

混合能谱超临界水堆失流事故缓解措施研究

许志红¹, 傅晟威², 刘晓晶¹, 杨燕华¹, 程旭¹

(1. 上海交通大学核科学与工程学院, 上海 200240; 2. 海军工程大学, 湖北 武汉 430033)

摘要: 使用改进的系统程序 RELAP5 建立了一个混合能谱超临界水堆(SCWR-M)模型。为研究混合能谱超临界水堆失流事故特性, 以获取缓解混合能谱超临界水堆失流事故的措施, 选取反应堆冷却剂泵惰转时间、压力容器上部储水空间容积和安注流量作为主要参数进行分析。研究表明, 混合能谱超临界水堆系统的设计是可行的。反应堆冷却剂泵惰转 15 s, 压力容器上部水空间容积大于 27 m³, 以及安注流量高于系统满功率稳态流量的 5% 是缓解混合能谱超临界水堆失流事故的主要措施。

关键词: 混合能谱超临界水堆; 失流事故; 缓解措施

中图分类号: TL429

文献标志码: A

文章编号: 1000-6931(2012)09-1097-10

Loss of Flow Accident Mitigation Measures of Mixed Spectrum SCWR-M

XU Zhi-hong¹, FU Sheng-wei², LIU Xiao-jing¹, YANG Yan-hua¹, CHENG Xu¹

(1. School of Nuclear Science and Engineering, Shanghai Jiao Tong University, Shanghai 200240, China;
2. Navy University of Engineering, Wuhan 430033, China)

Abstract: Based on a revised version of RELAP5, a model of the mixed spectrum supercritical water cooled reactor (SCWR-M) system was established. Some important parameters were chosen as the main parameters to analysis the transient behaviour of SCWR-M and fix mitigation measures during loss of flow accident (LOFA). Reactor coolant pump (RCP) coast-down time of more than 15 seconds, RPV upper water volume of more than 27 m³, and safety injection of more than 5% of the system design flow are the main mitigation measures for the LOFA of SCWR-M.

Key words: mixed spectrum supercritical water cooled reactor; loss of flow accident; mitigation measures

基于核能系统国际论坛(GIF)所推崇的 4 项主要准则, 6 种反应堆被选定为第 4 代候选堆型, 其中超临界水堆是唯一的水冷堆。超临界水堆采用直接循环系统设计, 系统结构得到简化, 同时采用高温、高压的超临界水作为冷却

剂, 系统的热效率接近 45%, 其经济性得到显著提高。另外, 从系统角度来看, 超临界水堆也可被视为现有水冷堆与超临界化石燃料电厂技术的有机结合, 具有经验延续性与技术成熟性的优点^[1]。

收稿日期: 2011-03-07; 修回日期: 2011-09-26

基金项目: 973 计划资助项目(2007CB209800); 上海市自然科学基金资助项目(11ZR1416900)

作者简介: 许志红(1983—), 男, 湖南岳阳人, 博士研究生, 核科学与工程专业

在过去的一段时间,超临界水堆相关方面的研究在世界范围内兴起。其中,安全分析程序和安全系统设计是其中的热点之一。Cheng等^[2-3]提出了一种新型的混合能谱超临界水堆(SCWR-M)堆芯设计方案,并针对这一堆型进行了大量特性研究。研究表明,这一堆型有着较好的系统特性和安全特征^[4-8]。

超临界水堆失流事故作为一重要事故被世界范围内的研究人员关注^[9-10]。在失流事故后维持堆芯流动是超临界水堆安全设计的一个重要考虑。MacDonald等^[10]研究了基于热谱的超临界水堆,结果表明,在超临界水堆发生失流事故后,如果不能满足以下两点,包壳温度将超出 840 °C 的限值:1) 辅助给水在 4.25 s 投入;2) 辅助给水需达到 15% 的初始主给水流量。基于先进理念的混合能谱超临界水堆由于其特殊的系统设计,能够缓解安注上的时间和流量要求,具有更好的安全特性。

本文将研究几个关键参数在混合能谱超临界水堆失流事故中的影响。

1 混合能谱超临界水堆系统及模型

混合能谱超临界水堆堆芯示意图如图 1 所示。堆芯分成不同中子能谱的两个区,布置在外侧的为热谱组件,布置在中心的为快谱组件。冷却剂经主泵打入压力容器后主要流入堆芯上方的储水空间,然后向下流经热谱区组件进入下腔室,最后向上流经快谱区组件流出堆芯。

RELAP5^[11]是美国爱达荷国家实验室开发的用于设计基准事故下轻水堆冷却剂系统最佳估算分析用的反应堆热工水力分析程序。为了用于超临界水堆分析,针对其水物性文件及超临界压力下的计算部分进行了改造。修改了物性查找方法,根据压力和焓,从水物性表中查取相关物性值进行计算。修改后的水物性表能够提供压力 0.1~30 MPa、温度 205~2 000 K 范围的物性值。增加燃料棒包壳材料的数据,使用不锈钢作为超临界水堆燃料棒的包壳材料。使用 Bishop 关系式^[12]计算超临界条件下的传热:

$$Nu_b = 0.0069 \times Re_b^{0.90} \times \overline{Pr}_b^{0.66} \times \left(\frac{\rho_w}{\rho_b}\right)^{0.43} \times \left(1 + \frac{2.4D}{L}\right)$$

