

基于压水堆工况下 CFETR 水冷包层的 增殖区破口事故初步分析

杨 泉, 赵平辉, 葛志浩, 李远杰, 聂星辰, 刘佳明

(中国科学技术大学核科学技术学院, 安徽合肥 230022)

摘要: 中国聚变工程实验堆(China Fusion Engineering Testing Reactor, CFETR)是一个类 ITER 的聚变实验堆。基于压水堆工况下的水冷包层是其包层设计的一种。使用 RELAP5/MOD3.4 对压水堆工况下的 CFETR 水冷包层做了增殖区破口事故的初步分析, 详细描述了其事故进程并对事故结果做了简要分析。根据计算结果, CFETR 水冷包层在事故中并没有发生面向等离子体第一壁熔化或氢气产量超过限值的情况。由于安全阀的存在, 破口后冷却剂可以进入真空室。这使得包层的整体性得到了保障。此外由于真空室体积巨大, 破口后其压力最终值也在安全阈值之下。

关键词: 中国聚变工程实验堆; 水冷包层; 压水堆工况; RELAP5/MOD3.4; 增殖区破口事故
中图分类号: TL62 **文献标识码:** A doi:10.3969/j.issn.0253-2778.2017.06.005

引用格式: 杨泉, 赵平辉, 葛志浩, 等. 基于压水堆工况下 CFETR 水冷包层的增殖区破口事故初步分析[J]. 中国科学技术大学学报, 2017, 47(6): 479-484.

YANG Xiao, ZHAO Pinghui, GE Zhihao, et al. Investigation into the In-box LOCA of water cooled solid breeder blanket for CFETR based on PWR conditions[J]. Journal of University of Science and Technology of China, 2017, 47(6): 479-484.

Investigation into the In-box LOCA of water cooled solid breeder blanket for CFETR based on PWR conditions

YANG Xiao, GE Zhihao, LI Yuanjie, NIE Xingchen, LIU Jiaming

(School of Nuclear Science and Technology, University of Science and Technology of China, Hefei 230022, China)

Abstract: China Fusion Engineering Testing Reactor(CFETR) is an “ITER-like” DEMO fusion reactor in China. As one of the breeding blanket candidates for CFETR, a water cooled breeder blanket based on PWR conditions has been designed. Here In-box LOCA of water cooled solid breeder blanket for CFETR based on PWR conditions was investigated by RELAP5/MOD3.4. The accident’s processes were described in detail and its results were analyzed preliminarily. According to the computational results, first wall (FW) does not melt and the production of hydrogen is lower than the limit. Meanwhile, due to the rupture disk, the flow can vent into the vacuum vessel(VV) after the accident, which ensures the integrity of the blanket. And due to the large volume of the VV, the final pressure of VV is much lower than the limit.

Key words: CFETR; water cooled solid breeder blanket; PWR condition; RELAP5/MOD3.4; In-box LOCA

收稿日期: 2016-09-28; 修回日期: 2016-11-07

基金项目: 高校青年创新基金(WK2090130019), 国家重点基础研究发展(973)计划(2103GB108004)资助。

作者简介: 杨泉, 男, 1992年生, 硕士。研究方向: 聚变堆包层安全。E-mail: yang0520@mail.ustc.edu.cn

通讯作者: 赵平辉, 博士/副教授。E-mail: phzhao@mail.ustc.edu.cn

0 引言

中国聚变工程实验堆(China Fusion Engineering Testing Reactor, CFETR)是一个介于 ITER 和 DEMO 堆之间的类 ITER 的聚变实验堆,其主要任务之一是实现聚变堆的燃料自持,要求包层氚增殖率(tritium breeding ratio, TBR)大于等于 1.2^[1].目前主要有 3 种包层设计概念,分别是氦冷陶瓷包层、氦冷锂铅包层和水冷陶瓷包层.其中水冷包层有两种设计工况:压水堆工况(280~330℃, 15.5 MPa)和含过热蒸汽的沸水堆工况^[2].本文对压水堆工况下的 CFETR 的水冷包层做了增殖区破口事故的初步分析.

