

Current Situation and Suggestions on Items Classification in Nuclear Fuel Reprocessing Facilities

Xiaoxia Zhang*, Jing Wang#, Jianhua Xu, Yuanyuan Wu, Tianming Niu, Yulong Zhao

Nuclear Technology Support Center, State Administration of Science, Technology and Industry for National Defense, Beijing

Email: *zhangxiaoxia@alumni.sjtu.edu.cn, #wangjing_ns@163.com

Received: Dec. 27th, 2019; accepted: Jan. 9th, 2020; published: Jan. 16th, 2020

Abstract

Nuclear fuel reprocessing facilities have the characteristics of complex processing, strong chemical corrosion, severe critical safety issues, high radiation dose, high decay heat and strong dispersion. In order to ensure the safety of nuclear facilities, and take reasonable and differentiated safety design measures, it is necessary to classify the items of nuclear fuel reprocessing facilities. At present, the classification of nuclear fuel reprocessing facilities is mainly based on "Classification Criteria of Structures, Systems and Components of Nuclear Fuel Reprocessing Plants" (EJ/T939-2014). However, the clear requirements of the industry criteria for the items classification are not presented and the criteria are the lack of availability. So this article aims to put forward some suggestions for items classification, and provide references for design and the nuclear safety review.

Keywords

Nuclear Fuel Reprocessing Facilities, Items Classification, Current Situation and Suggestions

核燃料后处理设施物项分级现状及建议

张晓霞*, 王婧#, 徐建华, 吴园园, 牛天明, 赵昱龙

国家国防科技工业局核技术支持中心, 北京

Email: *zhangxiaoxia@alumni.sjtu.edu.cn, #wangjing_ns@163.com

收稿日期: 2019年12月27日; 录用日期: 2020年1月9日; 发布日期: 2020年1月16日

*第一作者。

#通讯作者。

摘要

核燃料后处理设施具有工艺复杂、化学腐蚀性强、临界安全问题突出、辐射剂量高、释热量大、弥散性强等特点。为保证核设施安全,采取合理且有区别的安全设计措施,有必要对核燃料后处理设施物项进行分级。目前,核燃料后处理设施物项分级主要依据《核燃料后处理厂建(构)筑物、系统和部件的分级准则》(EJ/T939-2014),但该行业标准未对物项分级考虑的因素给予明确要求,操作性不强。因此,本文主要对核燃料后处理设施物项分级提出建议,为设计和核安全审评工作提供参考。

关键词

核燃料后处理设施,物项分级,现状及建议

Copyright © 2020 by author(s) and Hans Publishers Inc.

This work is licensed under the Creative Commons Attribution International License (CC BY).

<http://creativecommons.org/licenses/by/4.0/>



Open Access

1. 前言

核燃料后处理是闭式核燃料循环中的重要环节,主要任务是从乏燃料元件中回收和纯化铀、钚等可裂变材料,提取有用的裂变产物和超铀元素,并对处理过程中产生的放射性废物进行处置前管理,是实现我国核能利用可持续发展的重要保证。目前,我国已建成四〇四厂动力堆乏燃料后处理中间试验工厂(以下简称中试厂),并正在建设核燃料后处理示范工程。但由于我国尚未有工业规模动力堆乏燃料后处理设计和建造的实践,后处理技术还不够完善,未建立并形成配套适用的法规标准体系。在核燃料后处理设施建(构)筑物、系统和部件的设计、制造、安装过程中,物项分级对工程的开展具有重要作用,但现行的《核燃料后处理厂建(构)筑物、系统和部件的分级准则》(EJ/T 939-2014) [1]存在诸多不足,难以用于指导工程审评和实践。因此,在保证核设施安全前提下,确定合理的物项安全等级,以便采取有效的安全设计措施,对于工程设计和安全审评都是十分必要的。本文通过对国内外后处理设施物项安全分级现状的调研,结合后处理示范工程设计实际,梳理出后处理示范工程物项分级存在的主要问题,为解决物项分级存在的争议提出建设性的意见,使其具备可操作性和可实施性,同时相关经验可为类似设施设计和核安全审评工作提供参考。

