



EPR机组首堆试验项目选取与实施

黄辉明, 余维铭, 伍家彬

Selection and Practice of First of a Kind Test for EPR Unit

Huang Huiming, Yu Weiming, and Wu Jiabin

在线阅读 View online: <https://doi.org/10.13832/j.jnpe.2021.04.0239>

您可能感兴趣的其他文章

Articles you may be interested in

华龙一号调试首堆试验研究与设计

Research and Design on First of a Kind Test of HPR1000

核动力工程. 2019, 40(5): 184-186

EPR核电机组部分冷却试验研究与风险识别

Research and Risk Analysis of Partial Cooldown Test of EPR Nuclear Power Plant

核动力工程. 2020, 41(5): 122-126

EPR机组PTR水池液位计校验试验方法研究与应用

Research and Application of Calibration Test Method for PTR Liquid Level Gauge in EPR Units

核动力工程. 2020, 41(5): 168-172

华龙一号核电机组首堆核电设备设计及管理

Equipment Design and Management for First Unit of HPR1000

核动力工程. 2018, 39(4): 148-151

EPR项目蒸汽发生器下封头与管板环焊缝超声检验技术改进

Improvement of Ultrasonic Testing Process for Bottom Seal Head and Pipe Plate Circumferential Weld of Steam Generator in EPR Project

核动力工程. 2019, 40(2): 137-140

“华龙一号”首堆示范工程堆内构件流致振动试验影响总工期问题对策研究

Study on Countermeasures for Effect of Flow-Induced Vibration Test of Reactor Internals in First Demonstration Project of HPR1000 on Total Construction Period

核动力工程. 2021, 42(3): 108-116



关注微信公众号, 获得更多资讯信息

文章编号: 0258-0926(2021)04-0239-05; doi:10.13832/j.jnpe.2021.04.0239

EPR 机组首堆试验项目选取与实施

黄辉明¹, 余维铭², 伍家彬²

1. 台山核电合营有限公司, 广东江门, 529228; 2. 中广核工程有限公司, 广东深圳, 518172

摘要: 为满足国家核安全局(NNSA)、国际原子能机构(IAEA)、美国核管会(NRC)、英国核安全局(ONR)和法国核安全局(ASN)对新型压水堆核电厂首堆试验的相关要求, 本文通过分析欧洲先进压水堆(EPR)机组的新设计理念和新设计特点并结合已建成压水堆核电机组的工程实践, 提出了采用控制变量确定选取原则并通过五步选取流程确定首堆试验项目的方法。实践证明, 该方法不仅可确保首堆试验选取与确定工作顺利有效的开展, 还能使新概念设计和具有新特性物项的性能得到充分和完整的验证, 保证了新堆型核电站后期安全稳定地运行, 该方法也适用于华龙一号在内的其他压水堆核电技术路线。

关键词: 欧洲先进压水堆(EPR); 首堆试验; 控制变量; 选取与实践

中图分类号: TL329 **文献标志码:** A

Selection and Practice of First of a Kind Test for EPR Unit

Huang Huiming¹, Yu Weiming², Wu Jiabin²

1. TaiShan Nuclear Power Joint Venture Co., Ltd., Jiangmen, Guangdong, 529228, China;
2. China Nuclear Power Engineering Co., Ltd., Shenzhen, Guangdong, 518172, China

Abstract: In order to meet the requirements of NNSA, IAEA, NRC, ONR and ASN on the first of a kind test for the new type PWR nuclear power plant, based on the analysis of new design concepts and new design features of the EPR unit and the engineering practice of PWR, this paper proposes a method to determine the first of a kind test by using the control variable selection principle and the five-step selection process. Project practice has proved that this method can ensure the smooth and effective implementation of the commissioning program, and can completely verify the new concept design and the performance of new characteristics, so as to ensure the safe and stable operation of the reactor nuclear power plant. This method can also be applied to other types of PWR nuclear power technology like HPR1000.

