超临界水冷堆辐照考验回路多尺度热工水力学分析

刘晓晶^{1*}, 熊进标¹, 程旭²

1. 上海交通大学核科学与工程学院, 上海 200240;

2. Institute for Nuclear and Energy Technologies, Research Centre Karlsruhe, Karlsruhe 76021, Germany

*联系人, E-mail: xiaojingliu@sjtu.edu.cn

收稿日期: 2018-06-24; 接受日期: 2018-08-16; 网络出版日期: 2019-06-17

上海市科技创新行动计划政府间国际科技合作项目(编号: 17580711400)资助

摘要 作为第四代核能系统中唯一的水冷反应堆, 超临界水冷堆(SCWR)具有系统简单、热效率高、经济和安全性好等优点. 中国和欧盟联合发起了第七框架研究计划国际合作项目“超临界水冷堆燃料性能验证实验(Supercritical Water-cooled Reactor Fuel Qualification Test, SCWR-FQT)”, 该实验将对超临界水环境下的小型燃料组件进行性能测试, 为实验回路进行设计、分析和验证, 并为其设计分析和安全许可申请提供支持. 本文从计算流体力学、子通道、系统安全角度出发, 对整个系统进行多尺度的热工水力安全分析. 本文还对子通道程序COBRA和系统程序ATHLET中的传热模型、摩擦阻力模型和湍流交混模型等进行了修改, 使其适用于超临界水冷堆模拟. 另外, 本文通过交换堆芯出口压力、冷却剂进口温度、堆芯进口冷却剂流量、活性区的产热和摩擦因子等参数实现程序耦合, 以得到更为精细的热工水力行为. 结果表明, 修改过后的程序适用于超临界水回路瞬态分析, 现有的安全系统设计可保证组件实验段在事故情况下得到有效冷却. CFD计算结果表明, 绕丝对棒束流体传热有较大影响; 子通道结果表明角通道堵塞条件下包壳温度最高. 同时, 计算也证实了多尺度耦合程序可精准预测事故进程和参数分布.

关键词 超临界水冷堆, 实验回路, 热工水力, 多尺度, 计算流体力学

PACS: 47.27.-i, 47.27.Eq, 47.27.Nz, 47.40.Ki, 47.85.Gj

1 引言

相比传统水冷堆, 超临界水冷堆具有关键技术优势, 即较高的经济性和安全性, 较强的经验延续性和技术成熟性. 因此, 2002年12月公布的国际第四代核电站技术路线图将其确立为最具吸引力的第四代核能系统之一. 超临界水冷堆满足了第四代核能系统国际

论坛所推崇的4项主要准则, 即安全性、经济性、可持续性、防范核扩散. 作为第四代核能系统中唯一的水冷反应堆, 超临界水冷堆(SCWR)可于高温高压工况下运行, 冷却剂出口温度超过500°C, 具有较高的热效率; 同时该堆型可实现较硬的中子能谱, 燃料利用率高.

国际上针对超临界水冷堆的研究逐步从基础研究

引用格式: 刘晓晶, 熊进标, 程旭. 超临界水冷堆辐照考验回路多尺度热工水力学分析. 中国科学: 物理学 力学 天文学, 2019, 49: 114604
Liu X J, Xiong J B, Cheng X. Multi-scale thermal-hydraulics analysis on SCWR fuel qualification test loop (in Chinese). Sci Sin-Phys Mech Astron, 2019, 49: 114604, doi: 10.1360/SSPMA2018-00234

向工业应用研究过渡. 在这个过程中, 为进一步推进欧洲高性能轻水堆(HPLWR)的工业研究, 欧盟于2009年3月提出了燃料元件辐照考验研究项目(SCWR-FQT-SCRIPT), 计划在捷克核能研究院的LVR-15研究堆上建设一条堆内超临界辐照实验回路, 用于开展燃料元件辐照考验试验. 这是一个长周期的科研项目, 包含了堆内超临界水回路及其辅助系统的设计分析和安全评价、取证、建造和运行. 其中, 前期的设计与分析论证工作由中国和欧盟并行开展, 双方互相借鉴在超临界水冷堆研究领域的技术优势, 以达到强强联合、优势互补的效果.

