基于PBR的核电金属材料腐蚀释放模型研究

李昌莹　金德升　毛玉龙
（中广核研究院有限公司　深圳 518000）

摘要　核电金属材料在高温高压水环境中发生腐蚀，其腐蚀产物将会在堆芯内沉积，并对燃料运行、堆芯反应性及一回路放射性等产生影响。本文基于腐蚀释放动力学理论，结合金属氧化物体积比（Pilling-Bedworth Ratio，PBR）假设，建立了一种核电金属材料腐蚀释放模型，并基于因科镍690的实验数据，对该模型进行了验证。结果表明：该腐蚀释放模型具有科学性及合理性，可定量分析核电金属材料主要的腐蚀释放产物。本文提出的腐蚀释放模型可量化腐蚀产物主要元素，为反应堆腐蚀产物影响分析提供基础要素，对微量元素的量化后续还需做进一步的研究。

关键词　核电金属材料，腐蚀释放模型，沉积，验证，PBR
中图分类号　TL341
DOI: 10.11889/j.0253-3219.2023.hjs.46.070602

Research on corrosion release model for nuclear metallic materials based on PBR

LI Changying　JIN Desheng　MAO Yulong
(*China Nuclear Power Technology Research Institute Co., Ltd., Shenzhen 518000, China*)

Abstract　**[Background]** The metallic materials utilized for nuclear reactors undergo corosion due to the inherient high-temperature and high-pressure environment. Consequently, the corrosion products may be deposited in the core, called crud, and impact the fuel operation, core reactivity, and primary radioactivity, such as crud-induced localized corrosion or crud-induced power shift. **[Purpose]** Thus, this study aimed to establish a model that can quantitatively analyze these corrosion products, the results of which can then be used to evaluate the impact of these products. **[Methods]** Based on the corrosion and release dynamic theory, combined with the assumption of metallic oxide volume ratio (Pilling-Bedworth Ratio), a corrosion and release model of metallic materials was developed. The model was validated based on experimental data from Inconel 690. **[Results]** The verification result indicates that the proposed model is reasonable and scientific, and hence can be used to quantify the amount of main corrosion and release products of metallic materials for nuclear reactors. **[Conclusions]** This study provides a model of the main elements of corrosion products including Ni and Fe ferrite for PWR plants, which can be used for evaluating the impact of corrosion products. However, some of the microelements of corrosion cannot be quantified by using this model as the corresponding equations were over-determined. Hence this aspect requires further research in the future.

Key words　Metallic materials for nuclear reactors, Corrosion and release model, Deposited, Verification, PBR

国家自然科学基金(No.U20B2011, No.52171085)资助
第一作者：李昌莹，男，1984年出生，2008年于西安交通大学获硕士学位，研究领域为反应堆一回路热工水力和燃料污垢行为研究
通信作者：毛玉龙，E-mail：maoyulong@cgnpc.com.cn
收稿日期：2022-09-18，修回日期：2023-01-16
Supported by National Natural Science Foundation of China (No.U20B2011, No.52171085)
First author: LI Changying, male, born in 1984, graduated from Xi'an Jiaotong University with a master's degree in 2008, focusing on covers reactor primary circuit thermal hydraulic and fuel fouling behavior
Corresponding author: MAO Yulong, E-mail: maoyulong@cgnpc.com.cn
Received date: 2022-09-18, revised date: 2023-01-16

核电金属材料的腐蚀释放会对反应堆的安全性产生一系列影响。腐蚀产物大量沉积在堆芯过冷泡核沸腾（Sub-cooled Nucleated Boiling，SNB）区域，形成燃料污垢[1-2]，并吸附冷却剂中的硼酸，造成燃料组件局部硼浓度富集，严重时引起轴向功率偏移（Axial Offset Anomaly，AOA）[3-5]。燃料组件表面沉积的腐蚀产物增长到一定程度，会影响包壳表面换热能力[6]，造成燃料包壳局部热应力激增，严重时引起燃料包壳局部开裂（Crud Induced Localized Corrosion，CILC）[7-8]。压水堆（Pressurized Water Reactor，PWR）中主要的放射性核素（如^{58}Co）来源于Ni的活化，当镍基合金材料中腐蚀的Ni大量进入冷却剂中，还会造成PWR冷却剂的放射性水平升高。

