

超临界水冷堆

黄彦平 臧金光

(中国核动力研究设计院 610213)

一、前言

水是大自然中广泛存在的流体,人们很早就认识到了水的气-液-固三态变化现象。在大气压下,水的冰点为 $0\text{ }^{\circ}\text{C}$,沸点为 $100\text{ }^{\circ}\text{C}$ 。一般而言,随着压力的上升,对应的饱和温度也上升,由压力与饱和温度构成的曲线称为汽化线。19世纪,人们认识到了水的气液相变过程,并用实验方法测量了一些工质(如水、酒精、二氧化碳等)的汽化线。由此引伸的问题是,工质的汽化线是否会一直延伸下去。这个问题困扰了当时的很多物理学家。1869年,英国物理学家安德鲁斯在皇家学会作了题为《论物质液态和气态的连续性》的报告,明确回答了上述问题。安德鲁斯测量了二氧化碳在液态和气态时的密度差,发现在 $31\text{ }^{\circ}\text{C}$ 附近,二者的差别消失了。安德鲁斯将该点命名为临界点。所谓“临界”,是指超过这个点以后液态和气态的差别消失,分别不出气态和液态。这种流体相态,一般称为流体的超临界态。对于水,其临界点参数为压力 22.1 MPa ,温度为 $374\text{ }^{\circ}\text{C}$;对于二氧化碳,其临界点参数为压力 7.31

MPa ,温度 $31\text{ }^{\circ}\text{C}$ 。

超临界流体具有自己特有的物理和化学性质,其物理属性融合了气体和液体的某些特性。超临界流体对应比热容最大位置的温度称为拟临界温度,在拟临界点附近存在大比热区(图1)。所谓比热,是指单位质量流体温度每升高或降低1摄氏度,吸收或者放出的能量。流体的比热越大,意即单位质量流量所携带的能量越多,载热能力越强。拟临界点之前为高密度、高粘度的类液态流体,在拟临界点之后为低密度、低粘度的类气态流体,类液态向类气态的相态转变为连续过渡,即连续相变,区别于亚临界流体气液两相的阶跃相变。

核反应堆是利用核裂变为热源的能量转换装置。目前国际上在建、在运的核电站大部分为压水堆。利用超临界水作为冷却剂的反应堆,就是超临界水冷堆。超临界水冷堆运行在水的热力学临界点之上,利用了超临界水在拟临界区大比热、无相变特点,将拟临界点置于堆芯内,有效减少系统流量、提高堆芯的传热效率,形成一个大焓差、小流量的高效核热源。

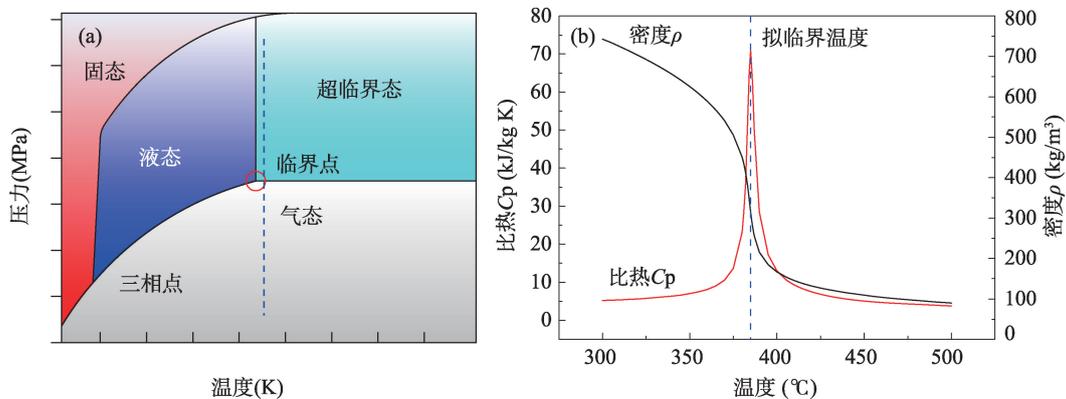


图1 水工质相态图与超临界水拟临界区物性畸变示意图

二、工作原理

超临界水冷堆是一种高温高压水冷反应堆,它运行在水的热力学临界点(374 °C, 22.1 MPa)之上。超临界水冷堆一般运行压力为 25 MPa 左右,反应堆出口温度大于等于 500 °C,系统热效率在 40% 以上。超临界水冷堆的基本流程为:主循环泵提供驱动压头,使流体通过主给水管道进入反应堆堆芯,经过核加热后转变为高温高压“超临界蒸汽”(加热过程无相变),“超临界蒸汽”通过主蒸汽管道进入下游汽轮机做功,输出电能。经过汽轮机后的乏汽在冷凝器内进一步冷却,形成液相水,重新返回主泵入口,形成闭式直接循环(图2)。

