

假想堆芯熔化严重事故下反应堆压力容器完整性研究进展与建议

姚彦贵 宁冬 武志玮 曹明 谢永诚 贺寅彪 姚伟达

(上海核工程研究设计院 上海 200233)

摘要 堆芯熔化严重事故下保证反应堆压力容器完整性非常重要, 高温蠕变失效是堆芯熔化严重事故下反应堆压力容器的主要失效模式。本文介绍了近年来在假想堆芯熔化严重事故下国内外反应堆压力容器高温蠕变行为的研究进展及现状, 着重阐述了在材料高温蠕变试验、缩比模型试验和数值模拟等方面取得的成果, 以及国内在 RPV 结构完整性高温蠕变行为研究方面的最新成果, 指出了目前研究中存在的问题并提出开展多轴拉伸试验、三维耦合效应的温度场分析和缩比模型试验等研究方向。

关键词 反应堆压力容器, 完整性, 堆芯熔化, 高温蠕变

中图分类号 TL351⁺.6, TL341

自 20 世纪 80 年代以来, 尤其是三哩岛核电厂发生堆芯熔化严重事故后, 对严重事故研究一直是核安全领域的重点课题。如何降低现役和新建核电站发生严重事故的可能性, 提高核电站预防和缓解严重事故的能力, 是核电发展所面临和亟待解决的问题。近年来, 随着大量压水堆核电厂的投运, 各国政府和公众越来越关注核电厂的安全问题。

核电厂一旦发生堆芯燃料棒破损和熔化事故, 堆芯熔融物可能坍塌到反应堆压力容器(RPV)下封头, 导致 RPV 因局部过热而熔穿, 使堆芯熔融物流入堆腔混凝土底部, 不仅对安全壳第三道屏障的结构完整性造成威胁, 而且可能造成放射性裂变产物向周围环境释放, 甚至对环境产生放射性污染。近期日本福岛第一核电厂发生的严重事故, 主要是由于出现了地震与海啸的厂外自然事件叠加, 而该叠加事件远远超出了原设计基准, 从而造成长时间的厂外失电和堆芯冷却系统功能丧失, 引起堆芯不能有效冷却, 导致了堆芯燃料熔化和垮塌, 最终导致反应堆压力容器熔穿的严重事故发生。由于早期设计认为轻水堆堆芯熔化的概率极低, 是几乎不可能发生的极端事故, 当然也更未考虑到堆芯熔融物穿透反应堆压力容器壁的严重后果。上世纪 90 年代美国首先推出“先进轻水堆业主要求文件(ALWT-URD)”中特别强调了必须考虑缓解堆芯熔化而引起严重事故的措施, 因此对于先进轻水堆(即第三代)核电厂 AP1000 设计是遵循“ALWR-URD”

提高核电厂安全指标的要求, 将堆芯熔化物堆内包容(IVR)作为重要的缓解严重事故的安全措施。IVR 是当发生堆芯融化初期, 冷却水通过 RPV 外的金属保温层底部的注入 RPV 和金属保温层之间通道内, 冷却 RPV 外壁, 通过沸腾换热带走 RPV 下封头内熔融物产生的衰变热, 从而使熔融物包容在 RPV 内。不使 RPV 底部熔化烧穿使熔融物流入混凝土堆腔底板, 使放射性物质外泄概率大大减少, 起到缓解事故的作用。但是要将高达上千度的堆芯熔融物包容在 RPV 下封头内, 必须使 RPV 外部堆腔冷却水注量能足够冷却高温的 RPV 下封头, 同时需将吸热后的蒸汽及时释放出去。但由于严重事故下的 RPV 内壁可能会经受 500°C-1200°C 的高温, 在高温和高温差应变的联合作用下 RPV 下部封头材料将会产生严重的蠕变损伤。因此, 堆腔注水将 RPV 传递的热量充分带走, 保持在水沸腾换热的临界热负荷以内, 是保证 RPV 压力边界结构完整性的必要条件, 而防止 RPV 随时间的蠕变失效则是保证 RPV 压力边界完整性的充分而必要条件。因此, 对该问题须考虑两方面的力学问题: 一是堆腔注水是否保证 RPV 的有效冷却与热量释放; 二是是否能保证防止 RPV 的高温蠕变失效^[1-3]。众所周知, 高温承压容器和构件的主要失效形式是过度变形和断裂, 即蠕变是破坏的主要因素^[4]。而整个压水堆核电厂的寿命取决于不可更换的 RPV, 因此, 假想堆芯熔化严重事故下采取 IVR 策略期间 RPV 是否会发生严

