

核电厂一回路异物打捞工作辐射防护

谢卫平 赵喜寰 陈 晔 陈全利 刘胜龙

(江苏核电有限公司 连云港 222000)

摘要 核电厂一回路的异物随着冷却剂进入到堆芯被活化,活化后的异物具有很高的放射性,而这些高放射性的异物往往容易沉积在一回路相关设备内。针对一回路异物打捞工作容易造成工作人员受到超剂量照射的问题,设计了专用转运屏蔽装置、高放废物贮存容器、转运区域隔离管控要求,可以有效降低异物转运和贮存时对周围区域辐射水平的影响,确保工作人员的辐射安全。经验证,异物活化的理论计算结果与现场实测辐射水平基本一致,理论计算结果可为异物打捞工作的辐射防护工作方案、人员防护措施制定提供理论指导。

关键词 核电厂, 异物, 腐蚀活化, 剂量率, 辐射防护, 打捞

中图分类号 TL77

DOI: 10.11889/j.1000-3436.2022-0076

引用该文:

谢卫平, 赵喜寰, 陈晔, 等. 核电厂一回路异物打捞工作辐射防护[J]. 辐射研究与辐射工艺学报, 2023, 41(03): 030601. DOI: 10.11889/j.1000-3436.2022-0076.

XIE Weiping, ZHAO Xihuan, CHEN Hao, *et al.* Radiation protection for foreign body salvage work in primary of nuclear power plant[J]. Journal of Radiation Research and Radiation Processing, 2023, 41(03): 030601. DOI: 10.11889/j.1000-3436.2022-0076.



Radiation protection for foreign body salvage work in primary of nuclear power plant

XIE Weiping ZHAO Xihuan CHEN Hao CHEN Quanli LIU Shenglong

(Jiangsu Nuclear Power Co. Ltd., Lianyungang 222000, China)

ABSTRACT The foreign materials in primary of nuclear power plant are activated with the coolant into the core, and the activated foreign materials are highly radioactive, while these highly radioactive foreign materials are often easily deposited in the primary related equipment. Hence, operators are frequently overexposed to radiation during foreign body salvage work in primary systems. Special transfer shielding devices, high discharge waste storage containers, and transfer area isolation control are designed to effectively reduce the impact of foreign body transfer and storage on the radiation level of the surrounding area and to ensure the radiation safety of the staff. Theoretical calculations of foreign body activation are consistent with the measured on-site radiation levels and can be used to guide the radiation protection work plan and personnel protection measures during foreign body salvage work.

KEYWORDS Nuclear power plants, Foreign objects, Corrosion activation, Dose rate, Radiation protection, Salvage

CLC TL77

第一作者: 谢卫平,男,1987年3月出生,高级工程师/高级技师,2010年7月于南华大学获学士学位,主要从事辐射监测、辐射防护设计、辐射安全监督工作方向,E-mail: xieweiping2008@163.com.

收稿日期: 初稿 2022-08-01; 修回 2022-09-07

First author: XIE Weiping (male) was born in March 1987, senior engineer/senior technician, and obtained his bachelor's degree from University of South China in July 2010, mainly engaged in radiation monitoring, radiation protection design, radiation safety supervision, E-mail: xieweiping2008@163.com

Received 01 August 2022; accepted 07 September 2022

压水堆堆内构件或一回路冷却剂系统表面的腐蚀产物经反应堆冷却剂载运到堆芯，在堆芯被中子轰击而活化(也有先活化后腐蚀)，从而形成一回路冷却剂中的活化腐蚀产物。这些产物以可溶、胶质或不溶解颗粒形式存在，随后沉积于堆芯和堆芯以外的一回路相关系统的内表面^[1]。