图2给出了超临界水冷堆与超临界火电锅炉、沸水堆和压水堆的对比示意图。超临界水冷堆在主蒸汽系统方面与超临界锅炉几乎完全相同,由超临界蒸汽轮机、冷凝器和给水泵等构成。二者的主要区别在于热源不同,一个是反应堆,另一个是锅炉;超临界水冷堆与沸水堆存在相似之处,即都采

用直接循环模式,经反应堆加热后的高温工质直接进入主蒸汽系统,发电做功;同时在燃料组件方面,热谱超临界水冷堆也借鉴了沸水堆的闭式燃料组件结构、十字形控制棒等,但是取消了堆内循环泵、汽水分离器等。超临界水冷堆在堆芯结构上更加类似于压水堆,堆芯体积较为紧凑,控制棒组件位于堆芯的上方等。二者的区别在于,超临界水冷堆采用直接循环,因此相比压水堆取消了蒸汽发生器、稳压器、主循环泵等。因此,超临界水冷堆集成了超临界火电锅炉、沸水堆和压水堆的结构特点,构成了一种新型的水工质核能系统。

超临界水冷堆根据其反应堆本体型式、中子能谱等特点有不同划分方式。如在反应堆本体型式方面,可分为压力容器式和压力管式两种类型。二者的主要区别在于,压力容器式将反应堆堆芯的燃料组件包容在一个独立的压力容器内,构成一个整体结构;压力管式是将反应堆堆芯燃料组件分散在若干个压力管内。目前国际上除了加拿大采用压力管式以外,其他大部分方案均采用压力容器式,

