

核电站堆腔混凝土辐照试验研究

黄 岗, 刘晓松*, 李国云, 许怡幸, 陈 浩, 刘东彬, 李延鹏, 黄伟杰, 张 平, 金 帅
(中国核动力研究设计院, 四川 成都 610213)

摘要: 作为核电站关键材料的堆腔混凝土, 其安全服役是核电站长期稳定安全运行的前提条件之一。为了进行堆腔混凝土的中子辐照损伤机理研究, 获得堆腔混凝土在中子辐照环境下的试验数据, 本文建立了堆腔混凝土辐照试验方法, 研制了辐照试验装置, 并在研究堆中对其进行了加速辐照试验。结果表明: 辐照试验装置设计合理, 辐照试验指标满足试验要求, 实现了两种规格多个混凝土试样的中子辐照。进一步的混凝土试样辐照性能研究结果表明: 混凝土试样在平均快中子注量 $3.41 \times 10^{18} \text{ cm}^{-2}$ 下辐照后, 与辐照前相比, 其外部形状未见明显差异, 但试样颜色变化较大, 并且出现一定的辐照肿胀和力学性能退化现象。

关键词: 核电站; 堆腔混凝土; 中子辐照; 辐照性能; 试验研究

中图分类号: TL341 文献标志码: A 文章编号: 1000-6931(2024)08-1725-07

doi: [10.7538/yzk.2024.youxian.0298](https://doi.org/10.7538/yzk.2024.youxian.0298)

Irradiation Experimental Research of Reactor Cavity Concrete in Nuclear Power Plant

HUANG Gang, LIU Xiaosong*, LI Guoyun, XU Yixing, CHEN Hao, LIU Dongbin,
LI Yanpeng, HUANG Weijie, ZHANG Ping, JIN Shuai
(Nuclear Power Institute of China, Chengdu 610213, China)

Abstract: As a key material of nuclear power plant, the safe service of reactor cavity concrete is one of the prerequisites for the long-term stable and safe operation of nuclear power plant. In order to study the neutron irradiation damage mechanism of the reactor cavity concrete, obtain the test data of the reactor cavity concrete in the neutron irradiation environment, and provide a scientific basis for the long-term stable operation of the nuclear power unit, the irradiation test method of the reactor cavity concrete was established, and the irradiation test device with a water-passing basket structure was developed in this paper. The physical and thermal design of the irradiation test of the reactor cavity concrete was carried out with the numerical calculation method. The accelerated neutron irradiation test of the reactor cavity concrete was carried out in the 5# hole with a pressure tube in Minjiang Test Reactor (MJTR) by using the irradiation pile method with the reactor. The standard concrete samples of $\phi 50 \text{ mm} \times 50 \text{ mm}$ and the small concrete samples of $\phi 25 \text{ mm} \times 25 \text{ mm}$ were loaded in the cavity of the irradiation test section for the irradiation test device, and seven layers were arranged axially in the 1 000 mm active area of the reactor. During the irradiation test, the pressure tube was filled with the deionized water, and the

收稿日期: 2024-04-14; 修回日期: 2024-07-12

基金项目: 国家重点研发计划(2019YFB1900903)

* 通信作者: 刘晓松

concrete sample was directly in contact with the deionized water. The neutron flux and the irradiation test temperature were measured by the neutron detector and the thermocouple respectively. The irradiation test results show that the irradiation test method is feasible, the irradiation test device is reasonable, and the neutron irradiation of multiple concrete standard samples and small samples is realized. The cumulative fast neutron flux of the concrete sample ($E \geq 0.1$ MeV) is distributed in 2.38×10^{18} - 2.06×10^{18} cm $^{-2}$, the temperature of the irradiation test is stable during 50-60 °C, and the irradiation test index meets the test requirements. Furthermore, the appearance inspection, size measurement and ballast test of the standard and small concrete samples before and after irradiation were carried out. The results show that compared with before irradiation, there is no obvious difference in the external shape of concrete samples, but the color of concrete samples changes greatly, the overall color of concrete samples is yellow-gray after irradiation, and the outer size of concrete samples has a certain increase. Therefore, under the irradiation condition of average fast neutron flux of 3.41×10^{18} cm $^{-2}$, there are certain irradiation swelling and mechanical performance degradation phenomenon of the reactor cavity concrete.

