

# Design Overview on Passive Containment Cooling System of SMR

Jiawei Liu, Changliang Liu, Jingmei Zhu, Changming Qu, Chaojie Sun

China Nuclear Power Engineering Co. Ltd., Beijing  
Email: liujiawei355@126.com

Received: Sep. 30<sup>th</sup>, 2019; accepted: Oct. 7<sup>th</sup>, 2019; published: Oct. 14<sup>th</sup>, 2019

## Abstract

Containment is the last barrier to prevent radioactive materials leaking from nuclear power plants. Since the Fukushima nuclear accident, the research of advanced nuclear power reactor has always been focusing on the design of passive containment cooling systems. The small modular reactor combines the advanced passive design with its integrated concept, and proposes new designing concepts. This paper aims to give a thorough introduction about the representative design of small modular reactor passive containment cooling system both in China and abroad. By comparing the advantages and disadvantages of different design, it also gives out optimized solutions for onshore small reactors and offshore floating nuclear power plant, which can be taken as reference for the research of small reactor passive containment cooling system currently studied.

## Keywords

Passive Containment Cooling, Small Module Reactor, Floating Nuclear Power Plant

# 小型模块化反应堆非能动安全壳冷却系统设计概述

刘嘉维, 刘长亮, 朱京梅, 曲昌明, 孙超杰

中国核电工程有限公司, 北京  
Email: liujiawei355@126.com

收稿日期: 2019年9月30日; 录用日期: 2019年10月7日; 发布日期: 2019年10月14日

## 摘要

安全壳是核电厂防止放射性物质泄漏的最后一道屏障, 福岛核事故以来, 非能动安全壳冷却系统的设计一直是先进核动力反应堆的研究重点。小型反应堆将当前先进的非能动设计与其一体化概念相结合, 提出了新的设计理念。本文旨在总结国内外小型模块化反应堆非能动安全壳冷却系统的设计方案, 通过不

同方案之间的优劣对比, 分别提出适合陆上小型堆和海上浮动堆非能动安全壳冷却的设计方案, 为我国模块化小型反应堆正在进行的非能动安全壳冷却系统研究提供参考。

## 关键词

模块化反应堆, 安全壳冷却, 非能动, 浮动核电站

Copyright © 2019 by author(s) 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

非能动安全壳冷却系统(PCCS)由于其固有的安全特性, 被广泛地应用于先进核动力反应堆设计。该系统在失水事故(LOCA)、主蒸汽管道破裂(MSLB)等设计基准事故下, 能够为反应堆提供长期冷却的能力, 降低安全壳的温度和压力, 从而限制放射性物质向外扩散。

在过去的三十年中, 国内外的研究员针对非能动安全壳冷却系统的运行机理和特性开展了大量的研究, 提出了诸多设计理念[1], 如高位水箱外部喷淋系统方案、钢制内壳的空冷方案、地面水箱喷淋冷却系统方案等。基于这些研究成果, 核电设计正在变得更为安全、可靠、高效。福岛核事故以来, 在全场断电(SBO)且无人干预的情况下, 通过自然循环非能动地导出反应堆衰变热, 保证安全壳的完整性, 成为了先进核电设计的重要安全战略。

小型模块化反应堆(SMR)由于其一体化设计, 在提高核电安全性的同时, 能够高标准地提供不同的核电联产方案, 从而获得了国内外的广泛关注。如何将非能动安全壳冷却系统和小型模块化反应堆的一体化理念结合起来, 一直是国内外学者的研究重点。截止目前, 小型模块化反应堆尚处于商业化示范阶段[2], 还未运行投产。

本文调研了当前各国小型模块化反应堆非能动安全壳冷却系统的设计方案, 从冷却原理、配置系统、长期冷却能力等方面进行了不同方案之间的优劣对比, 提出适合小型反应堆一体化设计的优选方案, 为我国陆上小型反应堆及海上浮动堆正在进行的非能动安全壳冷却系统的研究提供参考。

## 2. 基于模块化反应堆的非能动安全壳冷却系统

### 2.1. 四周浸没式安全壳冷却方案

#### 2.1.1. W-SMR: 外置高位水箱方案

西屋公司设计的小型模块化反应堆 W-SMR [3]具有十分紧凑的非能动安全壳冷却系统, 如图 1 所示, 压力容器包容在直径 9.8 m, 高 27.1 m 的钢制安全壳中, 安全壳内保持高真空度, 从而极大的限制了衰变热的流失。当失水事故发生时, 压力容器释放的蒸汽在安全壳内壁面冷凝, 从而使衰变热通过安全壳壁面传递到安全壳外水池(OCP)。随着安全壳压力的升高, 自动泄压系统(ADS)开启, 导出反应堆衰变热。同时, 安全壳内置储水池中的水排入安全壳, 地坑中的水通过滤网回到压力容器, 形成循环, 如图中 1(b)红线所示。