Key words: EPR, First of a kind test, Control variable, Selection and practice

0 引言

首堆试验是新核电技术从工程设计转入技术实施之后必须要进行的最重要的一类试验, 是检验新设计、制造和质量不可或缺的一环, 也是评价新型核电安全性指标的主要手段, 对新核电技术后续设计与制造技术固化及机组的运行状态评估起决定作用。

针对采用了新概念设计和具有新设计特性的

新建先进压水堆核电堆型, 如何确保调试试验完整性以及首堆试验项目的选定与实施是国内外核电行业及监管机构面临的难题。

本文基于欧洲先进压水堆(EPR)首堆工程实践, 创新性地提出采用控制变量确定选取原则并通过五步选取流程确定首堆试验项目的方法, 并对所选取的试验项目和实施情况进行了分析与介绍。

收稿日期: 2020-05-19; 修回日期: 2020-08-16

作者简介: 黄辉明(1983—), 男, 高级工程师, 现主要从事核电站运行及核安全分析研究工作, E-mail: huanghuiming@cgnpc.com.cn

1 首堆试验项目的选取方法与流程

1.1 国内外法规及首堆试验情况

核安全法规 HAF103-2004《核动力厂运行安全规定》^[1]、核安全导则 HAD103/02-1987《核电厂调试程序》^[2]及 IAEA 安全导则 NS-G-2.9《Commissioning for Nuclear Power Plants》^[3]要求调试需要确保能够完整地覆盖对系统设计功能的验证,但未明确首堆试验需执行的项目。

美国核管会(NRC)在2007年3月第3版的《初始试验大纲》^[4]对首堆试验有如下规定:首堆试验被定义为对据联邦法规第10章第52部分进行设计的新反应堆的结构、系统或部件(SSC)相关的新设计特点进行的全新的、独特的或者特殊的试验,《初始试验大纲》的电站功能试验要求中需要对其进行性能验证,导则中未规定试验项目及选取方法。

对于采用 AP1000 技术的项目, NRC 于 2004 年 9 月出版的 NUREG-1973 文件第 14.2.5.1 节中同意西屋公司按照 7 个首堆试验项目与 2 个首堆项目进行调试,国内三门核电厂和海阳核电厂的 AP1000 项目直接引用了该文件中的选取结果。

1.2 首堆试验的定义与分类

首堆试验指在原型机组向首堆机组商业运行建设过程中,需要在一台或者几台机组上进行专门验证的相关试验。原型堆核电机组的调试试验应包括标准试验和首堆试验,对于已经批量化建设的核电机组,则主要执行标准试验。首堆试验组成为首台机组试验、首 N 台机组试验、项目首堆试验 3 部分。

1.3 控制变量法

IAEA 及 NRC 等对首堆试验的定义和范围规定比较模糊,没有统一标准,确定首堆试验项目的要求和原则也多种多样。有了首堆试验的定义与分类后,为了确保能够准确识别出真正具有首堆特性的项目,需要对 EPR 首堆试验选取及项目进行专题研究。对诸多可以考虑为首堆试验项目的因素,例如新概念、新设计、新特性、新结构、新部件或特殊工况等,按设计的复杂程度和设计理念类型进行分类和同类项合并,通过对其因素组合控制,选取最关键的几项变量作为选取首堆试验项目的关键因素,从而减少诸多变量带

来的扰动。这种确定首堆试验项目的方法简称为控制变量法。

通过控制变量法, EPR 台山项目最终确定了 15 个变量作为选取依据(表 1)。首堆试验主要包括瞬态风险、特殊仪器仪表、设备与进度、法律法规要求、过去的实践及经验反馈、试验将产生不可用事件的风险、试验时可能失去对机组的控制和合同要求等 8 个变量。

表 1 EPR 首堆试验选取变量

Tab. 1 Selected Variables for EPR FOAK (First of a Kind Test)