超临界水冷堆燃料性能验证实验将HPLWR的小型燃料组件(含4根燃料棒)置于LVR-15实验反应堆内进行性能测试, 将实验堆中正常燃料组件替换为内含4根燃料棒的压力管, 并连接冷却剂泵、安全系统和辅助系统, 使得该燃料组件可在超临界水环境下进行实验研究^[1,2]. 目前, 该回路系统设计、安全许可申请工作正在进行当中. 本论文从计算流体力学(CFD)、子通道、系统安全3个不同尺度的热工水力学角度出发, 对整个系统进行安全分析.

2 SCWR-FQT回路介绍

如图1所示, SCWR-FQT实验回路包括: (1) 一个燃料组件实验段; (2) 一个装载实验段的压力管; (3) 一个

与压力管相连接的超临界水回路; (4) 二回路系统和安全辅助系统, 用以保证燃料组件性能验证实验安全运行.

图1中红色线条为SCWR-FQT的主回路, 即连接到压力管进出口, 并为其提供冷却剂的循环回路, 主要包括: (1) 主冷却剂泵(MPP); (2) 稳压器(MCOMP); (3) 压力管进口管道(MSL-in); (4) 压力管出口管道(MSL-out). 其中, 主冷却剂泵前安装有逆止阀(CV-MPP), 用以防止冷却剂倒流. 稳压器不同于常规压水堆系统中的稳压器, 它实际上是一个压力补偿器, 即一个充有氮气的封闭水箱, 具有完全的非能动控制功能, 当回路中的压力发生波动时, 氮气囊的体积将自动压缩或扩张, 以此来补偿回路中的压力变化. 稳压器将主回路的压力稳定在25 MPa左右, 其水箱中水的体积为30 L, 水温为30°C. 正常工况下, 主回路流量为0.25 kg/s, 冷却剂输送管道中的流体温度为300°C.

图1中蓝色线条为二回路, 其主要部件与主回路类似, 包括: (1) 位于冷却器内的U型管束, 作为主回路热阱, 用于冷却来自一回路压力管的高温冷却剂, 保证低温冷却剂进入主回路; (2) 一个循环泵; (3) 一个电加热器; (4) 一个稳压器及其控制阀; (5) 一个换热器, 作为整个系统最终热阱, 并由设备冷却水系统冷却. U型管的进口温度为200°C, 出口温度为239°C. 流体在离开U型管后流经换热器CH-1, 最终被冷却至200°C. 整个二回路中的压力为25 MPa, 流量为0.44 kg/s.

图1 (网络版彩图)SCWR-FQT实验回路示意图

Figure 1 (Color online) SCWR-FQT experiment sketch.

图1中橙色线条表示回路的净化系统, 由主冷却剂泵下游管道取水, 经过回热器冷却至60°C, 然后经过过滤器MF-1, IF-1和IF-2. 经过过滤的冷却剂再次回到回热器, 温度上升后回到主冷却剂泵上游的管道. 净化系统中的冷却剂设计流量仅为0.0083 kg/s.

图2为燃料组件实验段和压力管的示意图. SCWR-FQT回路实验段的设计参考欧洲高性能轻水堆的组件概念设计^[2], 由4根燃料棒和组件盒构成, 燃料棒的直径为8 mm, 栅距为9.44 mm. 燃料棒的长度为600 mm, 与LVR-15实验堆的堆芯高度一致. 燃料棒采用高富集度的UO₂作为燃料, 每根燃料棒的裂变功率为15.9 kW, 总的裂变功率为63.6 kW. 同时, 堆内燃料将释放γ射线, 实验段的外部金属构件经其辐照后也将释放一定热量, 总的γ辐射功率相当于总裂变功率的15.41%^[2], 大约为9.8 kW. 因此, 冷却剂在整个系统中吸收的总热量为73.4 kW. 燃料棒裂变功率和γ辐射功率轴向分布曲线如图3所示.