为降低反应堆运行风险，从源头上抑制腐蚀产物向冷却剂中的释放，国内外研究人员针对核电金属材料的腐蚀释放行为及燃料污垢量化评估方法进行了大量研究。Doncel等[9-10]在模拟PWR运行环境的回路中研究了CRUD中镍含量和水化学参数对硼析出的影响，结果表明：镍含量和主流体硼浓度增加均会促进硼在CRUD中的析出。蒙舒祺等[11]研究了镍铁对压水堆锆合金表面污垢形成及硼析出的影响，并提出了一种压水堆燃料污垢致轴向功率便宜（Crud Induced Power Shift，CIPS）风险评估方法[12]。胡艺嵩等[13]研究了注锌对压水堆锆合金表面污垢的影响。美国电力研究院建立了燃料污垢沉积和生长过程模型[14]。多位学者还通过实验测量因科镍600、因科镍690、304不锈钢[15]、316不锈钢[16-17]等核电主要金属材料的腐蚀动力学数据，预测核电站长期运行时金属材料腐蚀产物向冷却剂中的释放量。实验大多情况下只能测量材料的腐蚀速率，释放速率需要根据核电厂运行数据进行估算和标定，经验性较强。本文提出了一种核电金属材料腐蚀释放模型，基于实验测量的腐蚀速率，结合金属氧化物体积比（Pilling-Bedworth Ratio，PBR）假设[18]，对金属材料的释放速率进行了量化，并与实验数据进行对比，结果验证了该模型的科学性及合理性。

1 模型介绍

1.1 模型假设

在一回路水环境下，金属部件与高温水反应，在表面形成氧化层。释放到冷却剂中的腐蚀产物沉积到金属表面，形成沉积层。汪家梅等[19]通过实验观测到不锈钢氧化层主要成分为$NiCr_2O_4$、$FeCr_2O_4$和Fe_3O_4；段振刚等[20]通过实验观测到因科镍690合金氧化层主要成分为$NiCr_2O_4$。基于此，本模型假设镍基合金（如因科镍600、因科镍690）氧化层成分为$NiCr_2O_4$，铁基合金（如304不锈钢、316不锈钢）氧化层成分为$NiCr_2O_4$、$FeCr_2O_4$和Fe_3O_4。

由于离子扩散能力[21]满足$Fe^{2+}>Ni^{2+}>Cr^{3+}$，而铁基合金氧化层中存在Fe，说明铁基合金的Fe没有完全释放到冷却剂中，比Fe扩散能力更弱的Ni、Cr更无法扩散通过氧化层释放到冷却剂中。同理，对镍基合金，可假设所有被腐蚀的Fe都释放到冷却剂中，扩散能力更弱的Ni、Cr，一部分留在氧化膜中，另一部分则扩散通过氧化层释放到冷却剂中。

Ni、Fe、Cr是反应堆腐蚀产物的主要来源，而核电站运行时还检测到了^{60}Co、^{54}Mn等核素。由于Co、Mn相对Ni、Fe、Cr属于微量元素，因此，本模型假设所有被腐蚀的Co、Mn元素都会释放到冷却剂中。

金属单质被腐蚀后形成氧化物，其体积变化可用PBR表示。通常，如果PBR<1，则氧化膜太薄，无保护性；PBR>2，氧化膜容易剥落；1<PBR<2，氧化膜具有保护性。对核电金属材料来说，其形成的氧化物大多具有保护性，抗腐蚀性能强，因此本模型假设被腐蚀前后的体积不变，选择PBR=1作为氧化膜有无保护性的临界值。

1.2 模型介绍

基于元素质量守恒，对单位面积被腐蚀的铁基合金可列出如下方程组：

$$\alpha_{NiCr_2O_4}=\frac{M_{NiCr_2O_4}}{M_{Ni}}\cdot x_{Ni} \tag{1}$$

$$\frac{M_{Fe}}{M_{FeCr_2O_4}}\cdot\alpha_{FeCr_2O_4}+\frac{3M_{Fe}}{M_{Fe_3O_4}}\cdot\alpha_{Fe_3O_4}+\alpha_{Fe}=x_{Fe} \tag{2}$$

