

Design Scheme Investigation of PWR Passive Residual Heat Removal System

Xieyu Wei, Meng Zhu, Jiange Liu

Wuhan 2nd Ship Design and Research Institute, Wuhan Hubei
Email: 384000471@qq.com

Received: Apr. 7th, 2017; accepted: Apr. 21st, 2017; published: Apr. 30th, 2017

Abstract

This article investigates the different type design scheme of the Passive Residual Heat Removal System (PRHRS) at home and abroad. On the basis of comparatively analysis, the design idea of the PRHRS is proposed, which is valuable for the selection of the PRHRS design scheme.

Keywords

Pressurized Water Reactor, Passive Residual Heat Removal System, Design Scheme

压水堆非能动余热排出系统设计方案调研

魏协宇, 朱 蒙, 刘建阁

武汉第二船舶研究设计院, 湖北 武汉
Email: 384000471@qq.com

收稿日期: 2017年4月7日; 录用日期: 2017年4月21日; 发布日期: 2017年4月30日

摘 要

本文针对压水堆非能动余热排出系统, 调研了国内外各类非能动余热排出系统设计方案, 在对比分析的基础上, 提出了非能动余热排出系统设计思路, 从而为压水堆核动力装置非能动余热排出系统的设计方案选择提供参考价值。

关键词

压水堆, 非能动余热排出系统, 设计方案

Copyright © 2017 by authors 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. 引言

压水堆核电站或核动力装置发生全厂断电(含可靠电源丧失)事故以及能动余热排出系统失效时,可依靠非能动余热排出系统来导出堆芯热量。非能动余热排出系统无需外界驱动力,通过回路工质的自然循环导出堆芯余热,将反应堆停堆后的余热输送到最终热阱,防止燃料包壳烧毁和堆芯熔化。系统的自然循环过程依靠介质水的重力、冷热段水温度差造成的密度差提供流动驱动力,从而循环流动带出堆芯热量,非能动余热排出系统极大地提高了压水堆的固有安全性。

本文调研了国内外压水堆非能动余热排出系统设计方案,对比分析这些设计方案的异同,提出了压水堆非能动余热排出系统的设计思路。

2. 压水堆非能动余热排出系统设计方案调研

2.1. AP1000 设计方案

AP1000 非能动堆芯冷却系统(PXS)主要由一个非能动余热排出热交换器(PRHR HX),两个堆芯补水箱(CMT),两个蓄压箱(ACC)和一个安全壳内换料水储存箱(IRWST)组成。PXS 设备位于安全壳内部。

应急堆芯余热导出子系统是非能动堆芯冷却系统(PXS)的组成部分之一。系统的主要设备是非能动余热导出热交换器和相应的管道、阀门、仪表。非能动余热导出热交换器布置在 IRWST 内,换料水箱内的水作为 PRHR 热交换器的冷却介质。流程简图见图 1 [1]。

AP1000 非能动余热排出系统采用一次侧设计方案,即非能动余热排出系统连接在反应堆主冷却剂系统压力边界管道和设备上。

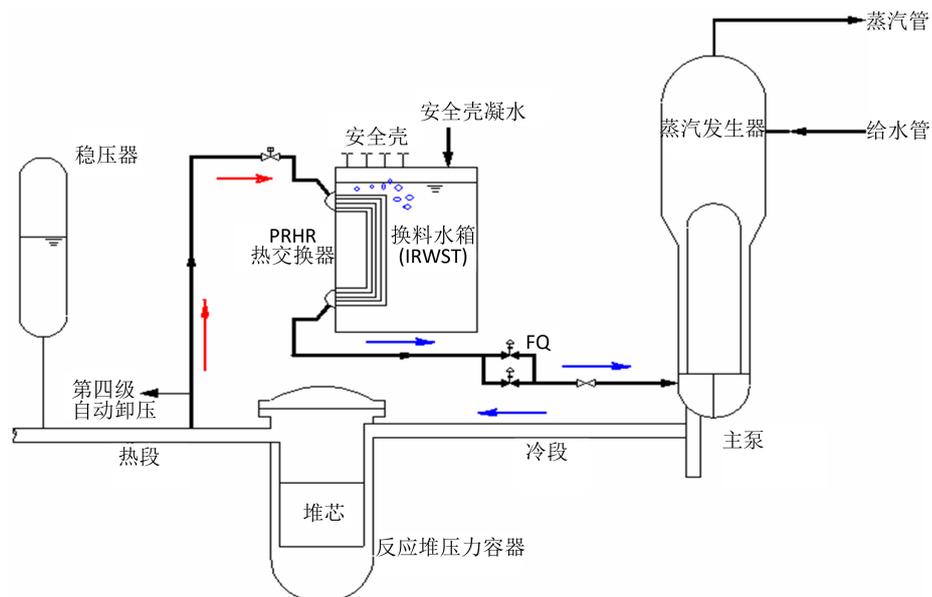


Figure 1. A Schematic diagram of passive residual heat removal system of AP1000 nuclear power plant