3 多尺度热工水力分析方法

SCWR-FQT系统结构形式复杂, 其热工水力学分析需要在不同尺度开展计算. 本文选取了CFD、子通道和系统安全分析程序针对局部、组件和系统进行分析研究.

CFD计算采用OpenFOAM程序, 它是基于C++面向对象的开源计算流体力学软件, 其开发平台为Linux, 离散方法为有限容积方法. OpenFOAM的适用范围很广, 可以用来求解复杂流体流动问题. 本文严格按照SCWR-FQT加热段流道几何参数进行建模, 计算考虑燃料棒和绕丝固体导热, 燃料棒及绕丝采用SS316L不锈钢物性, 流体则依据CFX13中超临界水物性参数进行设置. 由于拟临界区热物性变化独特, 超临界流体流动传热具有比较特殊的性能, 如传热强化和传热恶化现象. 通过将不同湍流模型的计算结果与文献中公布的超临界实验工况进行对比, 本文将基于SST湍流模型进行模拟分析. 本文以Pointwise软件为网格生成工具, 对计算域进行非结构网格划分, 其划分情况如图4所示. 考虑到绕丝对流动传热的影响是计算的重点, 所以绕丝部分进行了网格加密, 总网格数量为23178772.

系统安全分析程序ATHLET和子通道分析程序

图2 (网络版彩图)压力管(内含燃料组件实验段)示意图

Figure 2 (Color online) MSL (including assembly test section) sketch.

图3 (网络版彩图)燃料棒裂变功率和γ辐射功率轴向分布图

Figure 3 (Color online) Fissile power and gamma power distribution axially.

图4 (网络版彩图)截面网格图

Figure 4 (Color online) Mesh distribution on the cross-section.

COBRA均仅针对现有次临界轻水堆设计, 当压力达到超过临界压力(22.06 MPa)后, 超临界区不存在相间转换, 同时跨临界区会出现空泡份额等的一系列不连续性. 因此, 为了避免出现这种不连续性, 两个程序应用一种拟两相的方法进行了修改, 关于ATHLET-SC和

COBRA-SC的修改和验证工作可以分别参见文献[3-5]. 本文的计算程序所采用的网格和节点划分均经过网格敏感性分析和验证.

同时, 两程序的一些超临界区的热工水力模型(如压降、换热、临界流模型等)也进行了相应的修改. 表1总结了子通道程序的相关研究, 并针对SCWR-FQT棒束给出了COBRA程序推荐使用的热工水力模型.

4 结果与讨论

4.1 CFD计算结果分析

为观测绕丝对流速的影响, 本研究分别选取距入口250和300 mm的截面, 观察两截面上流体速度和二次流分布, 分析绕丝对子通道截面上流场分布的影响.

根据SCWR-FQT结构特点, 从入口端观测, 绕丝沿逆时针方向旋转3.5周. 由图5和6可知, 受绕丝导向作用, 在子通道横截面上, 流体沿燃料棒周向逆时针绕流. 在中心通道内, 流体沿顺时针方向流动, 形成明显的涡结构, 且中心通道内流体流速最高. 由于燃料棒上装配的绕丝和燃料组件盒壁面之间距离狭小, 在这种情况下角子通道内, 绕丝附近出现流动滞止区.

比较图5-7可知, 在光滑棒束内, 中心子通道内流速最高, 边子通道内流速次之, 角子通道内流速最低, 这与具有定位格架的棒束内截面速度分布一致. 相比之下, 具有绕丝结构的棒束内子通道横截面速度分布更为均匀. 以距入口250 mm截面上流场分布为例, 燃料棒2和燃料棒3之间的边通道内, 流体在绕丝作用下分别逆时针绕流两燃料棒, 该边通道内的流体向燃料棒3侧角通道扩散, 而同时又被燃料棒2侧流体补充. 由于绕丝强化了质量交换效应, 在截面上的各边通道和角通道间, 具有绕丝结构的棒束子通道截面上流场分布较光滑棒束均匀得多. 由绕丝引起的绕流和中心通道内涡结构, 使得角子通道内的燃料棒能够得到有

表1 子通道分析的推荐模型^[5]

Table 1 Recommend models for sub-channel analysis [5]

热工水力现象	推荐的模型
传热模型	Bishop公式
摩擦阻力模型	Cheng & Todeas公式
湍流交混模型	Jeong公式
轴向节点数	60(均匀分布)

图5 (网络版彩图)距入口Z=250 mm截面上的速度分布和二次流分布. (a) 截面速度分布; (b) 截面二次流分布

Figure 5 (Color online) Distribution of velocity and secondary flow at the cross section of Z=250 mm. (a) Distribution of velocity; (b) distribution of secondary flow.