2. 物项分级现状

物项分级最关键的是安全分级,对每一个具体的物项应主要根据其承担的安全功能确定其安全等级,然后再确定抗震等级、规范等级和质量保证等级。

2.1. 美国艾克松核燃料回收和再循环中心物项分级现状

2.1.1. 安全分级

美国艾克松核燃料回收和再循环中心的建(构)筑物、系统和部件的安全分级主要基于建(构)筑物、系统和部件失效后产生的放射性后果,辅以更换或检维修性,并结合多道密封屏障的包容特性而定[2] [3] [4]。其建(构)筑物、系统和部件分成四个安全等级[5]: IA、IB、II级和III级,各安全等级判定准则如表1所示。

Table 1. Criteria for determining the safety classification of items in the Exxon Nuclear Fuel Recovery and Recycling Center
表 1. 美国艾克松核燃料回收和再循环中心物项安全分级判定准则

安全等级	判定准则
I 级物项	IA 级物项 其损坏可能导致厂区边界处的个人全身潜在剂量大于 25 mSv 或人体任一部分所受剂量等于此量的物项
	IB 级物项 其损坏可能导致厂区边界处的个人全身潜在剂量低于 25 mSv, 但大于 5 mSv, 或人体任一部分所受剂量等于此量的物项; 或对特殊核材料提供所要求的第一道防护的那些物项
II 级物项	其损坏可能导致厂区边界处的个人全身潜在剂量低于 5 mSv 或者人体任一部分的剂量等于此量以及对特殊核材料不要求第一道防护的物项
III 级物项	其功能不涉及工厂核安全的那些建(构)筑物、系统和部件

补充说明: 在确定最大载荷, 冗余度, 可达性和其他设计要求时, 上述准则的应用受下述导则支配:

1) 如果分析表明 II 级和/或 III 级分部件对于 I 级部件的封闭或安全功能和性能是必不可少的, 它们可按 I 级部件设计; 2) 如果分部件能在故障发展到危险状态之前的短时间内加以更换或检修, I 级部件的安全有关功能得到保证的话, 易损的重要分部件可不按 I 级部件设计; 3) 如果在发生事故条件下, 其故障不会导致放射性过量释放的话, I 级分部件的设计载荷不必考虑特定条件的载荷。

2.1.2. 抗震分级

艾克松核燃料回收和再循环中心的建(构)筑物、系统和部件的抗震分级以安全分级为基础开展的, I 级和 II 级物项的结构设计应高于其工业标准的要求。就抗震载荷而言, 物项各级抗震要求如下:

IA 级物项应设计成能经受安全停堆地震和运行基准地震的动态效应。

IB 和 II 级物项应设计成能经受其三类地震区统一建筑规范所要求的地震力规定的最高要求。如果设在普通小室中的 IB 级和 II 级部件的故障可能危及 IA 级系统时, 则应把它们连同 IA 级部件设计成能经受安全停堆地震(SSE)和运行基准地震(OBE)的载荷。

III 级设施应根据其二类地震区的统一建筑规范要求设计。

2.1.3. 质量保证分级

艾克松核燃料回收和再循环中心的建(构)筑物、系统和部件的质量保证分级主要基于建(构)筑物、系统和部件的成熟性、标准化、可更换性或可维修性等方面进行分级, 分为 Q1、Q2 和 Q3 三个等级。

Q1 级物项是非成品的、非商品的或非标准的, 并且在发生故障或事故时不可能及时更换或修理, 应保证在事故工况下防止放射性物质释放。

Q2 级物项是非成品的、非商品的或非标准的, 并且在发生故障或事故时能及时更换或修理, 以防止放射性释放。

Q3 级物项是成品、商品或标准采购物项。

2.2. 德国 WAK 后处理厂物项分级现状

2.2.1. 安全分级

德国 WAK 后处理厂在核化工设备分级上, 主要考虑了各种物项(如设备、槽罐、管道)内包容的放射性浓度、放射性总量、核素种类(裂变产物或者超铀元素)、腐蚀破坏作用、维护维修的可能性以及在受到内部和外部的影响后, 对物项稳定性、完整性和功能性的要求, 分为安全等级 I、安全等级 II、安全等级 III 和安全等级 IV, 其分级判定准则如表 2 所示。

Table 2. German WAK reprocessing plant chemical equipment classification criteria
表 2. 德国 WAK 后处理厂化工设备分级判定准则