图 1. AP1000 核电站非能动余热排出系统原理图

事故后 72 h 内, 在无需操纵人员干预、无需交流电源的情况下, PXS 系统能够保持堆芯和安全壳冷却。非能动余热排出热交换器有能力在 36 h 内将反应堆冷却剂系统(RCS)的温度降至 215℃, 以进入稳定的安全停堆状态, 并能使 RCS 降温降压, 以进入正常余热排出系统能投入的工况状态。

热交换器位于热阱 IRWST 内。在正常运行时, 热交换器中的压力与 RCS 冷却剂压力相同, 以防止在热交换器最初启动时发生水锤现象; 热交换器中的水温与 IRWST 中的水温相同, 这样在电厂运行期间就可以建立并保持自然循环驱动压头。IRWST 的位置高于反应堆, 应急堆芯余热导出子系统的热交换器入口管线与 RCS 1 环路的主管道热段相连接, 入口管路上装有一个常开的电动阀。出口管线与蒸发器冷段腔室相连接, 出口管线上有两个并联常关气动阀。反应堆正常运行时, 一旦收到安全驱动信号, 出口管路上的两个气动阀自动打开。由于 PRHR 热交换器和反应堆之间存在着位差和温差, 因此气动阀打开后即产生反应堆冷却剂的自然循环流, 其方向与主泵产生的强制流方向相同。主泵脱扣前, 主泵能同时为 PRHR 热交换器提供强制流。主泵停止后反应堆的衰变热继续由自然循环方式传至换料水箱。

PRHR 热交换器投入一段时间后, 换料水箱内的水达到饱和温度, 箱内产生的蒸汽进入钢制安全壳内, 并由安全壳的壁面冷却。冷凝水沿钢壳内壁向下流, 在安全壳运行平台处, 由安全级的集水槽收集后被引回换料水箱内, 冷凝水继续作为热交换器的冷却介质。电厂正常运行时, 集水槽中收集的水被引向地坑。一旦 PRHR 热交换器投入运行, 集水槽疏水管上的安全级隔离阀自动关闭, 集水槽中满溢的水直接进入换料水箱。钢安全壳外壁由非能动安全壳冷却系统喷洒形成的水膜和安全壳外自然对流的空气进行冷却, 最后将反应堆的衰变热排入最终热阱一大气。

2.2. JPSR 设计方案

JPSR 的非能动余热排出系统由两个回路组成: 反应堆与非能动余热排出换热器回路、非能动余热排出换热器与重力冷却注射水箱回路, 重力冷却注射水箱由位于安全壳外侧的空气冷却器进行冷却, 外界环境成为该系统的最终热阱。该系统中, 堆芯位高低于余热排出换热器, 余热排出换热器低于重力冷却注射水箱, 重力冷却注射水箱位高低于空气冷却器, 从而确保自然循环能力。JPSR 非能动余热排出系统的结构示意图如图 2 所示[2]。

JPSR 的非能动余热排出系统直接与反应堆压力容器相连, 在事故工况下或需要进行余热排出时, 非能动系统上的阀门(能动阀或非能动阀)开启, 主冷却剂依靠自然循环流入非能动余热排出换热器一次侧并放出热量, 而重力冷却注射水箱内的冷却水依靠自然循环和自然对流将热量带出。在空气冷却器的冷却作用下, 热量最终被排向环境。

JPSR 非能动余热排出系统采用一次侧设计方案, 即非能动余热排出系统连接在反应堆主冷却剂系统压力边界管道和设备上。

2.3. AC600 设计方案

AC600 的非能动堆芯余热排出系统主要是在全厂断电、主蒸汽管破裂或失去主给水等事故工况下, 通过安置在二回路的余热排出系统来代替电站的二回路系统, 排出堆芯余热, 使一回路冷却剂温度、压力和二次侧压力维持在允许限制内。系统结构示意图如图 3 所示[3]。

AC600 非能动余热排出系统采用二次侧设计方案, 即非能动余热排出系统连接在蒸汽发生器二次侧主给水和主蒸汽管道上。

当蒸汽发生器失去给水或主蒸汽管道断裂后, 蒸汽发生器二次侧水位、压力下降, 应急给水箱中的水在重力的作用下流入蒸汽发生器, 吸收主冷却剂带出的堆芯热量并汽化, 蒸气上升进入应急空冷器, 水蒸气冷凝成水后依靠重力流回蒸汽发生器, 从而形成自然循环, 排出堆芯余热。

