

文章编号 : 0258-0926(2016)03-0110-06; doi: 10.13832/j.jnpe.2016.03.0110

AP1000 非能动安全系统调试与 核安全法规适应性分析

邱凤翔, 马中杰, 刘加合, 孙景义, 刘 驰

国核工程有限公司, 上海, 200233

摘要: 以核安全相关法规导则为基础, 结合核安全导则中对安全专设系统的调试要求, 分别对 AP1000 非能动堆芯冷却系统和非能动安全壳冷却系统主要试验项目进行适应性分析。结果表明: AP1000 非能动安全专项系统的调试符合核安全法规导则的要求, 但需进一步优化试验项目的设置; 建议今后在核安全法规导则升版时, 可考虑增加对非能动安全专设系统的调试要求以及对现场难以实施而通过试验台架或仿真模拟的试验项目的要求。

关键词: AP1000 核电厂; 非能动安全专设系统; 调试; 核安全法规导则; 适应性

中图分类号: TL38+2 **文献标志码:** A

Analysis of Adaptability of AP1000 Passive Safety Systems Commissioning to Nuclear Safety Laws and Guidelines

Qiu Fengxiang, Mazhongjie, Liu Jiahe, Sun Jingyi, Liu Chi

State Nuclear Power Engineering Company Limited, Shanghai, 200233, China

Abstract: Firstly the Nuclear safety laws and guidelines was introduced briefly, and then the requirement of safety systems in nuclear safety laws and guidelines was decrebied, and the adaptability of passive core cooling system and passive containment cooling system commissioning to laws and guidelines was analysied. The results show that the commissioning of AP1000 passive safety systems are adptive to the laws and guidelines of nuclear safety, but the sequence of the related tests should be optimized. When the laws and guidelines are updated in the future, these commissioning of passive safety systems and these tests cannot be performed on site due to test conditions should be taken into account.

Key words: AP1000 Nuclear power plant, Passive safety system, Commissioning, Nuclear safety law and guideline, Adaptability analysis

0 引言

AP1000 型反应堆采用非能动安全理念, 属于第三代先进压水堆, 反应堆设计功率为 3400 MW, 电功率为 1250 MW, 设计寿命 60 a。

调试是建筑安装向机组运行的过渡重要环节。通过调试, 实现核电厂并网发电功能, 并验

证核电厂能在设计规定的运行工况下安全、可靠地运行, 验证设备制造、施工和安装质量, 保证构筑物、系统和设备的性能符合设计和安全要求。

核电调试必须符合核安全法规导则的要求, 因此需对 AP1000 调试与我国核安全法规导则进行全面分析, 包括非能动安全壳冷却系统 (PCS)

收稿日期: 2015-08-03; 修回日期: 2015-10-27

基金项目: 上海市科技启明星计划 (14QB1400300)

作者简介: 邱凤翔 (1982—), 男, 工程师, 现主要从事核电安全、调试及标准化工作

调试、非能动堆芯冷却系统（PXS）调试、堆内构件流致振动试验、各类机组瞬态试验、功率反应性系数测量、控制棒失步试验等，研究其与核安全法规导则的适应性。

AP1000 堆型专设安全系统区别于其他堆型的根本特点是采用非能动设计，仅依靠重力注射和压缩气体膨胀等非能动设备和工艺进行冷却。AP1000 的专设安全系统主要由 PXS、PCS、主控室应急可居留系统（VES）、安全壳氢气控制系统（VLS）等组成。本文对 PXS、PCS 的调试进行适应性分析，受篇幅限制，不对具体试验方法进行描述。

1 核电调试相关法规导则

我国核安全法律法规及导则分为 3 个层次：第 1 层次由全国人大批准发布的《中华人民共和国放射性污染防治法》；第 2 层次是国务院或各部委发布的核安全法规（HAF）；第 3 层次主要由国家核安全局批准发布的核安全导则（HAD）。直接针对核电厂调试的导则为 HAD103/02《核电厂调试程序》，专设安全设施试验的要求见其附录 I.3.15 节^[1]。