安全分级	判定准则
安全等级 I	1) 放射性浓度 $> 3.7 \times 10^9 \text{ Bq/m}^3$ ($> 10^{-1} \text{ Ci/m}^3$), 并具有很强的腐蚀性(用镍铬合金奥氏体钢材料(例如 1.4306 号材料)抗高腐蚀性, 以下运行条件属于强腐蚀性的: $\text{HNO}_3 > 2 \text{ mol}$, 温度 $> 70^\circ\text{C}$); 2) 裂变产物 - 放射性浓度 $> 3.7 \times 10^{13} \text{ Bq/m}^3$ ($> 10^3 \text{ Ci/m}^3$) 和裂变产物 - 放射性总量 $> 3.7 \times 10^{12} \text{ Bq}$ ($> 10^2 \text{ Ci}$); 3) 超铀元素 α 浓度 $> 7.4 \times 10^{12} \text{ Bq/m}^3$ ($> 200 \text{ Ci/m}^3$)和超铀元素 α 总量 $> 3.7 \times 10^{13} \text{ Bq}$ ($> 10^3 \text{ Ci}$). 从 1)组到 3)组的设备不存在被维修的可能, 1)组到 3)组为“或者”的关系。
安全等级 II	1) 裂变产物 - 放射性浓度 $> 3.7 \times 10^{13} \text{ Bq/m}^3$ ($> 10^3 \text{ Ci/m}^3$)和裂变产物 - 放射性总量 $\leq 3.7 \times 10^{12} \text{ Bq}$ ($\leq 10^2 \text{ Ci}$); 2) 裂变产物 - 放射性浓度 $\leq 3.7 \times 10^{13} \text{ Bq/m}^3$ ($\leq 10^3 \text{ Ci/m}^3$)和裂变产物 - 放射性浓度 $> 3.7 \times 10^9 \text{ Bq/m}^3$ ($> 10^{-1} \text{ Ci/m}^3$); 3) 超铀元素 α 浓度 $> 7.4 \times 10^{12} \text{ Bq/m}^3$ ($> 200 \text{ Ci/m}^3$)和超铀元素 α 总量 $\leq 3.7 \times 10^{13} \text{ Bq}$ ($\leq 10^3 \text{ Ci}$); 4) 超铀元素 α 浓度 $\leq 7.4 \times 10^{12} \text{ Bq/m}^3$ ($\leq 200 \text{ Ci/m}^3$)和超铀元素 α 浓度 $> 3.7 \times 10^9 \text{ Bq/m}^3$ ($> 10^{-1} \text{ Ci/m}^3$); 5) 由于存在维修的可能, 可以把安全等级 I 的设备归类为安全等级 II。 从 1)组到 5)组的设备不存在被维修的可能。1)组到 5)组为“或者”的关系。
安全等级 III	1) 裂变产物 - 放射性浓度 $\leq 3.7 \times 10^9 \text{ Bq/m}^3$ ($\leq 10^{-1} \text{ Ci/m}^3$), 且 $> 3.7 \times 10^4 \text{ Bq/m}^3$ ($> 10^{-6} \text{ Ci/m}^3$)以及超铀元素 α 浓度 $\leq 3.7 \times 10^9 \text{ Bq/m}^3$ ($\leq 10^{-1} \text{ Ci/m}^3$), 且 $> 3.7 \times 10^4 \text{ Bq/m}^3$ ($> 10^{-6} \text{ Ci/m}^3$); 2) 由于存在维修的可能, 可以把安全等级 II 的设备归类为安全等级 III; 3) 根据放射性浓度和放射性总量, 可以归类于安全等级 IV, 但有特殊要求的核化工设备。 1)组到 3)组为“或者”的关系。
安全等级 IV	裂变产物 - 放射性浓度 $\leq 3.7 \times 10^4 \text{ Bq/m}^3$ ($\leq 10^{-6} \text{ Ci/m}^3$), 且没有特殊要求的核化工设备。

2.2.2. 抗震分级

德国 WAK 后处理厂主要依据《核电厂抗震设计, 第一部分: 基本原则》(KTA2201.1)将安全级物项分为抗震类物项和非抗震类物项, 安全级物项的抗震设计、抗震分析、抗震鉴定等, 与核电厂保持一致。

