# LOCA 条件下包壳材料感应和电阻加热温升行为的对比研究

姚亮<sup>1</sup>,程仁山<sup>2,3</sup>,吴璐<sup>1</sup>,张伟<sup>1</sup>,梅瑞斌<sup>2</sup>,潘虎成<sup>2,3</sup>

(1.中国核动力研究设计院第一研究所,成都 610041;2.东北大学 材料科学与工程学院,沈阳 110819;3.东北大学 材料各向异性与织构教育部重点实验室,沈阳 110819)

摘要:目的 使有限元模拟技术成为一种切实有效的研究方法,进而为高性能反应堆包壳材料的设计以 及可能发生的 LOCA(Loss of Coolant Accident)事故下的应急措施等提供理论依据。方法 基于 COMSOL 软件模拟分析典型锆合金核材料在 LOCA 条件下分别经感应加热和电阻加热后的温升行为。结果 感应 加热条件下,锆材的体积内最高温度、体积平均温度与表面中心点温度的差值随着温度上升逐渐增大, 在 1200 ℃瞬时温度下,温度差值最高,约为 41 ℃。电阻加热条件下,锆材的体积内最高温度、体积内 中心温度与表面中心点温度在加热的整个阶段近乎重合,最大差值约为 3 ℃; 锆材的体积平均温度、表 面平均温度与表面中心点温度的差值出现负值,最大差值约为 30 ℃。结论 电阻加热和感应加热虽均适 用于堆外研究反应堆失水事故下包壳材料所面临的超高温度及超快升温速率的工况模拟,但限于实际工 况下电阻加热速率的滞后性,推荐使用感应加热进行后续的模拟研究工作。相关结果可为高性能反应堆

关键词:LOCA; 包壳材料; 感应加热; 电阻加热; 温升行为

中图分类号:TM623;TL341 文献标识码:A 文章编号:1001-3563(2020)09-0091-09 DOI:10.19554/j.cnki.1001-3563.2020.09.014

# Comparative Study on the Temperature Rise of the Cladding Material during Induction and Resistance Heating under LOCA Condition

YAO Liang<sup>1</sup>, CHENG Ren-shan<sup>2,3</sup>, WU Lu<sup>1</sup>, ZHANG Wei<sup>1</sup>, MEI Rui-bin<sup>2</sup>, PAN Hu-cheng<sup>2,3</sup>

(1.The First Sub-institute, Nuclear Power Institute of China, Chengdu 610041, China; 2.School of Materials Science and Engineering, Northeastern University, Shenyang 110819, China; 3.Key Laboratory for Anisotropy and Texture of Materials, Northeastern University, Shenyang 110819, China)

**ABSTRACT:** The work aims to enable the finite element simulation technology to become a practical and effective research method, and then provide the theoretical basis for the design of high-performance reactor cladding materials and possible emergency measures under the LOCA (Loss of Coolant Accident). Based on COMSOL software, the temperature rise of typical zirconium alloy nuclear materials after induction heating and resistance heating under LOCA conditions was simulated herein. The results showed that the difference between the highest temperature, the average volume temperature and the surface center temperature increased with the rise of temperature. At transient temperature of 1200 °C, the temperature difference was the highest, about 41 °C. Under the condition of resistance heating, the highest temperature in volume, the center temperature in volume and the surface center temperature of the zirconium material almost coin-

收稿日期: 2019-03-02

**基金项目:**国防基础科研计划(JCKY2017201C016)

作者简介:姚亮(1982--),男,硕士,副研究员,主要研究方向为核燃料及材料辐照效应。

通信作者:潘虎成 (1988—),男,博士,东北大学副教授,主要研究方向为核材料及轻合金的设计与制备。

cided with one another in the whole heating stage, with the maximum difference of about 3 °C. The difference between the average volume temperature, the average surface temperature and the surface center temperature of zirconium material was negative, and the maximum difference was about 30 °C. It is found that both resistance heating and induction heating are suitable for the simulation of ultra-high temperature and ultra-fast temperature rise rate for cladding materials under LOCA conditions. However, due to the lag of resistance heating rate under actual working conditions, induction heating is recommended for subsequent simulation experiments. The relevant results can provide necessary theoretical basis for the design of high-performance reactor cladding materials.