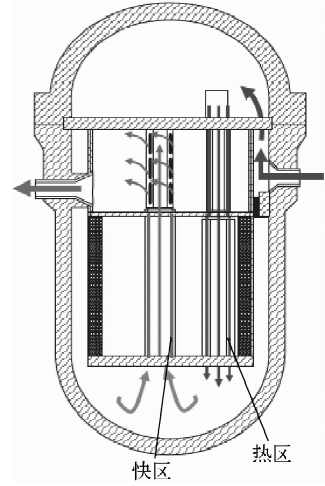


图 1 混合能谱超临界水堆堆芯示意图

Fig. 1 Scheme of SCWR-M core

其中: $\overline{Pr}_b = \frac{\overline{c_p} \mu_b}{\lambda_b}$, $\overline{c_p} = \frac{h_w - h_b}{T_w - T_b}$; D 为水力直径; L 为加热段长度; ρ 为流体密度; c_p 为比定压热容; μ 为动力粘度; λ 为热导率; h 为焓; T 为温度; 下标 w 为壁面, b 为主流中心。

取消了所有两相模型(两相摩擦因子、过冷沸腾、临界热流密度、临界后传热),轴向摩擦损失关系式采用下式^[13]:

$$f = \left(1.821 \lg \frac{Re_b}{8}\right)^{-2} \left(\frac{\rho_w}{\rho_b}\right)^{0.4}$$

同时,为了满足混合能谱超临界水堆热谱区和快谱区不同的反馈系数要求,在原有 RELAP5 的基础上增加了一新的点堆模型,实现了双点堆模型的计算。

修改后的 RELAP5 程序与已用于超临界水堆计算的系统程序 ATHLET-SC^[14]进行了计算对比。结果表明,改造后的 RELAP5 程序能够适用于超临界水堆的计算分析。

图 2 示出 SCWR-M 的系统模型。压力容器入口冷却剂温度为 280 °C,流经堆芯后压力容器出口冷却剂的温度为 510 °C。两个中子能谱区的平均线功率密度均为 180 W/cm。热谱区的活性高度为 4.5 m,快谱区活性高度为 2.0 m。2% 的冷却剂流经下降段(004)进入下腔室(030)。98% 的冷却剂流经上升通道(006)进入上封头(010),然后在上腔室(012,022)分成 3 部分进入下腔室。19% 的冷却剂流经热谱区慢化剂通道(034),76% 的冷却剂流经热谱区

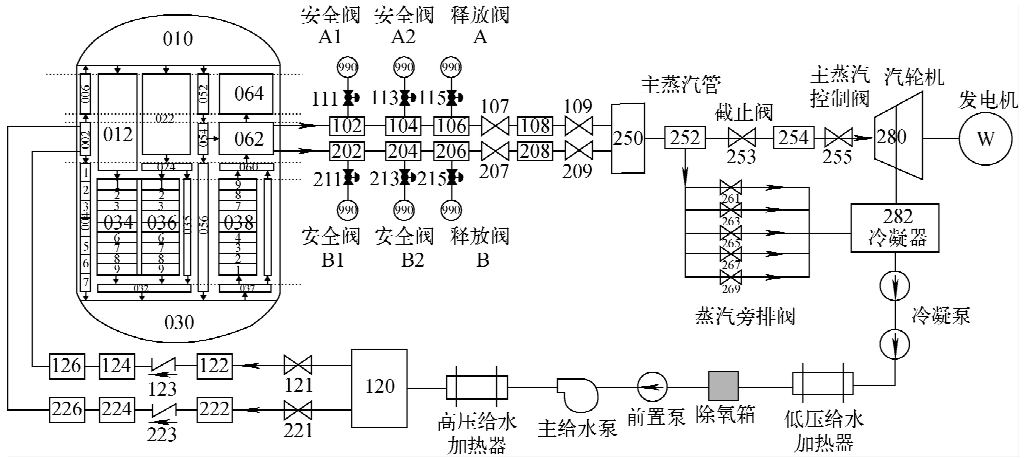


图2 混合能谱超临界水堆系统模型
Fig.2 SCWR-M system model

冷却剂通道(036),其余的3%假设流经控制棒导向管(052,0540,56)作为旁通流量。旁通流量中的1%假设直接与快谱区出口流体混合流出堆芯。99%的冷却剂在下腔室汇合后向上流经快谱区冷却其中的燃料组件。混合能谱超临界水堆的详细堆芯设计参考文献[2-4]。

2 混合能谱超临界水堆失流事故响应

失流事故是超临界水堆设计中考虑的一个重要事故。流量丧失是这一事故的第一响应,入口流量的降低直接导致堆芯流量的下降。在失流事故计算中,假设两路主泵均停转,惰转时间为5 s。安注假设在紧急停堆后20 s投入。SCWR-M系统计算用到的主要参数列于表1。

表1 SCWR-M系统参数
Table 1 Parameters of SCWR-M system

参数	数值
热谱区功率, MW	2 390
快谱区功率, MW	1 400
系统压力, MPa	25
冷却剂流量, kg/s	1 926
堆芯直径, m	3.2
热谱区堆芯活性高度, m	4.5
快谱区堆芯活性高度, m	2.0
热谱区燃料组件数目	164
快谱区燃料组件数目	120
冷却剂入口温度, °C	280
冷却剂出口温度, °C	510
冷却剂密度反馈系数, pcm/cm ³	-638
多普勒反馈系数, pcm/°C	-2.64
平均线功率密度, W/cm	18

计算结果表明,事故后堆芯内部的特殊流动不同于压水堆或沸水堆。失流事故后混合能谱超临界水堆的堆芯流量变化如图3所示。在2 000 s 稳态计算的基础上开始计算失流事故,主泵惰转5 s 结束后,进口流量减小为零。

