

# EPR 堆芯严重事故下安全壳内 $\gamma$ 辐射水平 MCNP 模拟与分析

曾 君<sup>1</sup>, 翟 良<sup>2</sup>, 刘书焕<sup>1</sup>, 汪 洋<sup>1</sup>

(1. 西安交通大学 核科学与技术学院, 陕西 西安 710049;

2. 苏州热工研究院有限公司, 江苏 苏州 215004)

**摘要:**根据 EPR 堆芯结构、材料组成及其屏蔽系统设计,建立了 EPR 堆芯  $\gamma$  辐射剂量率模拟模型。采用 MCNP5 分别计算了反应堆正常运行工况、堆芯失水及堆芯融化等严重事故条件下安全壳内  $\gamma$  剂量率空间分布,分析对比严重事故、正常工况下安全壳内辐射剂量率分布与设计剂量率限值的差异。研究结果可为预估 EPR 堆芯事故情况及核事故应急决策提供相关数据参考。

**关键词:**EPR; 严重事故;  $\gamma$  剂量率; MCNP5

中图分类号: TL329. 2

文献标志码: A

文章编号: 1000-6931(2013)05-0789-05

doi: 10. 7538/yzk. 2013. 47. 05. 0789

## $\gamma$ Radiation Level Simulation and Analysis With MCNP in EPR Containment During Severe Accident

ZENG Jun<sup>1</sup>, ZHAI Liang<sup>2</sup>, LIU Shu-huan<sup>1</sup>, WANG Yang<sup>1</sup>

(1. School of Nuclear Science and Technology, Xi'an Jiaotong University, Xi'an 710049, China;

2. Suzhou Nuclear Power Research Institute, Suzhou 215004, China)

**Abstract:** The  $\gamma$  dosimetry model based on the EPR core structure, material composition and the designed shielding system was established. The  $\gamma$ -ray dose rate distributions in EPR containment under different conditions including normal operation state, loss-of-coolant accident and core melt severe accident were simulated with MCNP5, and the calculation results under normal operation state and severe accident were compared and analyzed respectively with that of the designed limit. The study results may provide some relative data reference for EPR core accident prediction and reactor accident emergency decision making.

**Key words:** EPR; severe accident;  $\gamma$ -ray dose rate; MCNP5

核电作为一种清洁、高效的新能源,尚不能完全排除其发生事故的可能性,在能源日渐紧

缺和环境问题日益严重的今天越来越受到各国关注。尽管核电厂有严密的预防措施,以保证

核电厂的运行不会对公众及核电厂工作人员造成放射性危害,但当发生超设计基准的地震、海啸等极端自然灾害时,包括初始事件叠加和失效叠加,有可能发生堆芯熔化类的最严重事故。根据安全壳内辐射水平判断堆芯状况是国际上广泛采用的判断方法,因此,在核电厂发生堆芯熔化等严重事故的情况下,根据核事故反应堆安全壳内的放射性核素浓度和辐射剂量率的时空分布推断堆芯熔化与压力容器、安全壳的可能损坏情况,是核电厂应急响应期间场外后果评价和确定应急防护行动的重要步骤。在堆芯的辐射水平和屏蔽计算中一般采用点核积分法和蒙特卡罗法。

点核积分法<sup>[1]</sup>是一种格林函数积分方法,它用积累因子对 $\gamma$ 光子的散射贡献进行了修正。MCNP程序<sup>[2]</sup>是计算复杂三维几何结构中粒子运输的大型多功能蒙特卡罗程序,可计算中子、光子、中子-光子耦合及光子-电子耦合的运输问题,也可计算临界系统(包括次临界和超临界)的本征值问题。

本工作以台山EPR堆芯为例,采用MCNP5程序及其核数据库CCC-710建立精确的三维蒙特卡罗模型,在此基础上对EPR严重事故下安全壳内的辐射剂量率进行计算与分析。