$$\frac{2M_{Cr}}{M_{FeCr_2O_4}}\cdot\alpha_{FeCr_2O_4}+\frac{2M_{Cr}}{M_{NiCr_2O_4}}\cdot\alpha_{NiCr_2O_4}=x_{Cr} \tag{3}$$

$$\alpha_{Co}=x_{Co} \tag{4}$$

$$\alpha_{Mn}=x_{Mn} \tag{5}$$

式中：x_i表示某种元素在铁基合金基金属中的份额；α_i表示某种腐蚀产物的质量；i对应Fe、$NiCr_2O_4$、$FeCr_2O_4$、Fe_3O_4、Co、Mn；M表示物质的摩尔质量。

上述方程组中，α_i为需要求解的未知量，共6个，而方程个数为5个，在数学上属于超定方程，仅存在通解，无法得到唯一解[22]。基于腐蚀前后铁基合金体积不变的假设可得：

$$\frac{\alpha_{FeCr_2O_4}}{\rho_{FeCr_2O_4}}+\frac{\alpha_{NiCr_2O_4}}{\rho_{NiCr_2O_4}}+\frac{\alpha_{Fe_3O_4}}{\rho_{Fe_3O_4}}=\frac{1}{\rho_{ss}} \tag{6}$$

式中：ρ_i表示氧化物的密度；i对应$NiCr_2O_4$、$FeCr_2O_4$、Fe_3O_4；ρ_{ss}表示铁基合金的密度。

联立式（1）~（6），可基于6个方程求解6个未知量，方程组存在唯一解，由此可得铁基合金释放到冷

却剂中的腐蚀产物质量。

同理，对单位面积被腐蚀的镍基合金可列出如下方程组：

$$\frac{M_{\mathrm{Ni}}}{M_{\mathrm{NiCr_2O_4}}} \cdot \alpha'_{\mathrm{NiCr_2O_4}} + \alpha'_{\mathrm{Ni}} = x'_{\mathrm{Ni}} \tag{7}$$

$$\frac{2M_{\mathrm{Cr}}}{M_{\mathrm{NiCr_2O_4}}} \cdot \alpha'_{\mathrm{NiCr_2O_4}} + \alpha'_{\mathrm{Cr}} = x'_{\mathrm{Cr}} \tag{8}$$

$$\alpha'_{\mathrm{Co}} = x'_{\mathrm{Co}} \tag{9}$$

$$\alpha'_{\mathrm{Mn}} = x'_{\mathrm{Mn}} \tag{10}$$

$$\alpha'_{\mathrm{Fe}} = x'_{\mathrm{Fe}} \tag{11}$$

$$\frac{\alpha'_{\mathrm{NiCr_2O_4}}}{\rho_{\mathrm{NiCr_2O_4}}} = \frac{1}{\rho_{\mathrm{Inconel}}} \tag{12}$$

式中：上标“′”表示镍基合金，与铁基合金区分；ρ_{Inconel}表示镍基合金的密度；x'_i表示某种元素在镍基合金基金属中的份额；α'_i表示某种腐蚀产物的质量；j对应Ni、Fe、Cr、$NiCr_2O_4$、Co、Mn；M表示物质的摩尔质量。

对镍基合金，同样是基于6个方程求解6个未知量，方程组存在唯一解。由此可得镍基合金释放到冷却剂中的腐蚀产物质量。

2 模型验证

本节基于因科镍690合金的实验数据对腐蚀释放模型进行验证。

2.1 实验简介

党莹等[21]在模拟核电厂水质环境的设备中，采用动水腐蚀回路研究了3种因科镍690的均匀腐蚀性能及氧化膜特性，实验温度325 ℃，实验压力15.6 MPa，pH为6.9~7.4，实验时间共4 000 h。该实验的核心是质量守恒，即：腐蚀量=释放量+留在氧化层中的量。对每种金属元素都可列出如下的方程：

$$R_k = x_k \cdot C_k - f_k \cdot (C_k - R_k) \tag{13}$$

式中：下标k表示元素种类；x表示某种元素在合金中的份额；R表示释放量；C表示腐蚀量；f表示残留在氧化层中腐蚀产物的份额。

通过测量腐蚀速率、释放速率和氧化层中金属元素含量，实验人员可得到各种金属元素释放到冷却剂中的量。根据参考文献[21]得到的腐蚀释放动力学数据，如表1所示。

表1 因科镍690合金的腐蚀释放动力学实验数据
Table 1 Corrosion release experimental data of Inconel 690