序号	变量名称及说明	变量使用范围
变量1	瞬态风险: 试验可能会引入瞬态导致运行参数的急剧变化使系统或设备超出运行限值的要求	首堆试验
变量2	特殊仪器仪表: 复杂试验需要设计和使用专门的工具及仪表	首堆试验
变量3	设备与进度: 需要在严重或特殊的试验工况下进行多次试验	首堆试验
变量4	法律法规要求	首堆试验
变量5	过去的实践及经验反馈	首堆试验
变量6	试验将产生不可用事件的风险: 违反运行技术规范	首堆试验
变量7	试验时可能失去对机组的控制	首堆试验
变量8	合同要求	首堆试验
变量9	不同项目之间设计差异	首台或首N台机组试验
变量10	不同国家之间的法规差异	首台或首N台机组试验
变量11	不同电站之间的操作差异	首台或首N台机组试验
变量12	同种技术不同项目之间的布置差异	项目首堆试验
变量13	同种技术不同项目之间的设计差异	项目首堆试验
变量14	同种技术不同项目之间的设备差异	项目首堆试验
变量15	同种技术不同项目之间的电源差异	项目首堆试验

对于首台机组试验及首 N 台机组试验选取变量还需考虑试验结果对使用该技术的所有的项目都有效,其试验结果不会受不同项目之间设计差异、不同国家之间的法规差异和不同电站之间的操作差异等变量的影响。对于项目首堆试验选取还需考虑同种技术不同项目之间的布置差异、同种技术不同项目之间的设计差异、同种技术不同项目之间的设备差异和同种技术不同项目之间的电源差异等因素。

1.4 五步选取流程

在确定了首堆试验项目定义和选取变量后,为提高首堆试验项目选取的效率、准确性、规范性以及选取过程的可追溯性,制定了一套首堆试

验项目的选取流程，即五步选取流程。

第 1 步：对采用了新概念设计和具有新设计特性的物项逐一进行配置分解和性能分析，根据物项配置分解和性能分析的结论，确定该物项应执行的调试试验项目和内容、拟定的试验执行窗口和验收准则，建立需要执行调试试验的完整清单，以确保机组得到完整的验证，并进行调试项目完整性分析。调试试验的内容主要是验证系统的安全功能及运行功能，确保系统的所有的安全特性及运行特性均需要得到 100% 的验证，另外还需要对法律法规、合同值和经验反馈等进行验证。为解决 IAEA NS-G 2.9 及 HAD103-02 要求的首堆调试试验完整性分析的难题，通过建立调试完整性过程分析方法，对 EPR 的安全功能和运行功能清单按系统进行分类收集，结合合同要求、运行要求和其他法规要求等，明确调试程序编写输入的来源，分析方法见图 1。

第 2 步：根据首堆试验的选取变量，对调试试验项目和内容进行评价。通过综合性评价，从结构、系统或部件的所有调试试验项目中筛选出属于初步首堆试验范畴的项目。

第 3 步：根据首台机组试验选取变量、首 N 台机组试验选取变量和项目首堆试验选取变量确定试验清单。

第 4 步：对已确认的首堆试验项目，制定试验方法并选取可匹配整体调试计划和机组状态的试验窗口。

第 5 步：最终审查并得到设计方、营运单位和监管局的认可。根据项目的进展情况，项目业主可以自行决定是否使用其他项目的试验结果，

如首台机组试验仅需要在 1 个机组上进行，但业主仍然可以决定在自己的项目上再次执行该试验。

通过上述首堆试验项目选取流程，选取确定了中国台山核电 EPR 首堆试验清单（表 2）。EPR 首堆试验的定义、分类和试验项目在《EPRWG's Common Position addressing First Plant Only Tests》协议中得到多国设计评审工作组（MDEP，由经济发展与合作组织核能署、英国核安全局、法国核安全局、芬兰核安全局、中国核安全局、美国核管会、印度核安全局及瑞典核安全局等组成）的认可，中国核安全局分别于 2015 年 11 月 12 日至 13 日和 2016 年 3 月 28 日至 29 日组织专家审查会对试验项目逐个审查并通过会议纪要给予认可。