事故工况下, 如果堆芯补水箱(CMT)和安全壳内置储水池(ICP)排空, 蒸汽通过自动减压系统排入安全壳。衰变热传到安全壳外水池, 随着安全壳外水池中的水不断蒸发, 池中水位下降, 直至水位达到安全壳外水池与高位水箱(UHS)连接管线上浮动隔离阀的触发水位, 浮动隔离阀自动开启, 高位水箱中的水将重新填满安全壳外水池。在无外界干预的情况下, 凭借 UHS 和 OCP 中的水量, 该设计能够实现 7 天

的非能动反应堆应急冷却。获得外部冷源后，通过向 UHS 中注水，该系统能够提供无限的冷却能力。

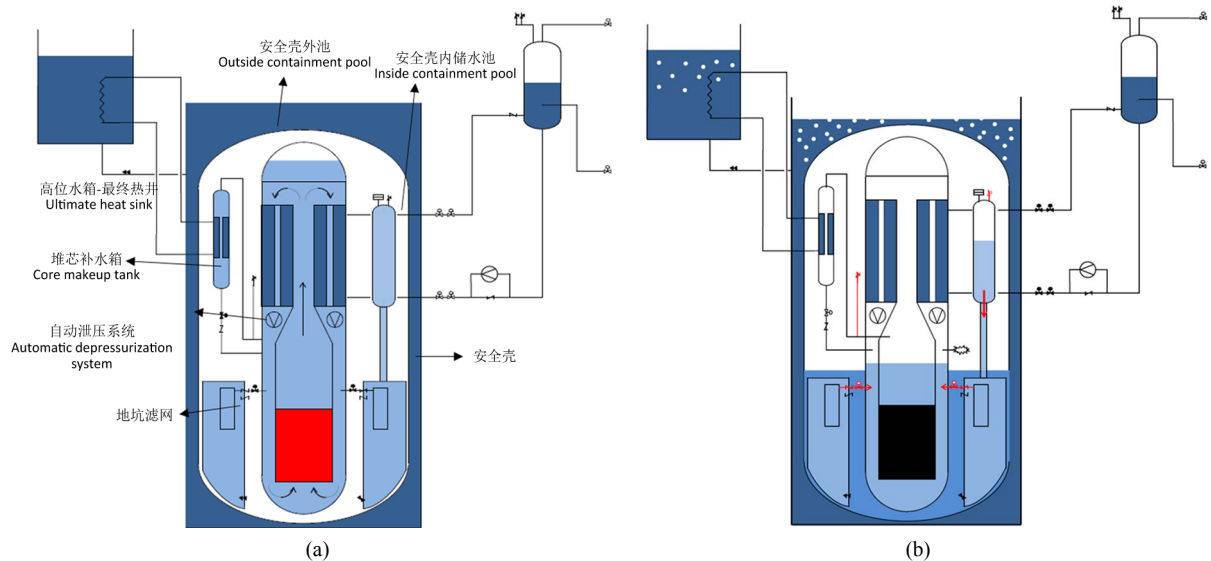


Figure 1. PCCS in (a) Normal Full Power Operation and (b) LOCA Blow down of W-SMR [4]

图 1. W-SMR 非能动安全壳冷却系统(a)正常工况下, (b)失水事故下[4]

### 2.1.2. OFNP-300: 多屏障阀门启闭式安全壳冷却系统

OFNP-300 是麻省理工学院提出的一种海上浮动核电站, 该堆型围绕 W-SMR 进行设计, 其压力容器同样包容在直径 9.8 m, 高 27.1 m 的钢制安全壳中, 且内部的安全系统与 W-SMR 十分相似。传统的反应堆设计有四层安全屏障(包含燃料芯块), 该堆型具备七层安全屏障, 如图 2 所示, 系统设计如图 3 所示。安全壳冷却系统通过反应堆外壳上的一系列阀门实现。在设计基准事故下, 这些阀门自动打开, 由于安全壳顶端的水位是在海平面下 20 m, 因此海水的压力可将船体的压舱水排入到安全壳四周, 起到冷却安全壳的作用。通过自动泄压系统、地坑滤网、地坑回流管线、壳内储水池等完成壳内的循环冷却, 从而带走堆芯的衰变热。