		时间 Time / h				
		1 000	1 500	2 000	3 000	4 000
第一组 Group one	腐蚀速率 Corrosion rate / mdm	4.05	2.96	2.98	2.22	2.00
	释放速率 Release rate / mdm	1.52	1.04	1.20	1.19	0.89
第二组 Group two	腐蚀速率 Corrosion rate / mdm	5.05	3.50	3.24	2.59	2.11
	释放速率 Release rate / mdm	2.79	1.44	1.36	1.27	1.02
第三组 Group three	腐蚀速率 Corrosion rate / mdm	3.16	2.66	2.11	2.25	1.84
	腐蚀速率 Release rate / mdm	0.98	1.03	0.95	0.96	0.80

注：mdm为mg/(dm^2·month)的缩写
Note: mdm is an acronym for mg/(dm^2·month)

2.2 模型验证结果

对表1所列数据按时间积分，得到单位面积释放量随时间变化的趋势，如图1所示。

将表1中的腐蚀速率作为已知参数，采用本文提到的模型计算因科镍690释放量，并与实验值进行对比，验证结果如图2~4所示，实验值减去计算值的相对偏差（实验值减去计算值的差值除以实验值）如表2所示。

从验证结果分析可知，实验结果与模型计算结果相对平均偏差约为23%。计算值与实验值的相对偏差随着时间增加逐渐减小且趋于稳定。对于核电材料腐蚀性能，一般关注其长期行为，短期内虽然模型偏差相对较大，但长期来看是逐渐减小且趋于稳

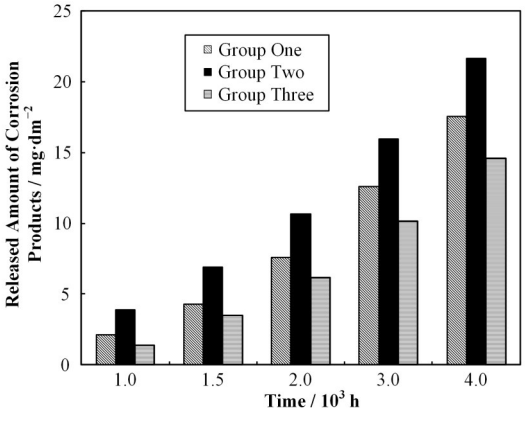

图1 因科镍690合金腐蚀产物释放量随时间的变化趋势
Fig.1 Tendency of released amount of corrosion products over time considering Inconel 690

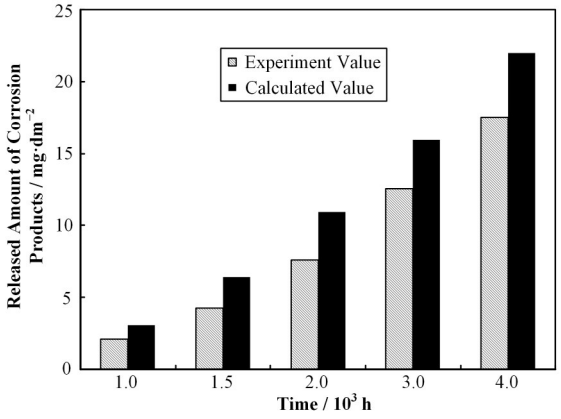

图2 腐蚀释放模型验证结果(第一组)
Fig.2 Verification result of corrosion release model (group one)

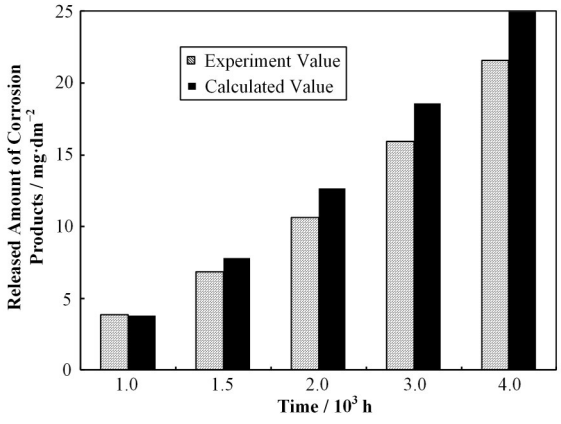

图3 腐蚀释放模型验证结果(第二组)
Fig.3 Verification result of corrosion release model (group two)