HAD103/02 强调对专设安全系统的可运行性进行验证，以保证专设安全系统符合设计要求且具备防止、限制或减轻事故后果的能力。其要求可从 3 个层次进行理解：一是验证专设安全系统的可运行性；二是验证支持其功能的辅助系统的可运行性；三是验证其具备防止、限制或减轻事故后果的能力，即通过专设安全系统的启动运行，能及时有效地排出堆芯热量，降低堆芯及安全壳内的温度及压力以避免更严重的事件或事故发生。虽然导则 HAD103/02 中没有提及非能动安全系统的试验项目，但非能动安全系统的调试也必须满足以上 3 个层次的要求。

由于法规针对传统的利用泵作为动力的能动堆芯冷却系统，需要一系列的辅助系统，如正式电源、备用电源、暖通系统、冷却水、密封水系统进行支持，这些相关的系统作为专设安全设施也必须在专设安全设施系统试验过程中验证其可用性。但在 AP1000 系统设计中，安全专设系统采用了“非能动设计”，保证事故后安全壳的可靠冷却不再取决于泵及其支持系统，因此本文不

对辅助系统进行详细分析。

2 PXS 的调试及适应性分析

事故情况下，AP1000 堆芯热量通过 PXS 和 PCS 排出到环境大气（最终热阱），热量传递循环过程驱动力均为自然力，包括液体或气体温度差导致密度差作用的循环对流、安全壳冷却水由于重力作用的流动以及辐射换热等方式。简而言之，堆芯热量首先通过 PXS 传递到安全壳内，再通过 PCS 传递到环境大气。因此对 PXS/PCS 进行相关的试验以验证其可运行性至关重要^[2-3]。

2.1 PXS 及主要试验项目

AP1000 的非能动安全注射系统（PSIS）主要由 3 部分组成：

（1）高压安注：主要部件为布置位置高于反应堆冷却剂系统（RCS）主管段标高的堆芯补水水箱（CMT）。正常运行时 CMT 内的温度与安全壳大气基本相同，位差和温度差形成非能动的高压安注驱动力。

（2）中压安注：与二代安注系统相同，由压力为 4.8 MPa 的安注箱（ACC）组成。

（3）低压安注：由内置换料水箱（IRWST）提供重力注射；IRWST 的标高高于 RCS 标高，当由于一回路冷却剂丧失事故（LOCA）或自动卸压系统（ADS）完全卸压后，2 个并联的爆破阀打开，IRWST 提供重力安注（图 1）。

PXS 的试验项目如表 1 所示。

2.2 适应性分析

对于应急堆芯冷却系统的调试，强调其能够在事故发生后保证其可靠启动，向堆芯注入一定压力和流量的含硼水，以满足堆芯冷却和反应性控制的要求。AP1000 堆芯冷却系统采用“非能动”设计，减少了大量能动设备的试验。

AP1000 的 PXS 试验与 HAD103/02 的对比分析见表 2。由于 AP1000 的安注系统与二代加的安注系统的区别，AP1000 相关试验侧重于其非能动余热排出系统（PRHR）能否实现、自然循环能否建立。CMT 安注的驱动力在于 CMT 和 RCS 的位差和温度差以及安注管道的流阻，只要保障驱动力和阻力在规定范围内，即可保证安注流量。这些试验能够充分验证事故后系统向堆芯提供一定压力的流量，保证反应堆冷却和反应性控制的