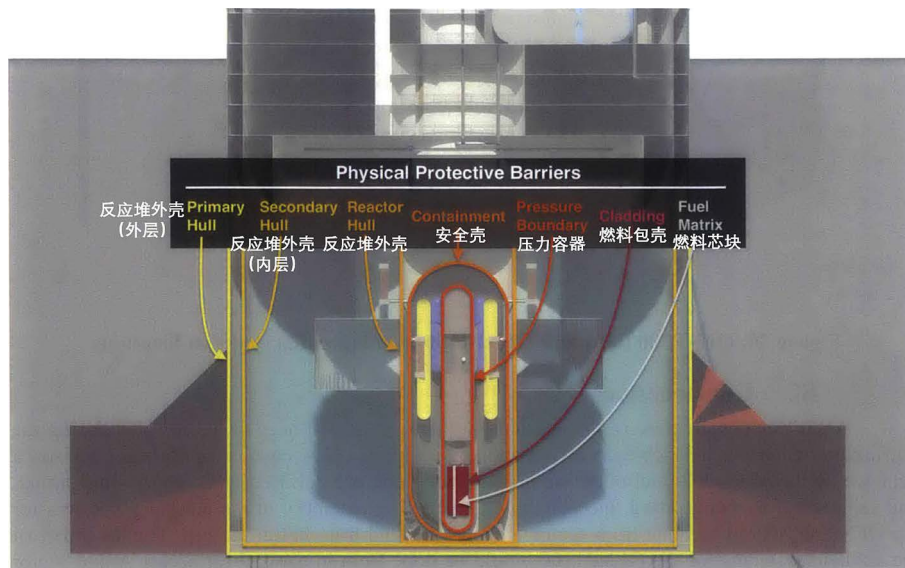


Figure 2. OFNP300 physical protective barrier [5]

图 2. OFNP300 安全屏障[5]

该系统目前的研究重点在于，如何通过一系列阀门合理的排放量和布置方式，将冷却剂均匀地排放到安全壳四周，保证船体不倾斜。阀门布置方式也在优化，布置位置较低能获得较大压头，布置位置较高，冷却效率高。目前该设计尚处于实验验证阶段，以保证冷却剂在安全壳外区域的均匀流动，及在流动不均匀情况下保证船体平稳。

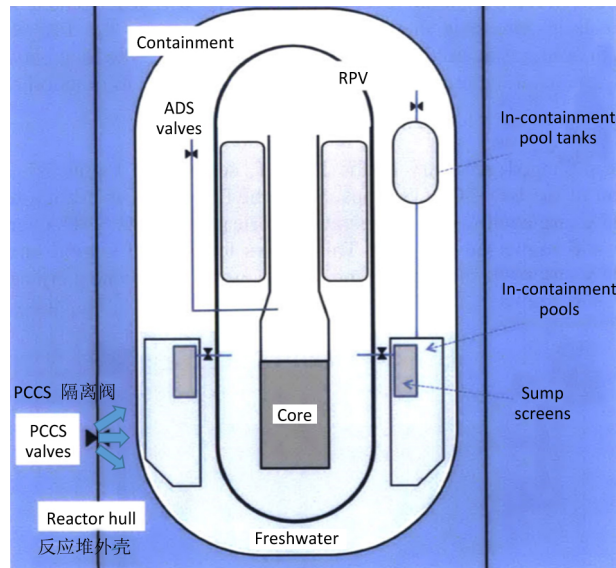


Figure 3. PCCS schematic of OFNP300 [6]  
图 3. OFNP300 非能动安全壳冷却系统示意图[6]

### 2.1.3. Nuscale: 环形水池与空气冷却结合的安全壳冷却系统

美国 Nuscale Power 公司设计的小堆 Nuscale 实现了安全壳冷却系统和堆芯应急冷却系统的高度协同

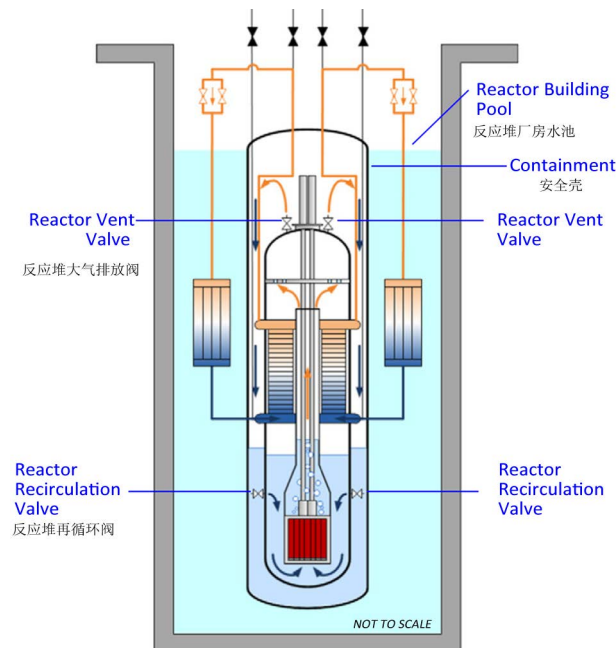


Figure 4. PCCS schematic of nuscale [7]  
图 4. Nuscale 非能动安全壳冷却系统示意图[7]

作用,如图4所示,压力容器包容在高24.6 m,直径4.6 m,额定压力5.5 MPa的钢制安全壳内,该安全壳能够在任何失水事故工况下实现放射性包容。三台反应堆大气排放阀协同两台再循环阀门运作,当两台排放阀和一台再循环阀打开的时候,PCCS自动开启。每台阀门的工作都是独立的,保证了系统设计的冗余性。

