



Research
Nuclear Power—Review

HPR1000: 具备能动与非能动安全性的先进压水堆

邢继*, 宋代勇, 吴宇翔

China Nuclear Power Engineering Co., Ltd., Beijing 100840, China

ARTICLE INFO

Article history:

Received 6 November 2015

Revised 4 March 2016

Accepted 7 March 2016

Available online 31 March 2016

关键词

HPR1000

能动与非能动安全性

先进核动力堆 (先进压水堆)

摘要

HPR1000 是具有能动与非能动安全性的先进核电站。它是基于现有压水堆核电站成熟技术的渐进式设计, 融合了包括采用 177 组 CF3 先进燃料组件的堆芯能动与非能动安全系统、全面的严重事故预防与缓解措施、强化的外部事件防护能力和改进的应急响应能力在内的先进设计特征。针对关键的自主创新技术, 如非能动系统、堆芯和主设备, 研究人员已经开展了充分的试验验证。HPR1000 的设计满足国际上对先进轻水堆的用户要求以及最新的核安全要求, 并且考虑了福岛事故的经验反馈。基于其出色的安全性与经济性, HPR1000 为国内与国际核电市场提供了卓越可行的解决方案。

© 2016 THE AUTHORS. Published by Elsevier LTD on behalf of Chinese Academy of Engineering and Higher Education Press Limited Company. This is an open access article under the CC BY-NC-ND license (<http://creativecommons.org/licenses/by-nc-nd/4.0/>).

1. 引言

核能发电始于20世纪50年代晚期, 在随后的半个世纪中经历了不同的发展阶段[1,2]。现在分布于31个国家的超过435座核反应堆提供了全世界11%的电力[3,4]。伴随着核电的发展, 核电站的设计也产生了“代”的概念。在经历了第一代的原型堆和第二代的商业堆之后, 第三代轻水堆核电站在燃料技术、热效率以及安全系统等方面采用了现代化的技术[5,6]。公认的第三代轻水堆标准主要源自两个文件: 美国电力研究院(EPRI)发布的《先进轻水堆用户要求文件》(URD)[7]和欧洲电力用户组织发布的《轻水堆核电站欧洲用户要求》(EUR)[8]。URD和EUR对第三代核电站(也称先进核电站)提出了全面的要求, 包括安全设计、性能设计和经济性等方面。21世纪以来, 第三代核电站, 如AP1000和EPR,

已经实现了首批工程应用并即将投入运行[†]。

2011年3月11日发生的福岛第一核电站事故引起了全世界对核电站安全的广泛关注。国际原子能机构(IAEA)、各国政府或核安全监管机构分别发布了关于福岛事故教训的专题报告[9–12]。报告重点关注外部事件防护、应急电源与最终热阱的可靠性、乏燃料水池的安全、多机组事故的应急响应以及应急设施的可居留性和可用性等[13]。基于福岛事故的反馈, 人们对现有核电站开展了安全检查或压力测试, 实施了必要的改进[14–16]。此外, 对新建核电站的安全需求也在考虑和讨论之中, 如西欧核能监管机构协会(WENRA)起草的《新建核电站设计安全》[17]、IAEA起草的《核电站安全: 设计》(SSR-2/1, Rev. 1)[18]、中国国家核安全局(NNSA)起草的《“十二五”期间新建核电站安全要求》。上述文件提出的新建核电站安全要求主要涉及以下领域: 修改和

* Corresponding author.

E-mail address: xingji@cnpce.cc

[†] 一些文献中也提到了三代加核电站的概念(如文献[5]), 但是本文不对三代和三代加核电站进行区分, 因为三代加核电站的定义并不明确。

强化纵深防御体系、包括多重失效的超设计基准事故(BDBA)应对能力、实际消除大规模放射性释放以缓解场外应急和内外部灾害的防护。另外, 剩余风险和电站自治时间的概念也被引入了国际核工业界的讨论之中。

先进的核电站技术已经成为主流, 后福岛时代新建核电站的核安全标准更加严格。在这个背景之下, 中国核工业集团(CNNC)开发了渐进型先进压水堆(PWR) HPR1000。其设计充分利用了基于我国批量化PWR设计以及建造和运行经验的成熟技术, 并且引入了大量先进设计特征以满足最新安全要求和体现福岛事故经验反馈。

CNNC在过去20年中一直致力于发展先进PWR技术, 研发工作经历三个阶段, 分别由三个持续发展的型号CNP1000、CP1000和HPR1000代表。CNP1000的开发可以追溯到1999年, 自2007年起CP1000在CNP1000的基础上实施了22项重大改进。HPR1000成为实现第三代PWR技术的最终方案, 其关键科研课题于2010年1月启动。福岛事故后, HPR1000的研发进度加快, 并且新增了与福岛事故反馈相关的补充研究课题。

2013年4月, HPR1000的初步设计通过了中国核能行业协会(CNEA)组织的专家审查。位于福建省的福清核电站5号、6号机组是HPR1000的首堆项目, 在NNSA完成初步安全分析报告的安全审评并颁发建造许可证之后, 于2015年5月7日开工建设。