Key words: nuclear power plant; reactor cavity concrete; neutron irradiation; irradiation property; experimental research

堆腔混凝土用于支撑核反应堆压力容器并屏蔽来自堆芯的辐射。作为核电站关键材料,其安全服役是核电站长期稳定安全运行的前提条件之一。因此,研究其在长期辐照条件下的老化行为规律具有重要意义^[1-4]。堆腔混凝土除需要克服长期高温的不利影响外,还需要考虑其在高能粒子作用下的耐久性。但长期以来,人们对混凝土在辐照作用下的长期性能研究较少,少量的研究成果也是围绕混凝土材料对辐射的屏蔽能力进行研究。随着我国核电机组的运营,堆腔混凝土在核辐射作用下的长期性能以及寿命预测技术需要进行深入的研究,为核电机组长期稳定运行提供科学依据^[5-7]。

20世纪60、70年代,国外曾对混凝土在中子辐照环境下的性能退化开展了试验研究,积累了不少试验数据^[8-11],这些早期的研究为理解混凝土在核电站运行过程中可能面临的问题提供了重要参考。但从20世纪80年代中期开始,相关研究基本停滞。近年来,随着现有核电站逐渐进入老龄化阶段,出于安全和经济考虑,需要延长其使用寿命,国际上混凝土在辐照环境下的长期性能再次引起关注。混凝土中子辐照损伤机理方面的研究主要集中在美国、日本以及欧洲等发达国家^[12-14],我国在此领域的研究相对较少,缺乏堆腔混凝土中子辐照性能数据。基于此,本文建立堆腔混凝土辐照试验方法,设计加工辐照试验装置,并在研

究堆中对堆腔混凝土进行加速中子辐照试验,对其进行辐照性能研究,为堆腔混凝土的中子辐照损伤机理研究提供试验数据。

1 辐照试验设计

1.1 试验材料及要求

堆腔混凝土试验材料为普通混凝土和重混凝土,混凝土的主要组成及含量列于表1。其中各组分的性能要求如下:水,采用自来水, pH ≥ 5, 氯化物含量 ≤ 500 mg/L; 水泥,采用普通硅酸盐水泥,烧失量质量分数 ≤ 5%, 氯离子质量分数 ≤ 0.06%; 粉煤灰,质量等级选用I级,烧失量质量分数 ≤ 5%, SO₃质量分数 ≤ 3%; 碎石,采用粒径 4.7~6 mm、含水率 0.5% 的天然碎石,硫化物及硫酸盐含量均 ≤ 0.5%; 褐铁矿,粒径选 0.1~6 mm, Fe₂O₃的质量分数约 62%; 中砂,采用细度模数 2.7、含水率 6% 的天然河砂,硫化物及硫酸盐含量 ≤ 0.5%, 氯离子质量分数 ≤ 0.01%; 硼酸钙,粉末粒径 < 1 mm; 减水剂,采用聚羧酸类缓凝型高效减水剂,氯离子折固含量 ≤ 0.6%。为防止辐照试验时因混凝土试样尺寸过大导致其内部温度过高而破损,参考国外入堆辐照的混凝土试样尺寸^[15],同时,综合考虑反应堆辐照孔道尺寸、混凝土辐照试验指标和辐照后抗压强度试验对试样数量的要求^[16],普通混凝土采用 $\phi 50$ mm × 50 mm 的圆柱形标准试样,重

混凝土采用 $\phi 25\text{ mm} \times 25\text{ mm}$ 圆柱形小试样,普通混凝土和重混凝土入堆辐照的试样数量分别为6和3。混凝土主要原材料性能试验合格后进行试样制作,然后将所制混凝土标准试样和小试样

装载在辐照试验装置内研究堆中进行加速辐照试验,试验条件为:每个试样的平均快中子注量为 $1.0 \times 10^{18}\text{ cm}^{-2}$ (中子能量 $E \geq 0.1\text{ MeV}$);试样内部温度 $<100\text{ }^{\circ}\text{C}$;辐照环境为去离子水。

表1 混凝土主要组分及含量
Table 1 Main components and content of concrete

试样	各组分含量/(kg/m ³)							
	水	水泥	粉煤灰	碎石	褐铁矿	中砂	硼酸钙	减水剂
标准试样	165	316	94	1 057		764		5
小试样	168	380		690	840	232	10	5.2