在失水事故下,PCCS自动开启,压力容器内的蒸汽从排放阀排出,在安全壳内壁冷凝,热量通过安全壳内壁传到反应堆厂房水池。安全壳内的温度和压力迅速降低,冷凝液体通过再循环阀流回反应堆,形成循环。

类似于W-SMR,反应堆厂房水池是该系统的外部冷源,在事故工况下,随着衰变热向外不断释放,池内的水由蒸发不断减少,当池内水蒸干时,反应堆将通过空气的自然循环冷却反应堆。Nuscale的长期冷却能力已通过Nuscale整体系统实验台架得到验证。

## 2.2. SMART: 内置换热器的压载舱非能动冷却方案

韩国研究和工业联合会研发的小型模块化反应堆SMART,是一种重力基础结构式[8]的海上浮体式电站。在能动的安全壳喷淋系统(ECCS)、堆芯应急冷却系统(CSS)、堆芯熔融物滞留系统(IVR)失效时,其采用应急安全壳冷却系统(EPCCS)进行超设计基准事故下,堆芯衰变热的排放。该系统如图5所示,由蒸汽排放管线、压载水舱(船舶为调节重心位置设置的水舱)、压载水管线、热交换器、过滤排放系统组成,其冷源为船用压载水。

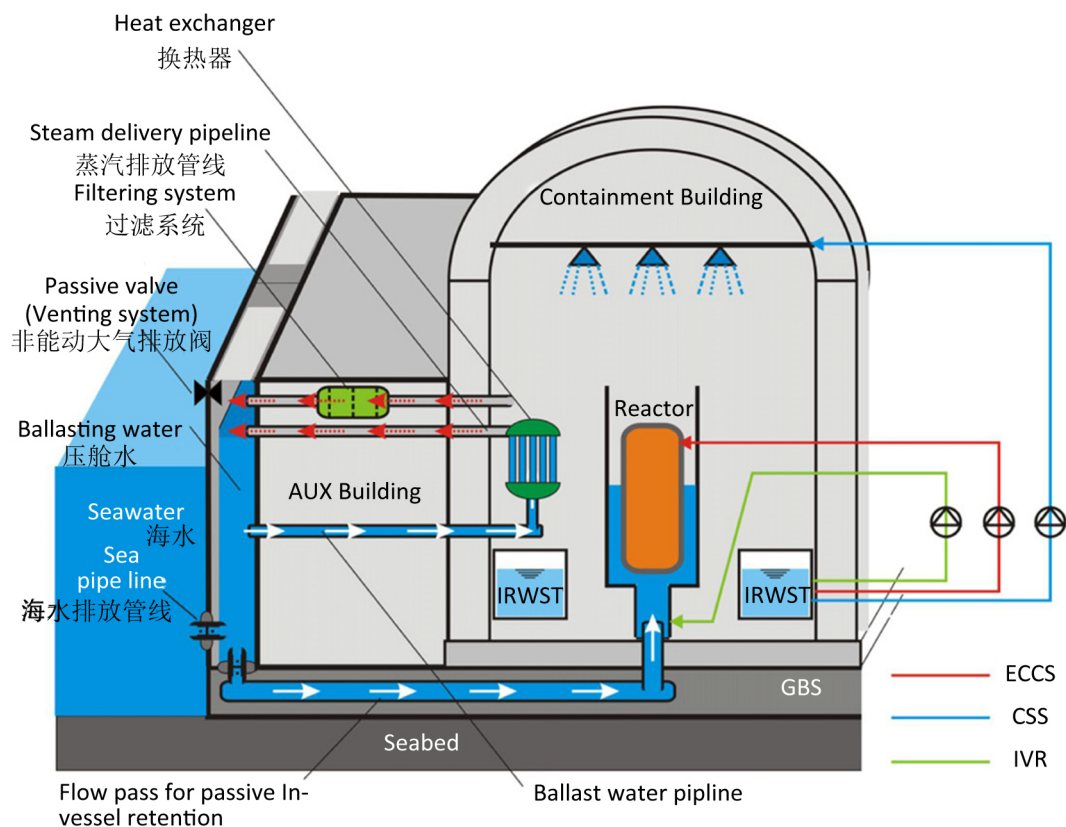


Figure 5. PCCS schematic of SMART [9]

图5. SMART 非能动安全壳冷却系统示意图[9]

在事故工况下,由于安全壳内气体温度升高,内置换热器产生蒸汽,并通过蒸汽排放管线排入压载水舱。该系统利用换热器产生的蒸汽与压载舱中的水位产生的压头驱动自然循环,从而不断冷却反应堆。

为了保证压载舱中充足的水量，SMART 船用压载水舱的容量需要设置的比通常的船用压载水舱更大。此外，在设计阶段考虑将压载水舱通过安全释放阀和补水管线与海水相连，当舱内温度压力过高时，安全阀自动开启排除舱内蒸汽，通过与海水连通的管线为压载水舱补水，起到长期冷却的效果。