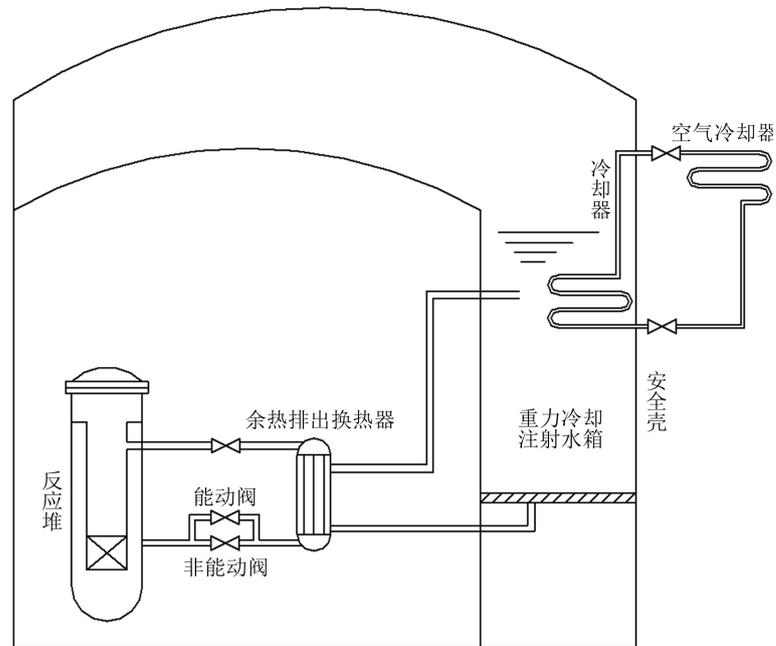


Figure 2. A Schematic diagram of passive residual heat removal system of JPSR
图 2. JPSR 非能动余热排出系统原理图

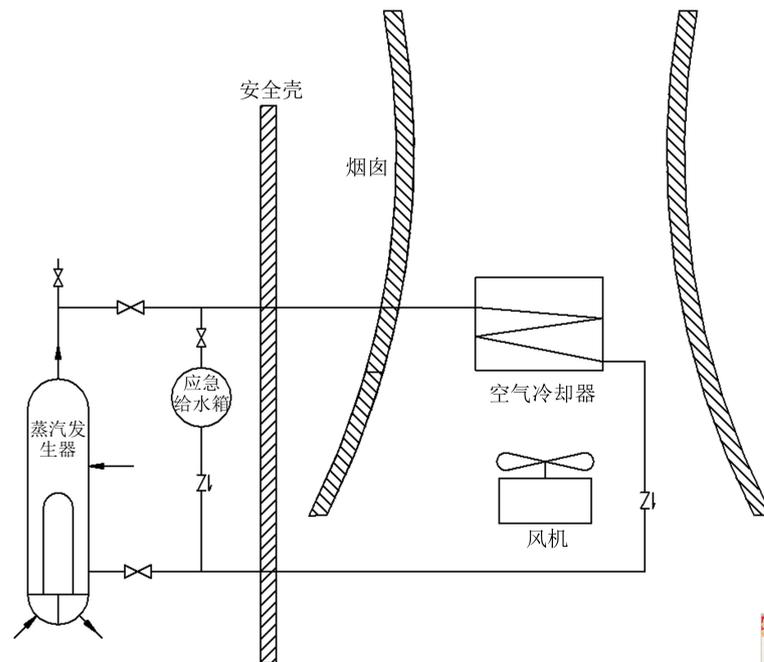


Figure 3. A Schematic diagram of passive residual heat removal system of AC600
图 3. AC600 非能动余热排出系统原理图

AC600 在空气冷却器下方安装了风机，提高了冷却器换热管外侧的换热系数，但在全厂断电且应急电源无法投入的情况下，该非能动余热排出系统的热量导出能力将下降。

2.4. KLT-40S 设计方案

KLT-40S 是由俄罗斯阿夫里坎托夫机械工程实验设计局设计的小型反应堆，基于该种堆型设计建造

的罗蒙诺索夫号核电站于 2007 年在圣彼得堡开工建设，现已基本建造完成。

KLT-40S 反应堆系统是对其标准核动力破冰船系统(KLT-40)进行设计改进后，尤其在安全系统方面有显著提升的浮动式核能发电机组。可以通过驳船的方式向没有集中供电的边远地区居民供电和供热，还可以用于海水淡化从而为干旱地区提供电力和淡水。单个 KLT-40S 模块的热功率为 150 MWt，并可以生产 35MWe 电力用于供电或进行海水淡化。KLT-40S 换料周期为 3~4 年，具备船上换料能力并设置有乏燃料贮存设施。KLT-40S 的堆芯采用了四环路的强迫循环方式进行冷却，并依靠对流进行应急冷却。