第一作者: 姚彦贵, 男, 1979 年出生, 2007 年于上海交通大学获硕士学位, 从事核岛主设备热工水力计算分析

收稿日期: 2012-10-31, 修回日期: 2013-01-28

重的蠕变损伤甚至破损,是严重事故下能否保持 RPV 结构完整性必须认真考虑的重要问题之一,因此近年来特别是日本福岛核事故后这一领域受到了越来越多学者的广泛关注。

1 国外 RPV 结构完整性高温蠕变行为研究

1.1 RPV 材料的高温蠕变试验研究

近年来,核电技术发达国家均开展了不同程度的 RPV 材料的高温蠕变试验研究^[5]。1991–1997 年期间,德国卡尔斯鲁厄研究中心(KFK)的 Müller 和 Kuhn 等针对 RPV 用 20MnMoNi55 钢在 700°C–950°C 范围内进行高温蠕变试验。结果表明,除了 800°C 时材料的第二阶段蠕变速率数值低于 750°C 时的数值,试验测得的蠕变速率均随温度增加。

法国原子能委员会(CEA)的 Devos 等^[6]针对 RPV 用 16MND5 钢在 20°C–1350°C 范围内进行了拉伸试验,在 600°C–1300°C 范围内进行了蠕变试验,得到了该材料的室温及高温工程应力-应变曲线、抗拉强度-温度曲线和应力-断裂时间曲线,并将测得的试验数据同三哩岛(TMI)中获得的 RPV 钢的力学

性能数据进行了比较。结果表明,500°C–700°C 范围内 16MND5 钢的屈服应力和抗拉强度明显下降,而其在 700°C 时的蠕变断裂时间基本和 TMI 中所得性能数据相同,但二者在高于 1000°C 后的性能数据存在较大差异,其中 16MND5 钢的性能数据相对较好,导致这种差异的原因可能是二者的材料性能、化学成分、热处理工艺或测量程序之间的微小差别。

美国爱达荷州国家工程实验室(INEL)的 Thinnes 等^[7]针对 RPV 下封头用 SA533B1 钢在 627°C–1200°C 范围内进行了拉伸和蠕变试验,得到了 SA533B1 钢在 1200°C 以下的屈服强度、抗拉强度、断面收缩率及蠕变断裂时间等性能试验数据随温度变化的曲线,及其在不同温度下的应力-应变曲线和蠕变曲线,其中蠕变数据是几分钟到数百小时的断裂时间得到的温度和应力的组合(表 1)。研究结果表明,SA533B1 钢在高于其相变点温度后屈服强度显著下降而延性明显升高,温度的升高对其蠕变断裂应力-断裂时间曲线和 Larson-Miller 曲线影响较小。

表 1 SA533B1 材料蠕变试验数据^[7]
Table 1 SA533B1 material creep test data^[7].