KEY WORDS: LOCA; cladding material; induction heating; resistance heating; temperature rise

近年来,随着能源问题和环境问题的日益严峻, 核电作为一种清洁能源虽然得到了广泛的应用,但其 安全性也引起了人们的广泛关注<sup>[1—4]</sup>。失水事故(Loss of Coolant Accident, LOCA) 是在冷却水缺失的条件 下,燃料棒的温度急剧升高,高温环境使核燃料包壳 管发生破裂 , 引起放射性物质泄露的事故 , 是核反应 堆运行过程中可能发生的最严重事故之一。 失水事故 的影响主要与边界破裂产生破口的大小、系统发生失 水事故前的状态以及边界破裂的位置有关[5--6]。通 常,LOCA 工况下包壳材料失效会引发严重的核事 故,因此,LOCA 工况下包壳材料的研究引起了人们 广泛关注[7-9]。其中安全壳是保证反应堆和包容放射 性物质安全的重要屏障。当失水事故发生时,大量高 温的水蒸气会对安全壳内部的温度以及应力分布产 生影响,从而对安全壳的完整性构成重大威胁[10-12]。 例如,尚新渊等[13]研究了碳化硅复合材料包壳燃料棒 在 LOCA 事故中的特性,发现在失水事故中,碳化 硅复合包壳材料的燃料棒失效时间长、平均温度低, 可有效延缓事故进程。刘佩琪等[14]通过研究不同尺寸 的破口失水事故,发现在破口事故中,破口面积越大, 压力容器失效越快。

目前,由于实验条件存在限制,仿真模拟因其可 操作性引起了人们广泛关注<sup>[15-22]</sup>,因此,对 LOCA 下包壳材料的模拟计算成为一种有效手段,进而为核 电安全使用提供了可靠的理论支持。陆维等<sup>[23]</sup>通过有 限元方法分析了 LOCA 下具有表面裂纹的反应堆压 力容器承压热冲击问题,其结果表明,在 LOCA 下 整个瞬态过程中,反应堆压力容器的应力强度因子均 未超过材料断裂韧性,因此压力容器结构安全。乔雪 冬等<sup>[24]</sup>通过TRACE软件验证了其在计算小破口事故 的准确性。曹志伟等<sup>[25]</sup>采用 RELAP 软件研究了倾斜 条件对海上小型堆 LOCA 事故的影响,其计算结果 表明,事故发生后系统主要热工水力参数受纵向倾斜 影响较小,受横向倾斜影响较为显著。

目前文献中对 LOCA 下包壳材料在不同加热条件(感应加热、电阻加热等)下的模拟研究鲜有报道,因此,文中将基于可变气氛感应加热实验平台,并结合反应堆 LOCA 工况条件,模拟包壳材料在失水事

故工况下的热传导特性;计算在典型锆合金核材料的 LOCA 事故条件下,分别经感应加热和电阻加热处理 后包壳管内部温度场的三维分布,进而为高性能反应 堆包壳材料的设计以及可能发生的 LOCA 事故下的 应急措施等提供必要的理论依据。

### 1 计算模型与假设

#### 1.1 建模基本理论

电磁感应加热中的热源是由交变电流产生交变 磁场,再由交变磁场在模具表面附近感应产生的电 场,即感生涡流。在求解温度场时,需先根据电磁 场计算出感生涡流,再由焦耳定律求出在感生涡流 作用下金属自身的发热量,进而根据热传导方程并 结合边界条件对其进行计算求解,确定金属中温度 场的分布情况。文中采用商用的 COMSOL 软件进行 模拟。

### 1.2 模型几何结构

模型几何结构见图 1,被加热金属块尺寸为 20 mm×15 mm×2 mm。模拟加热方式为感应(电阻)加 热,加热使用的线圈为 1 个 3 匝铜芯线圈,直径为 65 mm,线圈频率为 50 kHz,人为控制线圈电流。假 设四周环境为真空,被加热金属放置在线圈中间,温 度检测点在上表面的中心(表面中心点温度),在仿 真中以此处温度为准。