一回路冷却剂中主要的活化腐蚀产物有⁵⁴Mn、⁵⁹Fe、⁵¹Cr、⁵⁸Co、⁶⁰Co、¹¹⁰Ag*、¹²²Sb和¹²⁴Sb等^[2]。活化腐蚀产物沉积在堆芯以外的一回路相关系统内表面，这也是核电厂辐射剂量的主要来源^[3]。根据国内外压水堆(PWR)核电站的运行经验和数据统计，大修期间的集体剂量约占总集体剂量的80%^[4]。其中，检修作业场所80%~90%的辐射场是由活化腐蚀产物造成的^[5-6]。对一回路腐蚀活化产物的迁移和沉积规律进行研究^[7-8]，是开展异物打捞源项计算的基础。段游等^[9]、彭恭斌等^[10]、刘志光^[11]对核电厂异物管理进行了研究并分享了相关研究成果。本文以核电厂一回路异物打捞工作为研究对象，通过分析打捞工作的辐射风险，提出相应的辐射防护设计方案，确保作业人员的辐射安全。

1 核电厂一回路异物简介

1.1 异物来源

核电厂一回路系统设备的异物主要来源于4个方面：系统设备在制造、安装和检修过程中由于防异物措施管控不到位，使异物进入到系统设备内；系统设备零部件在运行过程中脱落或损伤导致在系统设备内形成异物；系统设备在运行过程中被磨损、腐蚀后形成异物；在设备内进行切割、打磨，相关残渣清理不完全形成异物，如水-水高能反应堆(VVER)机组辐照监督样的切割^[12]。随着核电厂防异物管控措施的规范化，从外部引入异物的事件基本上得到有效控制，但随着机组运行时间的增加，来自于系统设备内部的异物风险将逐渐增大。

1.2 异物活化机理

系统内的异物是否能被活化与其所停留的位置密切相关，其活化后的放射性大小与所处位置的中子通量密度有关。腐蚀产物的活化特性相对复杂。在研究腐蚀产物的活化时重点需要考虑的因素有：(1)结构材料的腐蚀和腐蚀释放；(2)冷

却剂中颗粒的形成和溶解；(3)由于沉积和结晶而形成的沉积物；(4)表面沉积物的溶解和侵蚀；(5)分散相和溶解相在冷却剂中的输送；(6)腐蚀产物的活化；(7)沉积物外层和内氧化层中包含的活化产物^[13]。腐蚀产物的理化转化机理见图1。

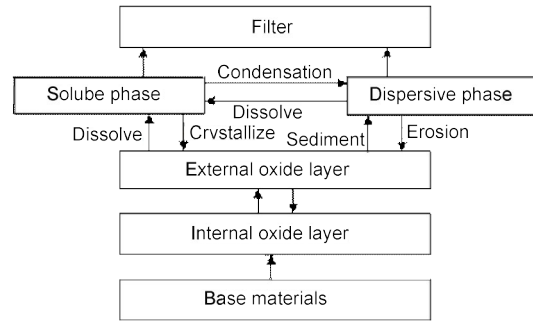


图1 腐蚀产物的理化转化机理过程图
Fig.1 Physical and chemical transformation process of corrosion products

腐蚀产物的颗粒由于沉积物表面层侵蚀而进入到冷却剂中，并从腐蚀产物过饱和的冷却剂结晶中析出；在中子通量的作用下，表面沉积物和冷却剂中的腐蚀产物被活化；由于颗粒沉积和可溶相结晶过程，活化腐蚀产物沉积在设备表面。

1.3 异物危害

异物进入到堆芯或一回路系统内被活化，增加了一回路系统设备的放射性源项^[14]，导致相关区域的辐射水平升高，同时异物对核电厂的安全稳定运行也构成了一定的威胁。因此，核电厂制定了严密的异物打捞(吸尘)工作文件和辐射防护控制文件。

2 异物活化及辐射水平计算

2.1 活化计算方法

结合放射性衰变计算、活化计算等，非放射性靶原子核所产生的活化质量比活度为式(1)。

$$A_{pm}(t) = \frac{\lambda_p}{\lambda_p + \sigma_p \Phi_b} \cdot \frac{N_A \cdot P_m}{A_m} \sigma_m \Phi [1 - e^{-(\lambda_p + \sigma_p \Phi_b)t}] \quad (1)$$