温度 Temperature /°C	应力 Stress /MPa (ksi)	时间 Time /h	应力 Stress /MPa (ksi)	时间 Time /h	应力 Stress /MPa (ksi)	时间 Time /h
900 (627)	140.1 (20.3)	11.3	69.6 (10.1)	190.1		
1000 (727)	55.6 (8.1)	4.6	39.0 (5.7)	8.9		
1050 (777)	26.3 (3.8)	18.9	13.9 (2.0)	264.4		
1150 (877)	26.5 (3.8)	4.1	12.5 (1.8)	54.7		
1250 (977)	26.5 (3.8)	0.05	12.6 (1.8)	2.2	8.0 (1.2)	61.2
1373 (1100)	7.0 (1.0)	0.7	3.5 (0.5)	46.9		

1.2 IVR 的缩比模型试验研究

为了使试验条件尽量接近真实的事故情况,研究人员利用缩比 RPV 模型对假想堆芯熔化严重事故下的情况进行模拟,从而研究 RPV 的高温蠕变,并将通过该模型试验测得的试验结果向原型条件进行外推^[5]。

瑞典斯德哥尔摩皇家理工学院的 Sehgal 与德国 Rossendorf 研究中心的 Willschütz 利用缩比 RPV 模型开展了熔融物堆内滞留失效试验(FOREVER),其模拟试验装置如图 1 所示^[8]。模拟了循环流动熔融池所产生的热载荷和内部压力,研究在二者共同作用下 RPV 下封头的蠕变行为,该模拟试验重现了 RPV 内熔池的热交换过程和 RPV 外壁的温度场分

布情况,并将测得的模拟 RPV 下封头部分位置的蠕变速率数据用于蠕变模型的建立过程,由这种多轴蠕变断裂试验测得的试验数据验证基于单轴蠕变试验建立的 RPV 蠕变模型的有效性。

美国桑迪亚国家实验室(SNL)的 Pilch 等^[9]开展了 RPV 下封头失效试验(LHF),针对试验装置、机械和热流载荷采用相似准则,对 RPV 下封头外表面的沸腾过程与反应堆规模的堆外冷却进行模拟,从而研究 RPV 下封头用钢的蠕变断裂行为,而由于容器材料复杂的蠕变本构关系无法对其采用相似准则。通过该模拟试验得到了一系列模拟 RPV 不同位置的位移随时间的变化曲线。

法国 CEA 的 Devos 等^[6]通过管道失效试验(RUPTURE)研究 RPV 下封头用材的蠕变变形和损

伤情况，将圆柱形的管道置于存在内部压力和轴向温度变化的环境中，模拟较大的温度梯度及机械载荷对材料蠕变变形的影响，该试验结果可用于更准确地描述下封头蠕变失效问题的计算模型之中。

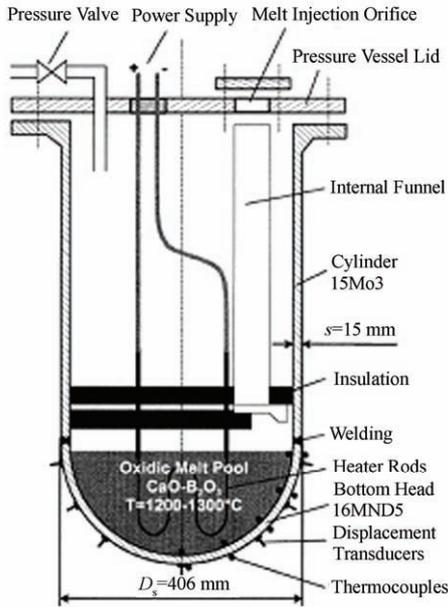


图1 FOREVER 试验装置图^[8]
Fig.1 FOREVER test devices figure^[8].

