

文章编号: 0258-0926(2014)(2014)06-0111-04; doi: 10.13832/j.jnpe.2014.06.0111

# 核电厂数字化仪表控制系统 设备鉴定方法研究

黄伟杰, 张 宓, 张云波, 尹宝娟, 毛从吉

环境保护部核与辐射安全中心, 北京, 100082

**摘要:** 探讨核安全级数字化仪表控制系统(DCS)设备鉴定的标准体系架构和总体要求。通过对 NUREG 0800 和 RCC-E 技术规范的对比, 分析适用于我国国情的核安全级 DCS 设备鉴定技术, 研究通用的鉴定标准体系和方法, 并提出相应验收准则。

**关键词:** 数字化仪表控制系统; 设备鉴定; 验收准则

**中图分类号:** TL331 **文献标志码:** A

## 0 引 言

核安全级数字化仪表控制系统(DCS)属于 1E 级电气设备, 需要通过设备鉴定来验证其设计与可靠性目标的一致性。由于目前国内在役的核安全级 DCS 多数为进口, 还未形成完整配套的自主核电设备鉴定标准体系, 因而需要对国外成熟的相关鉴定标准进行适用性研究。本文主要针对核安全级 DCS 设备鉴定方面的标准体系及实践进行探讨。

## 1 核安全级 DCS 设备鉴定标准适用性研究

### 1.1 二代加堆型设备鉴定标准体系介绍

国内二代及二代改进型核电厂核安全级 DCS 的设备鉴定均承诺遵守标准 RCC-E-2002, 并且同时还遵守: IEC 60780《核电厂安全系统电气物项质量鉴定》(等效于 GB/T 12727-2002); IEC 60980《核电厂安全系统电气设备抗震鉴定》(等效于 GB/T 13625)。

核安全级 DCS 硬件需依据 RCC-E 中 B3000 标准鉴定程序加 B4000 K3 鉴定程序进行鉴定<sup>[1]</sup>。

### 1.2 AP1000 堆型设备鉴定标准体系介绍

国内在建的 AP1000 项目采用的是美国标准体系。美国核管会(NRC)主要按照标准审查大纲 NUREG 0800 中的相关规定对电气系统和设备进行审查; 因此, AP1000 项目中的核安全级 DCS

设备鉴定主要采用 NUREG 0800 中认可的相关标准和规范。NUREG 0800 第 7 章主要规定了与仪表和控制系统相关管理导则<sup>[2]</sup>, 涉及设备鉴定的有: IEEE 323《核电厂安全级设备质量鉴定》; IEEE 420《核电厂安全级控制盘柜设计和鉴定标准》。

IEEE 323 为准则性标准, 所描述的鉴定方法包括型式试验法、运行经验法、分析法及组合法<sup>[3]</sup>。对于核安全级 DCS 硬件鉴定, 要求在正常、极限和设计基准工况下, 考虑裕度要求。

IEEE 323 规定鉴定试验项目包括: 正常环境条件下的基准功能试验; 极限环境条件下的试验, 包括环境极限(温度、湿度、电磁兼容)及运行极限(负载); 非地震机械振动试验; 抗震鉴定试验; 事故及事故后环境条件下的试验。

### 1.3 我国鉴定规范体系的适用性分析

目前国内已颁布的核安全级设备鉴定标准中, GB/T 12727《核电厂安全系统电气设备质量鉴定》为准则性标准, 其他专项鉴定标准均应符合 GB/T 12727 中的原则要求。GB/T 12727 等效采用了 IEC 60780《核电厂安全系统电气物项质量鉴定》, 其中, 对于核安全级 DCS 设备鉴定适用的相关描述包括:

(1) 质量鉴定可以通过型式试验法、运行经验法、分析法或其组合进行; 电气设备鉴定试验

分3组进行。第一组：正常环境条件下和规定的正常运行限值内检验设备的功能特性；第二组：验证设备抗震性能；第三组：验证设备在事故和事故后环境条件下的性能：性能随时间变化的评价；事故和事故后环境条件下试验。

(2) 对于事故和事故后环境条件，核安全级DCS（物理变量检测设备以及执行机构除外）属于安全壳外1E级设备，通常安装在具有通风和空调的电气设备间，运行条件为和缓环境。和缓环境下设备在设计基准事件（DBE）工况下失效的潜在共因为地震运动，对于事故和事故后环境条件，核安全级DCS主要考虑地震的情况。

GB/T 12727与RCC-E、IEEE 323鉴定项目比较结果表明：

(1) GB/T 12727的第一组试验相当于RCC-E B3000中的“基准试验”、“极限运行条件下的试验”和“耐久性试验和/或评价设备性能随时间变化的试验”，第二组、第三组试验相当于RCC-E中B4000“K3鉴定程序”（即抗地震试验）。因此，对于核安全级DCS设备鉴定，除了特殊规定外（如电磁兼容），RCC-E B卷中的规定已经在GB/T 12727中进行了相应的描述，两者在鉴定的方法和原则上基本相同。