### 2.3. Flexblue: 下沉式两侧浸没安全壳冷却方案

法国国有船舶制造企业 DCNS 集团、AREVA、EDF 等机构联合研发的 Flexblue [10] 是下沉式、完全一体化的浮动核电站。在失水事故与全场断电事故同时发生时，堆芯应急补水箱、安注箱分别为一回路由提供高压、中压冷却剂，壳内安全储水池通过重力为一回路提供低压冷却剂(图 6)。压力容器通过破口和自动泄压系统(ADS)排放的蒸汽，在安全壳内壁面上冷凝并流向地坑，在重力注入箱排空时，冷凝的水自动流入壳内安全储水池。安全壳的两侧直接与海水相连，衰变热通过安全壳壁面传入最终热阱大海中。

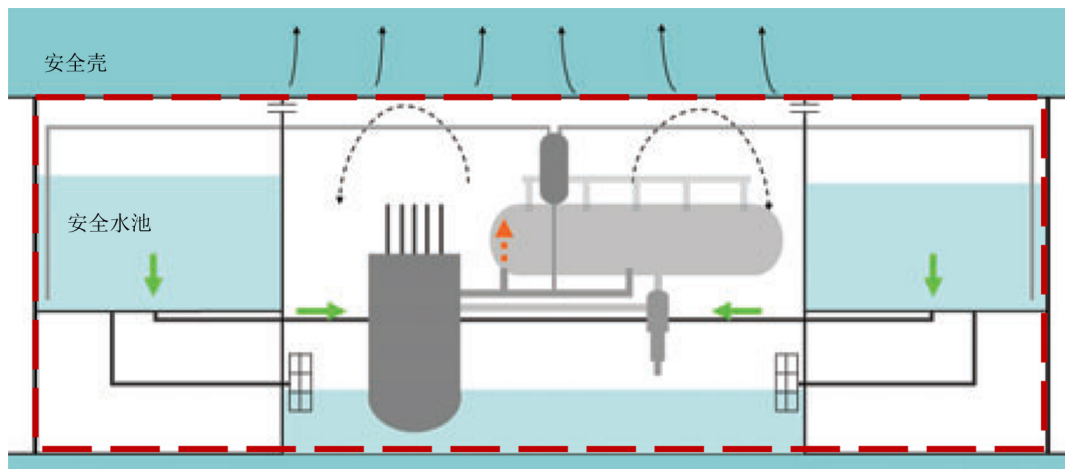


Figure 6. PCCS schematic of Flexblue [11]  
图 6. Flexblue 非能动安全壳冷却系统示意图[11]

### 2.4. 换料水箱内置冷却储水箱泄压方案

事故工况下，反应堆释放的高温高压蒸汽是威胁安全壳完整性的主要原因。基于这个出发点，韩国原子能研究院(KAERI)的 KANG 等人提出了如图所示的安全壳减压放射性抑制系统(CPRSS)方案[12]，该系统由安全壳结构和封闭厂房组成。安全壳结构包括四个堆芯补水箱，四个安注箱，内置换料水箱(IRWST)，以及相关子设备(图 7)。当失水事故发生时，夹带放射性物质的气体从压力容器中排出，由于密闭厂房和外部的压力差，通过泄放管线流通到内置换料水箱中。内置冷却储水箱放置在内置换料水箱中，并与外部环境相连。高温气体将热量通过 IRWST 内冷却剂、内置冷却储水箱壁面传到储水箱内，储水箱内的水被加热蒸发，排放到外部环境中。

该系统的运行能力已经通过 MARS 试验台进行了验证，在没有任何能动干预的情况下，该系统能维持 10 天内安全壳环境保持在 3.0 bar。

### 2.5. 空气自然循环冷却方案

针对一体化小型压水反应堆的研发，中核集团提出了空气自然循环冷却[13][14]的方案，原理图如图 8 所示，压力容器和一回路由设备包容在直径 29 m，高 45 m 的安全壳中。失水事故发生时，高温蒸汽在安全壳内壁凝结，流经地坑回到反应堆一回路由。安全壳温度升高，外部空气从厂房底部进入廊道，受热沿安全壳表面向上流动，从顶部排往最终热阱大气。