1.3 IVR 的数值模拟研究

美国、德国、瑞典、韩国、英国、意大利、法国和芬兰等国家均针对在假想堆芯熔化严重事故下 RPV 材料的蠕变变形和蠕变损伤行为进行了数值模拟研究，他们主要采用有限元方法结合试验得到的材料机械性能数据对 RPV 的蠕变变形和蠕变损伤等进行研究。

德国的 Willstätzer 等^[8]利用有限元方法对 RPV 器壁的温度场和应力场进行数值模拟，图 2 为利用 ANSYS 模拟 RPV 外壁温度与由 FOREVER 试验测得温度结果比较；图 3 为利用有限元方法结合给定的边界条件得到的温度场的模拟结果，并结合通过缩比模型试验得到的材料机械性能数据，采用三维结构分析软件对严重事故下温度和应力对 RPV 材料的蠕变变形和蠕变损伤的影响进行研究，并建立了严重事故下 RPV 的蠕变行为模型，同时利用蠕变试验数据建立了变形同应力、时间和温度之间的本构方程为 $\dot{\epsilon} = c_1 \sigma^{c_2} t^{c_3} \cdot \exp[-(c_4 / T)]$ ，其中系数 c_1 、 c_2 、 c_3 、 c_4 由恒应力、恒温下进行的蠕变试验测得的数据拟合得到。该研究结果表明，RPV 的蠕变行为对于温度和时间变化十分敏感。

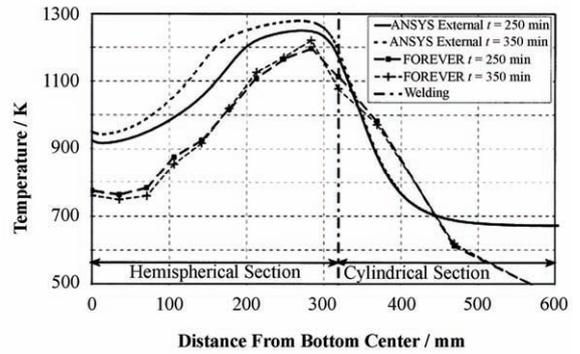


图2 利用 ANSYS 模拟及由 FOREVER 测得 RPV 外壁温度的结果比较^[8]
Fig.2 Comparison using ANSYS simulation results with FOREVER measured RPV wall temperature^[8].

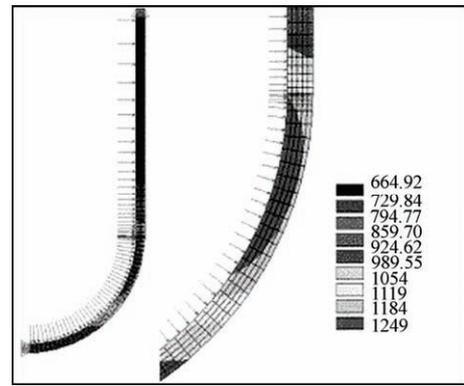


图3 有限元方法结合给定的边界条件得到的温度场模拟结果^[8]
Fig.3 The simulation results of the temperature field by combining the finite element method with the given boundary conditions^[8].

2 国内 RPV 结构完整性高温蠕变行为研究

近年来我国针对超临界火力发电厂广泛采用高温部件和构件的蠕变变形和失效问题展开了较为深入的研究，其中包括所用材料的高温蠕变试验，大量的蠕变失效分析与试验，以及电厂的疲劳与蠕变耦合的寿命监测装置等方面的研究。但直接针对核电厂在严重事故下 RPV 结构完整性的研究还刚起步，特别对于核电厂 RPV 在严重事故下的高温蠕变行为方面的研究更是少有涉及。

在大型先进压水堆核电站重大专项中列入了“严重事故下 IVR 期间反应堆压力容器完整性的研究”项目，该研究课题包括：“SA-508 Gr.3 Cl.1 钢的高温蠕变性能与蠕变损伤机理研究”、“严重事故 IVR 下反应堆压力容器传热特性研究”和“严重事故 IVR 下反应堆压力容器高温蠕变研究”等三方面内容。目前“材料高温蠕变性能试验”课题与上海发电设备成套设计研究院、浙江工业大学、上海交通大学等单位合作已全部完成，该子项主要研究