图3示出堆芯热谱区冷却剂通道、热谱区慢化剂通道和快谱区流体通道的流量变化情况。3个通道的流量均因为主泵惰转的完成、给水的丧失,在前期急剧下降。但在接下来的时间各通道的流量逐渐回升,尤其在热谱区通道。这是混合能谱超临界水堆一个非常重要的特性。热谱区能在失去强迫流动后自动建立起自然循环流动,这一特性能有效缓解失流事故发生后短时间内包壳温度的上升,为堆芯余热排除系统的启用和安注流量的投入争取一定的时间。

图3a表明,热谱区冷却剂通道和慢化剂通道能在事故发生后的150 s 维持较高流量的流动。快谱区只能在事故后几秒的时间由于主泵惰转提供的冷却剂维持一定的流量。图3b显示,热谱区冷却剂发生反向流动的时间正好是主泵惰转结束的时间。热谱区冷却剂在失流事故后出现倒流的原因是基于混合能谱超临界水堆的热谱区分成平行的两个向下流动的通道这一独特设计。正常运行时,流体在主泵的驱动下,经过压力容器内部特殊设计的流道,使得大部分流体进入压力容器上部,只有较少(2%)的流体流经下降段作为压力容器热屏蔽的一部分。进入压力容器上部的冷却剂分成热谱区冷却剂通道、慢化剂通道、旁通通道3部分平行的从上往下进入下腔室,与进入下腔室

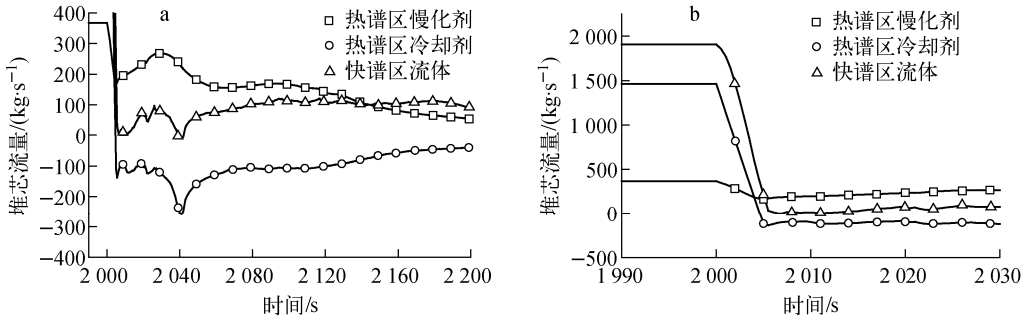


图3 失流事故后堆芯流量的变化

Fig. 3 Core flow during LOFA

a——失流事故后堆芯流量;b——失流事故后堆芯流动转换

的下降段流量混合后向上流经快谱区。只有极少部分(1%)的冷却剂不经过堆芯燃料区直接流向压力容器出口。

失流事故发生后,强迫流量的丧失导致堆芯稳态时得以确定的流体走向不能维持。热谱区的流体在热谱区冷却剂通道燃料加热的作用下,密度变化导致浮升力增加,同时在热谱区慢化剂通道冷却作用下,产生向上流动。热谱区慢化剂通道由于无燃料加热,流体能够维持相对较低的温度,较大密度的流体在重力作用下仍维持向下流动。这样,热谱区的自然循环得以建立,安注的注入时间要求和流量要求均得到相应缓解。由于热谱区上下部分与下降段、旁通、下腔室等相连通,其流动受到相关通道的影响。研究表明,热谱区自然循环能够被主泵惰转时间、压力容器上部储水室容积、安注流量的影响。

图4示出堆芯各通道进出口流体温度的变化曲线。从图4可清楚看到热谱区冷却剂通道发生了倒流。稳态计算时,不论入口还是出口

节点,快谱区总是温度最高的,热谱区慢化剂通道是温度最低的,热谱区冷却剂通道的流体温度介于两者之间。失流事故发生后,在热谱区冷却剂通道和快谱区的出口节点,流体温度都有较大幅度的升高。此时热谱区慢化剂通道出口流体温度基本维持不变。快谱区由于失去给水流动引起的流量丧失,其出口流体维持一段较长时间的高温。热谱区冷却剂通道由于其自然循环的建立,通道内流动方向转变,其出口温度迅速下降。热谱区自然循环的建立直接影响了热谱区冷却剂和慢化剂通道的进出口节点温度。热谱区冷却剂通道的倒流使得热谱区冷却剂出口节点由热谱区流体温度最高的节点变为温度最低的节点,这一转换有利于热谱区包壳温度上升的缓解。失流事故后热谱区两通道出口节点温度变得几乎一致,同时高于快谱区入口节点温度。这表明热谱区慢化剂通道出口流体大部分经过热谱区冷却剂出口节点流进了热谱区冷却剂通道。少部分从热谱区慢化剂通道流出的流体和下降段流出的流体以及旁通过来

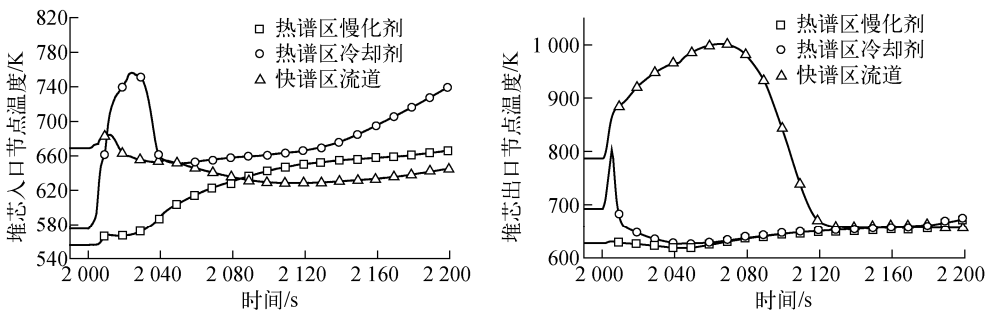


图4 失流事故后堆芯进出口流体温度的变化

Fig. 4 Core in-out temperature during LOFA

的流体在下腔室混合后温度降低,然后流经快谱区冷却其中的燃料组件。

图5示出失流事故后快谱区和热谱区包壳温度的变化曲线。热谱区和快谱区一样,在失流事故发生后很快出现一包壳温度峰值。但随着其自然循环的建立,热谱区包壳温度迅速下降。由于堆芯余热的衰减,快谱区的包壳温度也会下降。但如果后期无新的冷却剂补充,两区的包壳温度会再次上升。