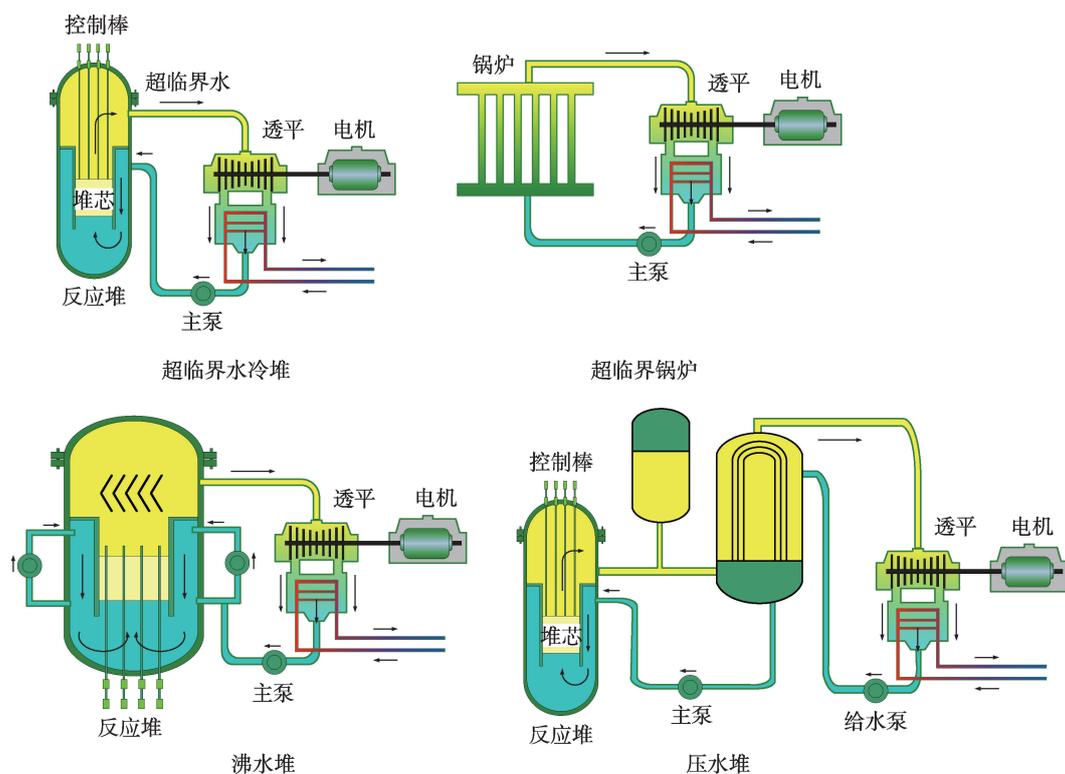


图2 超临界水冷堆、超临界锅炉、沸水堆、压水堆的流程示意图

这与每个国家已有的工业基础有关系。在中子能谱方面,可以分为热谱和快谱两种类型。对于热谱超临界水冷堆,由于堆芯出口超临界水温度高,密度较低,慢化能力较弱,因此一般采用温度较低、密度较高的堆芯入口流体作为慢化剂通过燃料组件,形成热中子谱堆芯。为了兼顾堆芯冷却剂和慢化剂的双重功能,热谱超临界水冷堆可设置为双流程或三流程等。对于快谱超临界水冷堆,利用高温区超临界水密度低、慢化能力弱的特性,可以实现快中子谱。其突出优点是能够提高燃料利用率,提高堆芯功率密度,可燃烧铀系元素。其主要技术挑战包括:堆芯具有正反应性温度系数,堆芯和燃料组件设计复杂;水装量小,安全性方面难度增加等。日本提出的 Super FR 即是快谱超临界水冷堆方案,采用六边形稠密栅格组件、MOX 燃料。除此之外,国际上大部分概念方案仍以热谱超临界水冷堆为主。

三、技术特点

与常规水冷堆相比,超临界水冷堆具有以下突出优点:

1) 机组热效率高:超临界水冷堆核电机组与常规亚临界轻水堆机组相比,热效率明显提高,可达到 45% 左右。从原理上讲,蒸汽的高温、高压会提高反应堆的热效率,按沸水堆的蒸汽条件(约 290 °C, 7 MPa),热效率为 35%,而按超临界水冷堆的条件(>500 °C, 25 MPa),热效率可提高到 40% 以上。热效率的提高,可降低燃料循环费用。

2) 安全性好:超临界压力水的密度随温度变化而连续变化,是一种单相流体,不存在相变。因此不存在压水堆的偏离泡核沸腾现象,避免了传热沸腾危机。采用非能动安全系统,可以使超临界水冷堆具有较好的安全特征。

3) 系统简化:在系统配置方面,超临界水冷堆系统可以大大简化。与沸水堆系统相比,不需要汽水分离系统和内置循环泵等,堆芯体积更为紧凑。同样,与压水堆的间接循环相比,由于采用直接循环,超临界水冷堆只有一个回路,因此不需要蒸汽

发生器、主循环泵和稳压器。系统简化可大幅度减少建造费用。

4) 主要设备和反应堆厂房小型化:与常规轻水堆相比,相同功率的机组主要设备可小型化。由于超临界水焓值较高,单位堆热功率所需的冷却剂质量流量较低,因此反应堆冷却剂泵和管路的尺寸可能减小。由于反应堆冷却剂装量较少,因此,在发生破口事故时,质能释放降低,可以设计较小的安全壳。由于采用简单的直接循环系统,使得核蒸汽供应系统布置紧凑,从而使反应堆厂房小型化。

5) 技术继承性好:在技术继承性方面,尤其对中国而言,包括已经建造运行和正在建造的是二代和二代加压水堆核电站,正在引进和开发的是三代压水堆核电站。我国主要核电技术基础是压水堆,核电工业体系也主要是压水堆。而超临界水冷堆本质上仍是高参数轻水堆,因此在反应堆系统技术方面,可充分采用现有压水堆的技术基础和充分利用现有压水堆核电站设计、研发条件以及制造、建造、运行、维护和管理经验。另外,从原理上讲,超临界水冷堆汽轮机系统与超临界压力火电机组是一样的,因此可直接借鉴超临界火电汽轮机的技术。我国已经能够建造 1000 MWe 级超临界和超超临界火电机组,正在开发更大功率的超临界机组。因此在中国已经具有发展 SCWR 反应堆技术和相应的汽轮发电机组技术的很好的基础,SCWR 具有很好的技术继承性,可减少开发所需的成本及时间。