图 1 模拟样品几何结构 Fig.1 Geometry of simulated sample

#### 1.3 理论模型

在磁场和热传递物理场耦合作用下,建立研究对 象的数学模型。其中,2个物理场的矢量方程组通过 电磁感应热源项进行耦合。磁场采用磁矢量势和标量 势来求解麦克斯韦方程。磁场和热传递场方程见式 (1--2):

$$j\omega\sigma(T)A + \nabla\times(\mu^{-1}\nabla\times A) = 0 \tag{1}$$

$$\rho C_{\rm p} \frac{\partial T}{\partial t} - \nabla k \nabla T = Q(T, A) \tag{2}$$

式中:j为电流密度; $\omega$ 为角频率; $\sigma(T)$ 为不同 温度下的磁场力;A为面积; $\mu$ 为磁导率; $\rho$ 为密度;  $C_p$ 为比热容;k为热导率;Q为感应(电阻)加热; T为温度; $\nabla$ 为梯度;t是时间。

### 1.4 相关参数

为了保障工程的可实现性,其设计主要参数见 表 1。

1.5 加热方式

1.5.1 感应加热

拟定的加热条件:金属体初始温度设定为 300 ℃,先以300 ℃/min的速率上升到500 ℃(第1 阶段),此后以600 ℃/min的速度上升到800 ℃(第 2 阶段),再以300 ℃/min的速率上升到1000 ℃(第 3 阶段),最后以600 ℃/min的速度上升到1200 ℃(第 4 阶段),分别研究金属块在不同阶段时的内外温度 分布情况。

1.5.2 电阻加热

拟定的加热条件:在感应加热的基础上将感应加 热变为直流电加热,分别研究金属块在不同阶段时锆 合金的内外温度分布情况。

### 2 计算结果与分析

### 2.1 感应加热内部温度场的有限元分析

不同加热速率下样品的体积内最高温度、体积内 中心温度、体积平均温度与表面中心点温度的对比见 图 2。由图 2 (a—d)可知,样品在以 300 ℃/min 的 速率加热时(第1阶段),经过 40 s 达到 500 ℃。以 600 ℃/min 速率加热时(第2阶段),温度在70 s时 达到 800 ℃, 用时 30 s。以 300 ℃/min 的速率加热时 (第3阶段),温度在110 s时达到1000 ℃,用时 40 s。最后以 600 ℃/min 速率加热时 (第 4 阶段), 温度在 130 s 时达到 1200 ℃, 用时 20 s。通过图 1 (a-d)可知, 锆材的温度和表面中心点温度在第1 阶段近乎重合。在感应加热温度为 500 ℃时,体积内 最高温度、体积内中心温度、体积平均温度、表面平 均温度与表面中心温度差值分别为 7.353,0.141, 4.458,4.332℃。随着后续加热速率变化以及金属锆 材温度的上升,金属块的体积内最高温度、体积内中 心温度、体积平均温度和表面平均温度逐渐高于表面 中心温度,且随着感应加热温度的进一步升高,温度 差值逐渐增大。在800℃时,体积内最高温度、体积 内中心温度、体积平均温度、表面平均温度与表面中 心温度差值分别为 19.110,0.685,11.598,10.970℃。 在 1000 ℃时,当温度继续上升到 1000 ℃时,体积内 最高温度、体积内中心温度、体积平均温度、表面平 均温度与表面中心温度差值分别为 21.868, 1.418, 13.204, 10.904 ℃。在 1200 ℃时, 体积内最高温度 和表面中心点温度的差值达到最大(41.321 ℃),体 积内中心温度和表面中心点温度差值为 2.588 ℃,体 积平均温度和表面中心点温度差值为 24.824 ℃,表 面平均温度和表面中心点温度差值为 22.398 ℃。温 度为 500,800,1000,1200 ℃的等值面图分别见图 2e—h,可以看出金属块温度分布较为均匀。