1.2 试验方法

利用岷江试验堆(MJTR)设有压力管的5#孔道进行堆腔混凝土辐照试验,辐照试验时反应堆额定运行功率为5 MW。采用随堆孔道辐照的方式对堆腔混凝土进行试验,将装载混凝土试样的试验装置放置在辐照孔道压力管内,压力管将试验装置与反应堆堆芯冷却水物理隔离,压力管中充满去离子水,混凝土试样直接与去离子水接触,产生的热量一部分通过压力管壁面传递给流动的反应堆堆芯冷却水带走,另一部分通过压力管内去离子水的自然对流带走,通过将压力管中的去离子水温度控制在低于50 $^{\circ}\text{C}$,确保混凝土试样内部温度小于100 $^{\circ}\text{C}$ 。当基于混凝土试样中子注量达到目标值进行物理计算的辐照时间达到规定值时,试验装置出堆冷却,冷却时间满足后续操作辐射防护的要求后,进行试验装置的切割转运,将从试验装置上切割分离的辐照试验段转运至辐照后检验热室,通过热室铣床系统将辐照试验段切开,取出混凝土试样进行辐照后检验。

1.3 辐照试验装置

辐照试验装置采用通水吊篮型结构,包括装载混凝土试样的辐照试验段、用于支撑定位辐照试验段的支撑管、将试验装置安装固定在反应堆上的上端头和用于辐照试验装置出入堆吊装的吊钩,装置各部件之间通过焊接连接,如图1所示,试验装置主要材料为6061铝合金,总长约为7 118 mm。

辐照试验段安装在反应堆1 000 mm活性区内,在辐照试验段内部从下至上布置7层混凝土试样,9个混凝土试样通过通水型夹块的安装槽固定在辐照试验段内腔,在阳面下端、阳面中部、

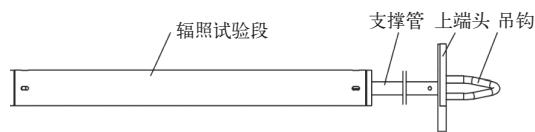


图1 辐照试验装置结构示意图

Fig. 1 Schematic diagram of irradiation test device structure

阳面上端和阴面中部紧贴混凝土试样位置布置用于中子注量监测的中子探测器,在中子探测器的外表面焊接热电偶用于监测对应试样处的水温,并在第6层标准试样内部植入1根实时监测试样温度的热电偶,如图2所示。辐照试验段外形尺寸为 $\phi 80\text{ mm} \times 642\text{ mm}$,为防止混凝土灰渣进入反应堆辐照孔道压力管,在样品段的两端设置过滤网。

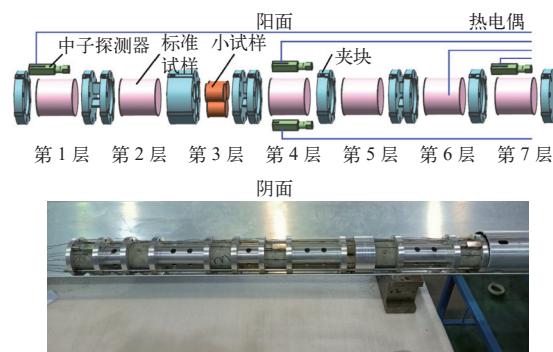


图2 混凝土试样布置

Fig. 2 Layout of concrete samples

1.4 物理设计

采用ECP493燃料管理程序进行计算,综合考虑辐照试样的样品尺寸、中子注量目标值、样品温度目标值,选定在MJTR 5#外围孔道进行辐照。将1 000 mm孔道活性区轴向分为20段,每段50 mm,经过计算,该辐照孔道内的最小平均快

中子($E \geq 0.1$ MeV)注量率为 $5.0 \times 10^{11} \text{ cm}^{-2} \cdot \text{s}^{-1}$, 达到该材料辐照目标值所需的辐照时间为 23.2 d。采用蒙特卡罗程序建立计算模型计算试验装置材料孔道内的释热率, 根据堆芯燃耗计算输出的燃料元件燃耗、控制棒棒位等参数, 采用前端转换程序生成 MJTR 堆芯计算文件, 并将辐照孔道和试验装置按照其位置、结构、尺寸、材料等参数嵌入该计算文件内, 并根据反应堆功率水平计算出材料孔道内的释热率, 结果示于图 3。