在此之前已有多位学者对 ITER 的氦冷包层做过增殖区破口的事故分析^[3-6].这个事故的起因是增殖区内的冷却管发生破裂.这将导致冷却剂迅速喷入增殖区,引起增殖区压力迅速上升并引发一系列的后续反应.在这个事故中,增殖区内的最高压力、破口处冷却剂的最高质量流量和面向等离子体第一壁的最高温度往往是研究的重点.相比于氦冷包层,CFETR 水冷包层在发生增殖区破口事故时,除了上述相关问题外,喷入增殖区的高温水蒸气还会与铍球床发生反应,产生大量的热量和氢气, $\text{Be} + \text{H}_2\text{O} \rightarrow \text{BeO} + \text{H}_2 - 370 \text{ kJ} \cdot \text{mol}^{-1}$, $T > 300 \text{ }^\circ\text{C}$.所以对 CFETR 水冷包层进行增殖区破口事故的分析是非常有必要的.

RELAP5/MOD3.4 作为一种“最佳估算”瞬态分析系统程序,不仅能用于轻水堆系统的瞬态事故分析,还广泛应用于其他相关的热工水力系统^[7].因此本文选用了 RELAP5/MOD3.4 来对 CFETR 水冷包层的增殖区破口事故进行模拟.

1 包层和回路建模

1.1 水冷回路节点划分

整个水冷回路的节点划分如图 1 所示.主要包括 4 个部分,分别是包层、稳压器、换热器和泵.其他辅助设备暂时未予以考虑.包层的相关情况如图 2 所示.水冷包层主要部件包括第一壁、增殖区冷却板、侧板和支撑板.增殖区内除铍球床外还填充了混合球床以增大包层的增殖率(TBR)实现氚自持.为了模拟增殖区破口事故,增殖区内冷却剂管道按管道数目被分为了一大一小两组.其中小的那组通过触发阀 201 与增殖区相连.同时增殖区与真空室之间用安全阀 202 连接起来.包层模块的所有部件由

于核热沉积均附加热源.换热器的二回路侧则用两个稳定的时间相关控制体(time-dependent volume, TDV)模拟,工况分别是 35℃, 0.1MPa 和 75℃, 0.1MPa.包层的主要参数如表 1 所示.

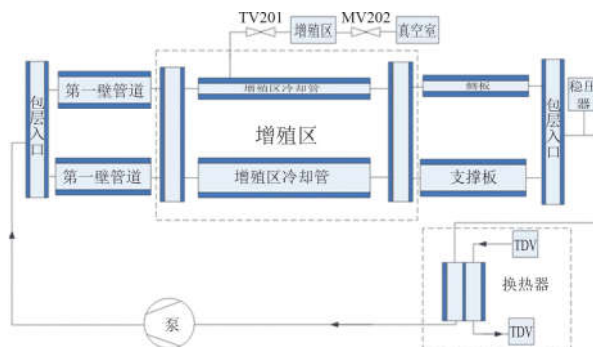


图 1 RELAP5 水冷回路节点图

Fig.1 RELAP5 nodalization of the water loop

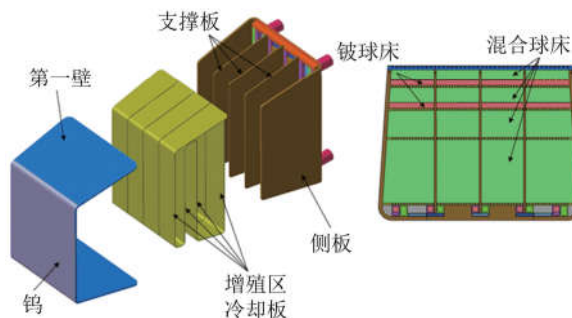


图 2 水冷包层示意图

Fig.2 Water cooled solid breeder blanket

表 1 包层主要参数

Tab.1 Main parameters of the blanket

部件名	参数
包层大小	950mm(环向)×800mm(径向) ×1200mm(极向)
第一壁	管道数目:42,管道截面尺寸: 8mm×8mm,钨层厚度:2mm
增殖区冷却板	管道数目:60,管道截面尺寸: 5mm×5mm,极向高度:1196mm
侧板和支撑板	管道数目:60,管道截面尺寸: 5mm×5mm,极向高度:1166mm