或者为式(2)。

$$A_{pm}(t) = \frac{N_A \cdot P_m}{A_m} \sigma_m \Phi (1 - e^{-\lambda_p t}) \quad (2)$$

式中： $A_{pm}(t)$ 为单位质量靶材料的放射性核素的活

度, Bq/g; t 为辐照时间, s; N_A 为阿弗加得罗常数; A_m 为靶材料的质量数; P_m 为靶材料的质量份额; λ_p 为衰变常数, s^{-1} ; σ_m 为靶原子核的微观活化截面, 10^{-24} cm^2 ; Φ 为辐照中子通量密度, $\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$; σ_p 为活化所生成放射性核的微观“消耗”截面, 10^{-24} cm^2 ; Φ_b 为“消耗”活化所生成放射性核的中子通量密度, $\text{cm}^{-2}\cdot\text{s}^{-1}$ 。

在核电厂的腐蚀活化产物中, λ_p 远大于 $\sigma_p\phi_b$, 因此主要按照式(2)计算。从式(2)可以得出: (1) $(1 - e^{-\lambda_p t})$ 为靶原子核活化质量比活度的饱和因子, 当辐照时间达到5个半衰期以上时, 近似地看成活化放射性达到饱和值; (2)当辐照时间小于活化生成放射性核素的1个半衰期时, 活化放射性质量比活度与辐照时间近似呈线性关系。

2.2 活化产物剂量率计算方法

核电厂的异物一般尺寸都较小, 在打捞工作计算辐射水平时近似看成是点源, 某种放射性核素点源周围吸收剂量率为式(3)。

$$\dot{D} = \frac{A \cdot \Gamma_D}{r^2} \quad (3)$$

式中: \dot{D} 为吸收剂量率, Gy/h; A 为放射性活度, Bq; Γ_D 为吸收剂量率常数, $\text{Gy}\cdot\text{s}\cdot\text{m}^2/\text{h}$; r 为离点状源的距离, m。

3 异物打捞工作辐射风险

核电厂通常使用水下真空装置吸取活化异物, 这些异物的剂量率水平可达到Sv级, 工作人员极易受到大剂量照射。一回路异物打捞工作辐射风险见表1。

表1 一回路异物打捞工作辐射风险
Table 1 Radiation risk of foreign body salvage operation in one-loop

作业关键点 Assignment key points	辐射风险 Radiation risk	解决措施 Solution measures
异物出水 Foreign body out of the water	异物失去水体的屏蔽作用, 附近区域的辐射水平会快速上升 The foreign body loses the shielding effect of the water body and the radiation level in the nearby area will rise rapidly	设计专用的转运屏蔽装置 Design of special transit shields
异物转运 Foreign body transfer	转运过程会导致附近区域的辐射水平升高 The transshipment process can lead to elevated radiation levels in the immediate area	划定转运隔离区域 Delineate the transfer isolation area
异物贮存 Foreign body storage	异物导入至贮存容器后, 会造成贮存容器附近的辐射水平升高 storage container will cause an increase in radiation levels in the vicinity of the storage container	设计高放废物贮存容器 Design of high discharge waste storage containers

4 异物打捞工作辐射防护设计

本文涉及的专用转运屏蔽装置、高放废物贮存容器是以VVER机组为例, 再结合工作实践和一回路相应的源项进行屏蔽设计, 同时为了考虑设计的安全裕量, 在设计屏蔽计算时都采用理想的各向同性点源。除此之外, 为了有效降低异物转运过程不对附近区域工作人员造成额外的受照剂量, 还从辐射防护管理的角度对转运隔离区域进行了设计。