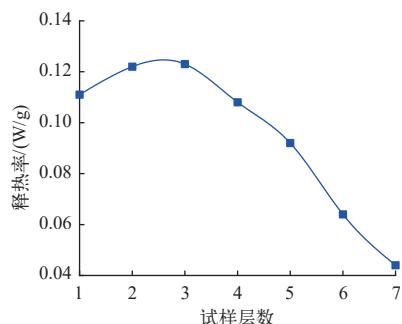


图 3 释热率计算结果
Fig. 3 Calculation result of heat release rate

1.5 热工设计

采用 CFX 程序对试验装置内各辐照样品进行全尺寸建模及温度计算, 各样品释热率取图 3 的计算结果, 样品表面进行自然对流换热, 计算时对流换热系数取 $500 \text{ W}/(\text{m} \cdot \text{K})$, 去离子水温度取 40°C 。图 4 为从下至上混凝土标准试样内部最大温度以及侧表面最大温度分布。从图 4 可看出, 在所提供的释热率条件下, 试样内部最高温度均小于 100°C , 且壁面温度不超过水的饱和温度。

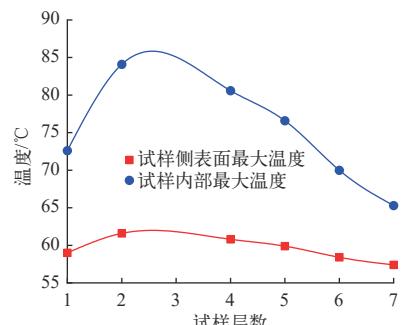


图 4 混凝土标准试样温度随层数的变化
Fig. 4 Temperature variation of standard concrete sample with number of floors

混凝土小试样在试验装置的第 3 层布置 3 个, 计算最小间距 5 mm 情况下试样的温度分

布, 计算中考虑去离子水因温度不均引起的密度变化而产生的自然对流对试样进行的冷却。图 5 为混凝土小试样温度分布。从图 5 可以看出, 在给定的释热率条件下, 混凝土小试样达到的最高温度为 59.2°C , 满足辐照试验温度要求。

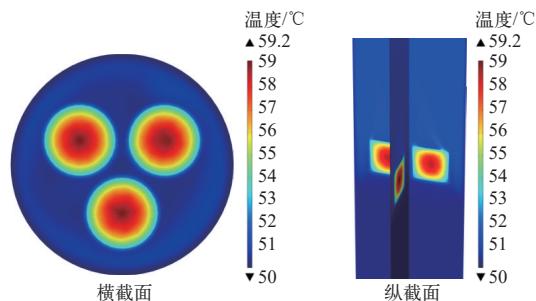


图 5 混凝土小试样温度分布云图
Fig. 5 Temperature distribution cloud diagram of small concrete sample

2 堆内辐照试验

将装载混凝土试样的试验装置安装在反应堆 5#孔道压力管内, 辐照试验段阳面正对堆芯, 热电偶与辐照试验系统连接, 启动反应堆进行辐照试验, 累计辐照时间为 25 d, 当辐照试验进行到 $1/2$ 时, 反应堆停堆进行辐照试验段阴阳面位置交换。达到规定的辐照时间后, 辐照试验装置出堆, 并在热室内解体切割, 取出混凝土试样进行辐照后性能检验。辐照试验温度监测结果如图 6 所示。从图 6 可以看出, 随着反应堆的启动, 试样温度及去离子水温度逐渐升高, 当反应堆达到额定功率运行时, 试样温度稳定在 $50\sim60^\circ\text{C}$, 满足辐照试验温度要求。

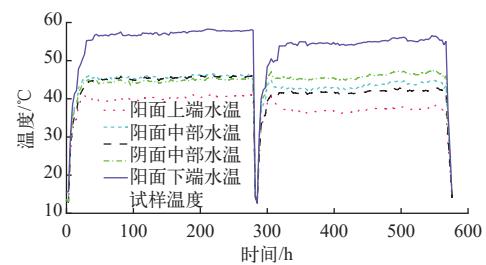


图 6 辐照试验温度监测结果
Fig. 6 Temperature monitoring results of irradiation test

3 结果与讨论

3.1 中子注量

用高纯锗 γ 谱仪测量各中子探测器的能谱,

计算各中子探测器辐照末比活度和单核反应率。使用 X333 与 STAYNL 程序对理论计算的中子注量率谱进行修正, 得到测量的中子注量率谱, 计算快中子平均截面, 用反应率和截面计算各探测器测量的快中子注量率, 用各探测器测量结果不确定度为权重计算加权平均快中子注量率和注量。中子注量测量结果列于表 2, 其中第 1 层和第 7 层阴面值根据第 4 层阴阳面比值计算得出。由表 2 可见, 混凝土试样的累计受照快中子注量分布在 $2.38 \times 10^{18} \sim 4.06 \times 10^{18} \text{ cm}^{-2}$, 满足快中子注量目标要求。