效冷却, 中心通道内对流换热得到有效强化.

由图8和9可知, 由于在Z=200-300 mm之间燃料棒热流密度达到最大值, 该区域燃料棒外壁温均达到最大值. 具有绕丝结构的燃料棒外壁温在647.8-832.2 K范围内, 而无绕丝棒束燃料棒外壁温在639.1-846.6 K之间.

绕丝结构促进了子通道间流体的质量交换, 对传热起到强化作用, 但绕丝与燃料棒接触面, 以及绕丝与组件盒壁面附近容易出现流动滞止, 使得该区域内燃料棒壁温升高. 另外, 绕丝的导向作用在强化换热的同时, 也使绕丝自身受到流体较大的作用力, 为防止绕丝剥离堵塞流道, 在设计中, 应当对这些可能发生的不利现象及其影响加以考虑.

4.2 子通道计算结果

如图10所示, 活性段中绕丝脱落等现象, 可能导致超临界冷却剂棒束的堵塞事故, 而这会使管道的流通

图 6 (网络版彩图)距入口 $Z=300$ mm 截面上的速度分布和二次流分布. (a) 截面速度分布; (b) 截面二次流分布

Figure 6 (Color online) Distribution of velocity and secondary flow at the cross section of $Z=300$ mm. (a) Distribution of velocity; (b) distribution of secondary flow.

面积减少, 包壳温度升高. 针对此类事故, 本文采用子通道程序进行精细分析, 其中, 堵塞最严重的工况是距入口处 0.2 m 轴向位置处发生堵塞, 此处的功率密度最大. 针对这一轴向位置, 本文假设在燃料棒1周围不同子通道中发生堵塞, 即子通道1, 2, 4和5, 并采用子通道程序COBRA-SC模拟分析.

图11示出子通道1, 2, 4和5中的质量流密度. 由图可知, 若堵塞发生在不同的子通道, 流动面积变化则存在很大的差异. 对于SC-1, 绕丝的分离造成近100%堵塞, 质量流密度急剧下降. 由于SC-1的质量流量很小 (低于正常值的 $1/10$), 燃料包壳表面温度将增加到约 1400°C . 随着质量流量的恢复, 燃料包壳温度也逐渐恢复到正常值. 由图11和12可知, 子通道2, 4和5中的行为表现出相同的趋势. 从图12可以看出, 质量流密度沿着轴向位置存在振荡的现象, 这表明在该子通道中绕丝缠绕引起了强烈的横流.

图 7 (网络版彩图)光滑棒束子通道内 $Z=250$ mm 和 $Z=300$ mm 截面速度分布. (a) $Z=250$ mm 截面速度分布; (b) $Z=300$ mm 截面速度分布

Figure 7 (Color online) Distribution of velocity at cross sections of $Z=250$ mm and $Z=300$ mm in bare rod bundles. (a) Distribution of velocity at cross sections of $Z=250$ mm; (b) distribution of velocity at cross sections of $Z=300$ mm.

图 8 (网络版彩图)具有绕丝结构的燃料棒外壁面温度分布
Figure 8 (Color online) Temperature distribution of the external surface of fuel rods with wire spacers.

4.3 系统程序计算结果

本节采用系统安全分析程序ATHLET-SC针对冷

图 9 (网络版彩图)无绕丝燃料棒外壁面温度分布

Figure 9 (Color online) Temperature distribution of the external surface of fuel rods without wire spacers.

