

超临界水冷堆发展分析

赵晓泽¹ 刘波*¹ 张平逊¹

1 (国电投莱阳核能有限公司 烟台 264000)

摘要 创新是引领发展的第一动力,是实现我国核能跨越式发展的重要手段。超临界水冷堆是第四代核能系统国际论坛确定的六种最有研发前景的四代堆之一,是唯一的轻水冷却反应堆。对于发展良好的压水堆、沸水堆和超临界火电机组,超临界水冷堆具有很好的经验借鉴性和技术继承性。对于以压水堆为主要堆型的中国而言,超临界水冷堆技术的研发是中国核电实现可持续发展的重要途径。

关键词 创新;超临界水冷堆;继承性;可持续发展

中图分类号 TL99

Analysis of the Development of Supercritical water-cooled Reactor

Zhao Xiaoze¹ Liu Bo*¹ Zhang Pingxun¹

1 (SPIC Lai Yang Nuclear Energy CO., LTD., Yantai, 264000)

Abstract Innovation is the first driving force leading development, and it is an important means of realizing the leapfrog development of China's nuclear energy. Supercritical water-cooled reactor (SCWR) is one of the six Generation IV reactors identified by the Generation IV Nuclear Energy International Forum as having the most promising research and development prospects, and it is the only light water-cooled reactor. For the well-developed pressurized water reactor (PWR), boiling water reactor (BWR) and supercritical thermal power units, supercritical water-cooled reactors have good experience and technology inheritance. For China, where pressurized water reactors are the main type of reactors, the research and development of supercritical water-cooled reactor technology is the important ways for China's nuclear power to achieve sustainable development.

Key words Innovation; Supercritical Water-cooled Reactor; Inheritance; Sustainable Development

0 引言

在能源领域,针对能源结构以煤为主、液态燃料缺乏、能源消耗带来的环境污染等问题,我国应积极探索能源领域新质生产力,有效破解能源应用带来的“两难问题”。核能作为一种清洁高效低碳能源,是我国清洁能源体系中的重要一员,对于我国应对能源危机、保障国家能源安全、减少温室气体的排放具有重要作用。70年来,我国核电从无到有,快速发展,取得了令人瞩目的成绩。三代核电的自主化,是我国在核电领域的显著成果,是我国核电从“引进来”到“走出去”的重要转变。为持续推动核能高质量发展,发展核能领域新质生产力,我国应坚持创新驱动,积极攻克四代堆技术的难题,研发更安全、高效的反应堆类型。

2002年,第四代核能系统国际论坛(GIF)认为,反应堆向更高温度和压力的演变发展,当压力超过了水的临界压力,就形成了超临界水冷堆,这也是未来水冷反应堆的一种选择。超临界水冷堆(SCWR)是先进核反应堆技术与超临界火电技术的结合,与目前平均效率为34%-36%左右的水冷堆核电站相比,超临界水冷堆具有显著的经济优势和技术优势。超临界水冷堆较高的蒸汽焓可以实现直接的、一次性的蒸汽循环,这样既不需要蒸汽发生器,也不需要汽水分离器和干燥器,甚至不需要主冷却剂泵。

超临界水冷堆是高温高压水冷堆,在水的热工临界点的温度和压力(温度374°C,压力

作者简介:赵晓泽,男,1997年出生,2023年于华北电力大学获硕士学位,目前从事四代堆研究工作。

*通讯作者:刘波, E-mail: liubo08@spic.com.cn

22.1MPa) 以上运行, 堆芯出口温度约为 500℃^[1]。其采用直接循环的方式, 整个回路中无需蒸汽发生器、汽水分离器等设施, 简化了流程使得安全壳的体积大大缩小。超临界水冷堆使用超临界水将热量从堆芯带出, 较高的蒸汽焓允许减小汽轮机系统的尺寸, 从而降低常规岛的成本, 有较好的经济性。

1 历史背景及研究现状

在 20 世纪 50 年代, 美国和苏联提出了超临界流体反应堆的概念, 后因技术和工业基础不足而暂缓研究。90 年代前后, 人们对于能源问题和环境问题的关注, 使得先进核能系统受到世界各国的广泛关注。超临界水冷堆因其固有的技术优势和良好的经济性, 被认为是实现核电长远可持续发展目标的重要途径。国际上的 SCWR 概念设计汇总^[2]见表 1。