4.1 专用转运屏蔽装置设计

专用转运屏蔽装置设计的重点需要考虑与异物打捞装置的匹配性、对放射性异物的屏蔽效果、异物导入贮存容器的安全性等方面。因此, 将屏

蔽装置入口设计成喇叭口状, 且尺寸大小与异物打捞吸取装置的接口尺寸进行匹配, 便于吸取装置快速定位并将打捞的异物转移至专用转运屏蔽装置内; 装置整体结构外包装不锈钢, 在箱体、端塞和底座设计了厚度为50.8 mm的铅屏蔽层, 同时在容器底部设计可打开的铜质底板并配备屏蔽底座, 容器和底座连接固定后对底部位置进行屏蔽。专用转运屏蔽装置设计见图2。

通过图2设计, 可将箱体外的剂量率水平从Sv级降低至 10^{-3} Sv级, 确保转运和操作人员的辐射安全; 除此之外, 专用转运屏蔽装置的滤芯采取插销固定的方式, 工作人员可以通过系于插销上的细绳实现远距离操作, 滤芯在重力的作用下即可落入至贮存容器内。

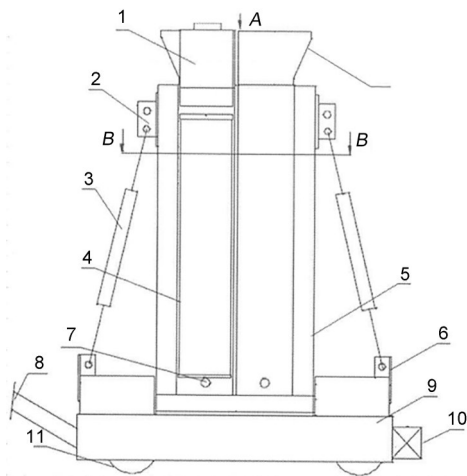


图2 专用转运屏蔽装置设计图

- 1. 端塞; 2. 吊耳固定扣; 3. 链条连接扣; 4. 滤芯; 5. 箱体;
- 6. 底座固定扣; 7. 插销; 8. 推拉手柄; 9. 底座; 10. 刹车;
- 11. 移动轮子; 12. 喇叭口

Fig. 2 Design of special transfer shielding device

- 1. Head plugs; 2. Lug fixing buckle; 3. Chain link buckle; 4. Filter cartridge;
- 5. Cabinet; 6. Base fixing buckle; 7. Latch; 8. Push-pull handle;
- 9. Pedestal; 10. Brake; 11. Mobile wheels; 12. Flared shape

4.2 转运隔离区域设计

在进行异物出水和转运期间，附近区域的辐射水平通常会上升，容易造成作业人员受到额外的剂量照射，甚至出现超剂量照射事件。在辐射防护实践中，隔离区域边界处的剂量率一般按照相应辐射分区上限值的50%进行控制。因此，一回路打捞的异物在出水和转运期间需要结合其接触剂量率水平制定相应的管控区域范围和管控要求，确保工作人员的辐射安全。核电厂一回路打捞异物出水和转运期间隔离区域管控要求见表2。

表2 核电厂一回路打捞异物出水和转运期间隔离区域管控要求

Table 2 Nuclear power plant first circuit salvage foreign body out of water and transfer during the isolation area control requirements

专用转运屏蔽装置接触剂量率 Posure dose rate	隔离区域范围和管控要求 Isolation area scope and control requirements
$H^* \leq 200$ Sv/h	对2 m内的影响范围进行隔离, 隔离区域内无关人员进行清场 Isolation of the impact area within 2 meters, the isolation of the area of irrelevant personnel to clear the field
$200 < H^* \leq 600$ Sv/h	对3 m内的影响范围进行隔离, 隔离区域内无关人员进行清场 Isolation of the impact area within 3 meters, the isolation of the area of irrelevant personnel to clear the field
$600 < H^* \leq 1\ 000$ Sv/h	对反应堆大厅进行隔离, 隔离区域内无关人员进行清场 Isolation of the reactor's hall and clearing of extraneous personnel in the isolation area
$H^* > 1\ 000$ Sv/h	禁止出水, 需要制定专门的处理方案(如先放至乏燃料水池内等) Prohibit the discharge of water and require a special treatment plan (e.g., first release into the spent fuel pool, etc.)