表 2 各层快中子注量

Table 2 Fast neutron fluence in each layer

位置	阳面注量/ cm^{-2}	阴面注量/ cm^{-2}	平均注量/ cm^{-2}
第 1 层	3.75×10^{18}	3.87×10^{18}	
第 4 层	3.93×10^{18}	4.06×10^{18}	3.41×10^{18}
第 7 层	2.38×10^{18}	2.46×10^{18}	

3.2 辐照后试样外观变化

采用工业相机对 9 个混凝土试样进行了辐照前后表面状态检查, 检查试样的整体完整性、是否发生变形、试样表面是否存在裂纹及划伤等缺陷, 并对典型部位进行图像采集。混凝土标准试样和小试样辐照前后的外形如图 7、8 所示。检查

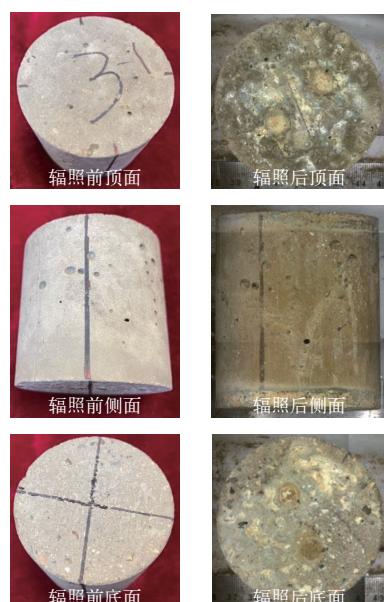


图 7 混凝土标准试样辐照前后的外形

Fig. 7 Outline diagram of standard concrete sample before and after irradiation

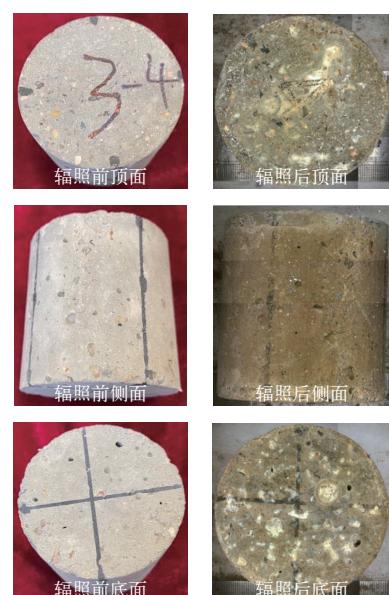


图 8 混凝土小试样辐照前后的外形

Fig. 8 Outline diagram of small concrete sample before and after irradiation

结果显示, 所有试样辐照后未出现明显变形, 但辐照后试样表面颜色均发生变化, 整体颜色呈黄灰色, 且存在掉渣现象。

3.3 辐照后尺寸变化

分别采用数显游标卡尺和激光测径仪测量辐照前后混凝土试样的长度和直径, 直径测量时, 沿试样轴向取至少 3 个平均分布的测量位置, 每个测量位置沿试样周向取 3 个平均分布的测量点。混凝土标准试样和小试样辐照前后的尺寸如图 9 所示。从图 9 可看出, 忽略个别混凝土试样的掉渣现象, 混凝土标准试样和小试样辐照后尺寸与辐照前相比有一定的增大, 因此, 混凝土试样在中子辐照环境下存在一定的辐照肿胀现象。

3.4 辐照后试样的抗压强度

采用压力试验机对辐照前后的混凝土试样进行压载试验, 试验时以试样的上下端面为受力面。所有试样均在温度 $(25 \pm 2)^\circ\text{C}$ 、相对湿度 $> 90\%$ 的环境下养护 28 d。取养护后的 6 个标准试样和 6 个小试样直接进行压载试验。另取 6 个标准试样和 3 个小试样, 在水环境中累计辐照 25 d, 然后依次在水环境、空气中放置约 13 个月和 8 个月进行压载试验。压载试验结果表明, 辐照后试样的抗压强度与辐照前相比有一定的增加, 根据文献 [17], 混凝土材料的抗压强度会持续增长 18 年, 因此, 根据辐照试验前混凝土试样的压载