2. 设计理念

核反应堆必须确保的基本安全功能是: ①控制反应性, ②排出堆芯和乏燃料热量, ③包容放射性物质和控制运行排放, 以及④限制事故释放。为了实现HPR1000的基本安全功能, 纵深防御的概念贯彻于与安全有关的全部活动, 以确保这些活动均置于防御措施的保护之下。对安全重要的构筑物、系统与部件设计能够以足够的可靠性承受所有确定的假设始发事件, 这通过冗余性、多样性和独立性等设计准则来保证。能动与非能动相结合的安全设计是HPR1000最具代表性的创新, 同时也是满足多样性原则的典型案列。这一设计不但继承了成熟可靠的能动技术, 而且增加了在交流电(AC)丧失情况下作为能动系统的备用的非能动系统。能动与非能动相结合的技术用于确保应急堆芯冷却、堆芯余热导出、熔融物堆内滞留(IVR)和安全壳热量排出

等安全功能(图1)。需要指出的是, 非能动系统的应用并不意味着可以降低能动系统的设计要求。必须首先保证能动系统的可用性, 将非能动系统作为备用措施。

由于核电站的固有安全性, 初始偏离不会产生与安全有关的重大影响, 或只使电站产生趋向于安全状态的变化。以下是几个典型实例: 堆芯设计为负反应性系数反馈; 在断电情况下控制棒通过重力插入堆芯; 在反应堆冷却剂系统(RCS)保持完整及蒸汽发生器(SG)二次侧导出热量的条件下, RCS能够建立起自然循环。

福岛事故后, “实际消除大规模放射性释放”的概念引起了广泛的讨论。为实现将大规模放射性释放的概率(LRF)控制在低于每堆年 10^{-7} 的目标, HPR1000设计通过采取完善的严重事故预防与缓解措施以及由概率论与确定论方法确定的严重事故序列特别强调了安全壳的完整性。

为了进一步消除剩余风险, HPR1000设计中考虑了适当的措施和充足的裕量以保护电站免受地震、洪水和大型商用飞机撞击等超设计基准外部事件的袭击。通过设置移动泵和移动柴油发电机提高应急响应能力。充足的水箱贮存水量和专用电池容量能够维持非能动系统持续运行72 h, 这对于延长电站的自治时间具有显著意义。作为福岛事故后新研发的堆型, HPR1000的设计吸取了事故经验并且采取了措施, 从而确保电站在类似事故下的安全。

HPR1000的运行性能和经济目标符合URD与EUR

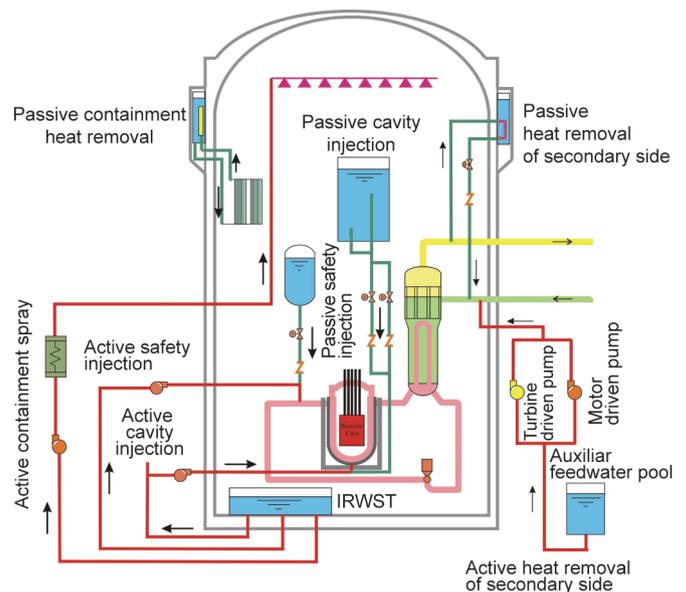


图1. HPR1000能动与非能动系统。红色线条: 能动系统; 绿色线条: 非能动系统; IRWST: 内置换料水箱。

的要求, 如电站可利用率、设计寿期和换料周期。多数设备都经过了验证并可以在国内加工制造, 这就提供了更加经济和便利的设备供应链。破前泄漏(LBB)和一体化堆顶结构等先进技术的应用也降低了建造和维护所需的成本和周期。

HPR1000的研发坚持自主创新路线, 具备独立的自主知识产权。例如, 堆芯装载177组CF3先进燃料组件是CNNC多年科研的重要成果。CNNC也开展了核设计、热工水力设计与事故分析、设备与系统设计等领域的自主化设计软件的研发。

3. 技术特征

表1列出了HPR1000的总体技术参数。本节将从反应堆和燃料、RCS、专设安全设施、严重事故预防和缓解措施、厂房和构筑物等方面对HPR1000的主要技术特征进行简要介绍。