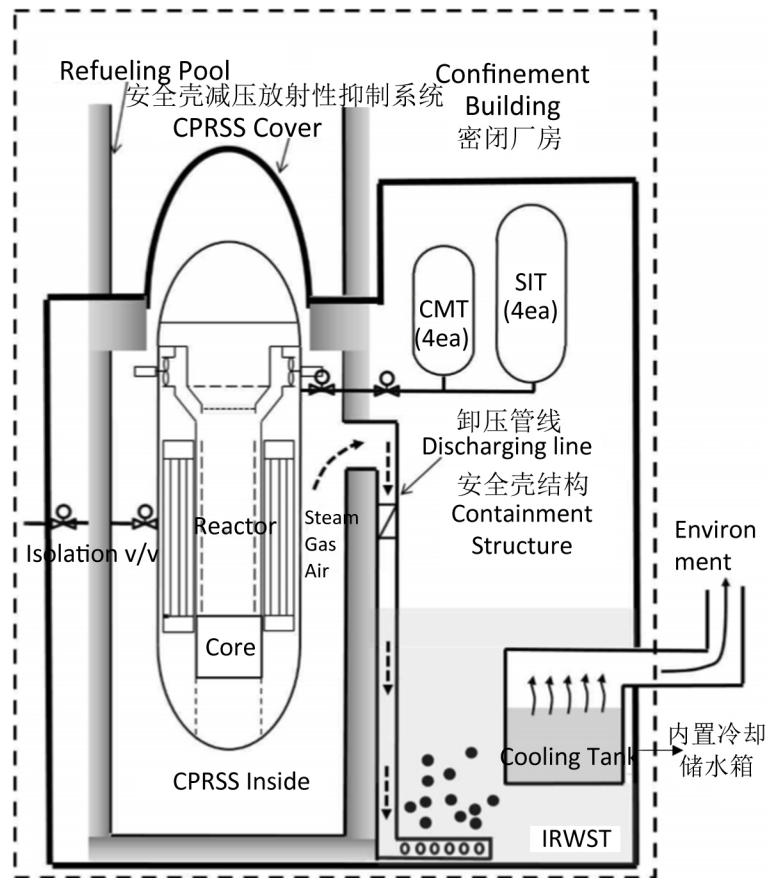


Figure 7. PCCS schematic [15]  
 图 7. 非能动安全壳冷却系统示意图[15]

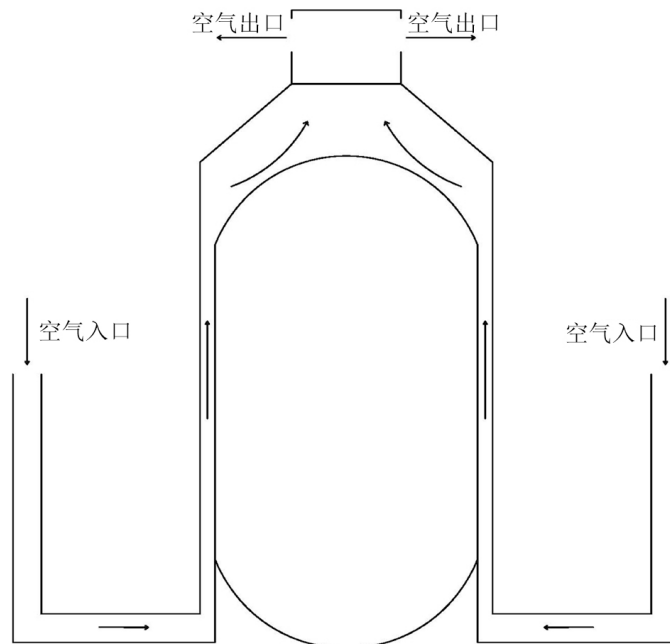


Figure 8. PCCS schematic of CNNC concept  
 图 8. CNNC 设计非能动安全壳冷却系统示意图

### 3. 方案对比分析

#### 3.1. 基于海洋的非能动安全壳冷却系统方案分析

通过上述调研内容以及表 1，可以看到小堆在短期冷却能力方面，主要依靠外侧水源的自然对流或者空气冷却实现。针对无限期的非能动冷却能力，Flexblue 通过海水直接冷却安全壳实现，nuscale 和中核集团的设计则通过空气冷却方式实现。其他堆型通过扩大最终热阱容积来保证长期冷却的可靠性，该类设计的储水量可通过计算进一步优化，冷却方式尚存在较大的设计优化空间。各方案详细的对比研究见下文内容。

**Table 1.** Comparison among different schema of SMR passive containment cooling system

**表 1.** 小堆非能动安全壳冷却系统方案比较

类型	安全壳类型	非能动冷却方案	冷源	配制系统	特点
W-SMR	单层安全壳	自然对流	OCP 水池水 UHS 水箱水	非能动安全壳冷却系统	短期依靠 UHS 实现 7 天非能动冷却 长期需人为补水
OFNP-300	单层安全壳	自然对流	海水	非能动安全壳冷却系统	短期依靠阀门实现非能动冷却 长期依靠反应堆外壳内层水冷却
Nuscale	单层安全壳	自然对流 + 空气冷却	厂房水池水 + 空气	非能动安全壳冷却系统	短期依靠非能动水冷 长期依靠非能动空气冷却
SMART	双层安全壳	自然对流 + 喷淋	压舱水 + IRWST 水	非能动安全壳冷却系统 + 喷淋系统	短期依靠压舱水实现非能动冷却 长期拟用海水实现
Flexblue	单层安全壳	自然对流	海水	非能动安全壳冷却系统	依靠海水实现非能动冷却
KAERI 概念	双层安全壳	自然对流 + 喷淋	IRWST 储水	安全壳减压放射性抑制 系统 + 喷淋系统	短期非能动冷却 长期需人为补水
CNNC 概念	双层安全壳	空气冷却	空气	安全壳空气冷却系统	通过空气对流实现非能动冷却