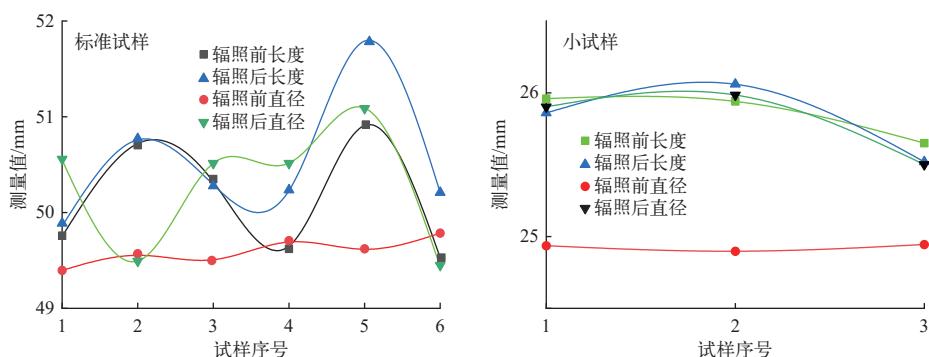


图9 混凝土标准试样和小试样辐照前后的尺寸

Fig. 9 Dimensional of standard and small concrete samples before and after irradiation

试验结果,考虑辐照温度的影响,按文献[17]中的混凝土强度预测公式对未辐照试样的抗压强度进行预测并与辐照后的试验结果进行对比,结果示于图10。由图10可见,混凝土标准试样和小试样

辐照后的抗压强度与根据未辐照试样抗压强度所得预测值相比,均有所下降,表明堆腔混凝土在平均快中子注量 $3.41 \times 10^{18} \text{ cm}^{-2}$ 的条件下存在一定的力学性能退化现象。

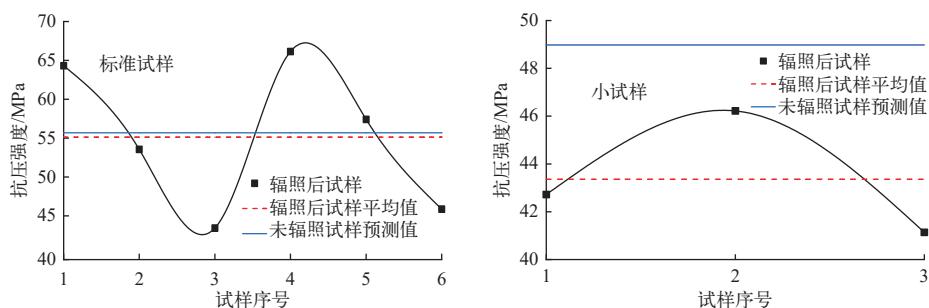


图10 混凝土标准试样和小试样的压载试验结果

Fig. 10 Ballast test results for standard sample and small sample of concrete

4 结论

本文基于核电站堆腔混凝土中子辐照损伤机理研究对辐照试验数据的需要,建立了堆腔混凝土辐照试验方法,研制了辐照试验装置,并在研究堆中对其进行了加速辐照试验,获得了堆腔混凝土在中子辐照环境下的试验数据,根据所得结果可得到如下结论。

1) 辐照试验方法可行,辐照试验装置设计合理,实现了多个混凝土标准试样和小试样的中子辐照。

2) 混凝土试样累计受照(快中子, $E \geq 0.1 \text{ MeV}$)注量分布在 $2.38 \times 10^{18} \sim 4.06 \times 10^{18} \text{ cm}^{-2}$ 范围内,辐照试验温度稳定在 $50 \sim 60 \text{ }^{\circ}\text{C}$,辐照试验指标满足试验要求。

3) 与辐照前相比,混凝土试样外部形状未见明显差异,但颜色变化较大,辐照后整体颜色呈黄

灰色,且外形尺寸有一定的增大。因此,堆腔混凝土在平均快中子注量 $3.41 \times 10^{18} \text{ cm}^{-2}$ 的辐照条件下,出现一定的辐照肿胀和力学性能退化现象。