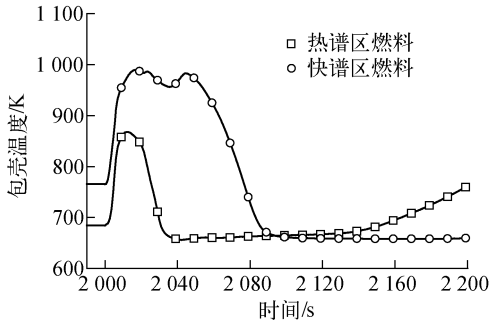


图5 失流事故后燃料包壳温度

Fig. 5 Fuel cladding temperature during LOFA

3 失流事故中关键参数影响研究

失流事故的后果能够在特定的系统和专设安全设施设计基础上得以缓解。本文选取几个关键的参数进行研究,如主泵惰转时间、压力容器上部储水空间容积、安注流量,以获取混合能谱超临界水堆失流事故的缓解措施。

3.1 主泵惰转时间影响

主泵惰转能够在主泵停转后维持一小段时间的流量,这一特性在第3代水冷堆中得到了加强,如AP1000^[15]。混合能谱超临界水堆作为

第4代水冷堆,可延续这一特性。

压力容器上部水空间容积假设为 27 m³,计算中不考虑安注。选取主泵惰转时间分别为 0、5、10、15 s,选取事故后 200 s 的计算结果进行比较,以研究主泵惰转对缓解混合能谱超临界水堆失流事故的影响。

失流事故中,主泵惰转时间是一影响事故后果的重要参数。若主泵惰转时间较长,就会将事故后流量下降为零的时间延长,这不仅影响堆芯流量,也会影响到其他相连的通道。图6示出下降段和旁通流量随主泵惰转时间的变化曲线。如图6a所示,主泵惰转时间越长,下降段的流量越低。如图6b所示,主泵惰转时间越长,在事故发生后的早期,旁通流量越低。这一特性有利于更多的流量进入压力容器上部,然后流经热谱区冷却其中组件。

堆芯流量的变化直接受到进口流量变化的影响。图7示出压力容器出口流量的变化和堆芯热谱区冷却剂通道流量的变化。从图7a可知,出口流量在主泵惰转结束时下降到零附近。图7b表明,热谱区冷却剂通道发生倒流的时间和主泵惰转时间基本一致,同时主泵惰转时间长能够使得热谱区倒流流量增加,即主泵惰转有利于热谱区自然循环的建立和维持。

失流事故后的主泵惰转时间影响堆芯流动,间接影响堆芯燃料包壳温度。图8示出堆芯热谱区和快谱区的包壳温度随主泵惰转时间的变化。由图8可知,无论是热谱区还是快谱区燃料组件,惰转时间越长,燃料包壳温度越低。如图8a所示,如果主泵惰转时间较短,热谱区自然循环不能较好地维持,热谱区燃料包

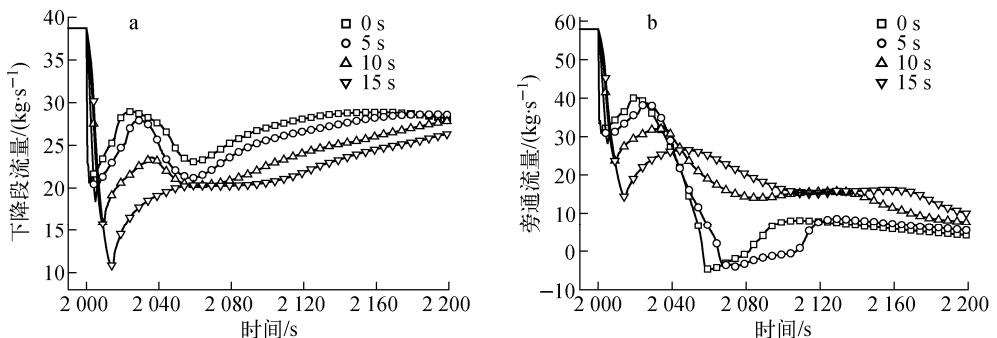


图6 不同主泵惰转时间下的下降段和旁通流量

Fig. 6 Downcomer and bypass flow change with different coast-down time

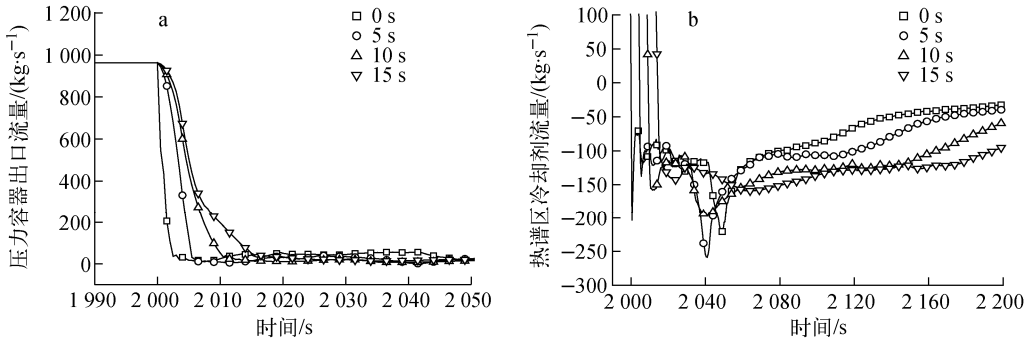


图7 不同主泵惰转时间下的压力容器出口和热谱区冷却剂流量

Fig. 7 Outlet and thermal zone coolant flow change with different coast-down time