SA-508 GR.3 CL.1 钢在超过设计温度 350°C 以及在材料蠕变温度以上的蠕变性能试验数据, 以及材料在高温下的蠕变损伤机理, 建立高温蠕变断裂强度曲线、不同温度下等时应力-应变曲线以及高温下蠕变等温力学本构方程等, 从而为 RPV 结构蠕变失效和结构完整性分析与评定提供重要依据。

由于材料高温蠕变试验获得的数据最终用于严重事故 IVR 下反应堆压力容器的结构完整性分析, 故分析对象主要针对 RPV 下封头及下部区域, 这个部位很少受到辐照, 所以材料试验中未考虑辐照影响。

针对反应堆压力容器用材料 SA-508Gr.3Cl.1 钢在 450°C–1000°C 范围内进行了高温蠕变行为研究, 获得了各温度下的等时应力应变曲线。图 4 为 650°C 下的等时应力应变曲线。

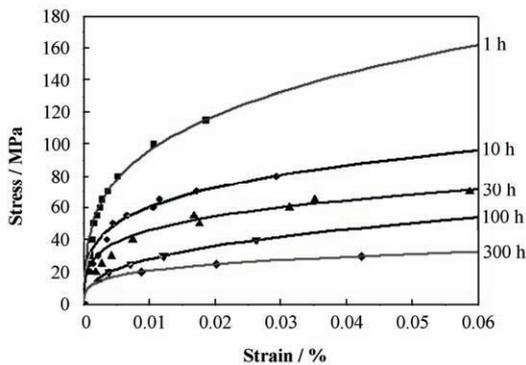


图 4 650°C 下等时应力应变曲线
Fig.4 The isochronous stress-strain curve of 650°C.

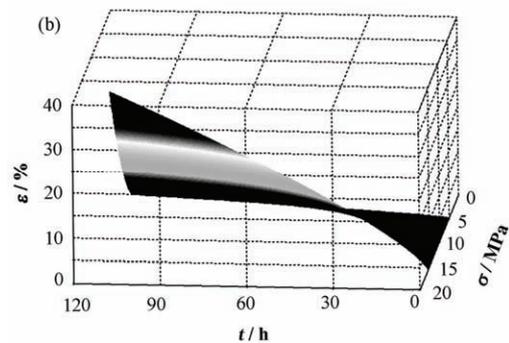
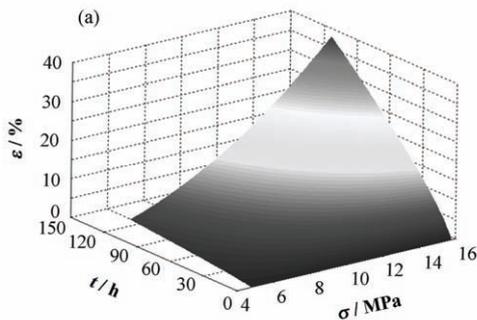


图 5 900°C 的蠕变试验拟合曲面(a)及应力-应变-时间拟合曲面(b)
Fig.5 The creep test fitting surface of 900°C(a) and stress-strain-time(b).

在进行严重事故 IVR 期间反应堆压力容器完整性结构分析中, 除了材料高温蠕变性能试验数据外, RPV 下封头内为高温熔融物, 外壁注水冷却下 RPV 内外壁和沿高度方向的温度场分布也是结构分析重要输入。因此, “严重事故 IVR 下反应堆压力容器传热特性研究”主要对堆内熔融物和 RPV 外冷却水沸腾换热流动进行了耦合数值模拟分析, 以获得严重事故下堆芯熔融堆腔注水冷却情况下, RPV 内外壁面和沿高度方向的温度分布。该分析中物理过程非常复杂, 涉及熔融物的凝固、RPV 壁面熔化、沸