##### 3.1.1. 方案对比

海上浮动核电站对外部风险普遍具备内在保护能力，由于该类核电站通常距离海岸数公里以上，所处位置有足够水深，因此其本身能够避免海啸和地震的影响。

下沉式两侧浸没安全壳冷却方案中，电站由于长期浸没在海洋中，能够避免绝大多数的外在风险，诸如极端天气情况、爬高波浪、海啸、恐怖袭击(如海上撞击)等，相较于其他处于海平面上下的浮动堆，可靠性高。此外，海洋作为最终热阱能够大大简化安全系统设计，并通过非能动安全壳冷却系统提供无限期的反应堆冷却，无需人为干预，提高了设计的可靠性。安全壳直接与海水接触，其作为电站最外层，表面涂抹防腐蚀材料与维修相较于其他浮动核电站更为方便。两侧浸没式与下沉式的设计避免了由于热量排放可能引起的船体倾斜等问题，设计可靠性较高。

多屏障阀门启闭式安全壳冷却系统中，安全壳冷却系统在海平面 20 m 以下，重心较低，水力学稳定性较高，因此能够较好的抵御各类极端天气，诸如地震、台风、海啸等。在正常运行工况下，安全壳被空气包围，因此，相较于其他浮动核电站，海水对安全壳表面的腐蚀情况较轻。然而，该设计的长期冷却能力受反应堆外壳所储水量限制，并且，阀门的最优化布置以及阀门设计等问题都为实现该方案的非能动冷却带来了挑战。

内置换热器的压载舱非能动冷却方案中，为了保证长期的冷却效果，需要增加压载水舱的体积，会为船舶上的空间分配带来一定挑战。为实现长期的冷却效果，海水和压载舱的连接方案以及多压载舱供水方案尚在规划，然而，利用压载水舱作为冷源，系统启动时船舶的平衡也是需要解决的问题。SMART 属于重力基础式的浮动堆，安全壳位于海底，距离海床很近，相较于其他浮动堆型，该设计面临的抗震问题较多。



### 3.1.2. 浮动核电站 PCCS 优选方案

上述方案都有其独特的技术先进性，下沉式两侧浸没安全壳冷却方案经过了完整的设计分析，设计固化度高。此外，长期冷却能力是福岛之后反应堆设计的重中之重，相较于其他方案，以海洋直接作为最终热阱的长期冷却方案具备更高的可靠性，综合考虑设计的长期冷却能力、抗震要求、维护经济性等因素，下沉式两侧浸没安全壳冷却方案是浮动核电站严重事故非能动冷却的首选方案。

## 3.2. 陆上小型堆的非能动安全壳冷却系统方案分析

### 3.2.1. 方案对比

陆上核电站多采用埋地或半掩埋设计，因此对于极端天气、恐怖袭击的内在保护能力较高，相较于浮动核电站，陆上核电站需要考虑的抗震问题多。

环形水池与空气冷却方案结合的安全壳冷却系统，安全壳冷却系统和堆芯应急冷却系统结合紧密，系统设计简化。安全壳外部水池的设计能够作为一层放射性物质的屏障，加强了反应堆的安全性。在安全壳承压能力提高的情况下，壁厚并未增加，有助于反应堆的可靠性和经济性。然而，壳外水池冷却方案需要考虑设备的定期维护，空气自然循环冷却方案需要增加安全壳和壳外水池壁间的流通空间，两种冷却方式协同，增加了建造和维护成本。

换料水箱内置冷却储水箱泄压方案通过封闭厂房和安全壳的协同作用，实现了安全壳非能动的降温降压，基本原理简单，增加内置冷却储水箱的可实施性较高。但其系统设计对比其他小堆，更加复杂，会在经济性上带来一定的负面影响。此外，该设计的长期冷却能力需要人为补水，可靠性较低，热工水力性能尚需进一步的试验验证。

外置最终散热水池方案的两套散热池处于相对位置较高处，在技术经济性和抗震方面会带来一些负面影响。此外，地坑滤网设计类似于传统的大型压水堆，其滤网堵塞维护的问题会引入在役检查和维护的成本。该设计依靠 UHS 实现 7 天的非能动冷却，长期冷却需人为补水。

空气自然循环冷却方案：该方案省去了冷却水源，保证了反应堆的长期冷却能力，简化了系统配制，降低了设备的安全等级，经济性较高。由于空气比热较小，相较于水冷系统，该方案需要更大换热面积。空气流动阻力较小，换热效率较高。该设计需考虑由于廊道较长所带来的布置问题。