4.3 高放废物贮存容器设计

专用转运屏蔽装置只作为打捞异物的转运容器，相关异物最终都需要转移至高放废物容器内进行贮存。在进行高放废物容器的设计中，不仅需要考虑辐射安全问题，还要兼顾后续废物外运处置的相关问题，尤其需要重点关注屏蔽效果、放射性废物贮存的增容比、放射性废物运输剂量率限值^[15]等问题。结合工作实践，设计了一种贮存容器和附加屏蔽套的组合方式。高放废物贮存容器和附加屏蔽套见图3、4。

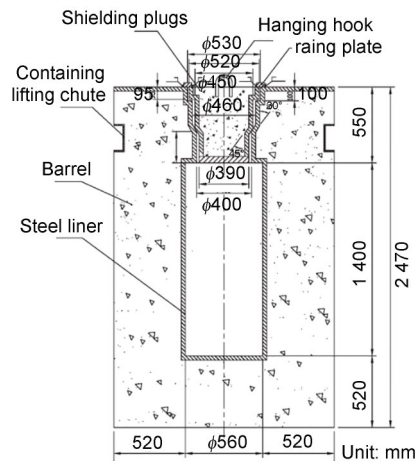


图3 高放废物贮存容器示意图

Fig. 3 schematic diagram of the high discharge waste storage container

高放废物贮存容器整体使用钢筋混凝土浇筑，混凝土密度 $\geq 3\ 600$ kg/m³，厚度为520 mm；同时在贮存容器内的钢衬里、上表面钢板、塞盖衬板及

环板均为 15 mm 的不锈钢；除此之外，为了确保贮存容器整体的屏蔽效果，在起吊槽内侧采用屏蔽板来补偿局部屏蔽层的减薄。附加屏蔽套的材料为碳钢，密度为 7.8 t/m³，厚度为 140 mm。贮存容器和附加屏蔽套的屏蔽减弱倍数见表 3。

从表 3 可以看出，贮存容器的屏蔽减弱倍数为 1.4×10³ 倍，如果贮存容器和附加屏蔽套组合使用，则其屏蔽减弱倍数将达到 2.7×10⁵ 倍。贮存容器和附加屏蔽套的组合设计，可以有效降低高放废物贮存时对附近区域辐射水平的影响，满足核电厂关于放射性废物现场贮存的相关管控要求。同时，通过这种组合方式也可以减少贮存容器所需要的屏蔽层厚度。假设高放废物贮存容器在现场暂存一年，则 ⁵¹Cr、⁵⁹Fe 和 ⁵⁸Co 都将至少经过 5 个半衰期，这些核素在衰变后的剂量率贡献几乎可以忽

略不计。除此之外，使用贮存容器和附加屏蔽套的组合方式，还将大大减少废物贮存增容比，为吊装、厂外运输和减少废物包的体积有突出优点。

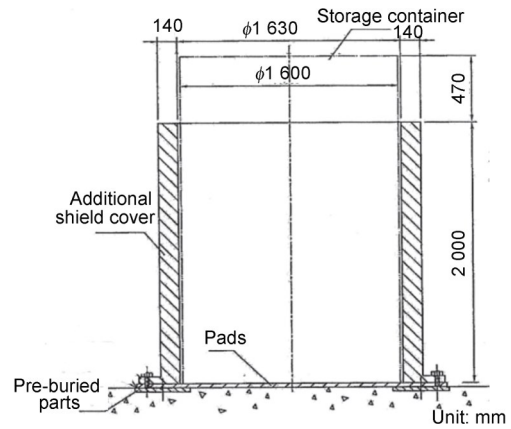


图 4 附加屏蔽套示意图
Fig. 4 Schematic diagram of additional shielding sleeve

表 3 贮存容器和附加屏蔽套的屏蔽减弱倍数
Table 3 Shielding attenuation multiplier for storage containers and additional shielding sleeves