6) 核燃料利用率高:超临界水冷堆堆芯冷却剂平均密度较低,冷却剂慢化能力低,容易实现超热中子谱或者快中子谱堆芯。这种堆芯可裂变燃料转换比高,甚至有报告称快谱堆芯可达到大于 1 的转换比,还可以燃烧铀系元素,从而有效提高燃料利用率。

四、国际态势

超临界水冷堆并不是一个新近提出的核能系统概念。早在 20 世纪 50 年代,美国和苏联的研究人员就提出了利用超临界水作为反应堆冷却剂的

想法并进行了探索性研究,但限于当时的工业水平,没有持续开展工作。20世纪90年代,日本研究人员较为系统地开展了超临界水冷堆的设计与研究。随后,欧盟、加拿大、中国、俄罗斯等国家和地区也相继开展了超临界水冷堆的研究,提出了各自的超临界水冷堆概念方案。随着大量卓有成效的工作推进,超临界水冷堆不仅在经济性上得到大幅提高,而且在安全性、可持续性、防核扩散等方面也取得了长足进步。

4.1 GIF-SCWR 系统安排

GIF-SCWR 系统安排是第四代核能系统论坛框架下的系统安排之一。2006年11月,加拿大、日本和欧盟联合签署了《超临界水冷堆(SCWR)系统安排》来开展 SCWR 的国际合作研发。2011年7月俄罗斯签署了《超临界水冷堆(SCWR)系统安排》。2014年,我国成为 GIF-SCWR 系统正式成员,成为 GIF-SCWR 的第5个成员国。

GIF-SCWR 系统安排由系统指导委员会(SSC)牵头开展各项工作,负责该系统安排的技术决策、组织协调等工作。系统指导委员会下辖四个项目理事会(PMB),负责具体专业的研发计划与工作。这四个项目理事会分别是系统集成和评估(SI&A)、热工水力和安全性(TH&S)、材料和水化学(M&C)与燃料鉴定试验(FQT),其中 SI&A 与 FQT 为临时性安排,TH&S 与材料 M&C 为正式项目安排。每隔四至五年,各成员国将协同制定新一期各项目安排的研发计划;每隔两年,一般要举办一次 SCWR 技术交流大会(ISSCWR);每隔半年,将组织召开系统指导委员会(SSC)和项目理事会会议(PMB)。

4.2 日本研发活动

1989年,日本东京大学开展了超临界水堆的概念研究。从1994年到1995年,由东京电力公司(TEPCO)主导,联合三菱重工、日立公司和东芝公司对东京大学提出的超临界水堆概念进行了可行性研究,旨在评估改善电厂经济性的可能性。从

1998年开始,在日本科学促进会的资助下,东京大学对超临界压力下的水化学、辐照损伤和传热恶化现象等进行了研究。2000年在通产省(METI)与实用能源研究所(IAE)的资助和推动下,启动了题为“超临界水堆实用化相关技术研究”的第一个五年计划项目。2002年,在文部省(MEXT)资助下,启动了“辐照场下超临界压力水的水化学基础研发计划”的项目,研究诸如超临界压力水的辐照分解和动力学这样一些基本现象。在材料研发方面,2004年启动了题为“超临界水堆材料开发”的第二阶段项目,为 METI/IAE 计划下的一个国际核能研究(INERI)项目,旨在开发燃料包壳材料和其他反应堆结构材料。日本超临界水堆方案在2010年通过了国际专家评估。由于2011年3月11日发生了福岛核电站事故,日本政府对超临界水冷堆的投入减少,通产省资助的研究热谱概念的 METI 项目难以继续。由早稻田大学承担的 Super FR 的 MEXT 项目于2014年3月份结束。日本目前已经退出了 GIF SCWR 相关活动。