KLT-40S 的安全系统组合可以安全的停堆并排出堆芯的剩余衰变热，它的堆芯余热可以采用能动的方式，也可以采用非能动的方式。并且这一系列的安排和措施经过简化后，操作简单并且可以安全实行，并且在事故状态下，无需人员干预和操作，即可通过非能动安全系统达到预定的目标。此外，即使存在着人为的误操作或者反应不及时，反应堆仍然可以长时间自身维持在安全工作的状态。

KLT-40S 用于在反应堆事故保护装置启动后以及反应堆正常计划停堆后，从活性区导出余热。事故冷却系统中使用第 II 回路的非能动冷却系统如图 4、图 5 所示[4]。

使用第 II 回路的非能动冷却系统，它在装置完全断电的情况下自动接通，在此情况下，开启给水 and 蒸汽的气动管道附件，直流蒸汽发生器位置高于堆芯、事故冷却系统热交换器高于直流蒸汽发生器，保证了系统通过自然循环发挥冷却功能。系统保证了装置在 24 h 内的冷却，而无需耗用电量。

KLT-40S 非能动余热排出系统采用二次侧设计方案，即非能动余热排出系统连接在蒸汽发生器二次侧主给水和主蒸汽管道上。

2.5. VBER-300 设计方案

VBER-300 是由俄罗斯 OKBM 设计的可以应用于陆地与海上的浮动式小型核电机组。可以中等功率电网地区提供热能和电能、海水淡化。VBER-300 运用了模块式船用反应堆和 VVER 系列大型压水堆核电站的设计和实际运行经验，从而极大提高了机组的可靠性和安全性。

