

高温气冷堆核材料衡算方法研究

张敏, 张亮, 洪哲, 杨晓伟, 何玮, 阙骥*

(生态环境部核与辐射安全中心, 北京 100082)

摘要: 高温气冷堆(HTR)采用球形包覆颗粒燃料元件,采用不停堆换料运行方式。因此,其运行方式、燃料元件的形式、换料方式等与压水堆核电站差别较大。HTR的特点决定了其核材料的监管方式既不同于传统压水堆,也不同于散料核设施,不易采用传统压水堆的件料管理模式和散料核设施的散料管理模式进行核材料衡算管理。为此,本文针对HTR核材料管理,提出一种适于HTR核材料衡算及其不明损失量(MUF)评价的方法。该方法根据HTR的燃料元件、运行方式和换料方式的特点,综合考虑件料和散料衡算两种模式,通过对HTR核材料衡算平衡区合理划分、关键测量点设置和实物盘存方式选取等的研究,最终选取件料+散料的衡算模式进行核材料衡算管理和评估,为HTR核材料监管提供技术基础。目前,该方法已应用于我国HTR的核材料管理,取得了预期的效果。

关键词: 高温气冷堆;核材料;衡算;不明损失量评价

中图分类号: TL99 **文献标志码:** A **文章编号:** 1000-6931(2020)03-0475-06

doi: 10.7538/yzk.2019.youxian.0263

Study on Nuclear Material Balance Method of High-temperature Gas-cooled Reactor

ZHANG Min, ZHANG Liang, HONG Zhe, YANG Xiaowei, HE Wei, QUE Ji*

(Nuclear and Radiation Safety Center, Ministry of Ecology and Environment, Beijing 100082, China)

Abstract: High-temperature gas-cooled reactor (HTR) adopts spherical coated particle fuel components and non-stop refueling operation mode. Therefore, the operation mode, the form of fuel element and the refueling method are quite different from those of PWR nuclear power plants. The characteristics of HTR determine that the nuclear material is regulated differently from traditional PWR and bulk nuclear facilities. It is not easy to use the piece material management mode and the bulk material management. In this paper, a suitable method for HTR nuclear material balance and material unaccounted for (MUF) evaluation was proposed for HTR nuclear material management. According to the characteristics of HTR fuel components, operation mode and refueling mode, considering the two modes of piece material management and bulk material management, studying on the rational division of the balance area of HTR nuclear material,

收稿日期:2019-04-09;修回日期:2019-06-06

作者简介:张敏(1982—),男,山西太原人,高级工程师,硕士,核材料衡算专业

*通信作者:阙骥, E-mail: quejiqueji@163.com

网络出版时间:2019-12-11;网络出版地址: <http://kns.cnki.net/kcms/detail/11.2044.TL.20191209.1700.008.html>

the setting of key measurement points and the selection of physical inventory methods, the model of piece material + bulk material is selected for nuclear material accounting management and evaluation, which provides technical basis for HTR nuclear material supervision. At present, this method is applied to the nuclear material management of HTR in China, and the expected results are achieved.

Key words: HTR; nuclear material; balance; MUF evaluation

高温气冷堆(HTR)核电站采用先进的球床式 HTR 堆芯设计,具有高度的固有安全性,是第 4 代核能系统中的代表堆型。球床式 HTR 采用球形包覆颗粒燃料元件,采用不停堆换料运行方式,使用的燃料球数量巨大,每个燃料球中含的可裂变物质较少^[1-4]。因此,反应堆的运行方式、燃料元件的形式、换料方式等与压水堆核电站差别很大。

HTR 的特点决定了其核材料监管方式不同于传统压水堆。球床堆采用球形石墨燃料元件,燃料球在堆芯中依靠重力向下流动,其在堆芯内部的分布具有一定随机性,无法准确定位;燃料球的数量又非常多(HTR 一个堆芯中有约 420 000 个燃料球),堆芯内不能布置探测装置,无法对燃料球进行逐个识别、跟踪^[5-8]。因此,单个燃料元件无法作为核材料监管和衡算

的基本单元。虽然 HTR 使用的燃料球数量多,但要维持堆芯临界和稳定功率运行,燃料球的类型、堆芯的燃料球数量、燃料球的循环次数、堆芯功率、卸料燃耗等数据是确定和相互制约的,即对于 HTR 核材料的监督,知道装入堆芯的燃料球数,统计卸出的乏燃料球数,再知道反应堆的积分功率,所有核材料的数据就是完整自洽的。因此,HTR 的核材料监督,可通过监督新燃料的燃料球数量和乏燃料库中的数量,监测积分功率及计算乏燃料球燃耗与核材料成分来实现。