4.3 欧盟研发活动

2000年至2002年,欧盟委员会在第五框架计划下资助了欧洲超临界轻水堆的第一阶段研究计划(HPLWR Phase 1)。该计划由卡尔斯鲁厄研究中心(FZK)牵头,7个欧洲研究机构参与。该计划进行了超临界水堆的预概念设计和可行性研究。2006年9月,在第六框架计划下,欧盟批准继续资助欧洲超临界轻水堆的第二阶段研究计划(HPLWR Phase 2),为期42个月。该项目在第五框架计划下的 HPLWR 项目的研究基础上,重点研究运行于超临界压力下的 HPLWR 的关键科学问题和技术可行性。该项目继续由卡尔斯鲁厄研究中心牵头,有来自捷克、芬兰、法国、德国、匈牙利、荷兰、瑞典和瑞士的十个研究机构参加。其项目按研究领域分为7个工作包(WP),这些工作包的研究结果对充分评价 HPLWR 概念以确定其未来潜力是必要的。基于这些结果,到2010年该项目结束时的最终评价报告确

定了HPLWR概念的可行性,并提出欧洲研究日程和工业发展战略。2011年1月启动在捷克LVR-15研究堆建设超临界水燃料考验试验回路(SCWR-FQT)研究项目,并联合中国开展相关研究,为期三年。欧盟委员会在其第七框架计划(FP7)的核裂变和辐照保护计划下资助超临界水堆燃料鉴定试验(SCWR-FQT)项目。中国通过“SCRIPT”项目参与了其中的研发工作。在超临界水堆燃料鉴定试验(SCWR-FQT)项目之后,欧盟启动了SUSEN项目(2015~2016)用于FQT项目的后续工作,该项目原计划包含两个阶段,第一阶段是实验装置的堆外调试,第二个阶段是实验段移至捷克的LVR-15研究堆内。目前欧盟研究主要集中在超临界水传热特性的基础研究。

4.4 加拿大研发活动

加拿大的SCWR研发活动主要由加拿大原子能公司(AECL)主导和承担,主要目标是提出一种高效率、具有市场竞争力和商业化前景的满足第四代核能系统要求的CANDU型SCWR,并进行配套的实验设施、研究平台、关键技术研发和人才队伍建设。加拿大自2006年起正式加入GIF国际论坛,然后分别于2008~2011年和2011~2015年开展了前后两个周期的超临界水堆研发项目。第一周期为研发能力建设,开展基础性研究,为SCWR的概念设计提供支持。第二周期由共性基础研究转入目标驱动的关键技术研发,进一步深化CANDU SCWR的系统设计。共计有5个国家实验室和22所大学参与该项目,形成了一系列实验装置。目前工业界、学术界与政府正在商讨下一阶段Gen-IV的研发计划,预计将以工业应用为目标开始新一轮的研发阶段。加拿大着重开发压力管式SCWR,这源自于加拿大已有的CANDU反应堆。该概念的特点是:采用模块化燃料通道布置,冷却剂与慢化剂分开;采用了一个装燃料组件的高效燃料通道;重水慢化剂与压力管直接接触;重水慢化剂存储于低压排管容器内;引入了非能动慢化剂冷却系统,用于排出

燃料衰变热;非能动慢化剂冷却系统与高效燃料通道相结合,可在假想严重事故条件下显著降低堆芯损坏频率。加拿大SCWR概念设计已完成了安全性和经济性评价,并于2015年10月完成了国际评估。

五、国内发展现状

我国从2003年就开始了超临界水冷堆技术跟踪研究。2003年10月中国核动力研究设计院批准了“超临界轻水堆研究”科研基金项目。通过该项目研究,掌握了超临界轻水堆方面的研发现状、动态、发展趋势和研发计划,为制订我国超临界水冷堆研发技术路线和总体规划奠定了基础。

2007年由上海交大、中国核动力院、中国原子能研究院等国内多家单位联合承担了国家科技部973项目“超临界水冷堆关键科学问题的基础研究”,针对超临界水冷堆的材料、热工和物理三个方面的问题开展了基础性科研工作。

2009年11月,在前期研究工作基础上,国防科工局正式批准了中国核动力院申报的“超临界水冷堆技术研发(第一阶段)”。第一阶段的研发周期为3年(2010年1月~2012年12月),项目包括3个课题,8个专题及29个子专题。该项目以工程应用为研究目标,确定了我国超临界水冷堆总体技术路线,提出了相关总体设计方案和材料选型方案,完成了典型通道及复杂通道超临界水热工水力特性研究、相关力学基础技术和材料性能评价、材料的堆外性能评价等关键技术研究,为超临界水冷堆后续研发工作奠定基础。除此之外,国内高校、其他科研机构也开展了很多超临界水相关的基础研究工作。