为深入研究中子辐照环境下堆腔混凝土的长期性能,探明堆腔混凝土中子辐照损伤机理并建立考虑中子辐照损伤效应的混凝土材料寿命预测模型,应进一步对混凝土进行不同环境、多个注量下的辐照试验,并进一步提高混凝土辐照后检验能力,对混凝土在多因素耦合作用下辐照前后的抗压强度、弹性模量、泊松比、含水量、体积变化和微观性能等进行研究。

参考文献:

- [1] MARUYAMA I, KONTANI O, TAKIZAWA M, et al. Development of soundness assessment procedure for concrete members affected by neutron and gamma-ray irradiation.

- ation[J]. *Journal of Advanced Concrete Technology*, 2017, 15(9): 440-523.
- [2] ROSSEEL T M, MARUYAMA I, le PAPE Y, et al. Review of the current state of knowledge on the effects of radiation on concrete[J]. *Journal of Advanced Concrete Technology*, 2016, 14(7): 368-383.
- [3] 姜磊. 钢筋混凝土双向板挠度的试验研究与分析控制[D]. 西安: 西安建筑科技大学, 2011.
- [4] 王俊, 赵基达, 胡宗羽. 我国建筑工业化发展现状与思考[J]. 土木工程学报, 2016, 49(5): 1-8.
- WANG Jun, ZHAO Jida, HU Zongyu. Review and thinking on development of building industrialization in China [J]. *China Civil Engineering Journal*, 2016, 49(5): 1-8(in Chinese).
- [5] MOHAMAD N, KHALIFA H, SAMAD A A, et al. Structural performance of recycled aggregate in CSP slab subjected to flexure load[J]. *Construction and Building Materials*, 2016, 115: 669-680.
- [6] RODRIGUEZ E T, HUNNICUTT W A, MONDAL P, et al. Examination of gamma-irradiated calcium silicate hydrates, Part I: Chemical-structural properties[J]. *Journal of American Ceramic Society*, 2020, 103(1): 558-568.
- [7] HUNNICUTT W, RODRIGUEZ E T, MONDAL P, et al. Examination of gamma-irradiated calcium silicate hydrates, Part II: Mechanical properties[J]. *Journal of Advanced Concrete Technology*, 2020, 18(10): 558-570.
- [8] HILSDORF H K, KROPP J, KOCH H J. The effects of nuclear radiation on the mechanical properties of concrete[J]. Special Publication, 1978, 55: 223-254.
- [9] DUBROVSKII V B, IBRAGIMOV S S, KORENEVSKII V V, et al. Hematite concrete for shielding against high neutron fluxes[J]. *Soviet Atomic Energy*, 1970, 28(3): 336-338.
- [10] SOMMERS J F. Gamma radiation damage of structural concrete immersed in water[J]. *Health Physics*, 1969, 16(4): 503-508.
- [11] EBY R K, EWING R C, BIRTCHER R C. The amorphization of complex silicates by ion-beam irradiation[J]. *Journal of Materials Research*, 1992, 7(11): 3080-3102.
- [12] CHENIOUR A, DAVIDSON E, le PAPE Y, et al. A structural model of the long-term degradation of the concrete biological shield[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2023, 405: 112217.
- [13] SAKLANI N, BANWAT G, SPENCER B, et al. Damage development in neutron-irradiated concrete in a test reactor: Hygro-thermal and mechanical simulations[J]. *Cement and Concrete Research*, 2021, 142: 106349.
- [14] MARUYAMA I, MEAWAD A, KONDO T, et al. Radiation-induced alteration of sandstone concrete aggregate[J]. *Journal of Nuclear Materials*, 2023, 583: 154547.
- [15] FIELD K G, REMEC I, le PAPE Y. Radiation effects in concrete for nuclear power plants, Part I: Quantification of radiation exposure and radiation effects[J]. *Nuclear Engineering and Design*, 2015, 282: 126-143.
- [16] 中华人民共和国住房和城乡建设部. GB/T 50081—2019 混凝土物理力学性能试验方法标准[S]. 北京: 中国建筑工业出版社, 2019.
- [17] HWANG K, NOGUCHI T, TOMOSAWA F. Prediction model of compressive strength development of fly-ash concrete[J]. *Cement and Concrete Research*, 2004, 34(12): 2269-2276.