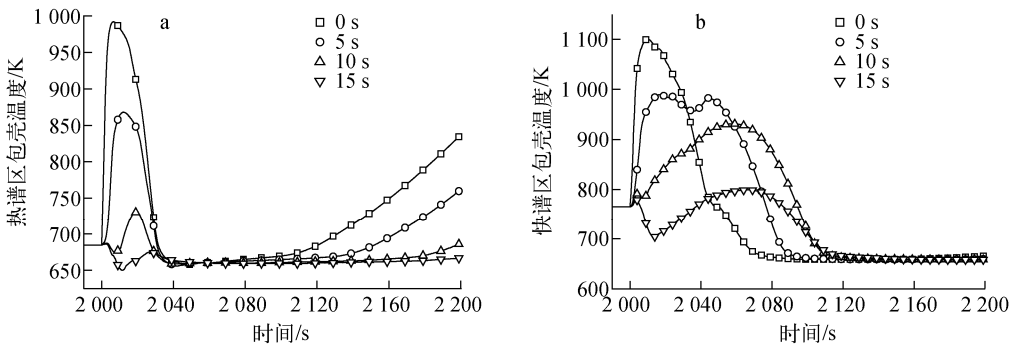


图8 不同主泵惰转下热谱区和快谱区包壳温度

Fig. 8 Thermal and fast zone cladding temperature change with different coast-down time

壳温度会较快地迅速回升。如图8b所示,由于下腔室进入快谱区的冷却剂温度较低,缓解了快谱区后期包壳温度的上升。但如果在后期不能提供新的冷却剂进入堆芯,燃料包壳温度的上升就不可避免。

以上结果表明,主泵惰转是缓解失流事故后燃料包壳温度上升的有效手段。但这一手段只能使得冷却剂流量降低为零的时间延长,缓解事故发生后前期一小段时间的包壳温度上升。如果无其他缓解措施,燃料包壳温度会在短时间内迅速再次上升。

3.2 压力容器上部水空间容积的影响

压力容器上部水空间是混合能谱超临界水堆的独特设计,压水堆和沸水堆无类似的设计。堆芯流动方向的设计使得进入压力容器的大部分冷却剂先进入其上部,在燃料组件上方形成一储水空间。初步研究表明,其容积的大小能影响到失流事故后的缓解。

假设主泵惰转时间为零,无安注进入。压力容器上部水空间容积分别假设为47、27、

7 m³,分别进行计算对比。

如果压力容器上部储水空间容积越大,稳态运行时储存在压力容器上部的冷却剂就越多,这一储存量在事故发生后能为堆芯流动提供支持。图9示出不同压力容器上部储水空间容积下的下降段和旁通流量的变化。压力容器上部储水空间越大,下降段流量越小,旁通流量越大。

压力容器上部储水空间容积在失流事故后影响出口流量和堆芯流量。图10示出压力容器出口流量和堆芯热谱区冷却剂流量受压力容器上部储水空间容积影响的曲线。压力容器上部储水空间容积越大,压力容器出口在事故后能维持的流量就越大。压力容器上部储水空间容积越小,失流事故后热谱区冷却剂倒流的流量就越小。这表明压力容器上部储水空间容积越大,越有利于热谱区维持自然循环流量。