3.1. 堆芯与燃料

HPR1000堆芯额定热功率为3050 MW, 平均线功率密度为 $173.8 \text{ W} \cdot \text{cm}^{-1}$ 。堆芯装有177个燃料组件, 采用低泄漏装料模式, 可实现18个月的换料周期, 并具备进一步延长换料周期的灵活性。CF3燃料组件由264个燃料元件组成, 排列在 17×17 的支撑格架中。燃料元件包含 UO_2 芯块或 Gd_2O_3 - UO_2 芯块。由于采用了自主研发的先进锆合金包壳材料及格架、管座与导向管设计, CF3具备优良的性能并适用于长周期换料。

控制堆芯反应性和功率分布的三个独立的手段分别是可燃毒物吸收体(Gd_2O_3)、控制棒组件(RCCA)和可溶硼吸收体。RCCA由24个紧固于星形架上的控制

棒构成。控制棒吸收体材料为Ag-In-Cd合金或不锈钢。HPR1000被设计成具有大于15%的热工裕量以提高安全性和运行性能。

3.2. 反应堆冷却剂系统(RCS)

HPR1000的RCS采用成熟的三环路设计, 类似配置的运行在世界范围内具有非常丰富的经验。三个环路并行连接于反应堆压力容器(RPV), 每个环路包含一个SG和一个反应堆冷却剂泵(图2)。电加热的稳压器连接在其中一个环路上。增大RPV、SG与稳压器的容积以适应更高的功率, 同时更好地容纳运行瞬态, 降低非计划停堆的可能性。SG二次侧容积的增加也能够在SG传热管破裂(SGTR)事故时延长SG二次侧的满溢时间, 还可以在给水完全丧失事故时延长SG的干涸时间。

通过控制材料中的有害元素、降低母材与焊材的初始基准无延性转变温度(RTNDT)、消除堆芯活性段筒体焊缝和增大水隙, RPV的设计寿命能够延长到60年。RPV采用低合金钢制造, 其内表面为可防止被腐蚀的不锈钢堆焊层, 主要部件采用整体锻造, 以减少焊缝数量。先进堆芯测量系统的使用消除了RPV下封头的贯穿件。

HPR1000采用的ZH-65型SG为立式、倒U型管式SG, 二次侧依靠自然循环驱动流体, 具有一体式汽水分离装置。传热管采用抗腐蚀且性能优良的因科镍690合金制造, 由管板(TSP)支撑, 管孔呈三叶状排列。与反应堆冷却剂接触的部分由抗腐蚀合金制造, 或者用奥氏体不锈钢或因科镍合金堆焊覆盖其表面。

稳压器具有 51 m^3 的自由空间, 用以限制负荷瞬变时的压力变化, 将RCS的压力维持在设计限值以内。超

表1 HPR1000总体参数

| Parameter | Value |
|----------------------------------|-------------------------------------|
| Reactor thermal output | 3050 MW _{th} |
| Power plant output, gross | ~1170 MW _e |
| Power plant output, net | ~1090 MW _e |
| Power plant efficiency, net | ~36% |
| Mode of operation | Baseload and load follow |
| Plant design life | 60 years |
| Plant availability target | ≥ 90% |
| Refueling cycle | 18 months |
| Safety shutdown earthquake (SSE) | 0.3g (g, gravitation constant) |
| Core damage frequency (CDF) | < 10 ⁻⁶ per reactor-year |
| Large release frequency (LRF) | < 10 ⁻⁷ per reactor-year |
| Occupational radiation exposure | < 0.6 person-Sv per reactor-year |
| Operator non-intervention period | 0.5 h |
| Plant autonomy period | 72 h |

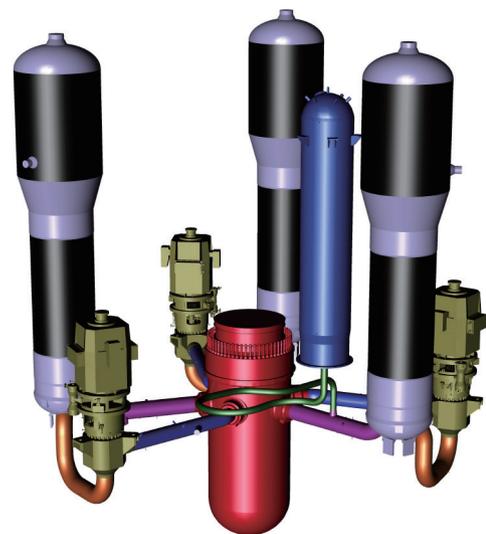


图2. 三环路反应堆冷却剂系统(RCS)。

压保护由三列先导式安全阀提供，并设计了专用快速泄压阀在严重事故发生时为RCS卸压。反应堆冷却剂通过这些阀门释放到卸压箱中。

每个环路中的反应堆冷却剂泵均为立式、单级、轴封离心泵，由风冷三相感应电机驱动。泵采用静止轴封，在泵停止运转时无需能动的轴封注入系统就能维持主泵轴的密封性。

反应堆冷却剂管道为整体锻造，并根据LBB概念设计。这种设计消除了针对大破口或双端断裂的动态效应进行RCS部件、管道以及支撑件设计的必要性。

3.3. 专设安全设施

用于缓解设计基准事故(DBA)的主要专设安全设施包括安全注入系统、辅助给水系统与安全壳喷淋系统等(图3)。专设安全设施由冗余系列组成，以满足单一故障准则。为保证其独立性，每个系列被布置在实体隔离的厂房内并且由独立的应急电源供电。