表 1 各国 SCWR 概念设计汇总表

Table 1 Summary of SCWR conceptual designs by country

方案	SCLWR-H	SCWR	SCWR	SCW-CANDU	KP-SKD	SCLWR-H
国家	日本	美国	韩国	加拿大	俄罗斯	日本
堆结构形式	RPV	RPV	RPV	PT	PT	RPV
中子能谱	热谱	热谱	热谱	热谱	热谱	快谱
热功率 (MW)	2740	3575	3846	2540	1960	3893
电功率 (MW)	1217	1600	1700	1140	850	1728
效率 (%)	44.4	44.8	44.0	45.0	42.0	44.4
压力 (MPa)	25	25	25	25	25	25
入口/出口温度 (°C)	280/530	280/500	280/508	350/625	270/545	280/526
堆芯高度/直径 (m)	4.2/3.7	4.3/3.9	3.6/3.8	-/4.0	5.0/6.45	3.2/3.3
燃料类型	UO ₂	UO ₂	UO ₂	UO ₂ /Th	UO ₂	MOX
慢化剂	H ₂ O	H ₂ O	ZrH ₂	D ₂ O	D ₂ O	-

1.1 欧盟

2006 年, 8 个欧洲国家的 12 个组织组成联盟开展更高的实时蒸汽温度的概念设计, 他们称之为高性能轻水堆 (HPLWR)^[3]。其堆芯出口温度至少为 500℃, 超临界系统压力约为 25MPa, 中子能谱设计为热中子谱, 电功率为 1000MW, 热效率约为 44%。该项目在 2010 年完成, 并在欧盟委员会第六框架计划中发布了最终报告。

2019 年, 欧盟和中国、加拿大成立 ECC-SMART 项目计划。在该项目的支持下, 来自欧洲、加拿大和中国的研发机构组成了一个国际合作组织, 共同推进 SCW-SMR 的技术研发^[4]。该项目也是目前国际上唯一正在进行的小型模块化超临界水冷堆研发项目, 研究周期

为 48 个月，包括材料测试、项目管理、热工水力与安全、堆芯物理、安全标准导则教育与培训。

1.2 日本

1989 年，日本东京大学开始超临界水冷堆的研发^[5]。该堆型在 2002 年被第四代核能系统国际论坛（GIF）选为 6 种四代堆堆型之一。2007 年，欧洲原子能共同体、加拿大和日本根据框架协议签署了 SCWR 的系统安排，并建立了系统指导委员会（SSC）。

1.3 加拿大

加拿大在压力管式压水反应堆的技术基础上，提出了压力管式超临界水冷反应堆。加拿大原子能公司（AECL）联合多所研究机构 and 高校共同进行实验设施、关键技术等相关的研发工作^[2]。加拿大 SCWR 是一个热谱压力管式反应堆，它使用重水作为慢化剂，使用轻水作为冷却剂，两者在物理上是分开的^[6]。加拿大前期进行了先进燃料实验、超临界流体热工水力实验、燃料棒束设计和相关程序的研究工作，并在 2011 年 3 月完成了系统的预概念设计。加拿大在设计方案中提出了垂直燃料通道和加压慢化剂的设计概念，燃料通道在 CANDU 堆燃料结构的基础上设计了两个燃料通道的方案（高效燃料通道和再进式燃料通道）。

1.4 中国

中国的超临界水冷堆研究最早是由大学发起，后由工业研发部门研究。2007 年，中国核动力院、上海交通大学等国内多家高等院校和科研单位联合承担了“973 计划”中的“超临界水冷堆关键科学问题基础研究”、“中欧超临界水冷堆燃料验证项目”和“超临界水冷堆技术研发”等项目，开展了“超临界水冷堆核能系统设计及相关技术研究”、“超临界水冷堆试验和试验相关技术研究”和“超临界水冷堆材料研究”等研究，在这过程中取得了一系列重要的成果，为我国超临界水冷堆研究工作奠定了基础。超临界水冷堆的研究受到国家科技部重点研发计划支持，依托 GIF-SCWR 合作平台开展两个国际科技创新合作重点专项（超临界水冷堆核能系统热工水力与安全研发、超临界水冷堆核能系统材料与水化学研发）^[7]，开展了相关研究。中国提出了超临界水冷堆 CSR1000 的概念设计方案，确认了总体技术参数和发展方向^[8]。