1.2 热构件

RELAP5/MOD3.4 是一个一维的系统程序,因此在使用它模拟包层时,需要对包层冷却剂流道的当量直径、换热面积、核热沉积等进行相应的等效.在建模中包层内冷却剂流道的热构件的几何体类型均采用矩形,其他部件采用圆柱形.图 3 是第一壁 RELAP5/MOD3.4 热构件模拟图,(a)是第一壁单一冷却剂流道的实际横截面示意图,(b)是其等效

的热构件图.热构件 1 模拟的是等离子体与冷却剂流道左侧之间的第一壁材料,其面向流体侧是对流换热边界条件,面向等离子体侧是热流密度边界条件.环向长度 22mm,径向厚度 5mm(包括 2mm 的钨层).热构件 2 模拟的是冷却剂流道右侧的第一壁

材料.其面向流体侧也是采用对流换热边界条件,但另一侧采用绝热边界条件^[8].热构件 2 的环向长度是冷却剂流道的湿周减去热构件 1 的环向长度,径向厚度 9mm.

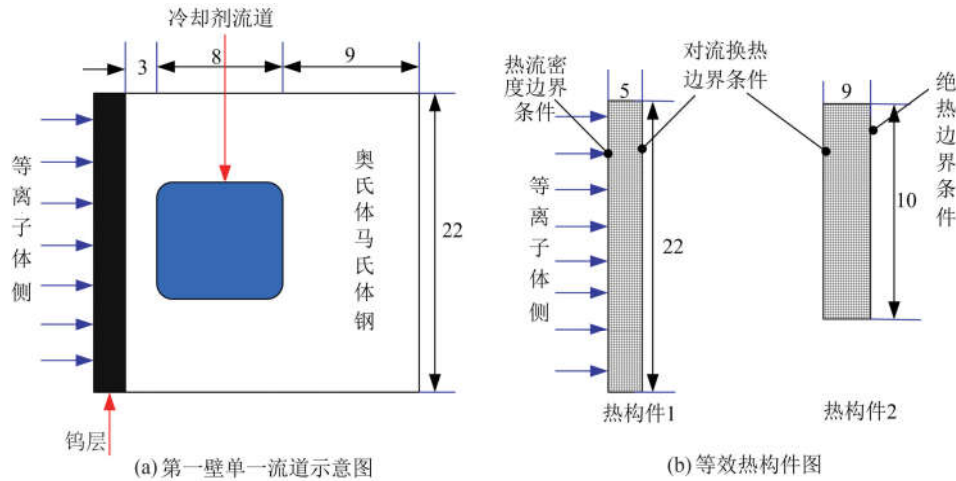


图 3 第一壁的 RELAP5 热构件模拟(单位: mm)

Fig.3 Modeling of FW with RELAP5 heat structures (unit: mm)

1.3 辐射换热

增殖区破口事故发生后,等离子体将停止运行,包层所受核热将迅速衰减.但由于包层材料已被活化,其产生的余热可能会使缺乏冷却剂冷却的包层持续升温从而对包层的安全构成威胁.因此本文构建了一个简单的辐射换热模型.这个模型考虑了包层两个侧板、背板、第一壁正面和上下两面这 6 个面与周围环境的辐射换热.除第一壁正面所面对的环境温度是真空室温度外,其他 5 个侧面所面对的环境温度默认为包层正常运行时侧板的平均温度^[9].

通过增殖区冷却剂管道破口喷入增殖区的高温水蒸气会和增殖区内的铍球发生反应从而释放热量.这部分热量也可能会使缺乏冷却剂冷却的包层温度上升.但通过计算发现,来自铍水反应的热量远远小于包层材料被活化后产生的余热(详细计算在后文估算氢气产量时会列出).因此本文忽略了来自铍水反应的这部分热量对包层温度上升所造成的影响.

2 稳态结果

在事故分析之前,先做了模型的稳态计算.其结果与包层的相关设计参数符合较好.这表明构建的模型基本正确并且已达稳态可以进行后续的瞬态计算.详细情况如表 2 所列.