安全注入系统由两个能动子系统(即中压安注(MHSI)子系统和低压安注(LHSI)子系统)与一个非能动子系统(即安注箱注入子系统)组成。内置换料水箱(IRWST)被用作安注水源，与其他核电站设计中设在安全壳外的换料水箱相比，IRWST增强了对外部事件的防护，并且避免了长期注入阶段的水源切换。MHSI泵与LHSI泵可在发生冷却剂丧失事故(LOCA)时从IRWST取水并注入到RCS以实现应急堆芯冷却，防止堆芯损坏。与现有核电站相比，系统配置上的改进包括：①安注泵不再与其他系统共用，从而提高了设备的可靠性和独立性；②降低安注压头，从而降低了SGTR事故的风险；③取消硼酸注入箱与硼酸循环回路，从而实现了系统简化。

辅助给水系统用于在正常给水丧失时为SG二次侧

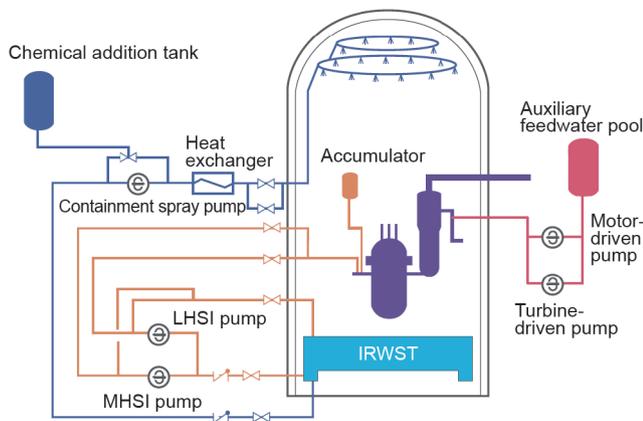


图3. 专设安全设施。MHSI：中压安注；LHSI：低压安注。

提供应急补水并导出堆芯余热。水源取自两个辅助给水池，动力由 $2 \times 50\%$ 电动泵(可由应急柴油发电机供电)和 $2 \times 50\%$ 汽动泵(由SG供汽)提供。泵的多样性提高了系统的可靠性。

安全壳喷淋系统通过喷淋、冷凝在LOCA或主蒸汽管道破裂(MSLB)事故发生时释放到安全壳内的蒸汽，将安全壳内的压力和温度控制在设计限值内，从而保证安全壳的完整性。喷淋水由喷淋泵从IRWST抽取，并含有化学药剂以减少安全壳大气中的气载裂变产物(尤其是碘)和限制结构材料的腐蚀。LHSI泵可作为安全壳喷淋泵的备用，从而确保长期喷淋的可靠性。

3.4. 严重事故预防与缓解措施

HPR1000具有完善的预防和缓解措施(图4)，包括高压熔堆、氢气爆炸、底板熔穿和安全壳长期超压，以对抗可能的严重事故威胁。HPR1000设计中也考虑了适当的措施以应对被认为是现有核电站薄弱环节的特定BDBA工况，如全厂断电(SBO)。

RCS的快速卸压系统用于在严重事故情况下对RCS进行快速卸压，从而避免可能导致安全壳直接加热的高压熔堆现象发生。该系统由连接稳压器顶部一个管嘴的两条冗余排放管线组成，每条管线上串联有一台电动闸阀和一台电动截止阀。

RPV高位排放系统可在事故情况下从RPV顶部排出不可凝气体，以避免不可凝气体对堆芯传热的影响。

堆腔注水冷却系统(CIS)通过向RPV外表面与保温层之间的流道注水来实现对RPV下封头外表面的冷却，从而维持RPV的完整性并实现堆芯熔融物的堆内滞留。CIS系统由能动和非能动子系统组成。能动子系统包括两个系列，每个系列通过泵从IRWST或备用的消防水

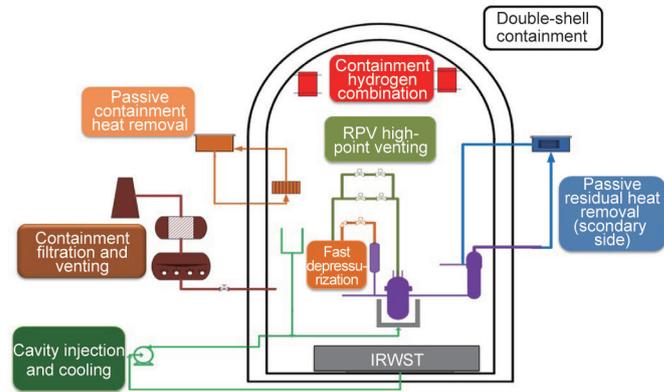


图4. 超设计基准事故(BDBA)或严重事故的预防与缓解措施。

管线取水。非能动子系统主要借助位于安全壳内的高位水箱，在发生严重事故并且能动子系统失效时，注入管线上的隔离阀打开，水箱内的水依靠重力流下，从而冷却RPV下封头。

二次侧非能动余热导出系统(PRS)可在SBO工况且汽动辅助给水泵失效时投入运行，以非能动的方式为SG二次侧提供补水。PRS由分别连接到三个SG的三个系列组成。SG二次侧和浸没在安全壳上部换热水箱内热交换器之间的闭合回路将建立自然循环，以导出SG二次侧的热量。水箱容量能够维持PRS运行72 h。