2.2.3. 质量保证分级

德国 WAK 后处理厂主要遵循《质量保证总要求》(KTA1401)相关要求建立质量保证体系。不同等级安全重要物项的质量保证分级要求, 根据物项的安全级别, 在审查过程中确定, 并在技术规格书中明确具体的组织措施和技术措施。

2.3. 我国核燃料后处理设施物项分级现状

2.3.1. 安全分级

我国核燃料后处理设施的物项按性质划分为化工设备、机械设备、电气设备、建(构)筑物四类, 主要按照 EJ/T939-2014《核燃料后处理厂建(构)筑物、系统和部件的分级准则》确定安全等级。安全等级的划分主要基于确定论方法, 辅以风险分析方法, 并结合工程经验, 考虑要求该物项执行的安全功能、需要该物项执行某一安全功能的可能性、未执行其安全功能的后果和可能性、假设始发事件后需要物项投入运行的时刻或持续时间、被评价物项包容的放射性物质的种类、毒性、数量、状态、潜在迁移率、电离辐射的生物效应以及部件或系统失效后, 在未酿成严重后果之前可将其更换或修复的可能性等因素。物项划分为放化安全级和非安全级两大类。凡承担或支持后处理厂安全功能、其损坏可直接或间接导致事

故工况, 以及其他具有防止事故发生或缓解事故后果功能的物项, 属于放化安全级物项。其余为非安全级物项, 但应识别出其中安全相关的有特殊要求的物项。化工设备安全等级分为放化安全级 RS (放化 1 级 RS-1、放化 2 级 RS-2) 和非安全级 NR (其中有特殊要求的非安全物项为 NR(S))。机械设备、电气设备和建(构)筑物安全等级划分为放化安全级(RS)和非安全级(NR、NR(S))。

2.3.2. 抗震分级

根据 HAD 101/01 [6] 和 HAD 102/02 [7] 的有关抗震分级要求, 将后处理厂的物项分为 I 类抗震物项和其他抗震类物项(NA)。I 类抗震物项包括全部放化安全级物项; 部分经分析、试验或根据经验预期会发生破坏、坠落、移位, 从而可能危及抗震 I 类物项功能的非安全级物项。I 类抗震建(构)筑物按 SL-2 地震动设计和论证, 并保证地震发生时和地震后能执行其核安全功能; 建(构)筑物以外的其他 I 类抗震物项按 SL-2 地震动设计和论证, 应能在 SL-1 地震动下, 保证可运行性; 在 SL-2 地震动下应能保证安全功能(完整性和/或可运行性)。I 类抗震物项以外的非安全级物项属于其他抗震类物项, 可按适用的现行民用抗震规范设计。

2.3.3. 质量保证分级

根据《国防科技工业军用核设施质量保证规定》(科工法[2015]311 号) [8], 并参考《核电厂质量保证安全规定》(HAF003) [9] 及相应导则的要求, 核燃料后处理设施质量保证分为四个等级: 质量保证 QA1 级、质量保证 QA2 级、质量保证 QA3 级和非核质量保证级 QAN。原则上安全等级越高质量保证等级越高, 但由于多种因素的影响(如物项的复杂性、特殊性和新颖性; 工艺、方法和设备是否需要特殊的控制、行政管理方法和检查; 功能要求能在多大程度上可通过检查和试验进行证实; 物项或活动的质量史和标准化程度; 物项的维修、检查(含在役检查)、更换和事故工况下的可达性等), 质量保证等级与安全等级并非一一对应。

3. 存在的主要问题

通过调研发现, 美国艾克松核燃料回收和再循环中心物项安全分级主要考虑物项失效对边界处的个人全身剂量的影响, 该分级准则的应用需要对所有物项进行事故分析, 工作量大, 存在较大的不确定性, 如事故分析模型的保守性、放射性物质扩散方式的选择等。德国 WAK 后处理厂物项分级针对化工设备分级提出了定量的指标, 但对非化工设备分级缺乏指导意义。我国后处理设施在具体物项分级依据上, EJ/T 939-2014 未给出明确的或定量的指标, 其主要依据为物项承担的安全功能及物项所承担安全功能的重要程度, 未体现安全功能重要程度的差别。针对化工设备的分级未给出定量的指标, 在实施过程中缺乏可操作性; 针对电气设备的安全分级未明确电气设备分级的具体依据和要求; 针对有特殊要求的非安全级物项, 未明确给出的具体要求。此外, 未明确各个安全等级相对应的规范等级, 即设计、制造、检验和验收所遵循的标准规范体系。