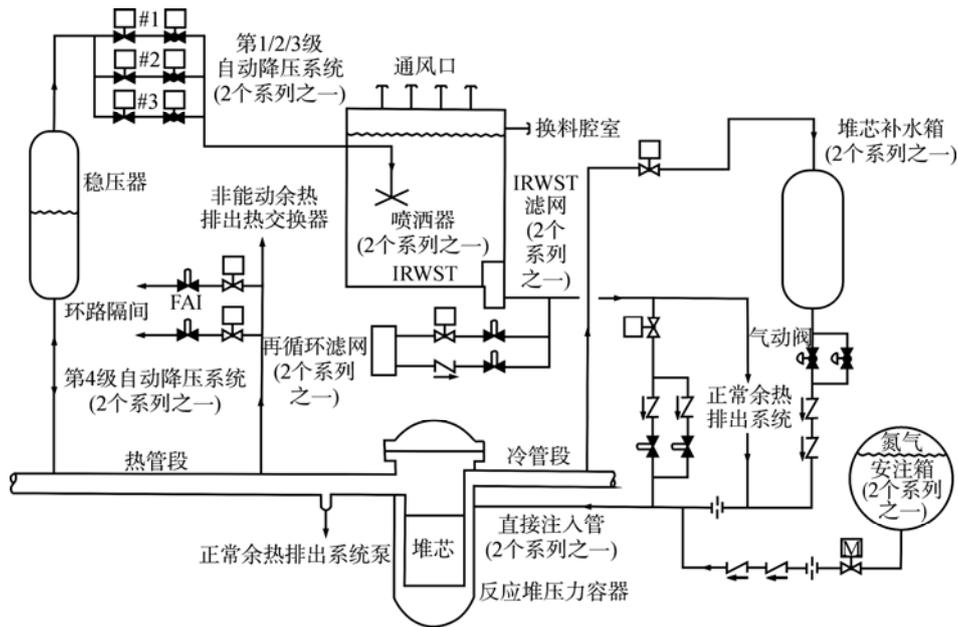


图 1 AP1000 PXS 系统示意图
Fig. 1 Diagram of AP1000 PXS

表 1 PXS 的主要调试试验
Table 1 Main Tests of PXS

序号	试验名称	试验内容	阶段
1	PXS 预运行试验	安全壳隔离阀隔离功能、气动阀操作与控制、电动阀操作与控制、爆破阀控制、电磁阀操作与控制、泄压阀整定值、逆止阀和手动阀功能	冷态试验
2	PXS 流阻预运行试验	IRWST 到安全壳再循环地坑间流阻、安全壳再循环地坑至堆芯直接注入管线 (DVI) 注入管嘴间流阻、IRWST 到 DVI 流阻、CMT 到 DVI 流阻、安注箱到 DVI 流阻、IRWST 输水槽流道验证、CMT 注入期间启动 IRWST 注入 RNS 提供压头	
3	PXS 装料前流阻预运行试验 (顶盖就位)	进一步测量下列管线的流阻: CMT 冷端平衡管线、ADS 第 1,2,3 级卸压管线、ADS 第 4 级环路流阻、验证 RNS 运行时安注箱逆止阀的功能、标定安注箱疏水孔板、标定 CMT 排气孔板	
4	PXS 热态功能试验	PRHR 和 CMT 备用温度试验、PRHR 热交换器 (HX) 排热性能试验、CMT 再循环试验、CMT 再循环试验之后 RCS 的系统恢复、CMT 疏排试验、IRWST 疏排试验	热态试验
5	PXS 自动卸压系统装料前热态功能试验	验证 ADS 第 1、2、3 级可运行性, 同时验证装在 IRWST 中的鼓泡器的负荷限制能力	
6	自然循环试验	验证 PXS 建立自然循环的能力以及排热能力	热态试验及功率提升试验

要求。

热态工况下的 PRHR 自然循环试验验证 PXS 排热能力, 进一步在机组满功率后的 PRHR HX 自然循环试验验证 PXS 能带走堆芯的衰变热。通过以上分析表明, PXS 试验项目的设置符合 HAD103/02 的要求。同时应注意自然循环试验的顺序设置, 以保证核电机组调试风险由小到大逐步释放, 并在可控范围内。