表 2 包层设计参数与 RELAP5 模拟结果对比

Tab.2 The parameters of system from RELAP5 and the design

参数	RELAP5 计算值	设计值
包层运行压力/MPa	15.52	15.5
包层进出口温度/°C	280.35/330.95	280.00/330.00
包层冷却剂质量流量/(kg · s ⁻¹)	5.41	5.46
包层第一壁稳态运行最高温度/°C	429.81	<550

3 事故结果与分析

3.1 事故详细进程

增殖区破口事故的起因是包层增殖区内冷却剂流道发生破口.假定增殖区内某一根冷却剂管道出现了破口,破口面积 $2.5 \times 10^{-5} \text{ m}^2$.由于冷却剂管道内运行压力(15.5 MPa)远高于增殖区内压力(0.1 MPa),巨大的压差会使冷却剂从破口处迅速喷入增殖区.这将导致增殖区内的压力迅速上升.进入增殖区的冷却剂可以通过氦气吹扫系统(purge gas)进入氚提取系统(tritium extraction system)使其压力升高.这可能会损坏氚提取系统.因此在包层与氚提取系统之间还存在一系列的安全阀,以保证发生事故后能迅速将氚提取系统跟包层隔离开从而维护氚提取系统的安全.本文假定事故发生后由于

这些阀门的存在,氚提取系统受到了良好的保护^[3].

当增殖区内压力升高到 7.5 MPa 之后,为了保证整个包层完整性,1 个连接包层和真空室的安全阀将被打开.这会使增殖区内的冷却剂迅速泄入真空室,从而降低增殖区内的压力.但过多的冷却剂流入真空室会增大后续事故处理的难度,因此当增殖区内压力下降到 7 MPa 的时候,安全阀将关闭.

进入真空室的冷却剂一方面会让真空室内的压力迅速上升,同时还会引起等离子体破裂.这将使作用在包层第一壁上的热流密度在 0.1 s 内飙升至

5.52 MW/m²,随后在 0.1~1s 下降到 0.72 MW/m²^[10].为了避免过多的冷却剂泄漏进包层,当等离子体熄灭后,泵将停止运行.

冷却剂的泄漏会使整个水冷回路的压力迅速下降,同时增殖区内的压力也会迅速上升.当整个回路压力下降到与增殖区内压力基本一致时,破口处将不再有冷却剂流出,事故就此结束.详细的事故序列如表 3 所列,事故模拟中涉及的参数部分来源于包层原始设计,部分来源于文献[1,9],具体数据如表 4 所列.

表 3 增殖区破口事故序列

Tab.3 Accident process of In-box LOCA

时间/s	系统动作
$t=0$	增殖区冷却剂管道发生破口
$0 < t < t_1$	冷却剂通过破口流入增殖区使其升压
$t=t_1$	增殖区内压力达到 7.5 MPa,安全阀被开启,冷却剂进入真空室使其升压
$t_1 < t < t_1 + 0.1$	等离子体破裂,包层第一壁表面热流密度飙升至 5.52 MW/m ² ;泵停止运行
$t_1 + 0.1 < t < t_1 + 1$	包层第一壁表面热流密度迅速下降至 0.72 MW/m ²
$t_1 + 1 < t < t_2$	由于流出增殖区的冷却剂多于流入的,因此增殖区内压力开始下降,包层完整性得以保障
$t_2 < t < t_3$	当增殖区压力下降到 7 MPa 时,安全阀关闭,增殖区内压力又开始上升
$t=291.8$	冷却剂回路压力基本等于增殖区内压力,冷却剂基本不再从破口处流出,事故结束

表 4 事故模拟中涉及的参数

Tab.4 Parameters for In-box LOCA analysis

参数	设定值
增殖区破口面积/m ²	2.5×10^{-5}
真空室体积/m ³	500
真空室压力/Pa	1
真空室温度/°C	135
增殖区可填充体积/m ³	0.477
增殖区压力/MPa	0.1
增殖区最高温度/°C	464.45

3.2 事故结果分析

事故中增殖区的压力变化情况如图 4 所示.在事故发生后由于冷却剂的进入,增殖区压力飞速上升.在 75.6 s 达到 7.5 MPa,使得安全阀开启.随后由于泄入真空室的冷却剂多于从破口处流入增殖区的,增殖区内的压力开始下降.在 84.7 s 达到 7 MPa,安全阀关闭,增殖区内压力又重新上升.最后在 291.8 s,增殖区内压力与冷却剂回路压力基本一致,此时破口处的冷却剂质量流量低于 0.01 kg/s,事故结束.在此期间由于冷却回路压力的不断下降,使得从破口处流入增殖区的冷却剂的质