压力容器上部储水空间容积影响失流事故后堆芯流量,进一步影响到燃料包壳温度。图11示出不同压力容器上部储水空间容积下热谱区和快谱区的包壳温度。由图11可知,压力

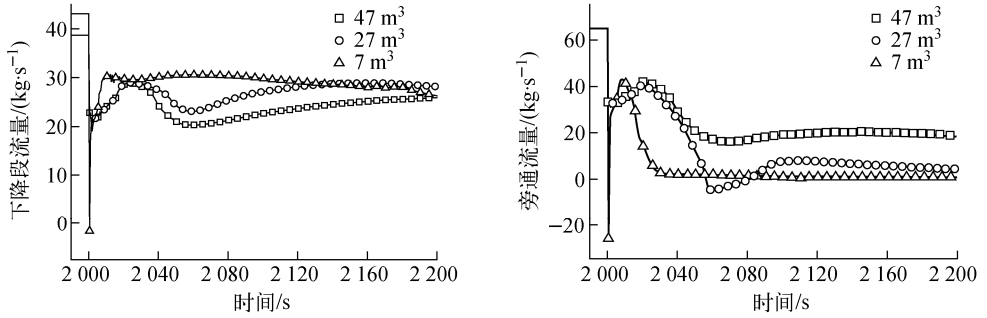


图9 不同压力容器上部储水空间容积时下降段和旁通流量

Fig. 9 Downcomer and bypass flow change with different RPV upper water volumes

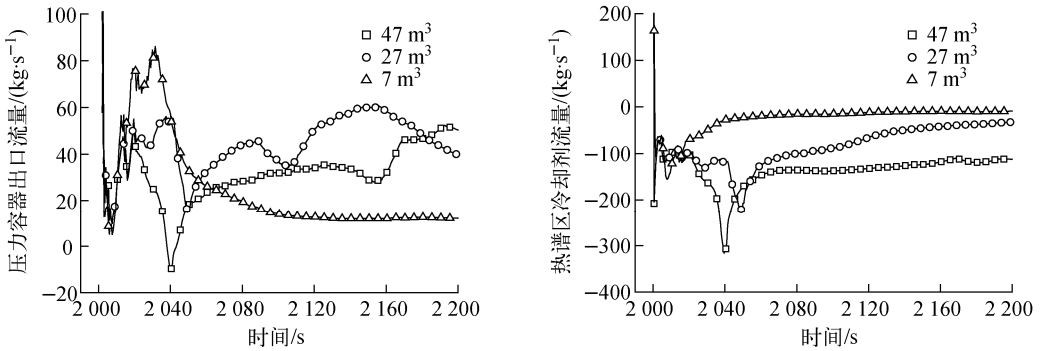


图10 不同压力容器上部储水空间容积时压力容器出口和热谱区冷却剂流量

Fig. 10 Outlet and thermal zone coolant flow change with different RPV upper water volumes

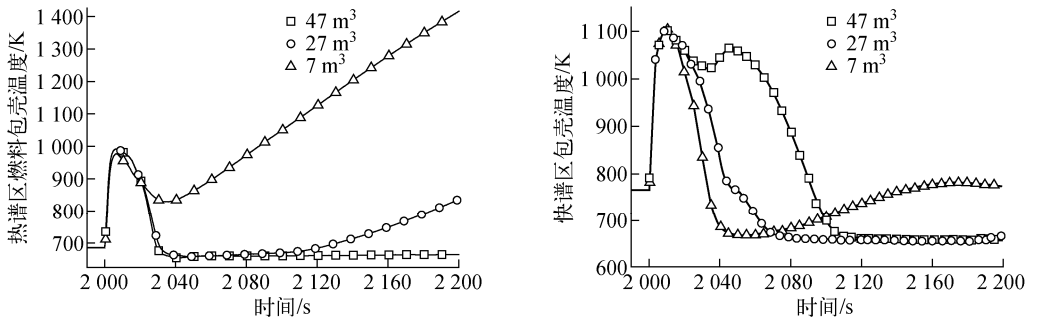


图11 不同压力容器上部储水空间容积时堆芯燃料包壳温度

Fig. 11 Thermal and fast zone cladding temperature change with different RPV upper water volumes

容器上部储水容积的大小只影响事故发生后40 s以后的一段时间的包壳温度变化。压力容器上部储水空间容积越大,燃料包壳温度回升的时间越滞后。由此表明,压力容器上部储水容积有利于混合能谱超临界水堆失流事故后几十秒之后的一段时间内的包壳温度缓解。

压力容器上部储水空间是混合能谱超临界水堆的独特设计,能够在主泵惰转完成后的一段时间缓解失流事故的后果。图12示出压力容器上

部储水空间容积较小的情况下,不同主泵惰转时间对热谱区冷却剂通道流量和热谱区燃料包壳温度的影响。结果表明,如果压力容器上部储水空间容积过小,即使主泵惰转时间够长,也不能维持较大流量的热谱区自然循环,因此不能缓解惰转结束后包壳温度的上升。因此,设计主泵合适的惰转时间和压力容器上部储水空间合适的容积是缓解混合能谱超临界水堆失流事故发生后前期一段时间包壳温度上升的有效手段。

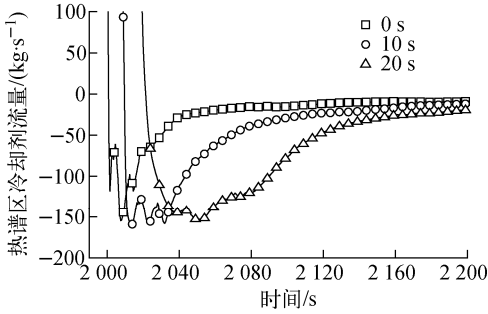
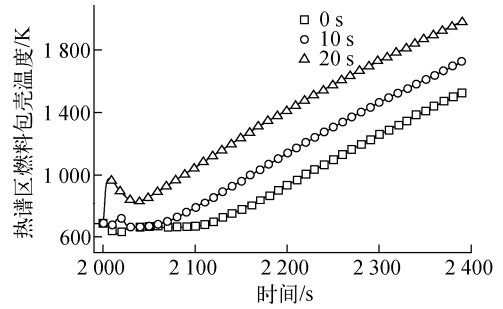


图 12 压力容器上部储水空间容积较小时不同主泵惰转时间的影响

Fig. 12 Small upper water volume results with different RCP coast-down time



3.3 安注流量的影响

安注是压水堆和沸水堆设计中一项有效缓解失流事故后果的手段^[16-17]。因此,在混合能谱超临界水堆中需关注安注的设计。由于混合能谱超临界水堆的独特设计,失流事故发生后前期包壳温度的上升能够通过主泵惰转和压力容器上部储水来缓解,因此安注的投入时间相比压水堆和沸水堆得以放宽。本文假设安注投入时间在紧急停堆发生后 30 s,针对不同的安注流量进行研究。

在混合能谱超临界水堆发生失流事故后,尽管其独特的压力容器上部储水设计和主泵惰转能够缓解失流事故发生后的前期一段时间的包壳温度上升,但如果无安注系统提供其他冷却剂进入堆芯,堆芯包壳温度很快又会回升并超出材料温度限值。