2.3 结果分析

通过上述分析, PXS 调试试验项目可以充分

证明其在事故后保障反应堆热量能及时有效地排出, 符合 HAD103/02 的相关要求。但 HAD103/02 中有关辅助系统能动部件的试验不适用于 AP1000 堆型 PXS 的调试。

3 PCS 的调试及适应性分析

3.1 PCS 及主要试验项目

AP1000 的 PCS 主要设备包括: 钢制安全壳、空气导流板、与安全壳屏蔽厂房连成一体冷却水箱、冷却水分配装置及相关仪表管道与阀门,

表 2 PXS 调试试验项目与 HAD103/02 对比
Table 2 Comparison of PXS Tests and HAD103/02

序号	试验名称	试验要求	对比结果
1	验证应急堆芯冷却系统和主要的辅助系统或设备的可运行性	使用正常电源或应急电源，在设计规定水泵停转时验证注入的流量和压力	由于 AP1000 的非能动设计，不再需要验证正常电源或应急电源的支持性，安注的流量和压力取决于自然循环的驱动力以及流道的流阻。已充分验证相关流阻，满足导则要求
2	在所有预期的运行工况下和运行方式下进行满意的特性试验	验证触发设备正确逻辑和定值点的动作情况，旁路。禁止/许可连锁的动作情况，以及能使专设安全设施停止或失去功能的设备保护装置的动作情况	相关试验验证专设安全设施的启动逻辑和整定值等功能，满足导则要求
3	验证专设安全设施的支持系统的可运行性	对于为保证或支持专设安全设施运行而设置的那些系统或部件，也要使用设计规定的最少数量的可运行部件同时进行试验。这些试验包括诸如加热、通风和空调系统、冷却水和密封水注射系统，保护压缩气源等系统和部件的试验；防止溢流、淹没专设安全设施而设置的密封盖或外罩等保护装置的功能试验；防止水锤和防止可能损坏流体系统的功能试验	由于 AP1000 的非能动设计，取消了安注泵的设置，所以原本需支持泵运行的暖通、冷却水、密封水系统等也都相应取消，不需要进行相关试验

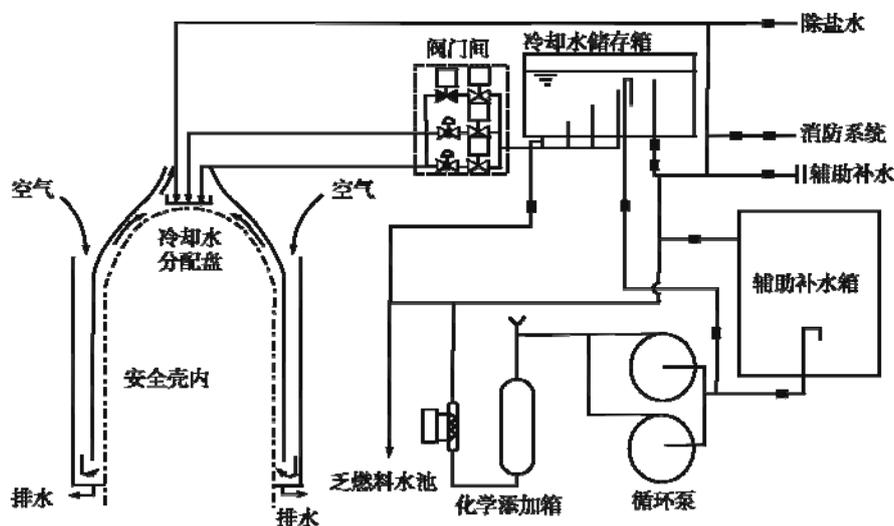


图 2 AP1000 PCS 示意图
Fig. 2 Diagram of AP1000 PCS

以及辅助水箱、再循环泵、电加热器、化学添加箱及管线、仪表，其流程见图 2。

在 AP1000 设计中，PCS 承担事故后安全壳冷却功能，已有很多学者对其冷却能力进行了研究^[4-10]。有关 PCS 的现场试验，在冷态功能试验阶段实施，其试验分为 2 个阶段（表 3）。