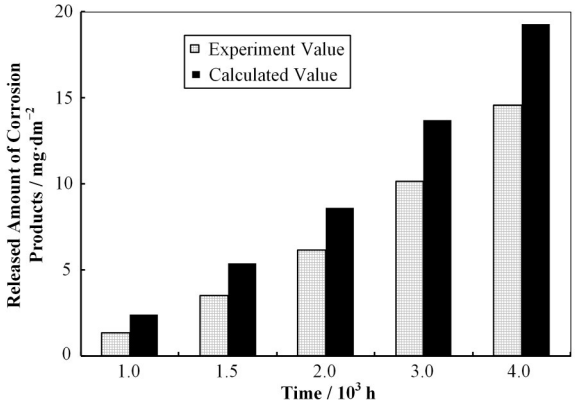

图4 腐蚀释放模型验证结果(第三组)
Fig.4 Verification result of corrosion release model (group three)

定的。另一方面,对于核电工程应用来说,该模型计算值比实验值稍偏大,尤其是长期效应下,对于工程应用来说是保守的。总体上,该腐蚀释放模型计算结果与实验值趋势相同,结果合理,可用于保守定量分析核电金属材料腐蚀产物释放情况。

表2 腐蚀释放实验值与模型计算值的相对偏差
Table 2 Relative deviations of experimental and calculated data

组别 Group	实验时间 Experimental time / h	相对误差 Relative error / %
1	1 000	−31.08
1	1 500	−33.38
1	2 000	−30.36
1	3 000	−21.28
1	4 000	−20.45
2	1 000	−1.45
2	1 500	−11.75
2	2 000	−16.06
2	3 000	−14.13
2	4 000	−13.39
3	1 000	−43.05
3	1 500	−35.15
3	2 000	−28.53
3	3 000	−25.97
3	4 000	−24.29
平均偏差 Relative deviation	—	~ −23

2.3 PBR敏感性分析

由于核电金属材料具有较强的抗腐蚀性能,本模型假设被腐蚀前后的体积不变,选择PBR=1作为氧化膜有无保护性的临界值,且经实验值与模型计算的验证表明,该假设是合理的。

为进一步证明PBR选择的合理性,考虑到第二组实验数据腐蚀释放速率最大,腐蚀释放产量最多,对该组数据进行不同PBR的敏感性分析。分别取PBR=0.5、1、1.5、2,计算结果如表3所示。

表3 基于第二组实验数据的不同PBR数值的敏感性分析
Table 3 Sensitivity study of PBR value based on group two data

实验时间 Experimental time / h	腐蚀产物释放量 The amount of corrosion product released / mg·dm^{-2}			
	PBR=0.5	PBR=1	PBR=1.5	PBR=2
1 000	5.42	3.82	4.14	4.58
1 500	11.05	7.79	8.44	9.35
2 000	18.00	12.69	13.75	15.23
3 000	26.33	18.57	20.12	22.28
4 000	35.39	24.95	27.03	29.93

由表3可知,当PBR=1时,相比其他分析结果,其腐蚀释放速率是最小,腐蚀产物释放量最少,这表明材料的抗腐蚀能力强,与PBR的基础理论一致。因此,选择PBR=1作为模型假设是合理的。

4 结语

本文介绍了一种基于PBR假设的核电金属材料腐蚀释放模型，并基于因科镍690实验数据对该模型进行了验证。结果表明：此模型具有科学性、合理性，可保守定量分析核电金属材料腐蚀产物释放情况，为压水堆核电厂反应堆腐蚀产物的沉积行为分析奠定了基础。主要结论如下：

1）假设镍基合金氧化层成分为$NiCr_2O_4$，铁基合金氧化层成分为$NiCr_2O_4$、$FeCr_2O_4$和Fe_3O_4，结合PBR理论量化核电金属材料腐蚀产物释放行为的分析方法，具有合理性。