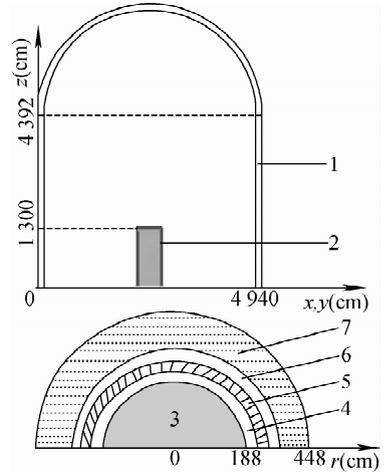
## 1 模拟模型

### 1.1 EPR堆芯及屏蔽系统模拟几何、材料组成

根据业主提供的EPR整定值构造了等效屏蔽系统,其MCNP几何模型示于图1。屏蔽计算系统划分为12个区域,包括堆芯、围板、反射层、吊篮、热屏蔽、压力容器和混凝土屏蔽层等,组件中心距为21.5 cm。计算中假设堆芯是1个由多种材料组成的均匀混合体,高度为420 cm,等效当量直径为376 cm。堆芯外依次被围板、反射层、吊篮、混凝土等屏蔽材料包围。围板、吊篮、热屏蔽均采用不锈钢材料(M3310),密度为 $7.9 \text{ g} \cdot \text{cm}^{-3}$ 。压力容器材料为法国A508-III钢(16MND5)<sup>[3]</sup>,密度为 $7.85 \text{ g} \cdot \text{cm}^{-3}$ 。压力容器周围由8.5 cm厚不锈钢保温层包围。反应堆中各区域的核密度及材料描述列于表1。

在建立模型时作如下假定:1)堆芯活性区看作是一均匀的铀水混合体,不同堆芯状况下

的铀水比不同;2)不考虑其他设备放射源的贡献;3)放射性物质在安全壳内均匀混合;4)堆芯熔化事故处于事故初期阶段,此时屏蔽系统完好无损;5)为了减少运算的工作量并降低方差,针对各类屏蔽材料,构造了一虚拟球将整个屏蔽系统包裹起来,粒子打在球内则对该粒子继续进行跟踪,否则重新抽样。



1——内安全壳;2——压力容器;  
3——堆芯活性区(等效直径3.76 m,高度4.2 m);  
4——围板、吊篮等效屏蔽体;5——压力容器壁;  
6——空腔;7——混凝土屏蔽层

图1 EPR屏蔽计算模型示意图

Fig. 1 Shielding calculation model of EPR

表1 堆芯各区域核密度

Table 1 Nuclear densities of various core regions

反应堆区域	材料	$10^{-24}$ 核密度/ $\text{cm}^{-3}$
堆芯活性区	$\text{UO}_2$ ( $^{235}\text{U}$ , $^{238}\text{U}$ )	0.016 276
围板、吊篮	Fe	0.084 925
热屏蔽	Fe	0.084 925
压力容器	Fe、C、Si、Mn、Cr等	0.085 349
空气	O、N	0.000 054
混凝土屏蔽层	Si、Ca、H、O	0.061 439

### 1.2 EPR堆芯系统辐射源项

为评估EPR堆芯在严重事故工况下屏蔽系统内的光子剂量率分布,首先需根据堆芯事故工况特点明确事故源项,源项的选取主要依据堆芯事故工况估计放射性核素在堆芯的积聚总量。其次,考虑这些源项是否易从堆芯释放及进入安全壳等因素。

在本工作中,按照 EPR 堆芯的电功率 1 750 MW、热功率 4 200 MW,采用大容积双层安全壳(80 000 m<sup>3</sup>),将 EPR 在堆芯熔化石故状况下作为研究其辐射特性的基础,计算时选择的各源项参数来源如下:1)核素在堆芯和一回路的放射性核素辐射强度取自电厂设计运营商;2)堆芯熔化时核素从堆芯的释放份额取自文献[4];3)核素的光子能量与产额数据取自文献[5]。

将 EPR 以额定功率正常运行工况下的辐射水平作为对比,经归一化计算得到源强为  $4.1 \times 10^{19} \text{ s}^{-1}$ ,并设为各向同性。源粒子抽样所使用的归一化光子能谱示于图 2。