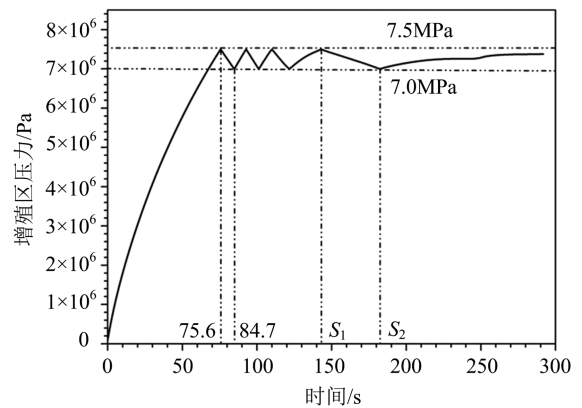


图 4 增殖区内压力变化情况

Fig.4 The pressure of the breeding zone

量流量不断下降,这就导致了安全阀每次开启与关闭的间隔时间逐步延长.图 4 中从时间节点 S₁ 到 S₂ 的时间明显延长,主要是因为此时破口处冷却剂质量流量已大幅下降,导致冷却剂回路压力下降的速度低于增殖区内压力下降的速度.也就是说在 S₁ 到 S₂ 这段时间内,冷却剂回路与增殖区之间的压差是呈上升趋势的,破口处冷却剂质量流量出现了上涨的情况,从而减缓了增殖区压力下降的速度.因此使得增殖区内压力从 7.5 MPa 下降到 7 MPa 的时间明显增加.

事故中真空室的压力如图 5 所示.在安全阀开启后,冷却剂泄入真空室,导致真空室内压力迅速升高.在 84.7 s,安全阀第一次关闭,真空室压力暂时恒定.随后由于安全阀再次开启,真空室内压力恢复上升.其后安全阀每次开启都会使得真空室的压力出现一定的上升.事故结束后真空室压力最大值为 3.8 kPa.由于 CFETR 尚处设计阶段,其真空室压力上限还未确定.但参考 ITER 的设定限值,事故后真空室的最大压力 3.8 kPa 远远小于 ITER 设定限值 200 kPa^[11].

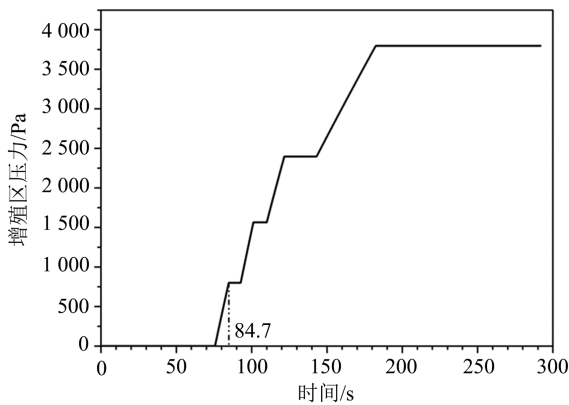


图 5 真空室压力变化情况
Fig.5 The pressure of the VV

事故中第一壁的温度变化情况如图 6 所示.从事故开始到 75.6 s 安全阀第一次开启,第一壁温度有一个小幅的下降,这是由于事故最初流过第一壁的冷却剂质量流量存在一个小幅的上升.这使得冷却剂与第一壁之间的对流换热得到了加强,因此第一壁温度出现了一个小幅的下降.随后由于等离子体熄灭,作用于包层第一壁表面的热流密度在 0.1 s 内飙升至 5.52 MW/m²,并在 0.1~1 s 内下降到 0.72 MW/m².这引起第一壁表面温度的飙升.在

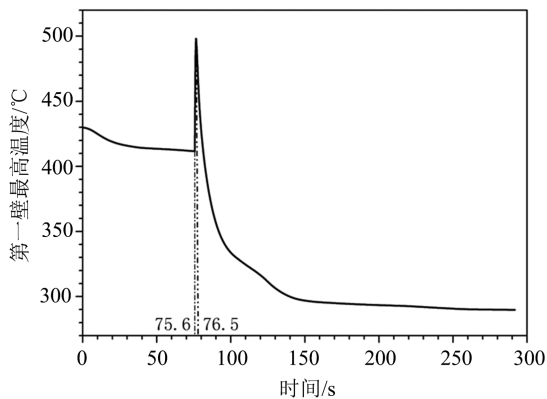


图 6 第一壁温度变化情况
Fig.6 The temperature of the FW

76.5 s时,第一壁表面温度达到了最大值 498.15 °C.由于此温度远小于第一壁的熔化温度 1420 °C,因此并未发生包层第一壁熔化的情况^[8].