安全壳消氢系统用于将安全壳内的氢气浓度控制在安全限值以内，防止DBA期间的氢气燃烧或严重事故时的氢气爆炸。该系统由安装在安全壳内部的非能动氢气复合器组成，在氢气浓度达到阈值时自动触发。

非能动安全壳热量排出系统(PCS)用于排出安全壳内的热量，从而确保在发生BDBA时安全壳内的压力和温度不会超过设计限值。安全壳内高温蒸汽和气体的热量被安装在安全壳上部内表面的热交换器换热管内的冷却水(或蒸汽-水)带走，并传递到安全壳外的换热水箱。安全壳内大气与换热水箱内水的温差以及换热水箱与热交换器的高度差是建立自然循环导出热量的驱动力。换热水箱内的水被加热并在达到饱和温度之后蒸发，热量因此被带至大气环境。水箱的容量满足严重事故后72 h非能动安全壳热量排出的要求。

安全壳过滤排放系统提供了一个主动的有计划排放选择，以避免安全壳压力超过其承载能力。排放管线上的过滤装置用来尽可能减少放射性物质向环境中的排放。

为了防止发生ATWS，应急硼注入系统可向RCS提供快速硼化，从而将堆芯保持在次临界状态。如果正常硼化系统不可用，应急硼注入系统能够被手动启动，并向RCS注入足够的硼酸溶液。

如前所述，非能动系统的引入并不是降低能动系统可用性的理由。HPR1000依然提供了多样及可靠的电源来确保电站在大多数情况下的安全。在正常运行情况下，两列独立的站外电源分别被用作主电源与辅助电源。在丧失厂外电源时，两台应急柴油发电机(为每个反应堆配置)和一台附加柴油发电机(为一个电站内的所有反应堆配置)将作为站内应急电源而投入运行。SBO工况时，可依赖两台SBO柴油发电机将电站带入安全状态。即使以上所有的电源都失效，还可以采用移动式柴油发电机提供临时电源。除了AC电源，HPR1000也设有不同电压的直流(DC)电池组，包括专门为与非能动系统相关的阀门、仪表和控制负荷供电的72 h电池组。

3.5. 厂房与结构

HPR1000的总体布置以单堆布置为基础，划分为核岛(NI)、常规岛(CI)与电厂配套设施(BOP)。反应堆厂房位于NI的中心，周围有燃料厂房、电气厂房与两个安全厂房。外围还有其他厂房，如核辅助厂房、运行服务厂房等(图5)。

专设安全设施的不同冗余序列被布置在不同的安全厂房中。两个安全厂房分别位于反应堆厂房的两侧以实现完全的实体隔离，从而降低外部事件造成共因失效的可能性。基于相同的原因，两个紧急柴油发电机厂房也实现了实体隔离。

NI厂房采用水平和竖直方向均为0.3g(g为引力常量)的地面峰值加速度作为抗震输入。反应堆厂房、燃料厂房、电气厂房与安全厂房位于一个整体筏基上，以提高抗震能力。对NI厂房的抗震裕量进行了评估，以评价其抵御超设计基准地震的能力。

对大型商用飞机撞击的防护是通过反应堆厂房、燃料厂房和电气厂房的混凝土屏蔽墙以及安全厂房的实体

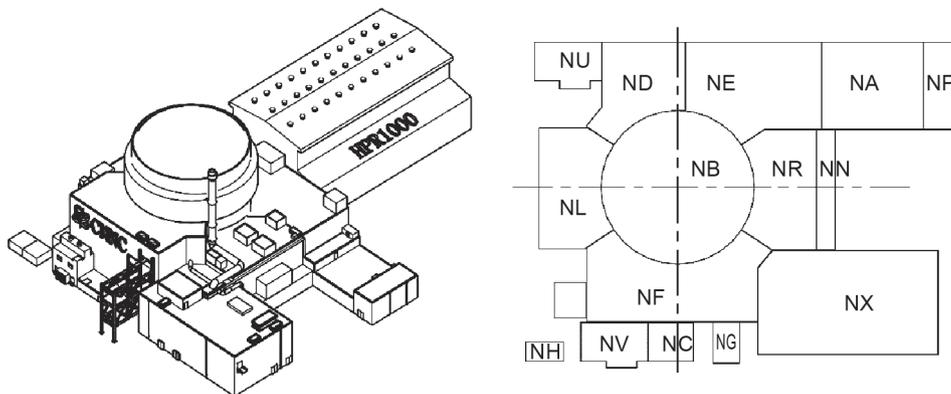


图5. 核岛总体布置。NB：反应堆厂房；NF：燃料厂房；ND/NE：电气厂房；NL：安全厂房A；NR：安全厂房B；NX：核辅助厂房；NN：连接厂房；NU：柴油机厂房A；NV：柴油机厂房B；NA：运行服务厂房；NC：应急空压机房；NG：反应堆厂房龙门架；NP：核岛消防泵房；NH：SBO柴油发电机厂房。