感应加热过程中,金属块的瞬时温度达到 500, 800,1000,1200 ℃时的温度分布截面图见图 3。由 图 3a 可知,t=40s(500 ℃)时,金属块内外分布较 均匀,芯部温度为 800.141 ℃,表面温度为 804.332 ℃,金属块内外具有较小的温度差值 (4.191 ℃)。由图 3b 可知,t=70 s时,加热温度达 到 800 ℃,金属块表面中心点温度和体积内最高温度 的差值随着加热温度和加热速率的变化增加至 19.110 ℃。由图 3c 可知,t=110 s时,加热温度达到 1000 ℃,金属块表面中心点温度和体积内最高温度 的差值随着加热温度和加热速率的变化增加至 21.868 ℃。由图 3d 可知,t=130 s时,加热温度达到 1200 ℃,金属块表面中心点温度和体积内最高温度 的差值随着加热温度和加热速率的变化增加至 41.321 ℃。

表 1	反应堆包壳材料温度模拟总参数
表 1	反应堆包壳材料温度模拟忌参数

Tab.1	Design	parameters	for tem	perature	simulation	of reactor	cladding	materials
	200.8.	parameters.		permene			· · · · · · · · · · · · · · · · · · ·	

金属 体长 度/m	金属 体宽 度/m	金属 体高 度/m	加热 线圈 半径/m	线圈 线径/ m	电阻率 参数/ (Ω·m)	金属 电导率/ (S·mm <sup>-1</sup> )	金属导热系数/ (W·m <sup>-1</sup> ·K <sup>-1</sup> )	金属热容 (转换前)/ (J·mol <sup>-1</sup> ·K <sup>-1</sup> )	金属密度/ (kg·m <sup>-3</sup> )	热容转换 系数/ (cm·mol <sup>-1</sup> )	金属热容 (转换后)/ (J·kg <sup>-1</sup> ·K <sup>-1</sup> )
0.015	0.02	0.002	0.0325	0.008	0.041	2378.1	22.6	25.36	6490	14.1	277.13



图 2 感应加热、不同加热速率条件下锆材体积内最高温度、体积内中心温度、体积平均温度、表面平均温度与表面中心 点温度的对比以及不同温度下的等值面

Fig.2 Under the condition of induction heating and different heating rates, the comparisons of the highest temperature in volume, the average volume temperature, the average surface temperature, the surface center temperature of the zirconium material and the equivalent surface at different temperatures



图 3 感应加热过程中,不同瞬时温度下金属块的温度分布 Fig.3 Temperature distribution of the metal block at different transient temperatures during the induction heating process

### 2.2 电阻加热内部温度场的有限元分析

电阻加热条件下锆材经不同升温速率加热后样 品的体积内最高温度、体积内中心温度、体积平均温 度、表面平均温度和表面中心点温度的对比见图 4。 由图 4a—d 可知 样品以 300 ℃/min 的速率加热时(第 1 阶段), 经过 40 s 达到 500 ℃。此后以 600 ℃/min 的速率加热时(第2阶段)在70s时温度达到800℃, 用时 30 s。再以 300 ℃/min 的速率加热(第3阶段), 在 110 s 时温度达到 1000 ℃, 用时 40 s。最后以 600 ℃/min 的速率加热(第4阶段),在130 s 时温度 达到 1200 ℃, 用时 20 s。由图 4a—d 可知, 锆材的 体积内最高温度、体积内中心温度和表面中心点温度 在 4 个阶段中近乎重合, 锆材的体积平均温度、表面 平均温度均低于锆材的表面中心点温度。在温度为 500 ℃时,体积内最高温度、体积内中心温度、体积 平均温度、表面平均温度与表面中心温度差值分别为 0.182, 0.137, -12.648, -12.761 ℃。随着后续加热 速率变化以及金属锆材温度的上升,金属块的体积平 均温度、表面平均温度与表面中心点温度的差值越来 越大。在800℃时,体积内最高温度、

体积内中心温度、体积平均温度、表面平均温度与表面中心温度的差值分别为 0.896,0.674,-19.883, -20.441 ℃。当温度继续上升到 1000 ℃时,体积内最高温度、体积内中心温度、体积平均温度、表面平均 温度与表面中心温度差值分别为 1.858,1.397, -24.362,-25.518 ℃。在 1200 ℃时,体积内最高温 度与表面中心点温度差值为 3.395 ℃,体积内中心温 度与表面中心点温度差值为 2.553 ℃,体积内中心温 度与表面中心点温度差值为-27.992 ℃,表面中心温 度与表面中心点温度差值达到最大(-30.102 ℃)。图 4e—h 分别为温度为 500,800,1000,1200 ℃的等值 面图,可以看出金属块温度分布较为均匀。