3.2 适应性分析

PCS 相关试验项目与 HAD103/02 的要求见表 4。PCS 相关设备尺寸大，现场不具备排热能力试验。西屋电气通过 WGOTHIC 模型^[11]对 PCS 排热能力进行分析。完整的 WGOTHIC 模型包括控制容积参数、流道参数、热构件参数、传热系数类型参数、CLIME 模型参数、材料类型参数、边界

条件、初始条件和程序控制参数，各参数互相配合构成有机的整体，形成了完整的安全壳分析模型。WGOTHIC 模型是美国核安全管理委员会（NRC）认可的用于非能动安全壳冷却系统分析的程序。WGOTHIC 模型有一个重要参数输入，即 PCS 空气流阻，作为该模型的输入，亦是安全壳分析的输入。因此 PCS 相关试验难点在于 PCS 空气流阻的获取。

PCS 空气流阻可通过 2 类方式获得：一是现场试验；二是试验台架和模拟计算。

(1) 现场试验：现场试验可通过外加驱动力，如风机驱动钢制安全壳与屏蔽厂房形成空气流动，也可以在钢制安全壳内通过一定的方式产生

表3 PXS的主要调试试验
Table 3 Main Tests of PXS

试验名称	试验内容	阶段
非能动安全壳冷却系统 预运行试验阶段1	仪表通道试验、远程操作阀门试验、非能动安全壳冷却系统再循环泵断路器试验、再循环泵断路器在远程停堆工作站控制试验、再循环泵性能试验、再循环泵并联运行试验、防结冰设备的功能验证试验等	冷态 试验
非能动安全壳冷却系统 预运行试验阶段2	非能动安全壳冷却水箱疏水立管流量、验证安全壳冷却分水斗和围堰功能、PCS 72 h 满流量试验、储水箱补给供应试验、钢制安全壳水膜覆盖率试验、PCS 空气流阻试验等	冷态 试验

表4 PCS试验项目与HAD103/02要求的对比
Table 4 Comparison of PCS tests and HAD103/02

序号	试验名称	试验要求	对比结果
1	事故后的排热系统、喷淋系统可运行性	对于相关安全系统，应满足一定工况下实现设计功能的试验	现场实施PCS喷淋水膜覆盖率试验及72h喷淋试验；对于安全壳排热能力，通过安全分析论证，但安全分析需要输入参数PCS空气流阻
2	在所有预期的运行工况下和运行方式进行满意的特性试验	验证触发设备正确逻辑和定值点的动作情况，旁路、禁止/许可连锁的动作情况，以及能使专设安全设施停止或失去功能的设备保护装置的动作情况	此项试验主要是验证专设安全设施的启动逻辑和整定值，保证事故发生后安全设施准确启动，符合要求
3	验证专设安全设施的支持系统的可运行性	对于为保证或支持专设安全设施运行而设置的系统或部件，也要使用设计规定的最少数量的可运行部件同时进行试验。这些试验包括加热、通风和空调系统、冷却水和密封水注射系统，保护压缩气源等系统和部件的试验	由于AP1000的非能动设计，取消了循环泵，原本支持泵运行的暖通、冷却水、密封水系统等也都相应取消，无需进行相关试验；但PCS需验证喷淋形成水膜及水膜覆盖率试验

蒸汽，模拟事故工况，由此通过温差形成空气自然流动。这2种方式产生空气流动，通过布置在屏蔽厂房内的临时测点进行测量；测量参数包括静压、压差、温度、风速等，涉及到大量数据采集传感器以及布线。其存在的问题有：一是风机驱动和蒸汽产生热量驱动形成空气流动难度很大；二是由于大量传感器布置及布线，对空气流阻产生很大的影响，对测量准确性造成很大的不确定性，可能导致试验失败，现场试验可行性存在很大的疑问。