(2) GB/T 12727在核安全级DCS鉴定试验程序方面与IEEE 323基本相同。

(3) GB/T 12727与IEEE 323均提出型式试验、运行经验、分析法、组合法质量鉴定4种鉴定方法；不同的是，GB/T 12727-2002提出了在役质量鉴定方法。但是，在其后的补充说明中认为，这种在役质量鉴定方法仅用于少量的安全系统电气设备，并在很特殊的情况下使用；因此，在核安全级DCS鉴定中可不考虑该方法。

考虑到国内下游鉴定标准基本都是依据IEEE标准编写，以及将来三代机组的运行与维护需要，故我国核安全级DCS的设备鉴定宜采用IEEE 323作为准则性指导标准，其鉴定的原则和方法能够适用于二代改进型和AP1000等三代压水堆核安全级DCS的设备鉴定活动，具备通用性。

## 2 核安全级DCS鉴定总体要求研究

### 2.1 鉴定要素

根据1.3节的分析结果，核安全级DCS设备鉴定应执行IEEE 323标准。IEEE 323中规定设备鉴

定的关键要素包括：设备规格书，包括安全功能的定义；验收准则；使用工况的描述，包括适用的设计基准事件及其持续时间；鉴定程序大纲；大纲的实施；证明鉴定成功的文档，包括维护性鉴定所要求的维护行为。

设备用户负有规定性能要求的责任，并且应该确认那些证明性能要求已经被满足的文件。

### 2.2 环境条件

在环境条件方面，国内M310堆型的核电厂应首先满足RCC-E规范中的环境条件；而国内AP1000堆型应首先满足NUREG 0800认可的标准EPRI TR-107330中的环境条件<sup>[4]</sup>。鉴于目前的实际鉴定活动中，国内核电标准中还没有统一的环境条件要求，因此可保守的认为核安全级DCS设备鉴定应当同时满足RCC-E和EPRI TR-107330中规定的环境条件，并满足中国具体厂址的要求。

通过比较RCC-E与EPRI-TR107330中所规定的环境条件要求，可知两者基本相当，只是在某些极限温度点处有所区别，但是区别并不大，完全在设备可承受的范围之内。相对而言，RCC-E中的D2220“安全壳外设备正常环境条件”和D2221“极限运行条件下的环境条件”均比EPRI-TR-107330中的相应条件范围更大一些。因此，从保守的角度来说，核安全级DCS设备鉴定可考虑采用RCC-E中规定的环境条件，具体参数见表1。

表1 核安全级DCS设备鉴定的环境条件  
Table 1 Environment Condition for Equipment Qualification of Nuclear Safety DCS

参数	正常环境条件	极限环境条件
环境温度/	-10 ~ +55	-10 ~ +55
环境湿度/%	0 ~ 100	0 ~ 100
大气压/ kPa	86 ~ 106	86 ~ 106

试验时，应结合鉴定试验大纲和上述条件选取运行环境条件。鉴定设备在试验前，应置于上述环境条件下至少24 h。

### 2.3 鉴定试验总体要求

2.3.1 安装 核安全级DCS设备必须以模拟其预期的安装方式和位置进行安装。任何的安装限制，例如方位，都必须在试验报告中进行规定。如果没有按照试验方式安装，应进行分析，以证明设备性能不会因此不同的配置而有所降低。

2.3.2 连接 核安全级DCS设备必须以模拟其

预期的安装的方式进行连接。如果没有按照试验方式连接,应进行分析,以证明设备性能不会因此不同的连接而有所降低。

2.3.3 监测 在试验期间,必须采用相关设备对试验环境和设备的安全功能进行监测。这些监测设备用于检测影响试验结果的参数的变化,如环境、电气、机械特性、辐射特性和其他辅助特性。

2.3.4 裕量 依据 IEEE 323,核安全级 DCS 设备鉴定中的裕量值的规定为: 温度峰值:高于温度范围上限 8%; 压力峰值:高于 10% 额定压力峰值; 供电电压:高于供电电压上限的 10% 但不超过设备设计限值; 设备运行时间:发生设计基准时间后,要求高于设备运行的时间周期的 10%; 地震振动:设备装配点处要求的 10% 加速度; 线性频率:5% 额定值。如果有适当的证明,那么选用其他的裕量值也是可以接受的。

2.3.5 鉴定试验项目 依据 IEEE 323 要求以及核安全级 DCS 盘、箱、柜类设备的基本试验项目,核安全级 DCS 应必须(但不限于)进行的鉴定试验项目见表 2。各项鉴定试验所依据的标准见表 3。

表 2 核安全级 DCS 设备鉴定试验项目  
Table 2 Test Items for Equipment Qualification of Nuclear Safety DCS

试验类别	试验项目
正常环境条件下的基准功能试验	性能或功能试验、介电强度、绝缘电阻、接地连续性
极限环境条件下的试验	环境温度试验、交变湿热试验、电磁兼容试验、长期运行试验、负载试验
非地震机械振动试验	振动试验
模拟事故工况试验	抗震试验