电阻加热过程中,金属块的瞬时温度达到 500, 800,1000,1200 ℃时的温度分布截面见图 5。当 *t*=40 s(500 ℃)时,金属块内外分布较均匀,芯部温度为 800.137 ℃,表面温度为 787.239 ℃,金属块内外具 有较小的温度差值(12.898 ℃)。当 *t*=70 s时,加热 温度达到 800 ℃,金属块表面平均温度和表面中心点 温度的差值随着加热温度和加热速率的变化增加至 20.441 ℃。当 *t*=110 s时,加热温度达到 1000 ℃,金 属块表面平均温度和表面中心点温度的差值随着





Fig.4 Under the condition of resistance heating and different heating rates, the comparisons of the highest temperature in volume, the average volume temperature, the average surface temperature, the surface center temperature of the zirconium material and the equivalent surface at different temperatures





Fig.5 Temperature distribution of the metal block at different transient temperatures during the resistance heating process

加热温度和加热速率的变化增加至 25.518 ℃。当 t=130 s 时,加热温度达到 1200 ℃,金属块表面平均 温度和表面中心点温度的差值随着加热温度和加热 速率的变化增加至 30.102 ℃。

# 3 分析与讨论

文中系统研究了不同升温速率(300~600 °C/min) 以及不同温度区间(300~1200 °C)内典型锆合金经 过2种不同方式加热后的动态温升行为,其中研究的 温升速率与温度区间均是核用锆合金在 LOCA 极端 条件下可能会面临的事故环境,因此相关的温升行为 模拟研究对后续高安全性能核燃料包壳系统的设计 具有重要工程意义。模拟的结果表明,环境温度的迅 速升高会对基体合金的温度产生较大影响,在如此高 的升温速率下(300~600 °C/min),合金内的温度也会 迅速响应至较高水平。在感应加热条件下,锆材的体 积内最高温度、体积平均温度和表面中心点温度差值 随着温度的上升逐渐增大,在1200 °C瞬时温度下, 温度差值最高,仅约41 °C;在电阻加热条件下,锆 材的体积内最高温度、体积内中心温度和表面中心点 温度在加热的整个阶段近乎重合,最大差值仅约 3 ℃,同时锆材的体积平均温度、表面平均温度与表 面中心点温度的差为负值,最大差值仅约 30 ℃。这 些结果表明,LOCA事故条件下锆合金内部也将会迅 速升高至 300~1200 ℃,因此对高性能核用锆合金和 耐热性能良好的涂层材料提出了更高的设计要求。

事实上,在日本的福岛核电站事故之后,各国的 研究学者已经提出了"事故容错型的燃料"设计思想 (Accident Tolerant Fuel,ATF),并在近些年被广泛 的应用于更高安全性能的核燃料系统与包壳材料系 统的研制<sup>[26]</sup>。例如,最近开发出了可服役温度比核用 锆合金更高的 FeCrAl 合金,也通过在锆合金表面制 备出的高耐热性的 Cr 基、Mo 基以及高熵合金基的涂 层材料等<sup>[28]</sup>,以期实现核用包壳材料耐热性能的大幅 度提升。文中研究发现,电阻加热和感应加热均适用 于堆外研究反应堆失水事故下包壳材料所面临的超 高温度及超快升温速率等工况模拟,即 LOCA 事故 条件下锆合金的基体内部将会迅速升高至较高的温 度水平。限于实际工况条件下电阻加热速率的滞后 性,优先推荐使用感应加热进行后续的模拟,以期与 相关的实验结果进行对比。