事故中通过破口的冷却剂质量流量变化情况如图 7 所示.破口后,通过破口的冷却剂质量流量迅速飙升至 1.01 kg · s⁻¹.随后由于冷却剂回路压力的下降和增殖区压力的上升,冷却剂质量流量开始下降.在 0 到 t₁ 这段时间,由于破口处冷却剂处于临界流的状态,所以虽然冷却剂回路压力下降较大,但破口处质量流量的下降幅度却没有那么剧烈.随后 t₁ 到 t₂ 这段时间,水冷回路的压力已经有了较大幅度的下降并且增殖区压力已经上升到较高的位置,此时破口处的冷却剂不再是临界流状态.因此从 t₁ 开始,破口处冷却剂的质量流量随水冷回路系统压力的下降而迅速下降.t₂ 到 t₃ 这段时间内,破口处冷却剂质量流量的上涨是因为在此期间安全阀恰好再次开启,导致了增殖区内压力的迅速下降.再加上此时破口处的冷却剂质量流量已经下降到一个很低的水平.因此造成增殖区内压力下降的速度大于水冷系统内压力的下降速度,二者之间的压差出现了增大的情况.这才导致在 t₂ 到 t₃ 这段时间内,破口处冷却剂质量流量的上涨.此外在整个事故过程中由于两相的不稳定性,通过破口的冷却剂的质量流量也存在一定的无序波动.在 291.8 s,由于水冷回路压力与增殖区压力基本一致,此时流过破口处的冷却剂流的质量流量低于 0.01 kg · s⁻¹,事故结束.

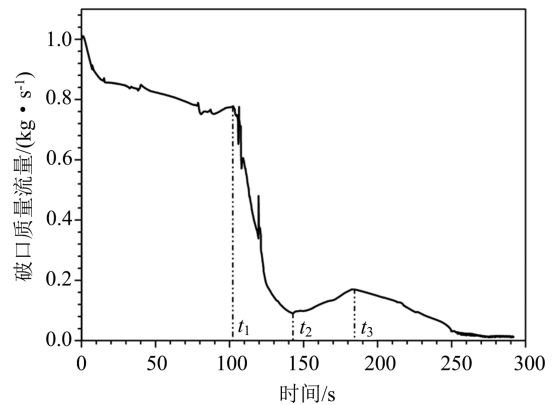
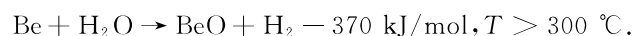


图 7 通过破口的冷却剂质量流量变化情况
Fig.7 The mass flow rate through break location

此外因为铍-水反应会释放大量的热量和氢气,所以在增殖区破口事故中,还需对泄漏进入增殖区的高温水蒸气与铍球之间的反应进行研究.高温水蒸气与铍球的反应方程式^[12]:



其反应速率随温度的升高而急剧上升^[13].事故发生后,增殖区的核热沉积的功率将迅速衰减至包层正常功率的 1%,并且由于残余冷却剂和辐射换热的存在增殖区最高温度还会逐步下降^[7].出于保守性的考虑,在做铍-水反应的计算时,使用反应温度为 600 °C 时的反应速率并假定其恒定不变.这个反应速率大于实际的反应速率,因为模拟得到的增殖区最高温度只有 475 °C,远小于在计算中所使用的反应速率所对应的反应温度(600 °C).在 600 °C 下铍-水反应速率为 $1 \times 10^{-5} \text{ l} \cdot (\text{m}^2 \cdot \text{s})^{-1}$,包层增殖区铍球的填充率是 0.6,直径 2 mm,铍球的总表面积 429.6 m²^[14].计算发现事故中来自铍-水反应的热量的功率是 0.198 kW,远远小于材料活化后的余热功率 11.7 kW.因此在之前的辐射换热模型里,忽略了铍-水反应产生的热量的影响.同时经过计算,事故后 4 d 内,氢气产量是 370.24 g.由于 CFETR 尚处设计阶段,其事故后氢气产量的上限还未确定.但参考 ITER 的设定限值,事故后氢气产量 370.24 g 远远小于 ITER 的设定限值 2.5 kg^[15].