2 技术特点

超临界水冷反应堆是水堆技术和超临界火电技术的结合，是一种使用超临界水作为工作流体的第四代反应堆，与我国压水堆的技术基础和工业体系比较契合。

超临界水冷堆本质上属于一种轻水反应堆（LWR），但工作流体在较高的温度和压力之下工作。其采用类似压水堆回路中单一相态运行的方式，在堆内循环时只存在一种相态；采用类似于沸水堆单次循环的方式。超临界水冷堆主系统比轻水堆系统简单：与典型的压水堆系统相比，取消了蒸汽发生器和稳压器；与典型的沸水堆系统相比，取消了汽-水分离系统和再循环系统。其冷却剂在反应堆内不发生相变，在超临界温度下水的焓值很高，堆芯热功率的冷却剂质量流速较低，主要系统组件的容量可能会降低。超临界水冷堆使用了超临界涡轮发电机系统，超临界水可以直接进入汽轮机进行做功，无需进行汽水分离，热效率高。

超临界水冷堆具有固有安全性，其安全系统可以利用先进三代核电技术中的非能动安全技术，安全控制较为容易。超临界水冷堆进出口的温差大，堆芯不需要主泵就可以进行自然循环。超临界水冷堆的压力容器和压水堆（PWR）相同，安全壳和先进沸水堆（ABWR）相似，但不需要汽水分离器等设备，安全壳的体积减小。

超临界水冷堆安全系统与现有的沸水堆非常相似，在发生事故时，例如冷却剂损失事故，超临界水冷堆的行为类似于传统的沸水反应堆，在安全概念中应预测到到紧急堆芯冷却。然而，与现有的轻水反应堆相比，超临界水冷堆在安全方法上存在显著差异：由于反应堆压力

容器内部缺少再循环,必须始终保持冷却剂流动,仅仅靠容器中的水并不能成功实现堆芯冷却。因此,压力容器的自动减压被设想为一种被动的、快速响应的系统,用于在事故情况下在很短的时间内带走热量。

超临界水冷堆可以充分借鉴超临界火电机组的成熟技术,可以说将超临界锅炉换成反应堆就是超临界核电厂。目前,国内和世界上的超临界和超超临界火电机组技术较为成熟,可以借鉴其水处理控制技术和运行经验。超临界水冷堆内冷却剂的平均密度较低,堆芯中子能谱可以灵活设计,既可以设计成热中子堆,又可以将堆芯紧凑化布置设计成快中子堆。

超临界水冷堆的安全可靠性设计最大限度地利用轻水堆和超临界火电商业运行中积累的成熟的技术和经验,并基于水冷堆的固有特性和成熟的三代压水堆安全技术进行安全系统的开发。超临界水冷堆可以利用发展成熟的压水堆安全技术(反应控制系统和应急堆芯冷却系统),和超临界火电在控制方式和耐腐蚀材料方面的经验,在保证其优势下达到更高的安全性和可靠性。

3 超临界水冷堆概念设计

3.1 HPLWR

高性能轻水反应堆(HPLWR)的核心是解决更多的技术挑战^[9],而不仅仅是将出口的温度升高约 200℃。其燃料是富集度为 8%至 9%的二氧化铀,以达到 60GWd/t_{HM} 以上的能耗,可以使用回收的 MOX 燃料作为替代燃料。除核心设计和分析外,HPLWR 项目还包括反应堆压力容器的设计概念、安全壳及其安全系统、对电厂的实际成本和安全特性的评估等,还进行了包壳材料测试和详细的传热研究。表 2 中给出了 HPLWR 的主要技术参数。

表 2 HPLWR 的主要技术参数

Table 2 Main technical parameters of HPLWR

热功率/MW	电功率/MW	效率/%	设计寿命/年	热力循环类型
2300	1046	43.5	60	朗肯循环
循环类型	额定条件下蒸汽流量/(Kg/s)	蒸汽压力/MPa	蒸汽温度/℃	给水温度/℃
直接	1179	24	500	280
额定条件下给水流量/(Kg/s)	反应堆工作压力/MPa	堆芯入口温度/℃	堆芯出口温度/℃	堆芯平均温升/℃
1179	25	310	500	190
堆芯高度/m	堆芯直径/m	燃料	包壳材料	
4.2	3.5	UO ₂	不锈钢	

Schulenberg 等人提出了一种概念,即蒸发器组件置于堆芯中心,然后是第一过热器组件,其周围有向下的气流,而第二过热器组件在核芯外围有向上的气流,由于中子泄漏,堆芯外围的裂变功率很低。2006 年 9 月,欧洲财团决定以这个例子为基础,进行了堆芯设计研究。