# 4 结语

文中基于 COMSOL 模拟分析软件,计算了 LOCA 条件下典型锆合金包壳材料在感应和电阻加 热条件下的温升行为,通过对比模拟结果得出以下 结论。

1)在感应加热条件下,随着后续加热速率变化以及金属锆材温度的上升,锆材的体积内最高温度、体积内中心温度、体积平均温度、表面平均温度和表面中心点温度在4个阶段中的差值逐渐增大。其中,体积内最高温度和表面中心点温度差值最大约为41 ℃,体积平均温度和表面平均温度变化趋势近似相同,最大差值约为24℃。

2)在电阻加热条件下, 锆材的体积内最高温度、 体积内中心温度与表面中心点温度的差值在整个升 温区间近乎重合, 最大差值仅为3℃左右, 锆材的体 积平均温度、表面平均温度与表面中心温度的差值出 现负值, 最大差值约为 30℃。

3)通过对比发现,电阻加热和感应加热均适用 于堆外研究反应堆失水事故下包壳材料所面临的超 高温度及超快升温速率等工况模拟。限于实际工况条 件下电阻加热速率的滞后性,优先推荐使用感应加热 进行后续的模拟研究。

#### 参考文献:

 [1] 吴畅,孟少平,周臻. 混凝土安全壳的LOCA温度场 分布与温度内力分析[J]. 工程力学,2010,27(12): 206—212.

> WU Chang, MENG Shao-ping, ZHOU Zhen. Analysis on Temperature Field Distribution and Internal Force of Concrete Containment Vessel after LOCA[J]. Engineering Mechanics, 2010, 27(12): 206–212.

[2] 田侑成,郭江华,龙林鑫,等. 核电站 LOCA 释放源 项的模拟计算[J]. 核科学与工程,2019,39(1): 83—87.

TIAN You-cheng, GUO Jiang-hua, LONG Lin-xin, et al. Simulation Calculation of Source Term Released during LOCA[J]. Nuclear Science and Engineering, 2019, 39(1): 83—87.

- [3] 丁多亮,郑开云.核电设备 LOCA 试验方法探讨[J]. 发电设备, 2018, 32(5): 331—334.
  DING Duo-liang, ZHENG Kai-yun. LOCA Test Method for Nuclear Power Equipment[J]. Power Equipment, 2018, 32(5): 331—334.
- [4] 陆彬,姜懿纯,朱小良. 核电站堆芯温度场软测量方 法研究[J]. 传感技术学报, 2016, 29(2): 226—231. LU Bin, JIANG Yi-chun, ZHU Xiao-liang. Temperature Field Reconstruction in Reactor Core of Nuclear Power Plant[J]. Chinese Journal of Sensors and Actuatiors, 2016, 29(2): 226—231.

- [5] 博金海, 王飞. 小破口失水事故综述[J]. 核科学与 工程, 1998, 18(2): 173—179.
  BO Jin-hai, WANG Fei. Small Break Loss of Coolant Accident[J]. Nuclear Science and Engineering, 1998, 18(2): 173—179.
- [6] WANG X L, LIU Y, ZHU R S. Study on Shaft-block under Small Break Loss of Coolant Accident of Nuclear Main Pump[J]. Annals of Nuclear Energy, 2019, 131: 344—352.
- [7] 王荣山, 耿建桥, 翁立奎, 等. LOCA 工况下锆合金 包壳的行为概述[J]. 材料导报, 2011, 25(S2): 501—503.
  WANG Rong-shan, GENG Jian-qiao, WENG Li-kui, et al. Zirconium Alloy Cladding Behaviors under LOCA Condition[J]. Materials Review, 2011, 25(S2): 501—503.
- [8] 游曦鸣,邵舸,佟立丽,等.非能动堆芯冷却系统LOCA下冷却能力分析[J].原子能科学技术,2016,50(1):105—112.
  YOU Xi-ming, SHAO Ge, TONG Li-li, et al. Analysis on Cooling Capacity of Passive Core Cooling System during LOCA Scenarios[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2016, 50(1): 105—112.
- [9] 高阳,杨明馨,胡勇,等.冷却速率对国产 Zr 合金 LOCA 后残余塑性的影响[J].原子能科学技术, 2019,53(7):1310—1316.
  GAO Yang, YANG Ming-xin, HU Yong, et al. Effect of Cooling Rate on Residual Plasticity of Homemade Zirlo Alloy after LOCA[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2019, 53(7): 1310—1316.
- [10] 郭述志,刘欣.大型先进压水堆核电站 CAP1400 示范工程运行规程体系综述[J]. 科技与企业, 2015(10): 195.
   GUO Shu-zhi, LIU Xin. Summary of Operation Specification System for CAP1400 Demonstration Project of Large Scale Advanced PWR Nuclear Power Plant[J].
- Technology and Enterprise, 2015(10): 195. [11] 陶小康, 黄重国, 郭青苗, 等. 新型轻水反应堆包壳 材料 FeCrAl 合金的研究进展[J]. 热加工工艺, 2018, 47(6): 23—26.