隔离实现的。通过合理布置对安全重要的构筑物、系统及部件，降低了外部和内部事件引起的火灾和爆炸的影响。NI设计考虑了包括地震、洪水、风、龙卷风和海啸在内的所有外部自然事件以及与厂址相关的外部人为事件。研究人员也对内部灾害如内部水淹、飞射物、管道甩击、喷射和流体释放等进行了分析，并在NI设计中采取了必要的措施。

电站将放射性与非放射性设备进行了隔离分区布置，并对这些区域的人员进出提供了不同的通道。此外，这种布置还提高了设备检查、维护和更换的便利性和效率，以尽可能减少职业辐射。

HPR1000反应堆容器是一个位于共同筏基上的双层安全壳。内层安全壳是带密封钢衬里的预应力钢筋混凝土结构(包括一个筒体与一个半球状穹顶)，可以承受安全壳内的事故条件(如LOCA)以及包容反射性裂变产物。壳内的大量自由空间(约87 000 m³)提供了充足的安全裕量。内层安全壳的密封性要求为：在DBA条件下，每24 h内的泄漏率不超过安全壳自由容积内气体质量的0.3%。外层安全壳为钢筋混凝土结构(包括一个筒体与一个浅半球状穹顶)，用来抵御外部事件，如飞机撞击、外部爆炸和飞射物，以保护内层安全壳和内部结构、设备的安全。外层安全壳也是非能动系统水箱结构的一部分，三个换热水箱位于外表面同一高度，并形成由外层安全壳支撑的环状结构。两层安全壳之间的环形空间被通风系统维持在微负压状态，从而从内壳收集可能的泄漏并在排放之前对其进行过滤。

4. 试验验证

作为渐进式的先进PWR设计，HPR1000基于成熟的技术。新的先进特征已经通过试验成功地被评估和验证，以确保其增强了HPR1000的安全性和运行性能。这些试验历时多年，包括以下与非能动系统、堆芯和主设备相关的关键试验：CIS验证试验、PRS验证试验、PCS验证试验、反应堆整体水力模拟试验、反应堆旁漏流试验、反应堆下空腔交混试验、控制棒驱动线(CRDL)抗震试验、流致振动试验和SG验证试验等。

在CIS验证试验中，对能动与非能动子系统RPV外表面的临界热流密度(CHF)分别进行了测量，以证明CIS的冷却能力。模拟体为一定比例的RPV半球形下封头的半个竖直切片(图6)。设置了12个加热模块，每个模块覆盖7.5°的区域。试验过程中，加热功率逐渐增加

直到临界状态。模拟体的外表面温度被热电偶连续监测，通过热电偶信号的突跃识别临界状态。试验为能动和非能动子系统提供了边界导热能力(CHF)与角度位置的函数关系，从而获得了CHF描述的外部冷却能力，并且验证了CIS对于IVR的有效性。

PRS验证试验被用于验证PRS的导热能力和设计参数，测试自然循环稳定性和长时间(72 h)运行能力。PRS试验装置名为ESPRIT(图7)，根据全压全高的原则和与原型以1:62.5的比例设计。ESPRIT的循环回路由蒸汽-水循环系统(包括模拟的SG、热交换器与补水箱)、水池排热系统、蒸汽排放系统及其他辅助系统组成。水池内的水被热交换器加热，在水池内形成自然对流，热量最终通过蒸发的形式被带至大气环境中。试验在不同的压力与功率条件下测试了PRS的稳定运行能力，也研究了SBO事故情景下PRS的瞬态性能。试验证明，无



图6. 堆腔注水冷却系统(CIS)试验装置。



图7. PRS试验装置。

论辅助给水汽动泵是否可用，PRS具有维持SBO事故后72 h的余热排出能力。

为了支持PCS设计，验证系统和关键设备的性能，在单管试验装置与综合性能试验装置上开展了大规模的试验研究。单管试验研究了单根传热管的传热机制，为热交换器的设计提供了准确可靠的基础。综合性能试验在全压全高的装置上进行(图8)，验证了在不同事故工况、安全壳大气和换热水箱水位的条件下，PCS的排热能力和运行性能。关键设备的性能也被测试。试验得到的结论包括：①在事故的不同阶段(早期或长期)，PCS的排热能力都能够得到保证；②从启动至稳态运行工况，PCS的排热功率呈下降趋势，压力及温度的波动不足以威胁系统安全；③研制的内部换热器、汽水分离器和蒸汽排放装置的性能均满足设计要求。