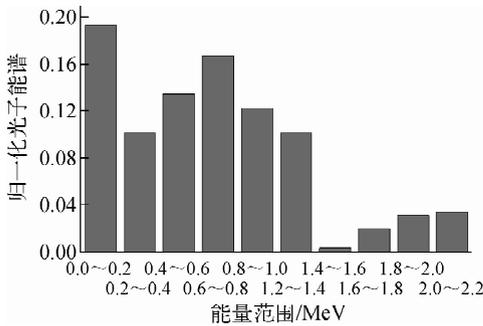


图 2 归一化光子能谱

Fig. 2 Normalized photon spectrum

## 2 计算结果与分析

在对  $\gamma$  射线屏蔽计算研究中,屏蔽材料性能数据的准确性非常重要。虽然 MCNP 模拟计算结果与理论值计算结果一般不能完全符合,但 MCNP 程序以其跟踪粒子逼真,不受求解问题边界条件、维数的限制等特点<sup>[6]</sup>,在粒子输运领域的应用日益广泛,其结论具有重要参考价值。

为评估反应堆事故工况下屏蔽系统剂量率分布特征,本工作根据建立的模拟模型及源项特征,采用 MCNP5 跟踪模拟 2 千万个衰变光子的运动,模拟计算反应堆正常运行和堆芯熔化石故下安全壳内的  $\gamma$  剂量率分布。模拟计算过程中,EPR 压力容器外壁注量率不确定度小于 5%,混凝土屏蔽层外壁注量率的不确定度小于 10%;从注量率到剂量率的转换使用了 DEn 及 DF<sub>n</sub> 剂量转换卡,光子注量率-剂量率转化因子取自文献[2]。

### 2.1 $\gamma$ 剂量率结果及分析

图 3 示出 EPR 在正常运行和堆芯熔化状况下混凝土屏蔽层内  $\gamma$  剂量率沿径向的分布。可看出,两种工况下混凝土屏蔽层内  $\gamma$  剂量率沿径向分布的规律相似:在堆芯活性区内,剂量率下降得很少;随着在混凝土屏蔽层中径向距离的增大,剂量率下降的趋势明显。正常运行工况下,混凝土屏蔽层外壁  $\gamma$  剂量率为  $4.89 \times 10^{-2} \text{ mSv} \cdot \text{h}^{-1}$ ,满足正常运行工况下主屏蔽混凝土外表面设计剂量率限值为  $1.5 \times 10^{-1} \text{ mSv} \cdot \text{h}^{-1}$  的要求;堆芯熔化状况下,混凝土屏蔽层外壁  $\gamma$  剂量率达  $1.02 \times 10^1 \text{ mSv} \cdot \text{h}^{-1}$ ,超过设计剂量率限值几十倍。

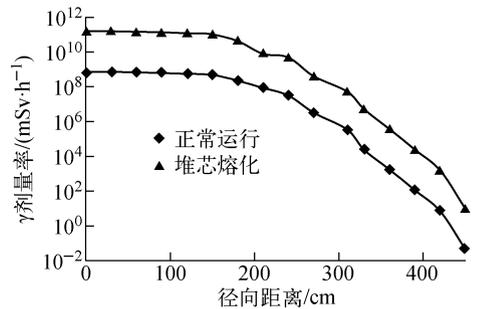


图 3 屏蔽系统内  $\gamma$  射线剂量率径向分布

Fig. 3 Radial distributions of  $\gamma$ -ray dose rate within shielding system

图 4 示出 EPR 正常运行工况下压力容器和混凝土屏蔽层外壁剂量率周向和轴向的分布。可看出,对于整个屏蔽系统,沿周向和轴向的分布规律大体相似。由于热屏蔽与吊篮、围板等在此模型中均被视作等效屏蔽体,因此,周向上剂量率水平并未出现 20° 内有明显低于其他周向的趋势,而是在一定范围内随着周向的增大而增大。压力容器与混凝土屏蔽层外壁剂量率轴向分布大致沿中平面对称,且最高值基本均出现在中平面附近。压力容器外壁剂量率最高值为  $5.68 \times 10^4 \text{ mSv} \cdot \text{h}^{-1}$ ,在周向 40°、轴向 0 cm 处;最小值为  $1.47 \times 10^4 \text{ mSv} \cdot \text{h}^{-1}$ ,在周向 0°、轴向 -40 cm 处。混凝土屏蔽层外壁剂量率最高值为  $4.89 \times 10^{-2} \text{ mSv} \cdot \text{h}^{-1}$ ,在周向 35°、轴向 0 cm 处;最小值为  $1.06 \times 10^{-2} \text{ mSv} \cdot \text{h}^{-1}$ ,在周向 5°、轴向 40 cm 处。剂量率从压力容器外壁到屏蔽层外壁约下降 6 个数量级。