设备 Equipment	屏蔽层厚度 Shield thickness / cm	屏蔽材料 Shielding materials	等效混凝土厚度 Equivalent concrete thick- ness / cm	减弱倍数 Weakening multiplier
贮存容器 Storage containers	52	钢筋混凝土 Reinforced concrete	79.7	1.4×10 ³
附加屏蔽套 Additional shielding sleeve	14	碳钢 Carbon Steel	46.5	2.696×10 ⁵
贮存容器+附加屏蔽套 Storage container + additional shielding sleeve	52+14	钢筋混凝土+碳钢 Reinforced concrete + carbon steel	126.2	2.7×10 ⁵

4.4 实施效果

4.4.1 辐射水平验证

对打捞工作理论计算和实测值进行了对比验证，结果见表 4。

从表 4 可以看出，打捞的异物如果不使用专用转运屏蔽装置、高放废物贮存容器，其对周围环境剂量率影响较大，会增加相关作业人员的受照剂量。同时，理论计算值与实测值能够较好地吻合，说明辐射防护设计方案符合现场实际，可以有效确保异物打捞工作人员的辐射安全。

4.4.2 优劣势对比

本文的辐射防护设计方案，与核电厂常规的高剂量率废物贮存相比，具有如下优势：(1)通过设计专用转运屏蔽装置，使打捞的异物在出水时

对附近区域的辐射水平影响大大降低，几乎不需要对周边区域进行隔离，极大地减少了对附近相关作业的影响，避免人员受到非计划的照射剂量；(2)通过设计高放废物贮存容器和附加屏蔽套的组合方式，可以避免异物贮存后引起附近区域辐射水平上升而需要采取临时搭设脚手架和铅屏蔽工作；(3)设计高放废物贮存容器和屏蔽套的组合方式，在相同的屏蔽效果下，高放废物贮存容器的尺寸和重量更小，更便于后续的吊装、运输和处置；(4)高放废物贮存容器和屏蔽套采用的是可组合安装方式，可以实现高放废物贮存容器与屏蔽套进行分离，减少了废物送处置时的体积。

但是，该辐射防护设计方案仍存在不足，如屏蔽套采用固定安装方式，即需要有专门的场地供安装屏蔽套；屏蔽套的设计尺寸与高放废物贮

存容器是匹配的，如改变高放废物贮存容器大小，则需要重新设计屏蔽套。

表4 理论计算和实测值对比
Table 4 Comparison of theoretical calculations and measured values

接触剂量率 /(mSv·h ⁻¹) Exposure dose rate	不使用屏蔽容器1 m 处剂量率理论计算值 /(mSv·h ⁻¹) Theoretical calculation of dose rate at 1 m without shielding container	使用转运屏蔽容器剂 量率(1 m处)理论计 算值/(μSv·h ⁻¹) Theoretical calculation of dose rate (at 1 m) using transit shielding container	实测值 /(μSv·h ⁻¹) Measured value	使用高放废物容器贮 存剂量率(1 m处)理 论计算值/(μSv·h ⁻¹) Theoretical calcula- tion of dose rate (at 1 m) using high dis- charge waste contain- ers for storage	实测值 /(μSv·h ⁻¹) Measured value
1 300	13	13	11.6	9.3	8.6
>400	4	4	3.6	2.9	2.5