2 EPR 首堆试验项目分析

2.1 堆内构件流致振动试验选取分析

变量 4：EPR 的反应堆压力容器内部构件（RPVI）是在法国 N4 和德国 Konvoi 堆型已经经过运行验证的 RPVI 上进行设计改进升级的，主要设计改进为重反射层、流量分配器和堆内构件的尺寸，这些设计改进可能会造成 RPVI 的振动响应特性与参考电站的不同；NRC 发布的《U.S. Regulatory Guide 1.20: Comprehensive vibration assessment program for reactor internals during preoperational and initial startup testing》被核电业界广泛参考使用，同时也是生态环境部核安全中心评审的主要依据。根据 RG1.20 的要求确定了堆内构件流致振动试验分析评价的范围。

变量 2：堆内构件试验所需的位移传感器、

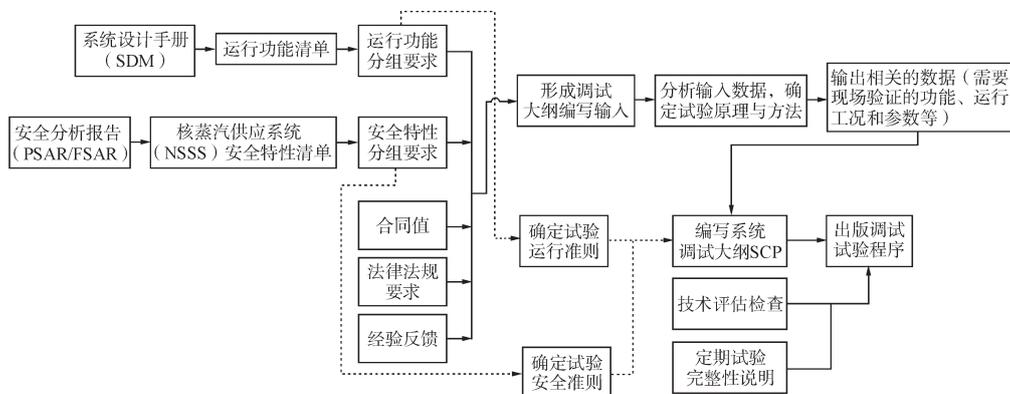


图 1 试验完整性的分析方法
Fig. 1 Analysis Method for Test Completeness

表2 中国台山核电站 EPR 首堆试验清单

Tab. 2 Test List of EPR FOAK (First of a Kind Test) in TSNP of China

序号	程序代码	试验类型	试验名称
1	TP-RCP-125	首台机组试验	RCP热损失测量试验
2	TP-RCP-204	首台机组试验	部分冷却试验
3	TP-PER-104	首台机组试验	SG裕度试验
4	TP-PER-105	首台机组试验	除堆芯外核岛热功率输入测量试验
5	TP-ASG-101	首台机组试验	应急给水系统在热停堆工况下注入SG试验
6	TP-RIS-200	首台机组试验	一回路真空下RIS系统在RHR模式运行试验
7	TP-VDA-103	首台机组试验	一列VDA的排放能力和噪音水平试验
8	TP-VVP-112	首台机组试验	主蒸汽暖管管线最小流量试验
9	TP-OIC-106	首台机组试验	中间停堆RIS/RHR连接工况下PICS-SICS切换试验
10	TP-OIC-108	首台机组试验	中间停堆RIS/RHR连接工况下MCR-RSS切换试验
11	TP-BAS-109	首台机组试验	黑启动试验
12	TP-BAS-105	首台机组试验	柴油发电机带载性能试验
13	TP-RCP-202	项目首堆试验	堆内构件流致振动试验
14	TP-RCP-200	项目首堆试验	不同主泵配置工况下稳压器喷淋效率试验
15	TP-RCP-203	项目首堆试验	自然循环试验
16	TP-RRC-120	项目首堆试验	失去1台主泵试验
17	TP-KIV 103	项目首堆试验	RCP和主泵部分的振动监测系统特殊振动校验试验