3.2 JSCWR

日本超临界水冷堆(JSCWR)是一种热中子谱反应堆,使用轻水作为慢化剂和反应堆的冷却剂,采用双流程的直接循环方式,将燃料组件分为两部分。通过入口喷嘴进入反应堆的冷却剂在堆芯中被加热,并通过出口喷嘴流出,压力容器中没有再循环。堆芯出口冷却剂通常被称为“蒸汽”,在超临界压力以上没有蒸汽和水的区别,直接输送到涡轮系统,给水直接从给水泵返回。表 3 中给出了 JSCWR 的主要技术参数。

反应堆堆芯呈圆柱形，由 376 个燃料组件组成。每个燃料组件在堆芯中停留三个周期。燃料组件由 192 根燃料棒和中心的一个方形水棒（慢化剂）组成，周围环绕着一个方形通道。燃料棒中为 UO_2 颗粒，位于改良的不锈钢包壳中， ^{235}U 的富集度超 7%，为了减少运行中的峰值，加入了可燃毒物钆。

JSCWR 研究的基本理论是尽可能多地利用现有成熟的技术，以最大程度地降低研发的成本、时间和风险。JSCWR 分为三个阶段进行研发计划，分别为可行性阶段、技术实施阶段、示范阶段。在可行性阶段，建立系统的预概念设计，并检查关键技术的可行性；在技术实施阶段，验证材料性能和热工水力特性等性能数据，优化概念设计；在示范阶段，执行详细的设计，进行系统建设和运行。

表 3 JSCWR 的主要技术参数
Table 3 Main technical parameters of JSCWR

热功率/MW	电功率/MW	效率/%	设计寿命/年	热力循环类型
3681	1620	44	60	朗肯循环
循环类型	额定条件下蒸汽流量/(Kg/s)	蒸汽压力/MPa	蒸汽温度/°C	给水温度/°C
直接	1170	25	560	290
额定条件下给水流量/(Kg/s)	反应堆工作压力/MPa	堆芯入口温度/°C	堆芯出口温度/°C	堆芯平均温升/°C
1170	25	290	560	270
堆芯高度/m	堆芯直径/m	燃料	包壳材料	
4.2	3.34	UO_2	不锈钢	

3.3 CSR1000

CSR1000 的研发基本理念和 GIF 的技术目标保持一致，注重技术可行性的研究，并在可靠的测试数据的支持下执行设计。CSR1000 在进行材料研发和热工水力实验研发的同时，对其主要技术参数、核心设计、关键结构设计和系统设计等方面进行了研究^[10]。表 4 中给出了 CSR1000 的主要技术参数。

表 4 CSR1000 的主要技术参数
Table 3 Main technical parameters of CSR1000

热功率/MW	电功率/MW	效率/%	设计寿命/年	热力循环类型
2300	~1000	43.5	60	朗肯循环
循环类型	额定条件下蒸汽流量/(Kg/s)	蒸汽压力/MPa	蒸汽温度/°C	给水温度/°C
直接	1190	25	500	280
额定条件下给水流量/(Kg/s)	反应堆工作压力/MPa	堆芯入口温度/°C	堆芯出口温度/°C	堆芯平均温升/°C
1190	25	280	500	220
堆芯高度/m	堆芯直径/m	燃料	包壳材料	
4.2	3.379	UO_2	310S 不锈钢	

考虑到反应堆结构的可靠性、可行性以及热力学的要求，提出了一种双通道反应堆，并

在此基础上设计了 CSR1000 的总体结构。其堆芯由 157 个燃料组件组成，堆芯中的焓升比传统的轻水堆高得多，使得堆芯冷却剂的流速明显低于现有的轻水堆，仅为 1190kg/s ^[11,12]。考虑到两通道的堆芯布置，慢化剂和冷却剂通道要彼此分离，并保证有足够的流动面积，燃料组件的不同部件之间不应有结构干扰。

CSR1000 是一次性冷却系统，反应堆压力容器内没有水位监测，因此需要设计紧急堆芯冷却系统来实现基本的安全要求，即确保反应堆停堆后有足够的堆芯冷却剂流量以保证带走堆芯的衰变热。该方法类似于三代压水堆中的流程，可以据此进行概念设计。

4 发展建议

在目前研究阶段，合适的结构材料是超临界水冷堆发展的关键因素。在超临界水冷反应堆概念设计中，考虑到反应堆结构复杂性和可用材料的局限性，反应堆的可靠性降低并制约超临界水冷堆的发展。压力容器材料、堆内构件材料和燃料组件结构材料等的选择是保证反应堆安全运行，保证反应堆运行寿命的关键。一方面，超临界水冷堆运行在高温、高压的条件下，堆内不同区域的温差较大，对材料提出更高的挑战；另一方面，包壳、压力容器等作为放射性边界，承担着保证放射性核素不发生泄露的任务，同时要保证在高放射性、腐蚀的环境中性能稳定。对反应堆内各关键设备的材料进行研究，在现有候选材料的基础上进行优化设计，保证材料在高温、高压、高辐照条件下有良好的化学、力学性能。