我国超临界水冷堆的研发虽然起步相对较晚,但是发展迅速,研究深度和广度不断深化和延拓,国际话语权和影响力不断提升。2014年5月,在巴黎召开的第四代核能系统国际论坛第37届政策组会议上,我国成为GIF-SCWR系统正式成员,是继欧盟、日本、加拿大、俄罗斯之后的第5个成员国。2015年3月,在芬兰召开的超临界水冷堆系统指导

委员会(SCWR-SSC)会议上,中国代表被推选为第一届系统指导委员会主席。2017年7月,我国完成了GIF-SCWR两个项目管理委员会(PMB)的加入工作。自加入GIF-SCWR以后,我们先后举办了第11届IAEA信息交流会(IEM),第8届超临界水堆会议(ISSCWR-8)等。

六、计划与建议

超临界水冷堆作为新型的满足未来能源需求的先进核能系统,其顶层制定、发展规划与我国能源发展战略是相一致的。为了促进我国超临界水堆技术的长远发展,结合国际相关研发动态,计划与建议如下:

(1) 新型反应堆研发需要概念设计与配套条件的协同整体推进。超临界水冷堆在研发过程中存在热工水力、材料与水化学等关键科学技术难题。新型核能系统的先进性需要基于大量系统性的实验数据和研究成果,需要依托先进的经过实验验证的数字化设计分析平台,需要实验、工具开发与设计的密切协同配合。在概念设计与配套条件的配合方面,可以参考国际的经验,在开展概念设计时支持相关研发投入,为概念设计方案提供足够支撑。

(2) 充分发挥系统牵引性指标的指引作用。第四代核能系统的技术目标立足于未来几十年以后的能源发展需求,相对于目前的工业技术水平具有一定的超前性,这反过来对核能界提出了新的要求,从而引领未来核能发展的方向。从第四代核能系统提出到现在,越来越多的国家加入到这个国际合作框架,并依靠世界范围内科技工作者的努力,取得了一些可喜的突破性进展。因此要充分发挥第四代核能系统技术指标的牵引性作用,引领未来核能科学技术发展的方向。

(3) 开展SCWR研究的各专业要全面规划研发

内容,有主有次,分阶段实施,逐步推进。国际上将第四代核能系统的发展历程规划分为可行性研究阶段、性能验证阶段和商业示范阶段。根据我国实际情况,参考国际上的发展路线,我国超临界水堆的发展划分为五个阶段,分别是基础技术研发、关键技术攻关、工程技术研发、工程实验堆设计建造以及百万千瓦级SCWR标准设计阶段。建议我国超临界水堆研发的下一阶段应保持政策的连续性和完整性,充分借助GIF-SCWR平台,依托国内研发实力,积极推进我国超临界水冷堆的研发进程,形成具有自主知识产权的中国超临界水冷堆型。

(4) SCWR研发需要稳定的智力支持。各国进行SCWR研发的主要意图有两个:一是持续跟进和参与最新一代核能研发计划,保持各国在核能技术中的领先地位;二是维持国内的核研发团队,同时培养年轻的核能领域专业技术人才。对于一些核能发达国家,尽管在核电发展政策上可能存在反复与犹豫,但在新型核能系统研发的科技储备和人才培养上均是不遗余力。中国在超临界水堆的研究由一名跟随者逐步成长为一名领跑者,形成了具有国际水平的研发平台,培养了一支优秀的专业团队。这支专业团队的维护需要项目支持。

(5) 超临界水冷堆的研发需要充分考虑工业可实现性的要求。超临界水堆的研发历程并不是一帆风顺。自20世纪50年代概念提出,由于工业技术水平限制沉寂了数十年,直到20世纪90年代才重新回归到科研的视野。因此,一个可行的有竞争力的满足四代标准的SCWR需要在概念设计之初就同步开展风险与安全性设计与评估以及经济性分析与评估,以免设计出不具有市场竞争力和工业不可实现的“纸上反应堆”。建议我国超临界水堆研发的下一阶段要在GIF的技术框架内增加工业可行性分析,风险与安全性评估和经济性评估等工作内容。