VBER-300 采用蒸汽发生器二次侧非能动冷却系统设计方案来导出堆芯余热，如图 6 所示中 13-应急

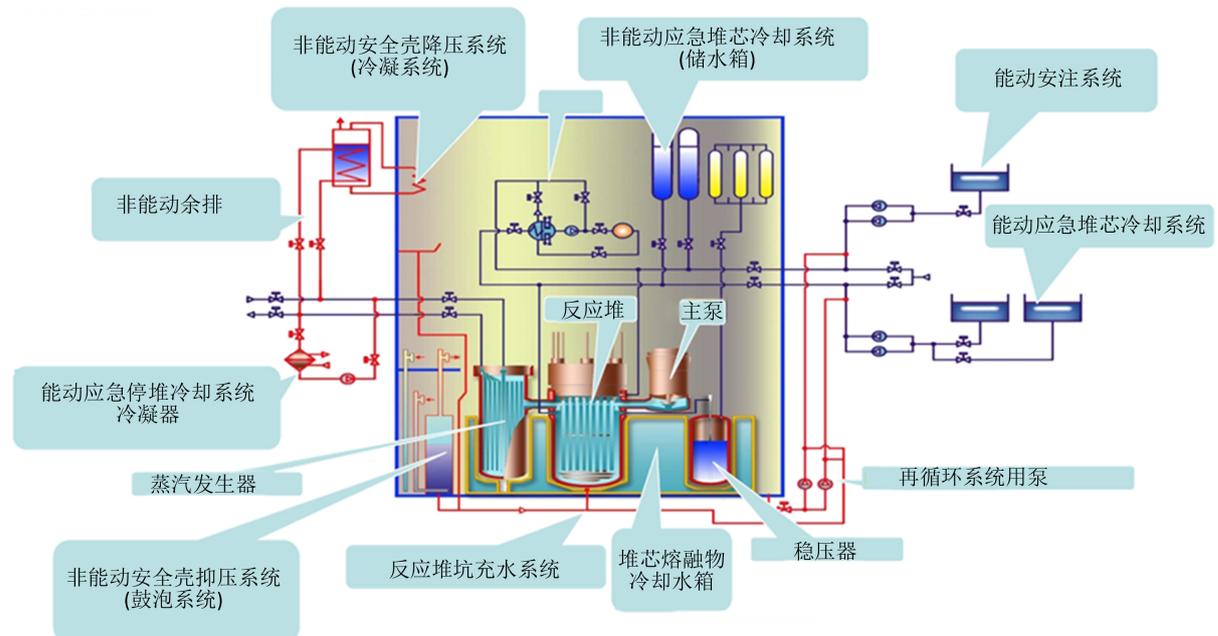


Figure 4. The active and passive cooling system of KLT-40S

图 4. KLT-40S 能动与非能动冷却系统

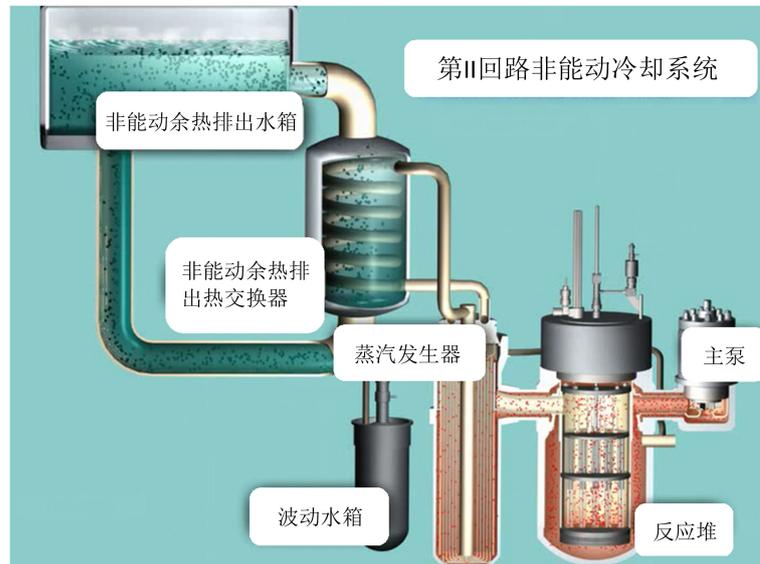
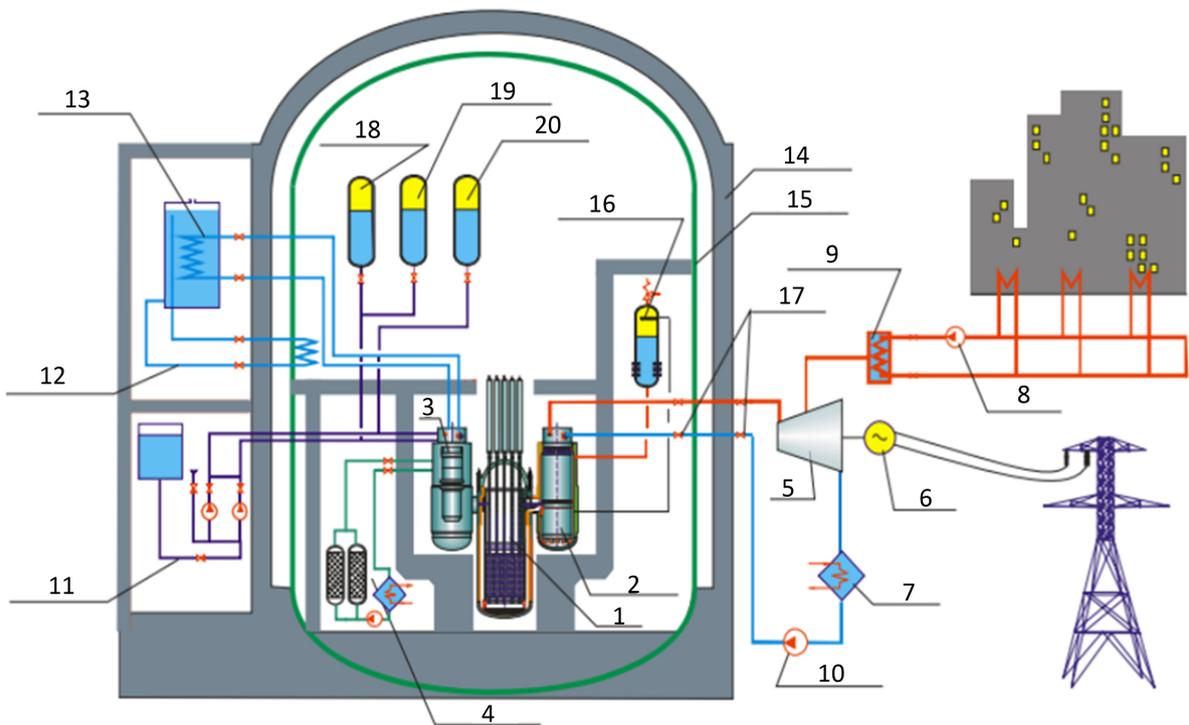


Figure 5. Passive cooling system using a II loop
图 5. 使用第 II 回路的非能动冷却系统



1-反应堆 2-蒸汽发生器 3-主泵 4-回路系统辅助系统 5-汽轮机 6-发电机 7-冷凝器 8-冷却水循环泵 9-冷却水循环热交换器 10-主给水泵 11-除盐水与硼酸溶液补给系统 12-安全壳压力保护系统 13-应急余热排出系统 14-安全壳

Figure 6. A schematic diagram of VBER-300
图 6. VBER-300 系统原理图

余热排出系统设计方案。

通过设置非能动安全设施，核电厂可以保证在发生基准事故 72 小时之内，即使同时发生大破口 (LOCA) 和失去全部交流电源事故，依然可以使核电厂处于规定的设计范围内。

2.6. IRIS 设计方案

国际革新安全反应堆(IRIS-International Reactor Innovative and Secure)是由一个国际性联盟共同设计研发的新型反应堆,该联盟由美国能源部核能研究组负责领导。IRIS 于 2001 年完成了概念设计,并于随后进入到初步设计阶段。2002 年 10 月开始向美国核管会(NRC)提交预应用许可证。