2）基于核电金属材料的较强抗腐蚀性能，本模型假设PBR=1，敏感性分析表明，该假设是合理的。

3）模型验证结果表明：实验值与计算值相对平均偏差约为23%，模型计算趋势与实验值一致，随着时间增加，材料的腐蚀释放速率将趋于平稳并几乎不再增长，可为评估压水堆材料的腐蚀行为提供设计参考，保守定量分析核电金属材料的腐蚀释放行为。

4）本文提出的腐蚀释放模型，可分析核电金属材料主要腐蚀产物，但无法分析微量元素，如钙、镁、铝、硅等，根本原因是该模型能够容纳的未知数有限，容易产生超定方程组，数值上仅能得到通解，无法得到唯一解，对于微量元素的腐蚀产物沉积还需要再行研究。

作者贡献声明 李昌莹负责复试释放模型方案的提出，总体指导模型开发和验证；金德升负责腐蚀释放模型的计算和验证，论文起草；毛玉龙负责技术指导，论文审查。

参考文献

1 Tsai T L, Su T Y, Wang T Y, *et al*. Characterization of crud deposited on fuel rods under HWC environment in Kuosheng Nuclear Power Plant[J]. Nuclear Science and Techniques, 2016, **27**: 1. DOI: 10.1007/s41365-016-0013-x.

2 Yoo J, Lee S W, Park Y J, *et al*. Implementation of the crud layer model into the space code[C]//Transactions of the Korean Nuclear Society Virtual Spring Meeting. South Korea, 2020.

3 Frattini P L, Blok J, Chauffriat S, *et al*. Axial offset anomaly: coupling PWR primary chemistry with core design[J]. Nuclear Energy, 2001, **40**(2): 123 – 135. DOI: 10.1680/nuen.40.2.123.39952.

4 Riess R. Chemistry experience in the primary heat transport circuits of kraftwerk union pressurized water reactors[J]. Nuclear Technology, 1976, **29**(2): 153 – 159. DOI: 10.13182/nt76-a31574.

5 Maeng W Y, Choi B S, Min D K, *et al*. The status of AOA in Korean PWR and a study on the CRUD deposition on cladding surface[C]//2009 Spring Meeting of the KNS. South Korea, 2009.

6 Yeon J W, Jung Y, Pyun S I. Deposition behaviour of corrosion products on the Zircaloy heat transfer surface [J]. Journal of Nuclear Materials, 2006, **354**(1 – 3): 163 – 170. DOI: 10.1016/j.jnucmat.2006.03.017.

7 Sawicki J A. Evidence of Ni_2FeBO_5 and m-ZrO_2 precipitates in fuel rod deposits in AOA-affected high boiling duty PWR core[J]. Journal of Nuclear Materials, 2008, **374**(1 – 2): 248 – 269. DOI: 10.1016/j. jnucmat. 2007.08.014.

8 杨萍, 汤春桃. AP1000核电厂首循环CIPS风险评价[J]. 核科学与工程, 2012, **32**(3): 284 – 288.
YANG Ping, TANG Chuntao. CIPS risk analysis for AP1000 PWR first cycle[J]. Nuclear Science and Engineering, 2012, **32**(3): 284 – 288.

9 Doncel N, Chen J X, Deshon J. Water chemistry influence on AOA, phase 3 of the Spanish experiment at STUDSVIK[C]//Proceedings of the 2007 International LWR Fuel Performance Meeting. San Francisco, USA, 2007.

10 Doncel N, Chen J, Gillén P, *et al.* On the role of nickel deposition in a CIPS occurrence in PWR[C]//Proceedings of the International Conference "Water Chemistry of Nuclear Reactor Systems". Berlin, Germany, 2008.

11 蒙舒祺, 胡艺嵩, 阮天鸣. 镍铁对压水堆锆合金表面污垢形成及硼析出的影响研究[J]. 核技术, 2022, **45**(6): 060602. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2022.hjs.45.060602.
MENG Shuqi, HU Yisong, RUAN Tianming. Impact of nickel and iron on PWR zirconium alloy surface CRUD formation and boron precipitation[J]. Nuclear Techniques, 2022, **45**(6): 060602. DOI: 10.11889/j. 0253-3219.2022. hjs.45.060602.