图 10 (网络版彩图)绕丝导致子通道(1, 2, 4, 5)堵塞示意图. (a) 堵塞子通道1; (b) 堵塞子通道2; (c) 堵塞子通道4; (d) 堵塞子通道5

Figure 10 (Color online) Schematic illustration of the wire wrap blockage in sub-channel 1, 2, 4, 5. (a) Blockage in SC-1; (b) blockage in SC-2; (c) blockage in SC-4; (d) blockage in SC-5.

却剂输送管路破裂造成的冷却剂丧失事故(LOCA), 破口大小均为100%进行计算分析, 冷却剂输送管道的总截面积 154 mm^2 . 临界流模型采用Chen等人^[6]提出的修正的HEM模型.

当破口位置发生在压力管出口管道MSL-out时, 安注箱ACC1和低压安注系统LPCI将为实验段提供冷却剂. 表2列出了该事故的时间序列, 图13为事故发生

图 11 (网络版彩图)不同子通道堵塞条件下的质量流量分布

Figure 11 (Color online) Mass flux of separated blocked sub channel.

图 12 (网络版彩图)不同子通道堵塞条件下的包壳温度分布

Figure 12 (Color online) Cladding temperature of separated blocked sub-channel.

后2 s内堆芯功率与靠近主泵的下游处MSL-in流量的变化曲线. 在2 s时, 破口事故发生, 由于破口位置在主泵的上游端, 故而流经主泵的流量开始降低, 在2.06 s触发主泵的低流量信号(1.5 kg/s), 低流量信号触发反应堆停堆信号. 经过0.06 s的延迟, 反应堆开始停堆, 到3.06 s时反应堆停堆完成. 此外, 停堆信号经过1 s的延迟, 即3.06 s主泵开始停转, 低压安注系统被触发, 自动卸压阀ADS1开启, 低压安注LPCI泵启动. 直到14.19 s时, 系统压力降低至12 MPa时, 低压安注泵开始向主回路注入冷却剂. 安注箱ACC2和ACC1分别在20.59和26.08 s排空. 之后, 应急水箱持续为低压安注提供水源. 图14为最高包壳温度的变化曲线, 在整个

表 2 MSL-out上的LOCA事故时间序列

Table 2 LOCA accident Sequence in MSL-out

时间(s)	事件
2.00	破口
2.06	低流量信号
2.08	低压力信号
2.12	反应堆停堆
3.06	主泵停转
3.12	ADS1阀门开启
14.19	LPCI泵启动
20.59	停堆完成
26.08	LPCI安注开始

图 13 (网络版彩图)LOCA事故发生后2 s内堆芯功率与MSL-in流量的变化曲线

Figure 13 (Color online) Core power and mass flow variation within 2 s after LOCA accident occurrence.

图 14 (网络版彩图)事故后最高燃料包壳温度变化图

Figure 14 (Color online) Peak cladding temperature variation after LOCA accident occurrence.

泄压过程中, 最高包壳温度达到720°C, 这是由事故初期快速降压引发的沸腾危机引起的. 在10 s后, 最高包壳温度降低至60°C左右.

计算结果表明, 当压力管出口管MSL-out发生破裂后, 非能动的安注箱将自动投入, 并且在安注箱排空之前, 低压安注已经建立, 这实现了非能动和能动的有效衔接, 保证堆芯内燃料棒的持续冷却. 现有的安注箱ACC1和低压安注系统LPCI足以在该事故中有效冷却燃料棒.

4.4 多尺度耦合分析

为既能够对系统的特性进行分析, 又能够模拟棒束子通道的行为, 本研究采用如图15所示的耦合方法, 将在活性区的界面系统程序ATHLET和子通道程序COBRA进行耦合.

在该回路的建模中, COBRA-SC的建模仅仅包括燃料组件, 而ATHLET-SC则包括燃料组件在内的整个回路的建模. ATHLET-SC程序向COBRA-SC提供了堆芯出口压力、冷却剂进口温度、堆芯进口冷却剂流量和活性区的产热作为边界条件. 以下所示的参数即为由ATHLET-SC程序提供给子通道程序的参数:

$$P_{out} = \text{press(出口)}, \quad (1)$$

$$T_{in} = \text{TDOM(进口)}, \quad (2)$$

$$M_{in} = \text{GJ(连接处进口)}, \quad (3)$$

$$\text{Power} = \text{燃料棒产热} - \text{传递给其余通道的热量}. \quad (4)$$

需要说明的是, 由活性区通道传递给相邻通道的热量不是由COBRA-SC程序计算出, 而是由ATHLET-SC计算得到的.