本文选取主泵惰转时间 0 s、压力容器上部储水空间容积 27 m³ 进行研究。安注流量选取 1%、3%、5% 的系统满功率设计流量,将其计算结果进行对比。

图 13 示出不同安注流量时压力容器出口和热谱区冷却剂流量。如图 13a 所示,如果无主泵惰转,出口流量迅速下降,然后在压力容器上部储水量和热谱区自然循环建立的情况下,压力容器出口流量有所回升,但只能持续较短时间。在安注流量投入后,压力容器出口流量再次回升并维持一相对较高的流量。所有的安注流量都会最后流出压力容器,所以压力容器出口流量的稳定值即为安注流量的总量。由图 13b 可知,热谱区冷却剂发生倒流和一开始的不稳定流量受安注影响不大,但后期自然循环的稳定流量明显受到安注流量的影响,表明安注流量为热谱区自然循环的维持提供了支持。

图 14 示出不同安注流量下的燃料包壳温度的变化。由图 14 可知,失流事故发生后前期包壳温度的升高不受安注流量的影响。由于主泵惰转时间较短,燃料包壳温度在事故后迅速升高。在安注流量不够的情况下,热谱区燃料包壳温度在 100 s 后迅速上升。如果安注流量不低于 5% 的系统设计流量,燃料包壳温度就

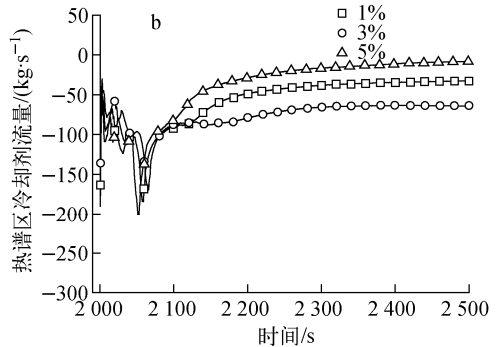
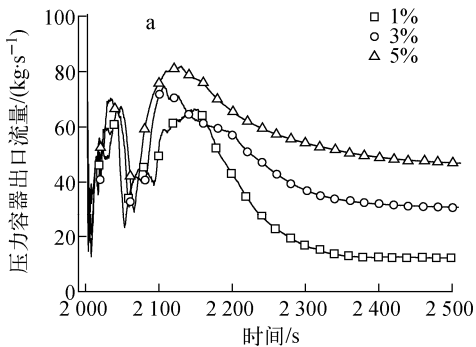


图 13 不同安注流量时压力容器出口和热谱区冷却剂流量

Fig. 13 Outlet and thermal zone coolant flow change with different safety injection flows

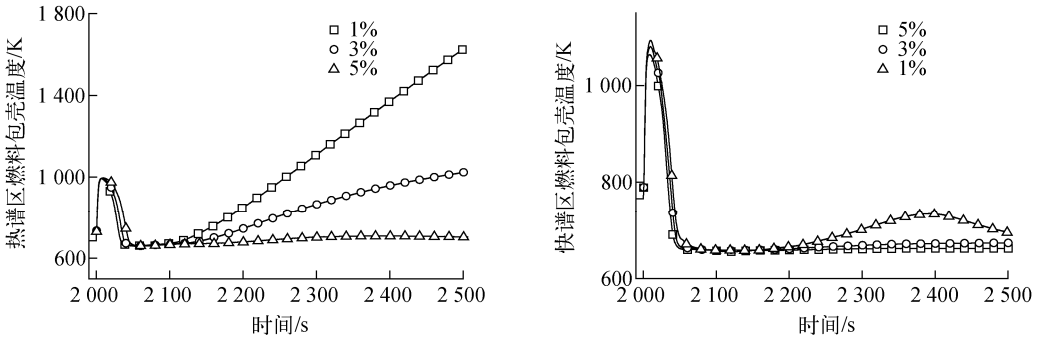


图 14 不同安注流量时燃料包壳温度

Fig. 14 Thermal and fast zone cladding temperature change with different safety injection flows

不会再次上升。由此表明,安注能够缓解失流事故后一段时间之后的燃料包壳温度的上升。

安注进入堆芯需要一段时间,因此不能作为第一措施来缓解失流事故发生后燃料包壳温度的上升。如图 15 所示,在安注流量一定的情况下,不同的投入时间只能使得燃料包壳温度下降的时间有所变化,热谱区冷却剂通道的流量稳定值发生较小变化,并不能缓解前期燃料包壳温度的上升。

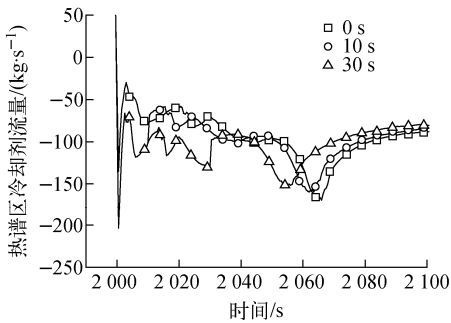


图 15 压力容器上部储水空间容积较小和主泵惰转时间较短时不同安注时间的影响

Fig. 15 Small upper water volume and short RCP coast-down time results with different safety injection time

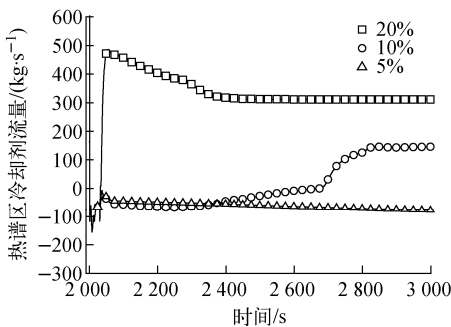
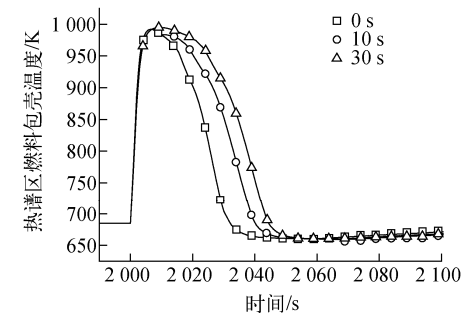


