整情况下计算 RPV 的内壁温度分布,通过计算获得的内壁温度分布,判断如果大于 RPV 熔点温度,表示该部分已熔化,这样在第

二步中重新建模,并将熔化的部分挖掉,这样反复迭代几次,直到 RPV 内壁温度低于熔点温度。

本文采用 CFD 通用商业软件 STAR-CCM+ 进行耦合传热数值模拟计算,计算区域模型如图 1 所示,分析计算所需数学物理模型如下。

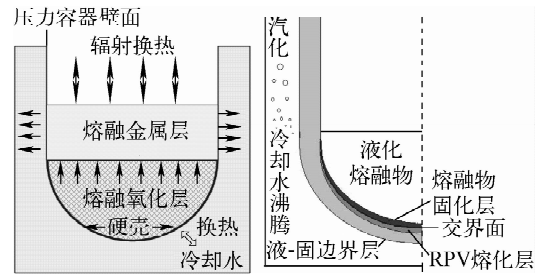


图 1 模拟计算区域示意图

Fig. 1 Diagram of numerical simulation field

## 1.1 流体域控制方程

计算区域的流体域包括 RPV 外部两相流水隙、熔融物、RPV 熔化层及熔融物顶部空气区域。流体域控制方程包含质量、动量、能量守恒方程:

$$\frac{\partial}{\partial t}(r_\alpha \rho_\alpha) + \nabla \cdot (r_\alpha \rho_\alpha U_\alpha) = \Gamma_{\alpha\beta}^+ - \Gamma_{\beta\alpha}^- \quad (1)$$

$$\begin{aligned} \frac{\partial}{\partial t}(r_\alpha \rho_\alpha U_\alpha) + \nabla \cdot (r_\alpha (\rho_\alpha U_\alpha \otimes U_\alpha)) = \\ - r_\alpha \nabla p_\alpha + \nabla \cdot (r_\alpha \mu_\alpha (\nabla U_\alpha + (\nabla U_\alpha)^T) + \\ \Gamma_{\alpha\beta}^+ U_\beta - \Gamma_{\beta\alpha}^- U_\alpha + M_\alpha \end{aligned} \quad (2)$$

$$\begin{aligned} \frac{\partial}{\partial t}(r_\alpha \rho_\alpha h_\alpha) + \nabla \cdot (r_\alpha (\rho_\alpha U_\alpha h_\alpha - \lambda_\alpha \nabla T_\alpha)) = \\ \Gamma_{\alpha\beta}^+ h_\beta - \Gamma_{\beta\alpha}^- h_\alpha + Q_\alpha \end{aligned} \quad (3)$$

式中: $r_\alpha$ 、 $\rho_\alpha$ 、 $U_\alpha$ 、 $\mu_\alpha$ 、 $\lambda_\alpha$ 、 $p_\alpha$ 、 $h_\alpha$ 、 $T_\alpha$  分别为  $\alpha$  相的体积份额、密度、速度、动力黏性系数、导热系数、压力、焓及温度; $\Gamma_{\alpha\beta}^+$  为单位体积内由  $\beta$  相到  $\alpha$  相的质量传输率; $M_\alpha$  为相间作用力; $Q_\alpha$  为相间能量传递。对于气液两相流,下标  $\alpha$ 、 $\beta$  分别代表气相和液相,对于单相流体(空气、熔融物),可忽略下标。

## 1.2 固体域控制方程

固体域导热方程如下:

$$c_v \frac{\partial T}{\partial t} = \lambda \nabla^2 T \quad (4)$$

其中: $c_v$  为比定容热容; $T$  为温度; $t$  为时间; $\lambda$  为导热系数。

### 1.3 相间动量交换模型

在气液两相流动过程中,任一  $\alpha$  相会受到其他相作用力,包括相间拽力和相间非拽力,可表示为:

$$M_\alpha = M_\alpha^D + M_\alpha^N \quad (5)$$

相间拽力  $M_\alpha^D$  为单位体积内气泡施加在液相上的力,可用一无量纲系数  $C_D$  (即拽力系数) 来表示:

$$M_\alpha^D = \frac{3}{4} \frac{C_D}{d_b} \rho_l r_g |U_g - U_f| \cdot (U_g - U_f) \quad (6)$$

式中:  $d_b$  为气泡平均直径, m;  $C_D$  取决于气泡雷诺数  $Re_b$ , 本文采用 Ishii-Zuber<sup>[10]</sup> 关系式计算;  $\rho_l$  为流体密度;  $U_g$  和  $U_f$  为气相和液相速度。