TAO Xiao-kang, HUANG Zhong-guo, GUO Qing-miao, et al. Research Progress of FeCrAl Alloy for Cladding Material of New Type of Light Water Reactor[J]. Hot Working Process, 2018, 47(6): 23–26.

[12] 徐春容,赵文金,邓治国,等. 锆合金包壳管氢化物 应力再取向研究概述[J]. 热加工工艺, 2016, 45(12): 19—22.

XU Chun-rong, ZHAO Wen-jin, DENG Zhi-guo, et al. Review of Research on Stress Reorientation of Hydridesin Zirconium Alloy Cladding Tube[J]. Hot Working Process, 2016, 45(12): 19–22.

[13] 尚新渊,张爱民.碳化硅复合材料包壳燃料棒在
 LOCA 事故中的特性研究[J].核技术,2019,42(8):
 66—70.

SHANG Xin-yuan, ZHANG Ai-min. LOCA Accident of Fuel Rod with SiCf/SiCC Adding[J]. Nuclear Techniques, 2019, 42(8): 66-70.

- [14] 刘佩琪,赵鹏程,于涛,等.压水堆不同尺寸的破口 失水事故分析[J]. 核技术, 2019, 42(2): 72—79. LIU Pei-qi, ZHAO Peng-cheng, YU Tao, et al. Analysis of LOCA with Different Break Sizes in PWR[J]. Nuclear Techniques, 2019, 42(2): 72-79.
- [15] 王光定, 陶文斌, 纵兆生, 等. 某军用包装箱动力学 仿 真 与 试 验 研 究 [J]. 包 装 工 程 , 2019, 40(23): 117-123.

WANG Guang-ding, TAO Wen-bin, ZONG Zhao-sheng, et al. Dynamic Simulation and Experiment on Plastics Ammunition Package[J]. Packaging Engineering, 2019, 40(23): 117-123.

- 辛传奇,周益邦,李维军,等.基于 Ansys 的铝箔密 [16] 封受热温度场研究[J]. 包装工程, 2019, 40(23): 137—142. XIN Chuan-qi, ZHOU Yi-bang, LI Wei-jun, et al. Heated Temperature Field of Aluminum Foil Sealing Based on Ansys[J]. Packaging Engineering, 2019, 40(23): 137-142.
- [17] 叶心,魏劲鹏,杨杰星,等.智能车队跟车纵向控制 算法设计及仿真验证[J]. 重庆理工大学学报(自然科 学), 2019, 33(11): 16—23. YE Xin, WEI Jin-peng, YANG Jie-xing, et al. Design of Longitudinal Control Algorithms for Intelligent Fleet Tracking and Simulation Verification[J]. Journal of Chongqing University of Technology (Natural Science), 2019, 33(11): 16-23.
- [18] 陈旭,何世伟,朱杭,等.某款车载 CD 机的大电流 注入法实验及仿真[J]. 重庆理工大学学报(自然科 学), 2019, 33(11): 60—65. CHEN Xu, HE Shi-wei, ZHU Hang, et al. Experiment and Simulation of High Current Injection Method for a Car CD Player[J]. Journal of Chongqing University of Technology (Natural Science), 2019, 33(11): 60-65.
- [19] 宋建辉, 丁俊健, 涂志刚. 涂布干燥气悬浮烘箱腔体 计算机模拟与仿真分析[J]. 包装工程, 2019, 40(19): 223-229. SONG Jian-hui, DING Jun-jian, TU Zhi-gang. Computer Modeling and Simulation of Flotation Dryer

Cavity for Coated Web Drying[J]. Packaging Engineering, 2019, 40(19): 223-229.