图5示出EPR堆芯熔化工况下压力容器和混凝土屏蔽层外壁剂量率周向和轴向的分布。可看出,两者外壁剂量率沿 $0^\circ$ 到 $40^\circ$ 的周向分布规律相似,且逐渐升高。外壁剂量率轴向分布基本沿中平面对称,个别最高值出现在轴向 $-10$  cm处,最小值均位于轴向两端。其中,压力容器外壁剂量率最高值为 $17.90 \times 10^6$  mSv $\cdot$ h $^{-1}$ ,在周向 $40^\circ$ 、

轴向 $-10$  cm处;最小值为 $4.3 \times 10^6$  mSv $\cdot$ h $^{-1}$ ,在周向 $0^\circ$ 、轴向 $40$  cm处。混凝土屏蔽层外壁剂量率最高值为 $1.65 \times 10^1$  mSv $\cdot$ h $^{-1}$ ,在周向 $35^\circ$ 、轴向 $0$  cm处;最小值为 $3.49$  mSv $\cdot$ h $^{-1}$ ,在周向 $5^\circ$ 、轴向 $-40$  cm处。就整体而言,假设屏蔽层均存在,EPR堆芯在熔化工况下较正常运行时安全壳内的 $\gamma$ 剂量率高约2个数量级。

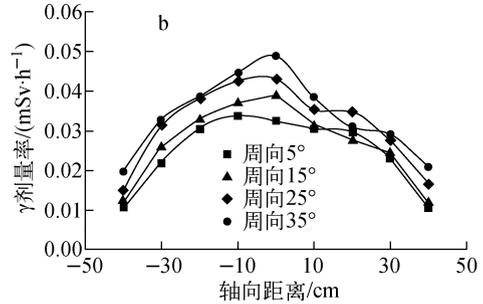
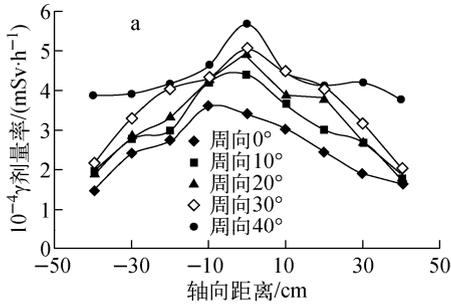


图4 正常运行工况下压力容器(a)和混凝土屏蔽层(b)外壁剂量率分布

Table 4 Dose rate distributions in outer RPV (a) and primary concrete (b) under normal operation

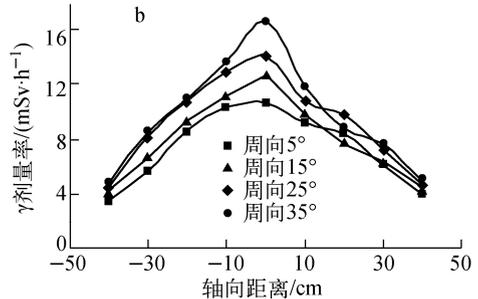
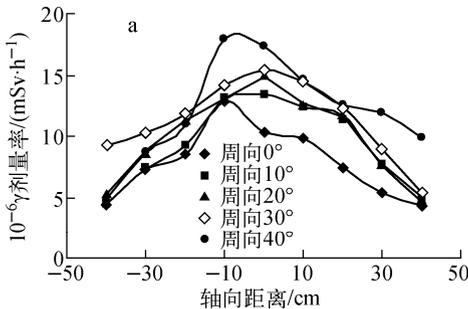


图5 堆芯熔化工况下压力容器(a)和混凝土屏蔽层(b)外壁剂量率分布

Table 5 Dose rate distributions in outer RPV (a) and primary concrete (b) under core melt