相间非拽力  $M_\alpha^N$  主要包括升力、壁面润滑力和湍流耗散力。本文中,考虑到二次侧等效直径较小且进口流速较低,其升力和壁面润滑力对空泡份额分布的影响可忽略不计,因此只考虑湍流耗散力。

$$F_{TD} = C_{TD} C_{cd} \frac{v_{tc}}{\sigma_{tc}} \left( \frac{\nabla r_g}{r_g} - \frac{\nabla r_f}{r_f} \right) \quad (7)$$

式中:  $F_{TD}$  为湍流耗散力;  $C_{TD}$  为湍流耗散力系数;  $C_{cd}$  为相间拽力动量传递系数,由 Burns 等<sup>[11]</sup> 的经验关系式计算;  $v_{tc}$  为修正系数;  $\sigma_{tc}$  为时间常数。

### 1.4 相间热量交换模型

相间传热采用双热阻模型,液相与界面间的传热为:

$$q_{ls} = h_{ls} (T_s - T_l) \quad (8)$$

其中:  $T_s$  为交界面温度;  $T_l$  为液相温度;  $h_{ls}$  为界面传热系数,采用 Ranz-Marshall<sup>[12]</sup> 经验关系式计算。

$$Nu = 2 + 0.6 Re_b^{0.5} Pr^{0.3} = h_{ls} / \lambda \quad (9)$$

$$0 \leq Re_b \leq 200$$

在气相侧,采用零热阻模型,其  $h_a$  为无穷大,等效于交界面温度,即气相饱和温度。

### 1.5 相间质量交换模型

采用 Rohsenow 模型<sup>[13]</sup> 计算蒸发率,沸腾壁面热流密度为:

$$q_{bw} = \mu_l h_{lat} \sqrt{\frac{g(\rho_l - \rho_v)}{\sigma}} \left( \frac{c_{pl}(T_w - T_{sat})}{C_{qw} h_{lat} Pr_l^{1.73}} \right)^{3.03} \quad (10)$$

其中:  $\mu_l$  为液相动力黏度;  $h_{lat}$  为汽化潜热;  $\rho_l$ 、 $\rho_v$  分别为液相、气相密度;  $g$  为重力加速度;  $\sigma$  为

表面张力;  $c_{pl}$  为液相比定压热容;  $T_w$ 、 $T_{sat}$  分别为壁面和饱和温度;  $C_{qw}$  为经验系数;  $Pr_l$  为液相普朗特数。

壁面核化点的蒸发率为:

$$\dot{m}_{ew} = \frac{C_{ew} q_{bw}}{h_{lat}} \quad (11)$$

其中,  $C_{ew}$  为经验系数,表示壁面热流用于蒸发的份额。

## 2 网格划分及边界条件

### 2.1 网格划分

考虑到计算区域几何对称性,分析采用二维轴对称模型,为了模拟冷却水的自然循环,模型中建立水槽,并形成一定的水位,水位形成的压头为冷却水的入口压力,如图 2 所示。考察对象为 RPV 的熔化,因此对近壁面区域进行网格加密,对外水槽区域加粗。为了进行独立解验证,共采用 3 套网格划分方案,经独立解分析,确定最终选用的网格数量为 64 023,网格示意图如图 3 所示。

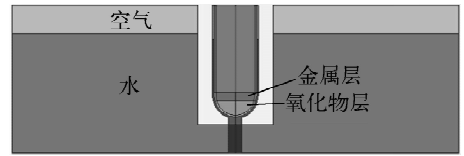


图 2 分析模型

Fig. 2 Analysis model

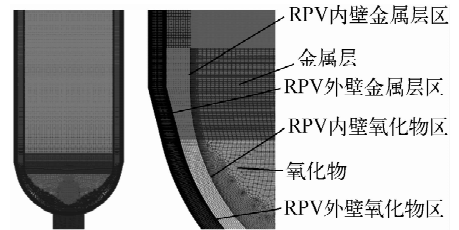


图 3 分析模型网格示意图

Fig. 3 Schematic of grid analysis model

### 2.2 边界条件

为确定偏微分方程的解,需设定合适的边界条件,本文依据物理背景,给定边界条件如下:

- 1) 气液两相流与外壁面边界: 绝热、无滑移壁面;
- 2) 其他液体与固体交界面: 热耦合无滑移

壁面,热流密度由程序自动计算;