积极探索新的燃料组件布置方案，对目前提出的燃料组件设计概念进行优化。在超临界水冷堆中，由于燃料组件工作在高温、高压、高中子辐照的条件下，燃料组件的设计更加复杂和困难。许多国家和研究机构提出了燃料组件概念：美国 SCWR 提出方形燃料组件和水棒的单流程堆芯布置；中国 CSR1000 提出了一种由四个子组件组成的 2×2 燃料组件组的新设计；欧洲 HPLWR 提出了由 9 个子组件组成的方形燃料组件的三通道堆芯布置等。

在超临界水冷堆研发的过程中，安全分析是一个关键问题。由于超临界水和亚临界水之间存在显著的差异，传统水冷堆型的安全分析规范应用在超临界水冷堆之前必须经过修改和完善。除此外，应关注超临界流体的热工水力研究。加强国际间的合作，建立统一的实验标准和评价标准，将超临界水冷堆从基础研究向工程应用研究发展。

5 总结

超临界水冷堆是水堆技术和超临界火电技术的结合，是水堆技术的革新技术和重要发展趋势之一。超临界、超超临界火电机组的成熟运行经验给水堆向超临界水冷堆发展打下了良好的基础，压水堆成熟的工业体系和安全性能为超临界水冷堆的工程建设奠定了坚实的基础。在目前的技术路线下，尽快在材料、热工水力与安全等方面取得突破，建设超临界水冷实验堆，使其概念设计在保证安全的前提下尽早实现。

参考文献

- [1] 仇若萌, 郭慧芳, 马荣芳, 等. 美国先进反应堆技术发展概述[C]// 中国核学会. 中国核科学技术进展报告(第七卷)——中国核学会 2021 年学术年会论文集第 8 册(核情报分卷). 中国核科技信息与经济研究院, 2021: 5. DOI:10.26914/c.cnkihy.2021.033334.
- [2] 罗琦, 黄彦平, 李永亮, 等. 超临界水冷堆技术研发概况及其关键问题[J]. 南华大学学报(自然科学版), 2011, 25(04): 1-8. DOI:10.19431/j.cnki.1673-0062.2011.04.001.
- [3] Pham P, Gamtsemlidze D I, Bahdanovich B R, et al. Development of coupled neutronics/thermal-hydraulics test case for HPLWR[J]. Journal of Physics: Conference Series, 2017, 781(1): 012026-012026.
- [4] Boglárka B, Valerio G, Andreea M, et al. Results and lessons learned from the Generation IV SCWR-FQT comprehensive Monte Carlo computational benchmark[J]. Annals of Nuclear Energy, 2023, 191.
- [5] Yoshiaki O. Review of SCWR research in Japan[J]. Frontiers in Nuclear Engineering, 2023, 2.
- [6] Tennier L U, Marleau G. Neutronics-thermalhydraulics coupled analysis of Canadian SCWR based on

- DONJON5 and CATHENA[J]. Nuclear Engineering and Design, 2024, 426 113346-.
- [7] 臧金光, 黄彦平. 超临界水冷堆研发进展[J]. 核动力工程, 2021, 42 (06): 1-4. DOI:10.13832/j.jnpe.2021.06.0001.
- [8] 周蓝宇, 程晶晶, 李永琦, 等. 给水扰动下 CSR1000 堆芯水流量特性研究[J]. 科技创新与应用, 2018, (17): 29-31.
- [9] 唐琪, 蔡杰进, 徐伟峰, 等. 高性能轻水堆中子物理-热工水力耦合行为分析[J]. 原子能科学技术, 2014, 48 (S1): 227-232.
- [10] Dang G , Li Q , Liu Y , et al. Large-break LOCA analysis of CSR1000[J]. Annals of Nuclear Energy, 2021, 161.
- [11] Fawen Z , Lele Z , Yao Q R , et al. Optimization of a Fuel Assembly for Supercritical Water-Cooled Reactor CSR1000[J]. Frontiers in Energy Research, 2021, 9.
- [12] 王连杰, 卢迪, 陈炳德, 等. 超临界水堆 CSR1000 堆芯设计优化[J]. 核动力工程, 2016, 37 (05): 161-166. DOI:10.13832/j.jnpe.2016.05.0161.