RCP—一回路冷却剂系统；SG—蒸汽发生器；RIS—安全注入系统；RHR—余热排出；VDA—蒸汽大气排放系统；PICS—信息处理与控制系统；SICS—安全信息和控制系统；MCR—主控室；RSS—远程停堆站

加速度传感器和应变片共计 58 个，仪表的制造周期 12 个月，现场安装周期 4 个月，拆除周期 2 个月，额外增加了核电现场施工工期且成本高，同时仪表安装过程的焊接工艺和仪表信号电缆的安装难度较大。

变量 3：试验共需要配置 70 种不同的试验工况，涉及在不同温度、压力下启动和停运不同主泵，风险高；试验结果评价所需时间长，初步评价报告在试验结束后 8 周出版，最终评价报告在试验结束后 8 个月出版，将对 RPVI 的振动和应力做出详尽的分析和计算。

2.2 自然循环选取分析

变量 5：自然循环的目的是验证所有主泵丧失情况下，主回路系统的布置及设计能够通过自然循环将堆芯余热导出。如果系统设计及布置不合理可能会出现堆芯饱和和裕度低、堆芯热点和稳

压器波动管温度高偏差等风险。国内秦山核电站一期、田湾核电站 1 号机组水-水高能反应堆（VVER）项目均执行了自然循环试验，鉴于该试验的风险和验证机组固有安全性的目的，将其作为首堆试验。

2.3 电源切换试验（BAS）和仪控总体功能试验（OIC）试验选取分析

变量 1、变量 6、变量 7：①柴油发电机带载性能试验 TP-BAS-105 中验证应急柴油发电机在安注（SI）+失去场外电源（LOOP）+火灾（FIRE）+交叉供电等各种故障模式下的供电功能，该试验需进行复杂的配置，试验风险极高，同时试验过程中将会造成一些设备产生瞬态，试验持续时间长，容易损坏设备；②黑启动试验 TP-BAS-109 是验证核电站在 LOOP 且失去所有应急柴油机同时叠加失去 2 h 蓄电池，仅 12 h 蓄电池可用的情况下启动全厂断电事故（SBO）柴油机，全部电源丧失将导致通风系统及仪控系统丧失，从而失去氢气监测和排放的功能，将引入氢气聚集爆炸风险。试验时 SBO 柴油机将在失去预热和润滑 12 h 后启动进入运行限制工况，从而产生设备瞬态；③仪控系统 OIC 试验在切换时可能失去对机组的控制，造成设备损坏，产生不可用事件的风险；④BAS 试验也是应 EPR 业主组织和首堆试验专家会议要求作为首台机组试验而增加的项目。

2.4 性能保证相关试验项目选取分析

变量 8~15：基于中国台山核电站设计及设备供货情况分析 RCP 热损失测量和除堆芯外核岛热功率输入测量试验，2 个试验结论不会因为 1/2 号机组而产生差异。根据法国在役压水堆核电机组经验反馈，调试期间该试验仅在 1 号机组执行。国内大亚湾核电站的该试验也仅在 1 号机组执行，中国广核集团有限公司的后续 CPR1000 新建机组均未执行该试验；基于中国台山核电站设计及设备供货情况分析蒸汽发生器裕度试验，该试验结论不会因为 1/2 号机组而产生差异且该试验并无安全功能相关验证准则。核岛供应合同（NIEP）附件 8《性能保证与试验》规定该试验的目的仅是验证合同性能保证，故只在 1 号机组执行。