4. 审评实践

在我国后处理示范工程核安全审评过程中, 针对机械、电气设备的分级的主要分歧在于执行安全功能的重要性, 经多轮论证讨论, 基本达成了一致意见, 此处不再赘述。这里主要针对化工设备物项分级存在的分歧所采取的处理方式总结如下:

4.1. 化工设备安全分级

针对化工设备的安全分级, EJ/T939-2014 提出了按照放射性水平及失效后导致的放射性后果综合判断的思路。其中, 失效后导致的放射性后果分析可以采用美国能源部(DOE)的“未缓解释放”事故分析

方法估算物项失效后导致的后果和设施潜在风险。所谓“未缓解释放”是指：只考虑危险物质的量、形态、位置、弥散特性及其与能量源的相互作用，但不考虑可能防止或缓解释放的安全措施(如通风系统、灭火系统等) [10]。采用上述方法具有保守性，但“未缓解释放”事故分析模型的假设、放射性物质的扩散方式的选择均具有不确定性。此外，上述安全分级未结合具体工艺流程的设置情况、事故处理的及时性和可达性，以及检维修需要等多重因素。因此，基于 EJ/T939-2014 的基础上，提出安全分级依据需要综合考虑化工设备盛装物质的核素成分、腐蚀特性、放射性活度浓度、放射性总量以及检维修可达性等多种因素，来确定化工设备的安全等级。为给出具有可操作性的化工设备的安全分级，提出参考德国 WAK 后处理厂对厂房和设备分级准则作为分级依据。选择德国 WAK 后处理厂分级准则的理由包括：该准则是目前较为明确的针对后处理厂的分级依据，适用性较强；分级准则考虑的因素包含上述影响化工设备分级的因素，相比通过单一参数如放射性活度浓度或放射性总量确定分级的做法更为符合实际；该分级准则已在我国八二一厂高放废液玻璃固化工程得到应用，具备实践基础和可操作性。

因此针对我国后处理示范工程化工设备的安全分级建议如下：在德国 WAK 后处理厂分级准则的基础上，结合核燃料后处理设施实际，在德国 WAK 后处理厂分级准则基础上提高了单个化工设备放射性总量，具体分级建议如表 3 所示。

Table 3. Criteria for safety classification of chemical equipment in post-processing demonstration projects in China
表 3. 我国后处理示范工程化工设备的安全分级判定准则

安全分级	判定准则
RS-1	盛装放射性水平 $> 4 \times 10^{10}$ Bq/L 的废液或高浓铀溶液，且放射性总量达到 4×10^{13} Bq，或盛装放射性水平 $> 4 \times 10^6$ Bq/L，且具有很强腐蚀性废液的化工设备；
RS-2	盛装放射性水平 $> 4 \times 10^6$ Bq/L 的溶液，且放射性总量达到 4×10^{10} Bq，或者除 RS-1 级之外的所有几何良好化工设备； 若存在维修可能，可将部分 RS-1 级设备定为 RS-2 级；
非安全级物项(NR(S))	其余盛装放射性水平达不到排放要求的废液、腐蚀性液体、或置于中高放设备室内的化工设备定为有特殊要求的非安全级物项(NR(S))；若存在维修可能，可将部分 RS-2 级设备定为 NR(S)级。

4.2. 化工设备规范等级

在规范等级方面，四〇四厂动力堆乏燃料后处理中间试验工厂曾以技术见解的形式明确，放化一级设备相当于核电厂核安全二级设备，放化二级设备相当于核电厂核安全三级设备。这种处理方式在当时的背景下，解决了后处理设施安全级设备规范等级的问题，基本保证了设备安全和质量。随着对后处理设施认识的深化，应该认识到后处理设施安全级放化设备的失效机理与核电厂存在显著不同，核电厂机械设备的主要失效机理是高温高压，而后处理设施安全级放化设备的主要失效机理是腐蚀，因此，有必要对后处理设施安全级放化设备规范等级作进一步明确和细化。