图 16 压力容器上部储水空间容积较小和主泵惰转时间较短时不同安注流量的影响

Fig. 16 Small upper water volume and short RCP coast-down time results with different safety injection flows

图 16 示出在较小的压力容器上部储水空间和主泵惰转时间为零的情况下,安注流量对堆芯流量和燃料包壳温度的影响。结果表明,当安注流量大到一定值时,能够使得热谱区自然循环终止,形成正常的流动,且燃料包壳温度也不会升高。安注流量越大,燃料包壳温度下降越快,但不论多大的安注流量,堆芯在失流事故发生后前期一段时间的包壳温度上升不能缓解。

4 总结

混合能谱超临界水堆有着独特的中子能谱和流道设计,能够获得较好地缓解失流事故后果。本文研究表明,以下3种手段配合使用,能够有效缓解燃料包壳温度上升。

1) 反应堆主泵惰转时间大于15 s,以缓解失流事故后前期的包壳温度上升。

2) 压力容器上部储水空间容积大于 27 m^3 ,以缓解主泵惰转结束后的燃料包壳温度的上升。

3) 安注流量大于5%的系统满功率设计流量,以缓解失流事故后期的燃料包壳温度上升。

以上3种手段配合计算结果表明,在合理的主泵惰转时间、足够的压力容器上部储水空间容积、一定的安注流量情况下,混合能谱超临界水堆失流事故前期和后期都能够维持堆芯有相对足够的冷却剂流动,有效带走堆芯余热,确保堆芯热谱区和快谱区燃料包壳温度维持在较低水平,有效缓解失流事故后果。

参考文献:

- [1] OKA Y. Review of high temperature water and steam cooled reactor concepts [C] // Proc. of SCR-2000. Tokyo: [s. n.], 2000.
- [2] CHENG X, LIU X J, YANG Y H. A mixed core for supercritical water-cooled reactor [J]. Nucl Eng Technol, 2008, 40(2): 117-126.
- [3] 程旭, 刘晓晶. 混合能谱超临界水堆堆芯设计分析[J]. 核科学与工程, 2009, 29(1): 43-49.
CHENG Xu, LIU Xiaojing. A mixed core for supercritical water-cooled reactors [J]. Chin J Nucl Sci Eng, 2009, 29(1): 43-49 (in Chinese).
- [4] LIU X J, YANG T, CHENG X. Core and sub-channel analysis of SCWR with mixed spectrum core [J]. Annals of Nuclear Energy, 2010, 37: 1 674-1 682.
- [5] LIU X J, CHENG X. Steady-state thermal-hydraulic analysis of SCWR assembly [J]. Frontiers of Energy and Power Engineering in China, 2008, 2(4): 475-478.
- [6] LIU X J, CHENG X. Coupled thermal-hydraulics and neutron-physics analysis of SCWR with mixed spectrum core [J]. Progress in Nuclear Energy, 2010, 52(7): 640-647.
- [7] LIU X J, CHENG X. Thermal-hydraulic and neutron-physical characteristics of a new SCWR fuel assembly [J]. Annals of Nuclear Energy, 2009, 36: 28-36.
- [8] LIU X J, CHENG X. Core and sub-channel evaluation of a thermal SCWR [J]. Nuclear Engineering and Technology, 2009, 41(5): 677-690.
- [9] ISHIWATARI Y. Safety of super LWR: II. Safety analysis at supercritical pressure [J]. J Nucl Sci Technol, 2005, 42(11): 935-948.
- [10] MacDONALD P E. Supercritical water reactor (SCWR): Progress report for the FY-03 generation-IV R&D activities for the development of the SCWR in the U. S., INEEL/EXT-03-01210 [R]. US: INEEL, 2003.
- [11] The RELAP5 Code Development Team. RELAP5/MOD3.2 code manual [M]. USA: Idaho National Engineering Laboratory, 1995.
- [12] BISHOP A A, SANDBERG R O, TONG L S. Forced convection heat transfer to water at near-critical temperatures and supercritical pressures, Report WCAP-2056 Part IV [R]. Pittsburgh: Westinghouse Electric Corporation, 1964.
- [13] PETUKHOV B S, KURGANOV V A. Heat transfer and flow resistance in the turbulent pipe flow of a fluid with near-critical state parameters [J]. Teplofizika Vysokikh Temperature, 1983, 21(1): 92-100.
- [14] 周翀, 刘晓晶, 杨燕华, 等. ATHLET-SC 程序的开发及适用性分析 [J]. 原子能科学技术, 2009, 43(6): 556-560.
ZHOU Chong, LIU Xiaojing, YANG Yanhua, et al. Development and applicability analysis of ATHLET-SC code [J]. Atomic Energy Science and Technology, 2009, 43(6): 556-560 (in Chinese).
- [15] UK AP1000 probabilistic risk assessment [R]. USA: Westinghouse Electric Company, 2007.
- [16] KYOO H B. Design options for the safety injection system of Korean next generation reactor [J]. Annals of Nuclear Energy, 2000, 27(11): 1 011-1 028.
- [17] TAHIR M. Response of proposed passive safety injection system for an intermediate size break LOCA on CHASNUPP-1 [J]. Annals of Nuclear Energy, 2008, 35(11): 1 986-1 993.