子通道程序会以几何参数的输入方式向ATHLET-SC程序提供压力摩擦系数, 该参数是由摩擦因子得到:

图 15 (网络版彩图)ATHLET-SC程序与COBRA-SC程序的耦合方式

Figure 15 (Color online) Coupled methodology for ATHLET-SC and COBRA-SC codes.

$$ALAMO_{(New)} = \Delta f(SC) / \Delta P_f(AH) \times ALAMO_{(old)}, \quad (5)$$

其中, $ALAMO$ 是燃料组件的达西摩擦因子, ΔP_f 是由燃料组件摩擦导致的压力下降. 因此, 本研究采用的是空间耦合, 子通道程序重新计算活性区的具体参数分布, 然后反馈摩擦因子等参数给系统程序.

针对该耦合程序的时间步长控制方面, 由于 $ATHLET-SC$ 的时间步长比 $COBRA-SC$ 的时间步长小得多, 所以 $ATHLET-SC$ 的时间步长作为该耦合程序的时间步长.

当 $MSL-out$ 管发生 $LOCA$ 事故, 冷却剂流量突然增大, 使得实验段的流道同时发生局部堵塞(堵塞出现在轴向 200 mm 处, 子通道 1 中). 在以下的计算中, $LOCA$ 事故和之后的堵塞事故发生在 0 s.

$LOCA$ 事故发生后, 冷却剂流量增大, 使得堆芯流道发生堵塞(0 s 左右). 之后, 低压力信号触发反应堆的停堆信号. $MSL-out$ 管上的 $ADS1$ 打开, 一回路压力进一步降低, 流量从 0.25 kg/s 增大到 1.2 kg/s. 包壳温度在开始时(0.1 s 左右)出现轻微的下陷, 而后在 0.1–3.0 s 间上升至 900°C, 这是由系统压力降低至临界区附近时发生沸腾危机而引起的. 从图 16 看出轴向功率越大, 该位置的包壳温度就越高, 在 3 s 后最高包壳温度会迅速降低. 瞬态计算表明, $SCWR-FQT$ 回路的安全系统的投入, 可有效缓解燃料组件的局部堵塞事故.

图 17 示出子通道程序计算所得的最高包壳温度瞬态变化. 0 s 时, 实验段堵塞发生, 系统压力降低导致包壳温度上升到 1800°C. 由于堆芯功率保持在很高的水平, 包壳温度也维持在较高温, 之后随着堆芯功率的降低, 包壳温度也下降至 200°C 左右. 相比于 $ATHLET-SC$ 程序, $COBRA-SC$ 得到了更高的包壳温度和更早的包壳温度转变时间点, 这是因为子通道程序的模型更为细致, 可显示局部现象. 对比图 16 和 17 可知, 最高包壳温度之间存在差异, 这说明了该耦合计算的必要性及重要意义.

5 结论

本论文采用多尺度热工水力分析工具对超临界水堆辐照考验回路进行分析. 研究表明, 本文所采用的 CFD 、子通道、系统安全分析工具对该回路有很好的适用性.

图 16 (网络版彩图)事故后最高燃料包壳温度变化图

Figure 16 (Color online) Peak cladding temperature variation after $LOCA$ accident occurrence.

图 17 (网络版彩图)子通道程序得到的最高包壳温度

Figure 17 (Color online) Peak cladding temperature from sub-channel code.

(1) CFD 结果显示, 截面速度分布、二次流分布和湍流动能分布均随绕丝旋转呈现周期性变化, 绕丝周围容易出现流动滞止, 不利于传热.

(2) 子通道分析显示, 角通道堵塞条件下包壳温度最高, 工况最为恶劣.