2.5 验证新设备及新设计相关试验选取分析

变量 1、变量 6、变量 9~15：①部分冷却试

验将对一、二回路产生巨大的热冲击，产生瞬态。根据瞬态设计说明^[5]，部分冷却将造成第 16 类瞬态，核电站全寿期内允许次数为 15 次；②应急给水系统在热停堆工况下注入 SG 试验将对反应堆一、二回路产生巨大的热冲击与化学冲击（40℃ 的除盐水直接进入 SG），从而产生瞬态。根据瞬态设计说明^[5]，这将造成第 15B 类瞬态，核电站全寿期内允许次数为 5 次；③一回路真空下 RIS 在 RHR 模式运行试验会对系统引入涡流风险从而造成泵汽蚀，对于泵本身产生不利的影晌，该试验在现场执行有较大难度和风险；④一列 VDA 的排放能力和噪音水平试验用来验证 VDA 全开时的排放流量和噪音水平。由于蒸汽排放量巨大，将会造成冷却和泄压，产生严重的瞬态。根据瞬态设计说明^[5]，这将造成第 20C 类瞬态，核电站全寿期内允许次数为 10 次；⑤主蒸汽暖管管线最小流量试验工况属于用于应对类别 4 事故^[6]的运行方式，根据设计分析，该试验将造成设备产生严重的应力，对设备造成瞬态。

上述 5 个属于验证工艺系统新设计的一类试验，该类试验有引入瞬态、对机组设备造成损坏、产生不可用事件的风险，需要优化试验方案以避免发生瞬态，因此将其确定为首堆试验项目。

2.6 验证设计与减低风险类试验选取分析

变量 2、变量 7：反应堆冷却剂系统和主泵部分的振动监测系统特殊振动校验试验需要增加特殊临时传感器进行测量，用这些仪表对振动监测（KIV）系统的探头进行校验，对其设计概念进行验证。100% 功率平台失去 1 台主泵试验属于标准试验，与 40% 功率平台试验内容相同。40% 功率平台失去 1 台主泵试验作为首堆试验执行是作为验证新设计执行的 1 个预试验，从而确保仪控系统响应和逻辑在 100% 功率平台时能正确动作，保证满功率运行时机组安全。因此，后续机组仅执行 100% 功率平台失去 1 台主泵试验即可。

3 试验实施情况

中国台山核电站 EPR 项目 17 个首堆试验于

2017 年 3 月 3 日开始实施，2018 年 12 月 8 日完成所有试验，结果均满足设计要求，实施过程中未发生重大异常及设备损坏。2017 年 3 月 23 日至 26 日 MDEP 组织的英国、芬兰、法国和中国 4 个国家核安全局对堆内构件流致振动试验在试验仪器仪表采购及安装质量文件、试验操作单、试验风险分析与应急干预方案、模拟机验证操作单、试验专项组管理、试验临时工具和现场实施过程等进行了检查与见证，对中方首堆试验实施过程控制给予高度评价。初步试验报告和最终报告的最终结论是所有振动均在合理范围内，该试验填补了国内堆内构件流致振动实施领域的空白。

4 结论

对中国台山核电站一期工程首堆试验分类进行定义，使用控制变量自主完成 EPR 首堆试验项目选取，选取结果被 MDEP 认可，试验结果满足《EPRWG's Common Position addressing First Plant Only Tests》附件 1 Preconditions for crediting FPOTs 要求，将应用于法国 FA3 及英国 HPC 等核电项目。实践表明，控制变量法及对应的五步选取流程不仅可确保 EPR 首台机组首堆试验相关选取与确定工作顺利有效的开展，还能使新概念设计和具有新特性物项的性能得到充分和完整的验证，该方法也适用于华龙一号在内的其他核电技术路线，具有较大推广价值。

参考文献：

- [1] 国家核安全局. 核动力厂运行安全规定：HAF103—2004[S]. 北京：法律出版社，2004：1-25.
- [2] 国家核安全局. 核电厂调试程序：HAD103—02[S]. 北京：法律出版社，1987：1394-1426.
- [3] IAEA. Commissioning for nuclear power plants: NS-G-2.9[S]. Vienna: IAEA, 2003: 47.
- [4] NRC. Initial test programs for water-cooled nuclear power plants: RG 1.68[S]. Washington, DC: U. S. Nuclear Regulatory Commission, 2007: 13-22.
- [5] VIERNE Vincent. Design transient specification list of loading conditions[Z]. 2018.
- [6] LHOYER STEPHANIE. Design transient specification categories 3&4 primary and secondary systems[Z]. 2009.

（责任编辑：孙 凯）