12 蒙舒祺, 胡艺嵩, 李昌莹, 等. 一种压水堆CIPS风险评估方法[J]. 核技术, 2021, **44**(9): 090601. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2021.hjs.44.090601.
MENG Shuqi, HU Yisong, LI Changying, *et al*. A CIPS risk evaluation methodology applicable for PWR[J]. Nuclear Techniques, 2021, **44**(9): 090601. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2021.hjs.44.090601.

13 胡艺嵩, 毛玉龙, 胡友森, 等. 注锌对压水堆锆合金表面

污垢的影响研究[J]. 核技术, 2022, **45**(9): 090604. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2022.hjs.45.090604.
HU Yisong, MAO Yulong, HU Yousen, *et al*. Effect of Zinc injection on the surface CRUD of PWR zirconium alloy[J]. Nuclear Techniques, 2022, **45**(9): 090604. DOI: 10.11889/j.0253-3219.2022.hjs.45.090604.

14 Deshon J. Modeling PWR fuel corrosion product deposition and growth process[R]. 1011743, USA: Electric Power Research Institute, 2005.

15 Liu X H, Wu X Q, Han E H. Influence of Zn injection on characteristics of oxide film on 304 stainless steel in borated and lithiated high temperature water[J]. Corrosion Science, 2011, **53**(10): 3337 – 3345. DOI: 10.1016/j.corsci.2011.06.011.

16 海正银, 辛长胜, 王辉. 冷却剂加锌对核电结构材料腐蚀行为的影响[J]. 稀有金属材料与工程, 2019, **48**(2): 683 – 687.
HAI Zhengyin, XIN Changsheng, WANG Hui. Corrosion behavior of nuclear structural materials in Zn-added coolant[J]. Rare Metal Materials and Engineering, 2019, **48**(2): 683 – 687.

17 姜苏青. 注锌对压水堆核电站一回路结构材料腐蚀行为影响的研究[D]. 上海: 上海交通大学, 2011.
JIANG Suqing. The effects of zinc injection on corrosion behaviors of PWR primary loop structural materials[D]. Shanghai: Shanghai Jiao Tong University, 2011.

18 Xu C H, Gao W. Pilling-Bedworth ratio for oxidation of alloys[J]. Materials Research Innovations, 2000, **3**(4): 231 – 235. DOI: 10.1007/s100190050008.

19 汪家梅, Farzin Arjmand, 杜东海, 等. 压水堆一回路主管道316L不锈钢的电化学腐蚀行为[J]. 工程科学学报, 2017, **39**(9): 1355 – 1363. DOI: 10.13374/j. issn2095-9389.2017.09.008.
WANG Jiamei, Farzin Arjmand, DU Donghai, *et al*. Electrochemical corrosion behaviors of 316L stainless steel used in PWR primary pipes[J]. Chinese Journal of Engineering, 2017, **39**(9): 1355 – 1363. DOI: 10.13374/j. issn2095-9389.2017.09.008.

20 段振刚, 杜东海, 王力, 等. 690合金和800合金在含锌PWR一回路水中的均匀腐蚀行为研究[J]. 腐蚀科学与防护技术, 2014, **26**(3): 218 – 222. DOI: 10.11903/1002.6495.2013.195.
DUAN Zhengang, DU Donghai, WANG Li, *et al*. General corrosion behavior of alloy 690 and alloy 800 in Zn containing PWR primary water[J]. Corrosion Science and Protection Technology, 2014, **26**(3): 218 – 222. DOI: 10.11903/1002.6495.2013.195.

21 党莹, 林震霞, 潘小强, 等. Inconel-690合金在核电厂水质环境中的均匀腐蚀性能研究[J]. 核动力工程, 2016, **37**(3): 61 – 65. DOI: 10.13832/j.jnpe.2016.03.0061.
DANG Ying, LIN Zhenxia, PAN Xiaoqiang, *et al*. Research on uniform corrosion of inconel 690 alloy for stream generator in nuclear plant water environment[J]. Nuclear Power Engineering, 2016, **37**(3): 61 – 65. DOI: 10.13832/j.jnpe.2016.03.0061.

22 同济大学应用数学系. 高等数学[M]. 第五版(上册). 北京: 高等教育出版社, 2002.
Department of Applied Mathematics, Tongji University. Advanced mathematics[M]. 5th Ed (Vol. 1). Beijing: Higher Education Press, 2002.