4 结论

本文对压水堆工况下 CFETR 水冷包层的增殖区破口事故做了初步分析.数值模拟的结果表明:

(I) 由于安全阀的存在,从破口进入增殖区的冷却剂可以泄入真空室.这避免了增殖区压力过大损坏包层的一体性.同时也没有引起真空室压力超出限值或第一壁熔化.

(II) 水冷包层增殖区最高温度并不高,铍-水反应并不剧烈.其产生的热量和氢气都在可接受的范围内.这对水冷包层的进一步研究和设计提供了一定的参考.

由于 CFETR 整体设计并未完全完成,很多参数还不能确定.因此今后还需对水冷包层的安全性做更进一步的研究.

参考文献(References)

- [1] LI J G. Closing gaps to CFETR readiness[C]// IAEA TCM 3rd DEMO Workshop, Hefei, China, 2015: 11-14.
- [2] LIU S, PU Y, CHENG X, et al. Conceptual design of a water cooled breeder blanket for CFETR[J]. Fusion Engineering and Design, 2014, 89(7): 1380-1385.
- [3] AHN M Y, CHO S, KIM D H, et al. Preliminary safety analysis of Korea helium cooled solid breeder test blanket module [J]. Fusion Engineering and Design, 2008, 83(10): 1753-1758.
- [4] LEE D W, JIN H G, SHIN K I, et al. Investigation into the In-box LOCA consequence and structural integrity of the KO HCCR TBM in ITER[J]. Fusion Engineering and Design, 2014, 89(7): 1177-1180.
- [5] JIN H G, LEE D W, LEE E H, et al. Sensitivity study on In-box LOCA for a Korean HCCR TBM in ITER[J]. Fusion Engineering and Design, 2014, 89(9): 2024-2027.
- [6] BOCCACCINI L V, CIATTAGLIA S, MEYDER R, et al. Review of accidental safety studies for the European HCPB test blanket system [J]. Nuclear fusion, 2007, 47(7): S436.
- [7] 李伟, 田文喜, 秋穗正, 等. 基于 RELAP5 的双功能液态锂铅实验包层模块安全分析[J]. 原子能科学技术, 2013, 47(11): 2046-2052.
LI Wei, TIAN Wenxi, QIU Suizheng, et al. Safety analysis on dual-functional lithium lead test blanket module with RELAP5[J]. Atomic Energy Science and Technology, 2013, 47(11): 2046-2052.
- [8] WANG J, TIAN W, SU G, et al. Thermal-hydraulic and safety analysis for Chinese helium-cooled solid breeder TBM cooling system[J]. Fusion Engineering and Design, 2013, 88(1): 33-41.
- [9] AHN M Y, CHO S, KU D Y, et al. LOCA analysis for Korean helium cooled solid breeder TBM [J]. Fusion Engineering and Design, 2009, 84(2): 380-384.
- [10] WANG S, ZHOU G, LV Z, et al. Design and safety analysis of the helium cooled solid breeder blanket for CFETR[J]. Kerntechnik, 2016, 81(2): 192-196.
- [11] AHN M Y, JIN H G, CHO S, et al. Current status of accident analysis for Korean HCCR TBS[J]. Fusion Engineering and Design, 2014, 89(7): 1289-1293.
- [12] JIN X, BOCCACCINI L V, MEYDER R. Deterministic safety analysis of the reference accidental sequence for the European HCPB TBM system[J]. Fusion Engineering and Design, 2008, 83(10): 1759-1763.
- [13] ANDERL R A, MCCARTHY K A, OATES M A, et al. Steam-chemical reactivity for irradiated beryllium [J]. Journal of Nuclear Materials, 1998, 258: 750-756.
- [14] ANDERL R A, SCAFFIDI-ARGENTINA F, DAVYDOV D, et al. Steam chemical reactivity of Be pebbles and Be powder [J]. Journal of Nuclear Materials, 2000, 283: 1463-1467.
- [15] JIN X Z, MERRILL B J, BOCCACCINI L V. Preliminary safety analysis of ex-vessel LOCA for the European HCPB TBM system[J]. Fusion Engineering and Design, 2012, 87(5): 454-460.