5 结论

(1)本文提供的辐射防护设计方案，统筹考虑了异物屏蔽效果、废物处置体积等相关因素，对同行电厂开展一回路异物打捞工作的辐射防护设计提供了参考。

(2)采用高放废物贮存容器和附加屏蔽套的组合方式，使贮存容器本身的屏蔽厚度和重量大大减少，为吊装、厂外运输及减少在处置场的占用体积有突出优点。

(3)通过以活化源项分析为基础，简化计算源项辐射水平的方法，理论计算结果与现场实际测量值基本保持一致，可以为异物打捞工作的辐射防护设计提供理论依据。

(4)以腐蚀活化源项分析为基础，简化计算源项辐射水平的方法，具有直观、简便、不借助MCNP等软件以及偏安全的特点，不仅可以计算活化源项的辐射水平和屏蔽设计，还可以为反应堆内各结构部件检修工作的辐射防护预评价和剂量预估提供参考。

作者贡献声明 谢卫平提出了本文的研究思路和论文写作；赵喜寰对研究和论文写作提供了指导；陈焱、陈全利、刘胜龙对论文的构思作出了贡献。所有作者均已阅读并认可该论文最终版的所有内容。

参考文献

1 郑彬, 卢盖. 核电站活化腐蚀产物的来源与降低[J]. 产业与科技论坛, 2018, 17(6): 55-57. DOI: 10.3969/j.issn.1673-5641.2018.06.026.

ZHENG Bin, LU Gai. Sources and reduction of activated corrosion products in nuclear power plants[J]. Industrial & Science Tribune, 2018, 17(6): 55-57. DOI: 10.3969/j.issn.1673-5641.2018.06.026.

2 范炳辰. 压水堆核电站一回路主要活化腐蚀产物及水化学控制措施[J]. 中国核电, 2020, 13(3): 356-362.

FAN Bingchen. The main activated corrosion products and water chemistry control measures in the primary coolant system of PWR[J]. China Nuclear Power, 2020, 13(3): 356-362.

3 许明霞. 压水堆一回路冷却剂活化腐蚀产物钴银锑[J]. 核安全, 2012, 11(1): 1-9. DOI: 10.16432/j.cnki.1672-5360.2012.01.011.

XU Mingxia. Major activated corrosion products cobalt, silver and antimony in the primary coolant of PWR power plants[J]. Nuclear Safety, 2012, 11(1): 1-9. DOI: 10.16432/j.cnki.1672-5360.2012.01.011.

4 陈德淦, 贺禹, 杨茂春, 等. 大亚湾核电站辐射防护和最优化(ALARA)管理体系十年的实践和经验[J]. 辐射防护, 2004, 24(3/4): 131-143. DOI: 10.3321/j.issn: 1000-8187.2004.03.002.

CHEN Degan, HE Yu, YANG Maochun, *et al.* Practice and experience of radiation protection and optimization (ALARA) management system in Daya Bay NPP during the past 10 years[J]. Radialization Protection, 2004, 24(3/4): 131-143. DOI: 10.3321/j.issn: 1000-8187.2004.03.002.

5 杨茂春, 陈德淦. 大亚湾核电站大修中职业照射控制的实践与经验[J]. 辐射防护, 2004, 24(3/4): 144-154. DOI: 10.3321/j.issn: 1000-8187.2004.03.003.