- [20] 杨喆,朱大鹏,高全福.一种非高斯随机振动过程数 值模拟方法[J]. 包装工程, 2019, 40(15): 48—53. YANG Zhe, ZHU Da-peng, GAO Quan-fu. A Numerical Simulation Method for Non-gaussian Random Vibration Process[J]. Packaging Engineering, 2019, 40(15): 48-53.
- 刘普,李京龙,熊江涛,等. 6061 铝合金回填式搅拌 [21] 摩擦点焊过程的数值模拟[J]. 精密成形工程, 2019, 11(6): 101-107.

LIU Pu, LI Jing-long, XIONG Jiang-tao, et al. Numer-

ical Simulation of Refill Friction Stir Spot Welding of 6061 Aluminum Alloy[J]. Journal of Netshape Forming Engineering, 2019, 11(6): 101-107.

- 曹聪聪,李文亚,韩天鹏,等.冷喷涂喷嘴材料对粒 [22] 子加速行为影响的模拟研究[J].精密成形工程, 2019, 11(6): 149–153. CAO Cong-cong, LI Wen-ya, HAN Tian-peng, et al. Simulation Study on Effect of Cold Spray Nozzle Material on Particle Acceleration Behavior[J]. Journal of Netshape Forming Engineering, 2019, 11(6): 149-153.
- [23] 陆维,何铮. LOCA 下具有表面裂纹的反应堆压力容 器承压热冲击分析[J]. 原子能科学技术, 2017, 51(8): 1407-1412. LU Wei, HE Zheng. PTS Analysis of RPV Structure with Surface Crack under LOCA[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2017, 51(8): 1407-1412.
- [24] 乔雪冬,毕金生,孙微,等. TRACE 程序在国产先进 压水堆核电厂小破口失水事故计算中的应用[J]. 核 科学与工程, 2017, 37(6): 1026—1032. QIAO Xue-dong, BI Jin-Sheng, SUN Wei, et al. Small Break LOCA Accident Calculation of Three-loop Domestic Advanced PWR by Using the Code of TRACE[J]. Nuclear Science and Engineering, 2017, 37(6): 1026-1032.
- [25] 曹志伟, 刘建昌, 肖红, 等. 倾斜条件对海上小型堆 LOCA 事故的影响研究[J]. 核动力工程, 2019, 40(5): 118-123. CAO Zhi-wei, LIU Jian-chang, XIAO Hong, et al. Effect of Inclination Condition on LOCA for a Small off Shore Reactor[J]. Nuclear Power Engineering, 2019, 40(5): 118-123.
- [26] 李强,马帅,杨艳平,等. Zr-Nb-Cu 合金在 500 ℃/10.3 MPa 过热蒸汽中的腐蚀行为[J]. 稀有金 属材料与工程, 2018(47): 2761—2766. LI Qiang, MA Shuai, YANG Yan-ping, et al. Corrosion Behavior of Zr-Nb-Cu Alloys in 500 °C/10.3 MPa Steam[J]. Rare Metal Materials and Engineering, 2018(47): 2761-2766.
- [27] 刘俊凯,张新虎,恽迪.事故容错燃料包壳候选材料 的研究现状及展望[J]. 材料导报, 2018(32): 1757-1778. LIU Jun-kai, ZHANG Xin-hu, HUI Di. A Complete Review and a Prospect on the Candidate Materials for

Accident-tolerant Fuel Claddings[J]. Materials Review, 2018(32): 1757-1778.

[28] 程亮, 张鹏程. 典型事故容错轻水堆燃料包壳候选 材料SiCf/SiC复合材料和Mo合金的研究进展[J].材 料导报, 2018(32): 2161—2166.

CHENG Liang, ZHANG Peng-cheng. SiCf/SiC Composites and Molybdenum Alloys: the Promising Candidate Materials for Typical Accident Tolerant Fuel Cladding of Light Water Reactors[J]. Materials Review, 2018(32): 2161-2166.