腾换热和两相流动等现象, 所以数值模拟工作具有一定的挑战性。

在试验过程中发现, 当温度相同时, 随着应力的逐渐增大, 应变速率也变得越来越大。随着温度的升高, 在相同时间产生相同的应变所需应力越来越小, 即在该温度区间, 应力相同时, 应变速率随着温度的升高而变大; 这一规律在 450°C–750°C 区间是符合的, 在 800°C–1000°C, 情况亦是如此。但温度从 750°C 升高到 800°C 时, 应力相同, 应变速率反而减小, 即 800°C 下的应变速率小于 750°C 下的蠕变速率。分析认为是由于 750°C 处于该材料的相变温度范围内, 即此时材料处于两相状态而导致的。同时其它的高温试验研究也表现出相同的规律。

根据高温蠕变试验数据, 进行了各温度下蠕变等温下本构方程的拟合。获得 450°C–750°C 的等温下本构方程的关系式为:

$$\varepsilon = c_1 \sigma^{c_2} t \quad (1)$$

800°C–1000°C 下的等温下本构方程的关系式为:

$$\varepsilon = c_1 \sigma^{c_2} t^{c_3} \quad (2)$$

式中, ε 为应变, σ 为应力, t 为时间, c_1 、 c_2 、 c_3 为常数。

图 5 为 900°C 下的蠕变试验拟合曲面及应力-应变-时间拟合曲面。不同温度范围等温下本构方程形式不同与该温度范围内材料的不同组织结构有关。

严重事故 IVR 下反应堆压力容器传热特性研究的主要内容包括以下几个方面:

(1) 研究开发 RPV 外水冷却的沸腾换热两相流动计算模型。

(2) 熔融物与 RPV 的行为分析研究。对熔池进行粘性液体状态建模, 研究熔池内传热和流动情况, 主要关注分层的熔融物与金属的 RPV 内壁之间的传热以及凝固/熔化过程, 建立熔融物与 RPV 内壁

交互处的粘性流体固化和固体熔化的两相转换耦合分析模型。

(3) 熔融物-RPV 壁-冷却水的耦合传热分析研究。熔融物和冷却水沸腾换热分别进行研究，在对其机理和规律认识清楚的基础上，同时对熔融物、RPV 壁和冷却水三者进行传热的耦合分析研究，确定堆芯熔融物、RPV 壁和流道流体的温度场(图 6)。

(4) 流道(保温层)设计研究，通过研究保温层和反应堆压力容器之间形成的流道内流体的流动状态，即流体的流入和排出、流型的分布等，促进流体在流道内良好的自然循环流动。

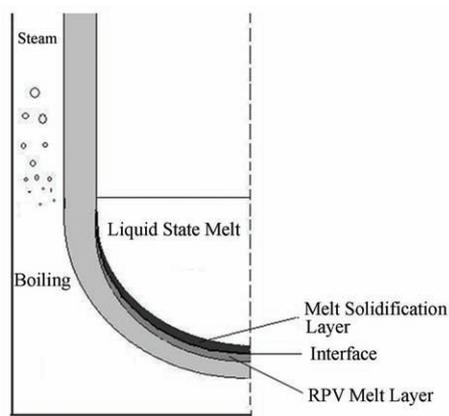


图 6 IVR 的液-固-汽耦合传热模型示意图
Fig.6 IVR liquid-solid-vapor coupled heat transfer model diagram.

该问题中的难点是整个过程包含了堆腔冷却水的沸腾、金属盒熔融物的熔化和凝固三种相变的换热过程。而且 IVR 属于非定常随时间变化的换热过程。研究过程必须循序渐进，由简单到复杂。每个相变过程先单独研究，然后通过一定的简化进行液-固-汽三种物质的热工流体传热复杂问题的研究。所以该研究首先设计出类似该工程问题的简单考题，并且有一定的试验数据作为模型验证依据，通过对简单考题的解决，验证和修正沸腾换热模型。最终实现 RPV 内部熔融物凝固和外沸腾换热的耦合分析。