YANG Maochun, CHEN Degan. Practive and experience

- of occupational exposure control in the outages of Daya Bay nuclear power plant[J]. *Radialization Protection*, 2004, **24**(3/4): 144-154. DOI: 10.3321/j.issn:1000-8187.2004.03.003.
- 6 张勇. 核电站氧化运行及效果分析[J]. *辐射防护*, 2003, **23**(1): 55-59. DOI: 10.3321/j.issn:1000-8187.2003.01.010.
ZHANG Yong. Analysis of the oxygenation operation effects in Qinshan nuclear power plant[J]. *Radialization Protection*, 2003, **23**(1): 55-59. DOI: 10.3321/j.issn:1000-8187.2003.01.010.
- 7 韩啸, 巫小明. 核电站停堆过程中活化腐蚀产物的迁移与控制[J]. *设备管理与维修*, 2020(19): 128-130. DOI: 10.16621/j.cnki.issn1001-0599.2020.10.65.
HAN Xiao, WU Xiaoming. Migration and control of activated corrosion products during nuclear power plant shutdown[J]. *Plant Maintenance Engineering*, 2020(19): 128-130. DOI: 10.16621/j.cnki.issn1001-0599.2020.10.65.
- 8 张丽莹, 李晓静, 曾进忠, 等. 华龙一号活化腐蚀产物沉积源项评估[J]. *辐射防护*, 2019, **39**(3): 192-197.
ZHANG Liying, LI Xiaojing, ZENG Jinzhong, *et al.* Assessment of deposit source term of activated corrosion products for HPR1000 nuclear power plants[J]. *Radiation Protection*, 2019, **39**(3): 192-197.
- 9 段游, 黄伟, 周燕, 等. 核电厂工程建设机组防异物管理与实践[J]. *中国核电*, 2021, **14**(3): 382-388.
DUAN You, HUANG Wei, ZHOU Yan, *et al.* The management and practice of foreign material exclusion in nuclear power units[J]. *China Nuclear Power*, 2021, **14**(3): 382-388.
- 10 彭恭斌, 张志鹏, 柯涛, 等. 浅谈核电厂异物的探查和俘获[J]. *科技视界*, 2020(11): 148-151. DOI: 10.19694/j.cnki.issn2095-2457.2020.11.054.
PENG Gongbin, ZHANG Zhipeng, KE Tao, *et al.* Exploration and capture of foreign bodies in nuclear power plants[J]. *Science & Technology Vision*, 2020(11): 148-151. DOI: 10.19694/j.cnki.issn2095-2457.2020.11.054.
- 11 刘志光. 浅谈防异物管理在核电厂的优化方向[J]. *科技视界*, 2019(9): 56-57. DOI: 10.19694/j.cnki.issn2095-2457.2019.09.023.
LIU Zhiguang. Discussion on the optimization direction of foreign matter prevention management in nuclear power plants[J]. *Science & Technology Vision*, 2019(9): 56-57. DOI: 10.19694/j.cnki.issn2095-2457.2019.09.023.
- 12 陈皞, 孙开斌, 王志兵, 等. WWER1000反应堆压力容器监督样辐射源项分析及其辐射水平[J]. *核动力工程*, 2014, **35**(6): 53-56. DOI: 10.13832/j.jnpe.2014.06.0053.
CHEN Hao, SUN Kaibin, WANG Zhibing, *et al.* Analysis of radiation sources & verifying of radiation level for irradiated surveillance specimens of WWER1000 reactor vessel[J]. *Nuclear Power Engineering*, 2014, **35**(6): 53-56. DOI: 10.13832/j.jnpe.2014.06.0053.
- 13 鲍一晨, 石秀强, 胡华四, 等. 一种基于混合传导模型的一回路结构材料腐蚀-活化-迁移模型及其应用[J]. *核科学与工程*, 2017, **37**(2): 169-175.
BAO Yichen, SHI Xiuqiang, HU Huasi, *et al.* A model for zinc addition effect on corrosion product release, activation and transportation in RCS based on mixed-conduction model and its application[J]. *Nuclear Science and Engineering*, 2017, **37**(2): 169-175.
- 14 朱齐荣. 核电机学亟待重视[J]. *中国机械工程*, 1992, **3**(1): 41-42.
ZHU Qirong. Nuclear power mechanics needs urgent attention[J]. *China Mechanical Engineering*, 1992, **3**(1): 41-42.
- 15 生态环境部, 国家市场监督管理总局. 放射性物品安全运输规程: GB 11806—2019[S]. 北京: 中国环境出版社, 2019.
Ministry of Ecology and Environment, State Administration of Market Supervision and Administration. Regulations for the safe transport of radioactive substances: GB 11806—2019[S]. Beijing: China Environment Press, 2019.