其中介电强度、绝缘电阻、接地连续性 3 项试验属于核安全级 DCS 盘、箱、柜类设备的基本试验项目,由于 IEEE 标准体系对上述试验没有具体的操作性强的指导,可依据 RCC-E 中的相关要求

2.3.6 试验顺序 核安全级 DCS 设备鉴定试验一般按照正常环境条件下的基准功能试验、极限环境条件下的试验、非地震机械振动试验、模拟事故工况试验进行。

2.3.7 验收准则 正常环境条件下的基准功能试验是在正常环境条件下检验核安全级 DCS 设备的性能和功能特性,作为以后试验的基准值,并确定每种试验期间和每次试验之后测得的性能和

表 3 鉴定试验所依据标准  
Table 3 Standards for Qualification

试验项目	依据标准
性能或功能试验	EPRI-TR-107330
介电强度试验	RCC-E-2005 MC3100
绝缘电阻试验	RCC-E-2005 MC3200
接地连续性	RCC-E-2005 MC3300
环境温度试验	EPRI TR-107330 (环境条件可按 RCC-E D2221)
交变湿热试验	EPRI TR-107330 的 4.3.6.3
电磁兼容试验	NRC 导则 RG1.180 中规定的标准体系 <sup>[5]</sup>
长期运行试验	在运行条件的最高环境温度下进行
负载试验	根据核安全级 DCS 设备特性,在专项鉴定大纲中规定
振动试验	IEC 60068-2-6
抗震试验	IEEE 344

功能特性参数的允许偏差。极限环境条件下的试验主要用于检验核安全级 DCS 设备在环境极限(温度、湿度、电磁兼容)及运行极限(负载)条件下的性能和功能特性。非地震机械振动试验主要检验核安全级 DCS 设备在明显振动环境条件下的性能和功能特性。模拟事故工况试验用于检验核安全级 DCS 设备在事故环境条件下完成其规定功能的特性。

在核安全级 DCS 设备的专项鉴定大纲中,应根据其特性规定每个试验项目的验收准则以及质量鉴定的验收准则。

### 3 结束语

主要对我国核安全级 DCS 设备鉴定标准体系架构和鉴定总体要求进行研究。在鉴定标准体系架构方面,针对核安全级 DCS 设备鉴定标准,研究认为 NRC 的标准审查大纲 NUREG 0800 和其认可的一系列 IEEE 标准对于我国核安全级 DCS 具有适用性。同时在环境条件方面,结合我国电厂实际情况,亦参考 RCC-E 规范。

在鉴定总体要求方面,研究认为鉴定要素的选取应符合 IEEE 323;而在鉴定试验项目方面,在 IEEE 323 的基础上,选取符合安全级 DCS 设备特点的鉴定项目。鉴定的环境条件综合考虑了 RCC-E 和 EPRI TR-107330。

探讨了针对我国核安全级 DCS 宜采用的鉴定方法和参考标准,对于进口核安全级 DCS 的审评以及我国自行研发的核安全级 DCS 设计验证

都具有一定的参考价值。

参考文献：

- [1] RCC-E. Design and construction rules for electrical equipment of nuclear islands[S]. 2005.  
[2] NUREG 0800-S7. Standard review plan section 7[S]. Washington D.C, U.S, 2005.  
[3] IEEE Std 323<sup>TM</sup>-2003. IEEE standard for qualifying class 1E equipment for nuclear power generating stations[S].

New York, U.S, 2004.

- [4] EPRI TR-107330. Generic requirements specification for qualifying commercially available PLC for safety-related applications in nuclear power plants[S]. Pleasant Hill CA, U.S, 1996.  
[5] Regulatory Guide 1.180. Guidelines for evaluating electromagnetic and radio-frequency interference in safety-related instrumentation and control systems[S]. Washington D. C, U. S, 2003.

## A Preliminary Study on Qualification of Instrumentation and Control System for Nuclear Power Plants

Huang Weijie, Zhang Mi, Zhang Yunbo, Yin Baojuan, Mao Congji

Nuclear and Radiation Safety Center, MEP, Beijing, 100082, China

**Abstract** : The standard architecture and overall requirements of the equipment qualification for Class 1E digital instrumentation and control(I&C) system are discussed. Based on the comparison of NUREG 0800 and RCC-E technical specification, the technique of equipment qualification for Class 1E digital I&C system suitable to the condition in China is analyzed, and general qualification standard architecture and method are studied, and then the corresponding acceptance criteria are proposed.

**Key words** : Digital instrumentation and control system, Equipment qualification, Check standard

作者简介：

黄伟杰(1979—)，男，工程师。2008年毕业于西北工业大学机电工程专业，获工学硕士学位。现主要从事核安全级仪控、电气设备方面的研究。

张 宓(1971—)，男，高级工程师。2000年毕业于北京理工大学检测技术与自动化装置专业，获工学硕士学位。现主要从事核安全级仪表控制、电气设备方面的研究。

张云波(1982—)，男，工程师。2008年毕业于华北电力大学控制理论与控制工程专业，获工学硕士学位。现主要从事核电厂仪控审评工作。

(责任编辑：王中强)