此外,在不考虑混凝土生物屏蔽层的情况下,模拟计算了堆芯失水事故对安全壳内剂量率辐射水平的影响(图6)。模拟结果显示:从堆芯完全裸露到水完全覆盖堆芯,安全壳内的辐射水平随堆芯水量的上升呈直线下降的趋势,且装水量每增加25%, $\gamma$ 剂量率即下降约6个数量级;当屏蔽层为35 cm厚的压力容器时,安全壳内壁剂量率较25 cm时的约低20~30倍。在假设堆芯完全裸露、屏蔽系统遭到破坏且全部核素瞬间释放到安全壳内的情况下,安全壳上封头处的 $\gamma$ 剂量率为 $5.02 \times 10^6$  mSv $\cdot$ h $^{-1}$ ;而当水完全覆盖堆芯时,此时安全壳内的 $\gamma$ 剂量率可忽略不计。

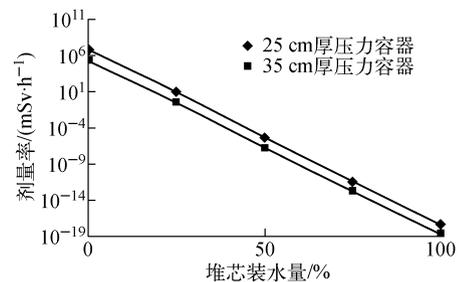


图6 堆芯不同裸露状况下安全壳内的剂量率  
Fig. 6 Dose rates in containment under different core damages

## 2.2 对计算结果的影响因素

运用MCNP5计算EPR不同堆芯状况下

的辐射剂量率水平时,采用了多种有效方法降低计算的方差,如使用虚拟球、调整粒子的权重、使用纠偏因子等。计算的光子数选为 2 千万,使蒙特卡罗方法的统计误差在可接受范围内。对于 MCNP5 程序,影响计算结果的因素除参数的不确定性外,蒙特卡罗方法本身固有的统计误差最大可达 10%,特别是某些栅元间的边界点。堆芯的结构、布置,压力容器、屏蔽层的材料、密度也是引起计算结果不确定性的重要因素。对源强估算的不确定性同样也不可忽视。

### 3 结论

运用 MCNP 程序分别模拟计算了 EPR 堆芯严重事故及正常运行工况下安全壳内辐射剂量率水平。模拟计算结果表明:当混凝土厚度为 220 cm 时,正常运行工况下生物屏蔽层外最大  $\gamma$  剂量率为  $4.89 \times 10^{-2} \text{ mSv} \cdot \text{h}^{-1}$ ,小于其设计限值;但在堆芯熔化初期、屏蔽系统完好无损的情况下,生物屏蔽层外最大  $\gamma$  剂量率为  $1.65 \times 10^1 \text{ mSv} \cdot \text{h}^{-1}$ ,远大于这一限值。研究结果为 EPR 堆芯事故工况的预估及核事故应急决策提供了重要理论依据。

### 参考文献:

[1] GRAF O. Inter comparison of three shielding

codes for external radiation from deposition material[C]// Proceedings of Workshop on Methods for Assessing the Off-site Radiological Consequences of Nuclear Accidents. Luxembourg: [s. n.], 1985: 439-450.

[2] BRIESMEISTER J F. MCNP: A general Monte Carlo  $N$ -particle transport code, Version 4C, LA-13709-MUSA[R]. USA: LANL, 2000.

[3] 李承亮,张明乾. 压水堆核电站反应堆压力容器材料概述[J]. 材料导报,2008,22(9):66-67. LI Chengliang, ZHANG Mingqian. Overview of reactor pressure vessel steel in PWR nuclear power station[J]. Materials Review, 2008, 22(9): 66-67(in Chinese).

[4] NRC. Accident source terms for light-water nuclear power plant, NUREG-1465 [R]. USA: NRC, 1995.

[5] NRC. The mesorad dose assessment mode, NUREG/CR-4000: Vol. 1 [R]. USA: NRC, 1986.

[6] 胡二邦,高占荣. 广东大亚湾核电站周围建筑物辐射屏蔽因子的计算[J]. 辐射防护,2003,23(2):74-83.

HU Erbang, GAO Zhanrong. Calculation of radiation shielding factors of buildings surrounding Guangdong Daya Bay Nuclear Power Station[J]. Radiation Protection, 2003, 23(2): 74-83 (in Chinese).