在核燃料后处理示范工程中，针对所有化工设备，设计上采用 GB150、GB151、GB47003.1 等常规工业标准进行设计，RS-1 和 RS-2 级设备的应力分析和抗震分析按照 RCCM-2007 开展，制造、检验和验收按照中国核电工程公司企业标准 Q/CNPE.J 201-2017《不锈钢酸钢制核化工容器技术条件》[11]开展。结合规范等级的确定，可以清晰地看到，不同安全分级之间的区别主要在于制造、检验和验收标准，以及应力分析准则。RS-1 和 RS-2 级之间的差别很小，主要在于焊接试件选取数量、焊接检测和验收标准等。RS-2 级和 NR(S)之间主要在于是否开展抗震分析和/或在制造、检验和验收标准上存在差别。根据化工设备安全分级准则，部分中放水平的化工设备可能因为放射性总量等原因列为 NR(S)级，而非 RS-2 级。针对这些化工设备，考虑到其失效模式以腐蚀失效为主，虽然可以不进行抗震分析，但是其制造、检验

和验收要求应有所提高,保持与 RS-2 级一致。目前,核燃料后处理示范工程主工艺及共用子项化工设备的安全分级 90% 以上均能满足上述分级要求。其余未满足分级要求的化工设备,采用结合工艺流程设置、检维修可行性、运行模式等方式进行针对性分析,提出了适合设备实际的安全分级。

5. 总结与建议

针对核燃料后处理设施的物项分级,美国以事故后果评价为基础开展,德国给出了定量标准,两国的做法都具有一定的可操作性。我国相关标准规范的要求从理念上也延续了国际通行做法,但考虑到我国后处理设施设计实际,未明确定量要求,这给审评和设计单位造成了较多困惑。本文针对我国后处理示范工程物项分级面临的问题,提出了有针对性的处理方式。总体上,保证了安全分级的合理性,也保证了工程设计的有效实施。尽管这些做法以标准的形式进行推广可能有待作进一步论证,但相关经验可为安全分级量化奠定基础。建议相关单位进一步开展以事故后果评价为基础的安全分级量化研究,对相关标准进行升版,明确化工设备安全分级的量化要求。规范等级考虑了设施设备实际特点,具有针对性,结合设计单位院标,建议尽快完善形成国家和行业标准,以促进后处理设施设计和审评的规范化发展。

参考文献

- [1] 核工业第二研究设计院. 核工业行业标准 EJ/T 939-2014《核燃料后处理厂建(构)筑物、系统和部件的分级准则》[S]. 2014.
- [2] United States Department of Energy (1994) Preparation Guide for U.S. Department of Energy Non-Reactor Nuclear Facility Documented Safety Analyses. DOE-STD-3009-94(CHG-1).
- [3] United States Department of Energy (2000) Guide for the Mitigation of Natural Phenomena Hazards for DOE Nuclear Facility and Non-Nuclear Facilities. DOE-G-420.1-2.
- [4] United States Department of Energy (2002) Natural Phenomena Hazards Performance Categorization Guidelines for Structure, Systems, and Components. DOE-STD-1021-93.
- [5] 艾克松核燃料回收和再循环中心初步安全分析报告[R]. 中国核科技信息与经济研究院,译. 2010.
- [6] 国家核安全局. 核安全导则(HAD)-核动力厂系列. HAD 101/01《核动力厂地震危险性评价》[Z]. 2010.
- [7] 国家核安全局. 核安全导则(HAD)-核动力厂系列. HAD 102/02《核电厂的抗震设计与鉴定》[Z]. 1996.
- [8] 国家国防科技工业局. 科工法[2015]311号《国防科技工业军用核设施质量保证规定》[Z]. 2015.
- [9] 国家核安全局. HAF003《核电厂质量保证安全规定》[Z]. 2004.
- [10] 孔庆军,赵显龙,孙德泉,等. 核燃料循环设施的物项安全分级的现状及建议[J].中国辐射卫生. 2014, 23(5): 456-458.
- [11] 中国核电工程公司. 企业标准 Q/CNPE.J 201-2017《不锈钢耐酸钢制核化工容器技术条件》[Z]. 2017.