反应堆整体水力模拟试验的目标是获得反应堆堆芯入口的流量分配，以及反应堆各部分的阻力因子，从而验证反应堆热工水力设计。试验装置与原型比例为1:4(图9)，模拟的燃料组件与原型具备相同的水力学特性、轴向和径向的流动阻力。该试验证明了以下结果：①堆芯内流量分布非常均匀，归一化流量分布因子在0.95和1.07之间；②中心区域流量高于外围，与低泄漏燃料管理策略下的堆芯功率分布一致，有利于燃料组件的热量导出；③反应堆各部分测得的压降为反应堆以及主泵设计提供了依据。

反应堆旁流试验包括控制棒导管旁流、RPV上封头旁流、堆芯围板与吊篮间旁流以及出口管嘴泄漏流的试验，目的是研究旁流与RPV不同构件的几何结构、布置或水力学特性的关系。针对以上每个试验设计了比例合理的试验模型。试验表明，测得的总旁流比例低于反应堆热工水力设计采用的设计基准(6.5%)。

CRDL是RCCA提升、插入、下落的通道，其抗震能力对反应堆安全非常重要。试验装置由CRDL、多点激励试验装置和模拟支架组成。试验对地震期间和地震后的CRDL性能、落棒功能及结构完整性进行了测试。试验结果证明CRDL满足承受0.3g地震载荷的设计要求。

通过开展反应堆下空腔交混试验获得各种工况下的下空腔交混因子，进而用来确定事故工况下硼水和冷水的注入比例。试验装置由反应堆模型、三环路系统与测量系统组成。反应堆模型与反应堆整体水力模拟试验中使用的模型相同。三环路中的两个环路可以注入氯化钾(KCl)溶液。针对每个环路注入KCl溶液的情形，试验

提供了下空腔平均交混因子和120°范围内最大交混因子的平均值。

流致振动试验用来获得堆内构件(RVI)的固有振动特性和流致振动响应，以验证RVI的结构设计。试验包括空气和静水中的固有振动特性试验以及流致振动响应试验。基于流体和结构作用相似原则采用比例为1:5的试验模型，试验条件几乎涵盖了所有可预期的情况。试验表明，RVI的流致振动是微小、稳定和随机的。由于流致振动引起的应力远小于材料的疲劳应力极限，预计在电厂寿期内不会发生高周疲劳破坏。RVI在额定流量下经受了连续50 h的耐久性试验，未发现部件及其连接件松动或脱落。压紧弹簧功能正常，吊篮法兰未出现擦伤或划痕。

SG设计验证试验分为TSP水力学试验、汽水分离装置性能试验与SG传热管束流致振动试验。TSP水力学试验的目的是通过测量不同蒸汽压力、温度和流量条件下流体流经TSP的压降验证TSP的水力学特性。ZH-65



图8. 非能动安全壳热量排出系统(PCS)综合性能试验装置。



图9. 反应堆整体水力模拟试验装置。

型SG的汽水分离装置由汽水分离器与干燥器组成。通过试验测试了干燥器的干燥能力，以及汽水分离器与干燥器在热态下的流动阻力和汽水分离能力。此外，还测量了传热管冲击下的动态特性，通过模拟满功率运行工况时的流量测试了SG传热管束的流致振动响应。

5. 结论

作为CNNC研发的第三代PWR型号，HPR1000满足国际先进轻水堆核电站用户要求，以及更加严格的核安全法规和标准，也考虑了福岛事故的经验反馈。大量先进的设计特征被采用，包括采用了177组CF3先进燃料组件的堆芯、能动与非能动的安全设计理念、完善的严重事故预防与缓解措施、强化的外部事件防御能力和改进的应急响应能力等。构建了大规模的试验设施，开展试验以证明新设计能够实现设计目标与功能，并且不会对电站安全造成任何负面影响。对于福岛事故后引起了大量关注与讨论的安全问题，如实际消除大规模放射性释放、降低剩余风险和延长电站自治时间等，HPR1000也采取了针对性的措施。

与中国现有的大多数PWR核电站相比，HPR1000在安全性方面实现了巨大的提升甚至突破，两个重要的概率安全评价指标CDF和LRF几乎降低了两个数量级，满足中国政府在福岛事故后对新建电站安全目标的要求。同世界上其他第三代核电站相比，HPR1000总体上具备相当的安全水平及运行性能，并且在安全设施多样性方面具有实质性的创新，显著提高了各种条件下所需安全功能的可靠性。同时由于充分使用经过验证的技术、设备以及中国成熟的设备供应链，HPR1000的经济竞争力、可建造性、可运行性与可维护性都得到了保障。

良好的安全和性能设计以及经济性优势使得HPR1000在国内外市场上展现出十分出色的竞争力，尤其是在通过各自核安全监管机构的设计审查和批准之后，HPR1000在国内和国外的示范工程已经分别于2015年的5月和8月开工建设。HPR1000未来的批量化部署不仅将为中国核电中长期发展规划目标的实现做出贡献，也将满足国际市场对清洁能源的需求。

Compliance with ethics guidelines

Ji Xing, Daiyong Song, and Yuxiang Wu declare that they have no conflict of interest or financial conflicts to disclose.