- 3) 氧化层:给定体积热源;
- 4) 水隙顶部边界:自由液面;
- 5) 金属层上表面:辐射换热;
- 6) 空气顶部边界:压力入口边界。

2.3 物理模型

计算所采用的物理模型有:1) 二维轴对称计算;2) 隐式非定常;3) 多相流模型,包括欧拉多相流模型、VOF 方法和沸腾模型;4) 分离式求解;5) 重力模型;6) 湍流模型,即 Realizable K-Epsilon 模型。

计算需考虑 VOF 模型的沸腾模型,因此采用多相流的自由界面模型(VOF 方法),并考虑重力影响。同时本次 VOF 计算需采用非稳

态计算,最终计算至液膜达到稳定。

2.4 介质物性

表 1 列出沸腾相关物性参数,表 2 列出凝固熔化相关物性参数。

表 1 沸腾相关物性参数

| 参数                    | 数值                       |                           |
|-----------------------|--------------------------|---------------------------|
|                       | 水                        | 水蒸气                       |
| 密度, kg/m <sup>3</sup> | 997.561                  | 1.184 15                  |
| 比热, J/(kg · K)        | 4 181.72                 | 1 003.62                  |
| 热传导率, W/(m · K)       | 0.620 271                | 0.026 030 5               |
| 沸腾温度, K               | 373                      |                           |
| 标准生成热, J/kg           | -1.585 2×10 <sup>7</sup> | 0                         |
| 基准温度, K               | 273.15                   | 273.15                    |
| 分子黏性系数, Pa · s        | 8.887 1×10 <sup>-3</sup> | 1.855 08×10 <sup>-5</sup> |

表 2 凝固熔化相关物性参数

Table 2 Property parameters for solidified and melt

| 参数                         | 数值                                  |       |       |
|----------------------------|-------------------------------------|-------|-------|
|                            | 氧化物                                 | 金属物   | 压力容器  |
| 熔点, K                      | 2 973                               | 1 600 | 1 600 |
| 密度, kg/m <sup>3</sup>      | 8 740                               | 7 020 | 7 000 |
| 导热系数, W/(K · m)            | 2.8                                 | 25    | 32    |
| 黏度, Pa · s                 | 0.005 13                            |       |       |
| 比热, J/(kg · K)             | 485                                 | 835   | 485   |
| 密度的温度函数, kg/m <sup>3</sup> | 11 542.63-898.66×10 <sup>-3</sup> T |       |       |
| 有效导热系数, W/(K · m)          | 2.8                                 |       | 32.0  |

3 模拟结果与分析

图 4 为温度分布云图,可见氧化物区域温度较高,且靠近金属层处温度最高,达到 3 500 K 左右,靠近底部温度逐渐降低,温度分布出现明显的热分层现象。右图为根据温度分布预

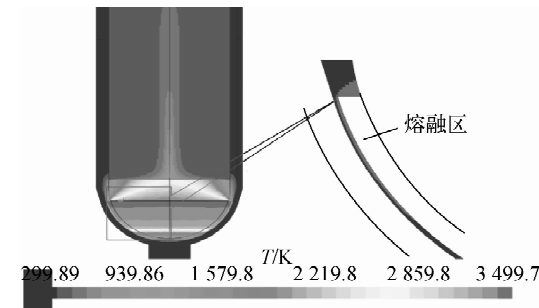


图 4 温度分布  
Fig. 4 Temperature distribution

测的 RPV 壁溶解区域,RPV 壁材料为 SA508 G3 钢,其熔点为 1 600 K,根据温度分布只要高于 1 600 K 就会溶解。从图中可知,靠近金属层处还会出现溶解现象,与金属层接触的只有靠近氧化物层的底部出现熔融现象。

图 5 为熔融物区域固体体积份额分布,可看出,除底部出现大量凝固外,在 RPV 交界面上也有一薄层凝固层。这是因为在 RPV 内壁

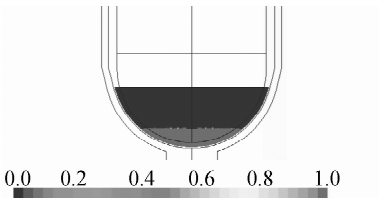


图 5 固体体积率分布  
Fig. 5 Solid volume percentage distribution

面上,虽然此时 RPV 被加热甚至熔化,但是该处温度仍远低于熔融物熔化温度(凝固温度),由于热交换的作用,靠近 RPV 内壁面的熔融物温度降低到凝固点之下,从而产生一层凝固层。