可以看出，通过材料的高温蠕变性能试验，获得 SA-508Gr.3Cl.1 钢在 450°C-1000°C 范围内高温性能数据，在之后的反应堆压力容器高温蠕变分析中，根据“严重事故 IVR 下反应堆压力容器传热特性研究”课题中分析获得的温度场，采用不同温度对应的高温性能数据，便可完成反应堆压力容器的结构完整性分析。

假想堆芯熔化严重事故下采取 IVR 策略期间反应堆压力容器是否会产生严重的高温蠕变损伤甚至破损，这是在严重事故条件下除了在堆腔注水下保持 RPV 释放热量仍在临界热负荷下迅速将堆芯熔

融物热量释放以外，是否仍能保持 RPV 在堆腔注水情况下的结构完整性须认真考虑的问题。因此通过“严重事故 IVR 下反应堆压力容器高温蠕变研究”，研究和探讨外水冷条件下 RPV 高温损伤每个阶段演变(随时间变化)的全过程，重点研究以下内容：

(1) 外壁水冷工艺对 RPV 高温脆性(弹塑性)断裂失效模式及提出防止发生脆断的材料高温断裂韧性要求，并研究最佳注水时间、注水方法和工艺。

(2) RPV 在高温和高温差及外载(包括结构自重、内压等)作用下的极限承载能力，在危险部位是否呈现失效前兆的“塑性铰”。

(3) RPV 在高温和高温差条件下蠕变全过程(随时间变化)，探讨高温蠕变和外载(包括结构自重、内压等)及温差应力引起的塑性超应变失效临界判据和失效准则。

3 存在问题及展望

国际上对于高温下 RPV 蠕变行为的研究已取得较大进展，但由于高温部件和材料的蠕变行为仍然存在不少问题值得进一步深入研究。如对 RPV 材料均多采用单轴拉伸试验研究 RPV 材料的高温蠕变行为，仅有少数采用多轴拉伸试验；通过试验获得的 RPV 材料高于相变温度的蠕变性能数据分散性较大；通过缩比模型试验得到的材料高温蠕变试验结果向原型条件外推过程的可靠性仍需进一步探讨；采用数值模拟 RPV 内假设堆芯熔融物的状态模型以及 RPV 的温度场和蠕变状态模型仍存在较大的不确定性。另外，这些方法均以标准的单轴拉伸实验拟合得到的试验结果为基础，尚不能确定这些方法预测的多轴蠕变过程是否十分准确。

美国 ASME 规范第 III 卷《核设施建造规则》第 1 册 NH 分卷《高温级部件》^[3]专门制定了在 365°C-650°C 范围内的有关低合金钢和奥氏体不锈钢的蠕变断裂性能和等时应力-应变曲线，还制定了部件的高温蠕变评定和蠕变-疲劳评定规程。但该分卷尚未超过 650°C 以上温度的数据。因此，我们还应进一步深入开展以下方面的研究^[10]。

(1) 结合可能出现的核电厂堆芯融化的严重事故现象，除由于发生假想核电厂的如 LOCA+地震引起堆芯冷却水与得不到安注水注入引起堆芯熔化严重事故外，堆芯余热排出系统和堆芯安注系统等失效也会引起堆芯熔化的严重事故；这两种 IVR 状态有一定差别，前者 RPV 内由于 LOCA 完全失去内压，后者 RPV 内还存在一定压力。因此建立合理假设的模型对 RPV 的完整性分析研究是必要的。

如果将“超设计基准事件”需要列为设计分析

程序后,对失效的许用限制准则研究也是非常必要的,如 RPV 蠕变变形(或应变)限制条件等。

(2) 考虑外壁冷却效果下,建立合理的 RPV 内熔融物与下封头壁三维耦合效应的温度场模型,求解确切的温度分布等方面研究。

(3) 结合高温材料试验建立蠕变本构方程和短时应力应变方程,以及较确切地分析出 RPV 壁内温度分布基础上,进行 RPV 下封头蠕变变形、蠕变损伤和承载能力研究更为重要。