### 3.2.2. 陆上小型堆 PCCS 优选方案

空气自然循环冷却方案省却了冷却水源，从根本上解决了严重事故下，反应堆长期冷却的问题，可靠性较高。当前的设计中，以 Nuscale 和中核集团的设计为代表，可靠的长期非能动冷却能力均由空气冷却方式保证，此外，该设计省却了高位水箱等设备，系统配制简化，抗震问题较小，建议将空气自然循环冷却方案作为陆上小型堆非能动安全壳冷却系统的首选方案。

## 4. 结论

下沉式两侧浸没安全壳冷却方案运行原理简单，长期非能动冷却能力可靠性高，应对极端事故情况，内在可靠性较高。综合考虑其设计可靠性，维护经济性等因素，对于海上浮动核电站，该方案能够作为优选方案。

空气自然循环冷却方案无需冷源蒸干后的补水能动措施，系统配置简单，省却了高位水箱等设备，抗震问题较小。该设计能够在确保安全壳长期冷却的情况下，保证经济性，为当前小堆长期冷却的主要选择。综合考虑小堆设计的长期冷却能力和运行可靠性，该方案能够作为优选方案。

当前我国的小堆和海上浮动核电站设计能够参照这些先进的设计理念，结合国内的设计要求和工程建设优势，形成自主的模块化小型堆非能动安全壳冷却系统的设计。

## 参考文献

- [1] 李军, 刘长亮, 李晓明. 非能动安全壳冷却系统设计研究[J]. 核科学与工程, 2018, 38(4): 632-639.
- [2] Carelli, M.D. and Westinghouse, F. (2015) Handbook of Small Modular Nuclear Reactors. Elsevier, Cambridge, MA.
- [3] Kalra, V. (2017) CFD Validation and Scaling of Condensation Heat Transfer. Missouri University, Columbia, MO.
- [4] Smith, M.C. and Wright, R.F. (2012) Westinghouse Small Modular Reactor Passive Safety System Response to Postulated Events. *Proceedings of ICAPP*, Chicago, IL, 24-28 June 2012, 1001-1006.
- [5] Jacob, M.J. (2015) Design and Construction of an Offshore Floating Nuclear Power Plant. Massachusetts-Institute of Technology, Cambridge, MA.
- [6] Lee, K.-H., Kim, M.-G., Lee, J.I. and Lee, P.-S. (2015) Recent Advances in Ocean Nuclear Power Plants. *Energies*, **8**, 11470-11492. <https://doi.org/10.3390/en8101470>
- [7] Ingersoll, D.T., Houghton, Z.J., Bromm, R. and Desportes, C. (2014) NuScale Small Modular Reactor for Co-Generation of Electricity and Water. *Desalination*, **340**, 84-93. <https://doi.org/10.1016/j.desal.2014.02.023>
- [8] 赵松, 宋岳. 国内外浮动式核电站发展综述[C]//中国核学会 2017 年学术年会. 中国核科学技术进展报告. 威海: 中国核学会, 2017: 93-98.
- [9] Lee, K., Lee, K.H., Lee, J.I., Jeong, Y.H. and Lee, P.-S. (2013) A New Design Concept for Offshore Nuclear Power Plants with Enhanced Safety Features. *Nuclear Engineering and Design*, **254**, 129-141. <https://doi.org/10.1016/j.nucengdes.2012.09.011>
- [10] Santinello, M. and Ricotti, M. (2018) Preliminary Analysis of an Integral Small Modular Reactor Operating in a Submerged Containment. *Progress in Nuclear Energy*, **107**, 90-99. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2018.04.013>
- [11] Santinello, M., Ricotti, M.E., Ninokata, H., *et al.* (2017) External Heat Transfer Capability of a Submerged SMR Containment: The Flexblue Case. *Progress in Nuclear Energy*, **96**, 62-75. <https://doi.org/10.1016/j.pnucene.2016.12.002>
- [12] Kang, K.J., Chuna, J.-H., Kang, H.-O., Jeon, S.S. and Hong, S.J. (2018) Evaluation of Passive Containment Pressure Suppression and Radioactivity for SMR. *Transactions of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting*, Yeosu, Korea, 25-26 October, 2018, 1-2.
- [13] Erbacher, F.J. and Neitzel, H.J. (1995) Passive Containment Cooling by Natural Air Convection. *Nuclear Technology*, **111**, 386-394. <https://doi.org/10.13182/NT95-A15868>
- [14] Peng, Y.K. and Tan, S.S. (2002) Investigation on the Passive Containment Cooling System of an AC-PWR. *Abstracts of the 13th Pacific Basin Nuclear Conference*. Berlin, Springer, 225-234.
- [15] Kang, K.J., Kang, H.-O., Jeon, S.S. and Hong, S.J. (2018) Concept Design Evaluation of Passive Containment Pressure and Radioactivity Suppression System with Cooling Tank for SMR. *Transactions of the Korean Nuclear Society Autumn Meeting*, Yeosu, Korea, 25-26 October 2018, 1-2.