图 6 为速度矢量分布,可知空气域存在由中心上升、壁面附近下降的自然对流,而沸腾域存在周期性运动,1 个周期内存在向上或向下的运动。熔池内熔融物也发生自然对流,熔融物沿 RPV 内壁面向下流动。图 7 为底部水槽进口流量随时间的变化,可知进入沸腾区域的水发生周期性的变化,这主要是由于流道内两相流阻力的不稳定,与恒定的驱动压头之间的

不断平衡造成的。

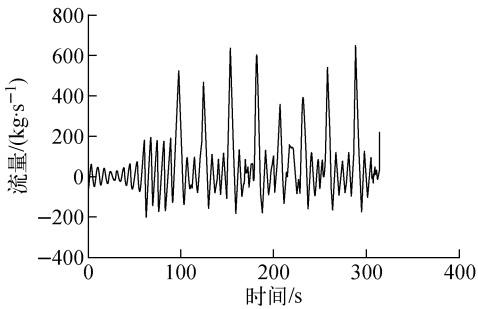


图 7 进口水流量随时间的变化  
Fig. 7 Imported water flow versus time

图 8 为 RPV 内外壁面温度及热流密度分布,  $x$  坐标为中心轴向坐标,中心轴为从 RPV 底部到金属层上表面,模型中从 RPV 到金属层上表面共 2.5 m。从图 8 可知,在氧化物层与 RPV 壁交界的中心高度热流密度出现峰值,且一直到金属层交界处,壁面热流密度达  $2\,200\text{ kW/m}^2$ ,这也是金属层导热系数高的原因,因此氧化物层传给金属层的热迅速向 RPV 壁方向传递。从 RPV 内壁面温度分布可知,内壁面温度高于熔点,因此与氧化物层交界处发生熔融现象。

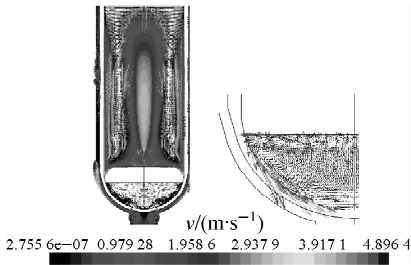
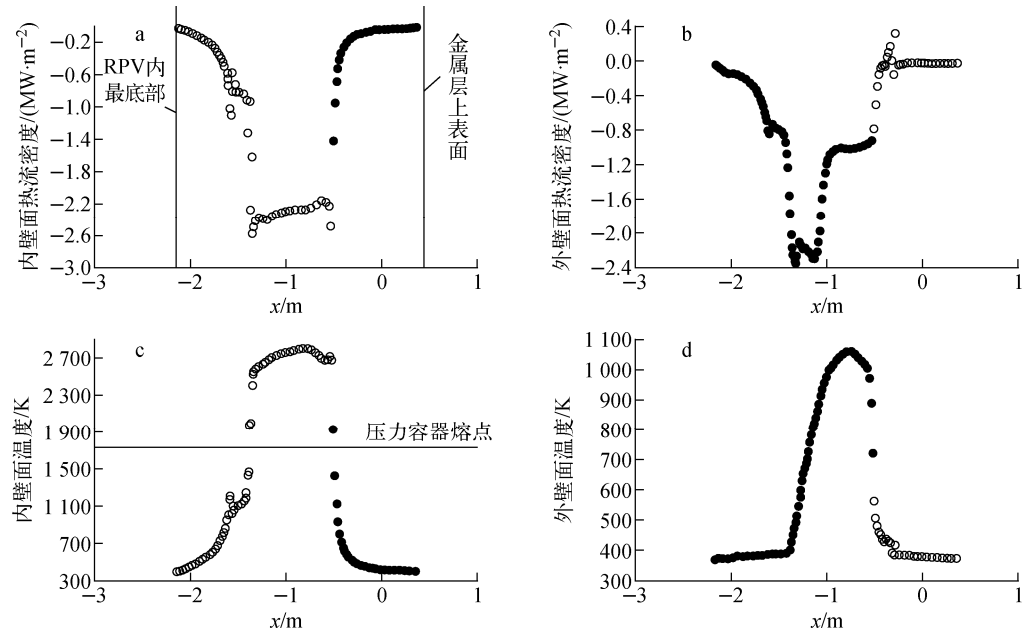