IRIS 利用了成熟的压水堆技术,采用了一体化的反应堆冷却剂系统布置。其反应堆压力容器不仅包容了堆芯、燃料组件和堆内构件,同时将冷却剂系统的主要部件(如冷却剂泵、蒸汽发生器、稳压器、控制棒驱动机构和 neutron 反射层等设备)容纳在其内部。IRIS 的一体化压力容器比传统压水堆大,但其安全壳与分布式反应堆的安全壳相比,尺寸显著减小,从而大大减小了核电厂的总尺寸。

IRIS 非能动安全系统具有与传统核电厂的专设安全设施和 AP600/AP1000 非能动安全系统一样的功能,并在设计中采用了自然驱动力来代替泵、风机、喷淋及它们的支持系统等能动机械。IRIS 非能动安全系统包括了非能动应急余热排出系统(EHRS)、自动卸压系统(ADS)、安全壳压力抑制系统(PSS),以及两台小型的全压应急硼注射箱(EBT)和反应堆容器堆腔。

非能动应急余热排出系统(EHRS)由 4 个独立的系列组成,其中每个系列包括了 1 台水平放置的 U 形管热交换器。该热交换器位于安全壳外的换料水贮存箱(RWST)内,并分别与蒸汽发生器的蒸汽管道和给水管道相连。在设计上,RWST 作为 EHRS 热交换器的热阱。

针对于 EHRS 可以达到的排热能力的设计,应能保证在二回路余热排出系统功能丧失的情况下,只需一个系列投入运行就可以完成余热排出。

在 EHRS 运行时,通过自然循环的方式,由蒸汽发生器传热面带走主系统的热量,在 EHRS 热交换器中经过热交换后,蒸汽冷凝,并以冷凝水的形式重新返回蒸汽发生器中。系统流程见图 7 [5]。

IRIS 采用二次侧非能动冷却系统来导出堆芯余热。

2.7. WH SMR-200 设计方案

西屋公司提出了电功率为 200 MWe 的小型模块化一体化压水堆(SMR)的设计方案,该方案采用 AP1000 成熟燃料组件,减少了燃料和控制棒研制费用;采用内置 U 型管自然循环蒸汽发生器,并安装在堆芯正上方一定高度处,增强了主冷却剂系统的自然循环能力;同时,在设计上取消大尺寸主管道,消除了发生大破口事故发生的可能性。

WH SMR-200 采用一次侧非能动堆芯热量导出设计方案,通过内置换热器、管路和非能动冷却水箱导出堆芯余热,见图 8 所示。

2.8. SMART 设计方案

韩国 SMART 一体化模块式先进反应堆是由韩国原子能研究院(KAERI)自主开发的一体化先进压水堆。其设计目标是建造一座即可用于发电也可兼作海水淡化的反应堆。SMART 的堆芯热功率为 330 MWt,其中 10%的能量用于海水淡化,并具备日产淡水 40,000 m³的能力;如全部能量用于发电,其发电功率可达 100 MWe。SMART 的概念设计起始于 1997 年,并于 2012 年 7 月 4 日通过了韩国原子能安全委员会的设计审核,并获得了 SMART 的标准设计许可。

SMART 采用了核蒸汽供应系统一体化布置方式,包括了 8 台螺旋管式直流蒸汽发生器(OTSG)、4 台单级轴流屏蔽电机泵和自控式 N 稳压器。SMART 的堆芯燃料热工裕量大于 15%,换料周期大于 3 个等效满功率年(EFPY),并设有非能动的专设安全设施保证核电厂的安全运行。

SMART 采用 4 套非能动余热排出系统连接蒸汽发生器进出口从而带走堆芯产生的余热,可自然循环运行并在事故发生后 72 h 内无需人为干涉,见图 9 所示[6]。SMART 采用二次侧非能动冷却系统来导