(3) 采用系统安全分析程序 $ATHLET-SC$ 对压力管出口管道破口事故的分析显示, 安全系统在事故中可提供足够的冷却剂对燃料棒进行有效冷却.

(4) 将 $ATHLET-SC$ 和 $COBRA-SC$ 多尺度耦合工具应用于 $SCWR-FQT$ 回路瞬态事故模拟, 结果表明耦合程序能很好的用于超临界水系统的模拟, 这显示出多尺度耦合计算的必要性.

参考文献

- 1 U.S. DOE Nuclear Energy Research Advisory Committee (USDOE). A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems. Technical Report. U.S. DOE Nuclear Energy Research Advisory Committee 2002; Zhong D. From femtochemistry to 4D microscopy. *Sci China-Phys Mech Astron*, 2010, 53: 977–986
- 2 Vojacek A, Raqué M, Hajek P, et al. Design and 1D analysis of the safety systems for SCWR fuel qualification test. In: International Topical Meeting on Nuclear Thermal-Hydraulics, Operation and Safety. 2012
- 3 Zhou C, Yang Y, Cheng X. Feasibility analysis of the modified ATHLET code for supercritical water cooled systems. *Nucl Eng Des*, 2012, 250: 600–612
- 4 Yang T, Liu X J, Yang J. Development and validation of a subchannel code applicable for SCWR. In: The 6th International Symposium on Supercritical Water-Cooled Reactors. 2013
- 5 Liu X J, Yang T, Cheng X. Development and assessment of a sub-channel code applicable for trans-critical transient of SCWR. *Nucl Eng Des*, 2013, 262: 499–509
- 6 Chen Y Z, Zhao M F, Yang C S, et al. Research on critical flow of water under supercritical pressures in nozzles. *J Energy Power Eng*, 2012, 6: 201–208

Multi-scale thermal-hydraulics analysis on SCWR fuel qualification test loop

LIU XiaoJing^{1*}, XIONG JinBiao¹ & CHENG Xu²

¹ School of Nuclear Science and Technology, Shanghai Jiao Tong University, Shanghai 200240, China;

² Institute for Nuclear and Energy Technologies, Research Centre Karlsruhe, Karlsruhe 76021, Germany

As the only one design using water as coolant in Generation IV Nuclear Energy Systems proposed by Generation IV International Forum (GIF), supercritical water cooled reactor (SCWR) has been widely investigated due to its advantages of simplicity, high thermal efficiency, good economy and safety. The Sino-Euro corporation project Supercritical Water Reactor-Fuel Qualification Test (SCWR-FQT) is proposed to analyze and verify a supercritical water-cooled experiment loop containing a small scale fuel assembly and provide support to this loop's design and license application. To solve the problems above, this paper will carry out the preliminary safety research for the SCWR-FQT facility. Several thermal-hydraulic codes (including CFD code, subchannel code, system code) are selected to perform the safety analysis in the facility. COBRA and ATHLET have been modified by implementing the heat transfer model, turbulent mixing and friction models which are applied to supercritical water cooled reactors into the previous code. To determine the detailed thermal-hydraulic behavior in the bundle region at some transient condition, the multi-scale coupled code has also been developed by transferring the pressure at the core outlet, coolant temperature at the core inlet, coolant mass flow rate at the core inlet, heat generated in the active core and pressure friction coefficient of SCWR-FQT. The results indicate that the new developed code has good feasibility to transient analysis of supercritical water-cooled test and fuel bundles can be cooled effectively with safety measures in accidental conditions. The CFD results show that wire-wrap has large influence on heat transfer. The subchannel code presents that the cladding temperature will be highest when blockage occurs in the corner subchannel. Meanwhile, the coupled results show that the coupled code can predict the accurate accident procedure and detailed parameters distribution.

SCWR, test loop, thermal-hydraulics, multi-scale, CFD

PACS: 47.27.-i, 47.27.Eq, 47.27.Nz, 47.40.Ki, 47.85.Gj

doi: [10.1360/SSPMA2018-00234](https://doi.org/10.1360/SSPMA2018-00234)