(4) 有条件时可采用合理的缩比模型进行堆芯熔融物下 RPV 完整性模拟试验。

参考文献

- Sehgal B R, Theerthan A, Giri A, *et al.* Assessment of reactor vessel integrity (ARVI)[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2003, **221**(1-3): 23-53
- 姚伟达, 谢永诚, 贺寅彪, 等. 第三代非能动型与第四代超临界先进轻水型核电站中典型的力学问题[C]. 第 14 届全国反应堆结构力学会议论文集, 2006
YAO Weida, XIE Yongcheng, HE Yinbiao, *et al.* Typical mechanical problems in the third generation of passive and fourth-generation supercritical advanced light water reactor nuclear power plant[C]. 14th National Conference on Structural Mechanics in Reactor Conference Proceedings, 2006
- ASME 锅炉及压力容器规范[S]. 第 III 卷, 核电站设备建造准则, 第 1 册, NH 分卷, 高温 1 级部件, 2004
Asme boiler & pressure vessel code[S]. III Rules for construction of nuclear power plant, Division I, Subsection NH, Class 1 components in elevated temperature service, 2004
- 李琳, 臧希年. 压水堆核电站严重事故下堆芯熔融物的冷却研究[J]. *核安全*, 2007, **4**: 39-44
LI Lin, ZANG Xinian. The research on molten corium coolability measures for the PWR severe accident[J]. *Nuclear Safety*, 2007, **4**: 39-44
- Sehgal B R, Nourgaliev R R, Dinh T N. Characterization of heat transfer processes in a melt pool convection and vessel-creep experiment[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2002, **211**(2-3): 173-187
- Devos J, Catherine C S, Poette C, *et al.* CEA programme to model the failure of the lower head in severe accidents[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 1999, **191**(1): 3-15
- Thinnes G L, Korth G E, Chavez S A, *et al.* High-temperature creep and tensile data for pressure vessel steels SA533B1 and SA508-CL2[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 1994, **148**(2-3): 343-350
- Willschütz H G, Altstadt E, Sehgal B R, *et al.* Coupled thermal structural analysis of LWR vessel creep failure experiments[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2001, **208**(3): 265-282
- Pilch M M, Ludwigsen J S, Chu T Y, *et al.* Creep failure of a reactor pressure vessel lower head under severe accident conditions[C]. ASME/JSME joint pressure vessel and piping (PVP) conference, 1998
- 武志玮, 宁冬, 姚伟达. 严重事故下反应堆压力容器材料高温蠕变研究进展[J]. *核安全*, 2011, **2**: 20-24
WU Zhiwei, NING Dong, YAO Weida, Research progress on high-temperature creep behavior of reactor pressure vessel[J]. *Nuclear Safety*, 2011, **2**: 20-24

Research progress and recommendations on reactor pressure vessel integrity under hypothetical core melt down accident

YAO Yangui NING Dong WU Zhiwei CAO Ming XIE Yongcheng HE Yinbiao YAO Weida

(Shanghai Nuclear Engineering Research and Design Institute, Shanghai 200233, China)

Abstract Background: It is very important to ensure the integrity of the reactor pressure vessel under core melt down accident. The high-temperature creep failure is the main failure mode of the reactor pressure vessel under core melt down accident. **Purpose:** This paper is to present an overview of research status and progress on high-temperature creep behavior of reactor pressure vessel considering the hypothetical core melt down scenario. **Methods:** Emphasis is placed on accomplished achievements in creep tests, scale model experiments and numerical simulation, and the domestic newly research productions on high-temperature creep behavior of reactor pressure vessel structure integrity. **Conclusions:** This paper also discusses the limitations of existing researches and indicates future research directions, such as multi-axis tensile tests, analysis of three-dimensional coupling temperature field, scaled model tests, and so on.

Key words Reactor pressure vessel, Integrity, Core melt down, High-temperature creep

CLC TL351⁺.6, TL341