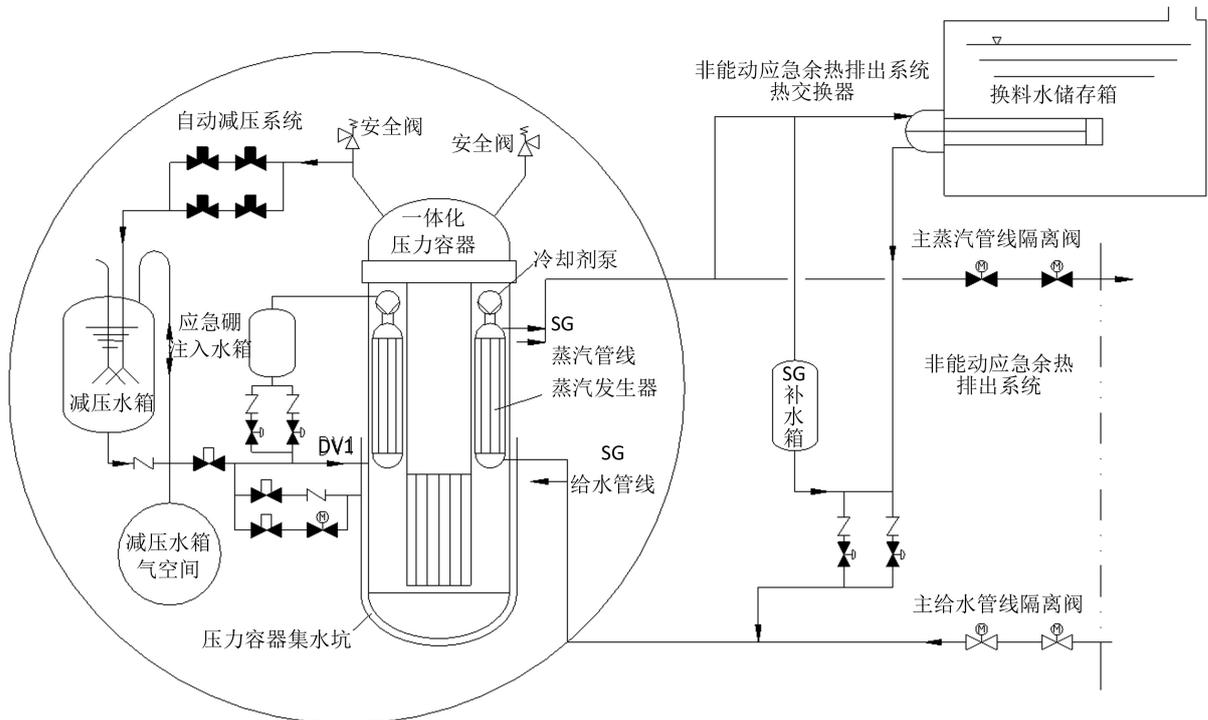


Figure 7. A schematic diagram of passive safety system of IRIS
图 7. IRIS 非能动安全系统原理图

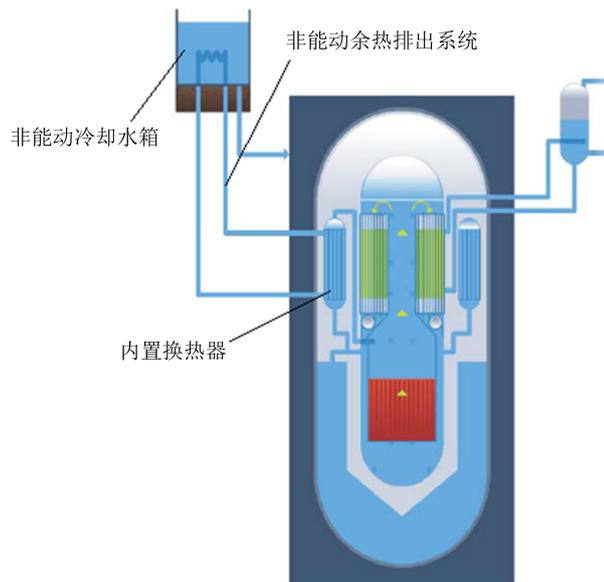


Figure 8. A Schematic diagram of passive residual heat removal system of SMR-200
图 8. SMR-200 非能动余热排出系统原理图

出堆芯余热。

3. 压水堆非能动余热排出系统设计方案对比分析

综上所述调研资料和表 1 统计比较结果可以看出，在压水堆非能动余热排出系统设计方案选择上，存在

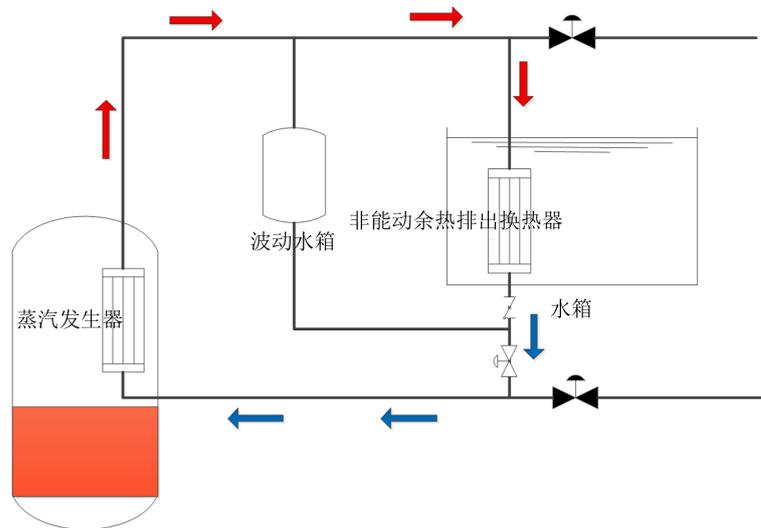


Figure 9. A Schematic diagram of passive residual heat removal system of SMART
图 9. SMART 非能动余热排出系统原理图