Nomenclature

| | |
|-------|--|
| AC | alternate current |
| ATWS | anticipated transient without scram |
| BDBA | beyond-design-basis accident |
| BOP | balance of plant |
| CDF | core damage frequency |
| CHF | critical heat flux |
| CI | conventional island |
| CIS | cavity injection and cooling system |
| CNEA | China Nuclear Energy Association |
| CNNC | China National Nuclear Corporation |
| CRDL | control rod driven line |
| DBA | design-basis accident |
| DC | direct current |
| EPRI | Electric Power Research Institute |
| EUR | European Utility Requirements for LWR Nuclear Power Plants |
| IAEA | International Atomic Energy Agency |
| IRWST | in-containment refueling water storage tank |
| IVR | in-vessel retention |
| LBB | leak-before-break |
| LHSI | low head safety injection |
| LOCA | loss-of-coolant accident |
| LRF | large release frequency |
| LWR | light water reactor |
| MHSI | middle head safety injection |
| MSLB | main steam line break |
| NI | nuclear island |
| NNSA | National Nuclear Safety Administration |
| NPP | nuclear power plant |
| PCS | passive containment heat removal system |
| PRS | passive residual heat removal system of secondary side |
| PSAR | preliminary safety analysis report |
| PWR | pressurized water reactor |
| RCCA | rod cluster control assembly |
| RCS | reactor coolant system |
| RPV | reactor pressure vessel |
| RVI | reactor vessel internal |
| SBO | station blackout |
| SG | steam generator |
| SGTR | steam generator tube rupture |
| SSE | safety shutdown earthquake |
| TSP | tube support plate |
| URD | Advanced Light Water Reactor Utility Requirement Document |
| WENRA | Western European Nuclear Regulator's Association |

References

- [1] International Atomic Energy Agency [Internet]. Vienna: 50 years of nuclear

- energy. [cited 2015 Aug 13]. Available from: https://www.iaea.org/About/Policy/GC/GC48/Documents/gc48inf-4_ftn3.pdf.
- [2] OECD Nuclear Energy Agency. Nuclear energy today. 2nd ed. Paris: Nuclear Energy Agency of the OECD; 2013.
 - [3] World Nuclear Association [Internet]. London: nuclear power in the world today. 2016 Jan [cited 2015 Aug 13]. Available from: <http://www.world-nuclear.org/info/Current-and-Future-Generation/Nuclear-Power-in-the-World-Today/>.
 - [4] International Atomic Energy Agency. Nuclear power reactors in the world (2015 edition). Vienna: IAEA; 2015.
 - [5] Goldberg SM, Rosner R. Nuclear reactors: generation to generation. Cambridge: American Academy of Arts and Sciences; 2011.
 - [6] Zhang RP, Zhang X, Zhang LQ. Technical evolution of leading nuclear power reactor types in the world. *China Nucl Power* 2009;2(1):85–9; 2(2):184–9; 2(3):276–81; 2(4):371–9. Chinese.
 - [7] Electric Power Research Institute. Advanced light water reactor utility requirement document. Palo Alto, CA: EPRI; 1990.
 - [8] EUR organization. European utility requirements for LWR nuclear power plants. 2001.
 - [9] International Atomic Energy Agency. IAEA international fact finding expert mission of the Fukushima Dai-ichi NPP accident following the Great East Japan Earthquake and Tsunami. Vienna: IAEA; 2011.
 - [10] Nuclear Emergency Response Headquarters, Government of Japan. Report of Japanese government to IAEA ministerial conference on nuclear safety—the accident at TEPCO’s Fukushima nuclear power stations. 2011.
 - [11] Miller C, Cubbage A, Dorman D, Grobe J, Holahan G, Sanfilippo N; US Nuclear Regulatory Commission. Recommendations for enhancing reactor safety in the 21st century: the near-term task force review of insights from the Fukushima Dai-ichi accident. New York: Progressive Management; 2011.
 - [12] HM Chief Inspector of Nuclear Installations. Japanese earthquake and tsunami: implications for the UK Nuclear Industry. 2011.
 - [13] Wu YX, Song DY, Zhao GH. Post-Fukushima tendency of nuclear power codes and standards. *Nucl Sci Eng* 2013;33(3):329–36. Chinese.
 - [14] Autorité de Sûreté nucléaire. Complementary safety assessment of the French nuclear power plants (European “stress tests”) —report by the French Nuclear Safety Authority. 2011.
 - [15] European Commission. Communication from the commission to the council and the European parliament—on the interim report on the comprehensive risk and safety assessments (“stress tests”) of nuclear power plants in the European Union. 2011.
 - [16] China National Nuclear Safety Administration. General technical requirements for post-Fukushima improvement actions of NPP (tentative). 2012. Chinese.
 - [17] WENRA Reactor Harmonization Working Group. Report—safety of new NPP designs. 2013.
 - [18] International Atomic Energy Agency. Safety of nuclear power plants: design. IAEA Safety Standards Series No.: SSR-2/1 (Rev. 1). Vienna: IAEA. Forthcoming 2016.