(2) 试验台架和模拟计算：西屋电气通过鲁棒安全壳空气流动试验(RAFT)获取空气流阻。该台架为部分扇形的比例模型试验台架，通过流体计算动力学(CFD)进行一致性分析后，扩展到全尺寸，获取全尺寸PCS空气流阻，并按适当裕量进行WGOthic模型计算，提高安全裕量。

3.3 结果分析

通过上述分析，PCS系统调试试验项目可以验证PCS的可运行性，但受试验原理及现场条件的客观限制，验证PCS带走热量的试验不能实施现场试验，但可通过试验台架和模拟计算的方式，证明其具备带走事故后热量的能力，同时该方法必须得到NRC和国家核安全局(NNSA)的认可。模型模拟计算必须符合实际情况，模拟

试验的工况必须完整，从多方面进行论证。目前，规范这类通过模拟试验进行安全分析的核安全法规较少^[12]。

4 总结

对AP1000堆型特有的PXS和PCS调试与核安全法规导则适应性进行了分析，总体上符合核安全法规导则的要求。但部分试验需进一步优化，特别是现场实施难度很大，且受试验条件影响，试验结果难以确保有效性。另一方面，我国现行核安全法规导则主要来源于20世纪80年代国际原子能机构制定的法规导则。对于非能动安全系统的要求，虽然可从核安全本质上进行追溯，但没有对非能动安全专设系统进行明确规定，或对非能动系统只是模糊覆盖。随着我国第三代非能动核电技术的核电机组规模化建设与调试，在后续核安全法规导则升版时，可考虑加入非能动相关安全专设系统的规范，更加全面、有效地为我国核电建设提供法律依据和指导。

参考文献：

- [1] HAD103/02, 国家核安全局. 核电厂调试程序[S]. 1987.
- [2] 靖剑平, 乔雪冬, 贾斌, 等. 基于RELAP5程序的AP1000典型事故瞬态特性研究[J]. 原子能科学技术, 2015, 49(4): 646-653.

- [3] 王宝生,王冬青,董化平,等. 全厂断电事故下 AP1000 非能动余热排出系统瞬态特性数值分析[J]. 原子能科学技术, 2013, 47(9): 1514-1521.
- [4] 郭建娣, 韩伟实. 非能动安全壳冷却系统外侧辐射换热与自然对流研究[J]. 原子能科学技术, 2013, 47(11): 2009-2013.
- [5] 邹杰, 佟立丽, 曹学武. 典型严重事故非能动安全壳冷却系统效果分析[J]. 原子能科学技术, 2014, 48(Z1): 362-268.
- [6] 高剑峰, 叶成. 安全壳非能动冷却能力分析计算[J]. 原子能科学技术, 2014, 48(12): 2274-2279.
- [7] 马柏松, 庄亚平, 郑福涛. 海阳核电一期工程严重事故下非能动安全壳冷却能力分析[J]. 核科学与工程, 2014, 34(4): 530-536.
- [8] 黄代顺, 蒋孝蔚, 余红星. 非能动安全壳冷却系统 CFD 冷凝和蒸发模型研究[J]. 核动力工程, 2013, 34 (z1): 188-191, 196.
- [9] 叶成, 郑明光, 王勇, 等. AP1000 钢制安全壳厚度对传热性能的影响[J]. 原子能科学技术, 2014, 48(3): 457-461.
- [10] 蒋孝蔚, 余红星, 孙玉发, 等. 非能动安全壳冷却系统传热传质模型研究[J]. 核动力工程, 2013, 34(5): 118-123.
- [11] 叶成, 郑明光, 王勇, 等. AP1000 非能动安全壳冷却水 WGOTHIC 分析[J]. 原子能科学技术, 2013, 47(12): 2225-2230.
- [12] 张春明, 韩静茹, 温丽晶, 等. 安全分析程序验证和确认法规标准综述[J]. 原子能科学技术, 2013, 47(12z): 426-429.

(责任编辑: 马 蓉)