Table 1. The Scheme comparison of passive residual heat removal system
表 1. 压水堆非能动余热排出系统设计方案比较

名称	功率	国别	堆型	非能动余热排设计方案
AP1000	3400 MWt	美国西屋	分散式压水堆	一次侧方案
WH SMR-200	800 MWt	美国西屋	一体化压水堆	一次侧方案
JPSR	1853 MWt	日本	分散式压水堆	一次侧方案
AC600	1820 MWt	中国	分散式压水堆	二次侧方案
KLT-40S	150 MWt	俄罗斯	紧凑型压水堆	二次侧方案
VBER-300	917 MWt	俄罗斯	紧凑型压水堆	二次侧方案
IRIS	1000 MWt	美国联合体	一体化压水堆	二次侧方案
SMART	330 MWt	韩国	一体化压水堆	二次侧方案

两种设计思路：一次侧方案和二次侧方案，这两种方案设计思路和特征分析如下：

1) 在系统流程上，一次侧方案直接将非能动余热换热器通过管路连接至一回路压力边界的管道或设备上，忽略蒸汽发生器中间环节，系统较为简单，但系统管路和设备的设计承压要求较高；二次侧方案需要借助于蒸汽发生器传热管将热量传递至非能动余热排出换热器，系统较为复杂，然而系统管路和设备的设计承压要求可以降低；

2) 在理论原理上，一次侧方案是利用单相水的自然循环特性原理建立自然循环，具有较好的运行稳定性；二次侧方案是利用两相蒸汽的自然循环特性来建立自然循环能力，两相自然循环稳定性较差，设计时需要避免进入两相流动不稳定区间；

3) 在设计公司方面，美国西屋公司倾向于将非能动余热排出系统设置在主冷却剂系统承压边界内(一次侧方案)，其它国家设计的压水堆非能动余热排出系统则侧重于设置在主冷却剂承压边界外，采用蒸汽发生器二次侧(二次侧方案)，这与国家的技术水平和核动力装置设计出发点和工艺可实现性有关；

4) 在布置上，一次侧方案(AP1000、SMR-200、JPSR 等)的非能动余热排出换热器均置于安全壳内，确保放射性物质包容在实体屏障内；二次侧方案的非能动余热排出换热器一般多倾向于布置在安全壳外。

4. 结束语

本文详细调研了压水堆非能动余热排出系统方案设计，总结出了两种设计方案思路，比较了两种方案的设计思路，分析并比较了各自的优缺点。

对于非能动余热排出系统方案设计，需要根据核动力装置自身特点以及所处环境具体分析，对于紧凑式压水堆以及一体化压水堆，由于蒸汽发生器普遍采用直流蒸汽发生器，反应堆冷却剂系统自然循环能力较强，比较适合采用二次侧非能动余热排出方案。对于分散式布置堆型，既有一次侧非能动余热排出方案也有二次侧非能动余热排出方案，可根据布置具体情况以及反应堆冷却剂系统的配置情况，选择合理的方案。

参考文献 (References)

- [1] 林诚格. 非能动安全先进压水堆核电技术[M]. 北京: 原子能出版社, 2010.
- [2] Iwamura, T., Murao, Y., Araya, F. and Okumura, K. (1995) A Concept and Safety Characteristics of JAERI Passive Safety Reactor (JPSR). *Progress in Nuclear Energy*, **29**, 397-404.
- [3] 陈炳德, 肖泽军, 卓文彬. AC600 二次侧非能动余热排出系统热工水力特性实验研究[J]. 中国核科技报告, 1998(6): 63-64.
- [4] Antonovsky, G.M. and Kiryushin, A.I. OKBM 研究的压水堆[J]. 国外核动力, 2003 (1): 22-28.
- [5] 陈世君. 下一代先进反应堆国际革新与安全反应堆(IRIS)[J]. 国外核动力, 2002(5): 10-14、31.
- [6] 陈炳德. SMART 一体化模块式先进反应堆研究进展[J]. 国外核动力, 2003, 24(4): 2-9.

期刊投稿者将享受如下服务:

1. 投稿前咨询服务 (QQ、微信、邮箱皆可)
2. 为您匹配最合适的期刊
3. 24 小时以内解答您的所有疑问
4. 友好的在线投稿界面
5. 专业的同行评审
6. 知网检索
7. 全网络覆盖式推广您的研究

投稿请点击: <http://www.hanspub.org/Submission.aspx>

期刊邮箱: nst@hanspub.org