图 6 速度矢量分布  
Fig. 6 Velocity vector distribution



a,c:○——RPV 内壁氧化物区,●——RPV 内壁金属层区;b,d:○——RPV 外壁氧化物区,●——RPV 外壁金属层区

图 8 RPV 内外壁面热流密度、温度分布  
Fig. 8 Distribution of heat flux and temperature at RPV inner and outer walls

## 4 结论

本文采用大型 CFD 分析软件 STAR-CCM+, 对严重事故 IVR 下 RPV 内熔融物和堆外冷却水沸腾换热进行了耦合数值模拟分析, 通过耦合分析模拟了严重事故下 RPV 的温度分布。为严重事故 IVR 下 RPV 结构完整性分析提供了依据, 并得到以下结论:

1) IVR 情况下, 熔融物内部会形成热分层, 在熔融物底部与 RPV 内壁面交界处发生凝固现象;

2) RPV 外部的冷却水会形成波动性的气液两相流;

3) RPV 内壁面部分材料被熔化, RPV 壁面未被熔穿, 仍保留一定的壁厚;

4) 在极限热源条件下, RPV 熔融后壁厚最薄处达 10 mm, 壁面热流密度最高达  $2\,200\text{ kW/m}^2$ 。

本文工作开展过程中得到了艾迪捷信息科技有限公司(上海)有限公司软件技术人员的大力支持, 在此对李晶博士、江兴贤和韩海博士表示衷心的感谢。

## 参考文献:

- [1] SEHGAL B R, THEERTHAN A, GIRI A, et al. Assessment of reactor vessel integrity (ARVI) [J]. Nuclear Engineering and Design, 2003, 221 (1-3): 23-53.
- [2] 姚伟达, 谢永诚, 贺寅彪, 等. 第三代非能动型与第四代超临界先进轻水型核电厂中典型的力学问题[C]//第14届全国反应堆结构力学会议论文集. 桂林:中国力学学会, 2006.
- [3] ASME boiler and pressure vessel code: Rules for construction of nuclear facility components[S]. New York, USA: ASME, 2004.
- [4] 武志玮, 宁冬, 姚伟达. 严重事故下反应堆压力容器材料高温蠕变研究进展[J]. 核安全, 2011 (2): 20-24.  
WU Zhiwei, NING Dong, YAO Weida. Research progress on high-temperature creep behavior of reactor pressure vessel[J]. Nuclear Safety, 2011(2): 20-24(in Chinese).

- [5] 姚彦贵, 宁冬, 武志玮, 等. 假想堆芯熔化严重事故下反应堆压力容器完整性的研究进展与建议[J]. 核技术, 2013, 36(4): 040615-1-040615-5.  
YAO Yanguai, NING Dong, WU Zhiwei, et al. Research progress and recommendations on reactor pressure vessel integrity under hypothetical core melt down accident[J]. Nuclear Techniques, 2013, 36(4): 040615-1-040615-5 (in Chinese).
- [6] SEHGAL B R, NOURGALIEV R R, DINH T N. Characterization of heat transfer processes in a melt pool convection and vessel-creep experiment [J]. Nuclear Engineering and Design, 2002, 211(2-3): 173-187.
- [7] WILLSCHÜTZ H G, ALTSTADT E, SEHGAL B R, et al. Coupled thermal structural analysis of LWR vessel creep failure experiments [J]. Nuclear Engineering and Design, 2001, 208 (3): 265-282.
- [8] PILCH M M, LUDWIGSEN J S, CHU T Y, et al. Creep failure of a reactor pressure vessel lower head under severe accident conditions[C]//ASME/JSME Joint Pressure Vessel and Piping (PVP) Conference. San Diego, CA: ASME, 1998.
- [9] DEVOS J, SAINTE C C, POETTE C, et al. CEA programme to model the failure of the lower head in severe accidents[J]. Nuclear Engineering and Design, 1999, 191(1): 3-15.
- [10] ISHII M, ZUBER N. Drag coefficient and relative velocity in bubbly, droplet or particulate flows[J]. AIChE J, 1979, 25: 843-855.
- [11] BURNS A D, FRANK T, HAMILL I, et al. The FAVRE averaged drag model for turbulent dispersion in Eulerian multi-phase flows[C]//5th International Conference on Multiphase Flow, ICMF-2004. Yokohama, Japan: JSME, 2004.
- [12] RANZ W E, MARSHALL W R. Evaporation from drops[J]. Chem Eng Prog, 1952, 48(3): 141-147.
- [13] ROHSENOW W M. A method of correlation heat transfer data for surface boiling of liquid[J]. Trans ASME, 1952, 74: 969-978.