1 HTR 燃料循环主要工艺流程

HTR 燃料球循环球路示于图 1。

1.1 新燃料供应系统

新燃料供应系统包含 2 个反应堆共用的 1

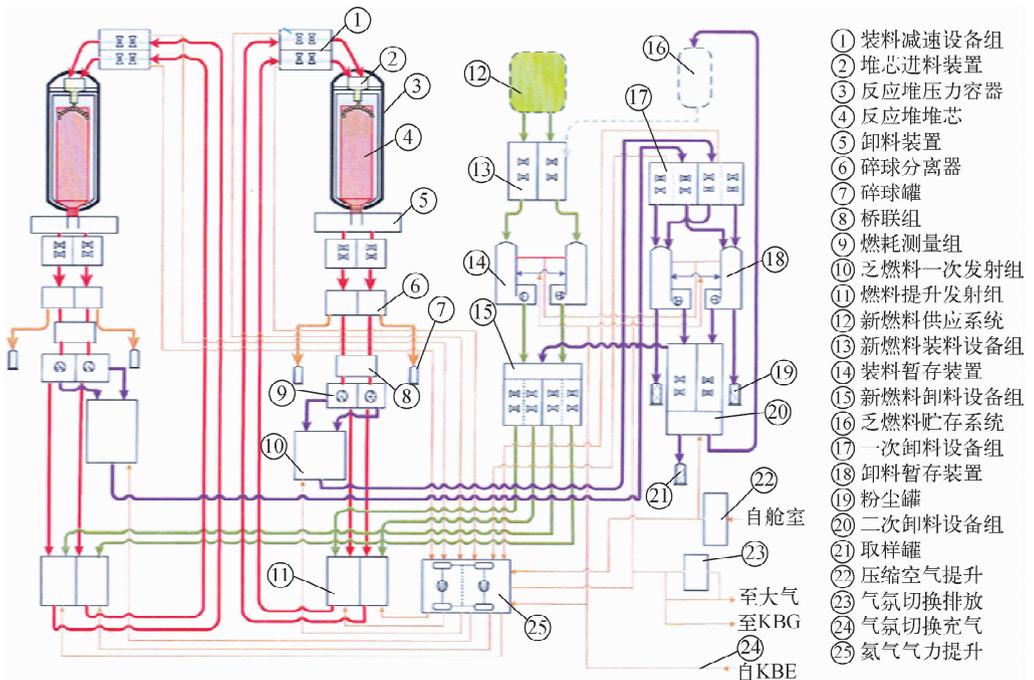


图 1 HTR 燃料球循环球路示意图^[11]

Fig. 1 Fuel ball cycle diagram of HTR^[11]

个贮存子系统和1个装料子系统。贮存子系统的设备主要为新燃料球贮存容器(贮存罐)和贮存罐架,以及贮存容器转运、吊装工具。贮存容器用于新燃料球从加工厂到核电站的厂外运输以及装入堆芯前的厂内贮存。贮存罐架是存放贮存容器的专用钢架结构。装料间的主要设备是单一化装料设备,利用单一器将暂存在其中的燃料球依靠重力逐个送入燃料装卸系统球流管道。

1.2 燃料装卸系统

燃料装卸系统是堆内燃料循环的基本系统,采用气力输送的方式实现燃料球的提升,下降段则完全依靠重力并采取减速措施。其上游连接新燃料供应系统,下游连接乏燃料贮存系统。包含堆芯卸料子系统、燃料提升子系统、堆芯装料子系统、新燃料装料子系统和乏燃料卸料子系统,以及为燃料球气力输送服务的气体辅助子系统。燃料在系统内的基本运行顺序为:堆芯内燃料经过堆芯卸料子系统(在其中首先进行碎球分离,分离的碎球进入碎球罐贮存),到达燃耗测量定位装置,由燃耗测量系统判定燃料球是否返回堆芯;返回堆芯的燃料球与经过新燃料装料子系统的新燃料共同汇集到燃料提升子系统,提升到堆芯装料子系统,最终进入堆芯顶部;不返回堆芯的燃料球则通过乏燃料卸料子系统进入乏燃料贮存系统^[9-10]。在燃料装卸系统的每一个过球管段上都至少有2个燃料球计数器,以确保冗余。

1.3 乏燃料贮存系统

乏燃料贮存系统从燃料装卸系统接收乏燃料,通过乏燃料装料装置将乏燃料装入不锈钢材料的乏燃料贮罐中,利用地车和吊装设备将装满乏燃料的贮罐转运到乏燃料暂存库的竖井内。乏燃料暂存库可暂存整个电站寿期内的全部乏燃料。乏燃料元件从燃料装卸系统卸出后,输送至乏燃料贮存系统的乏燃料装料间,通过乏燃料装料装置将乏燃料元件装入乏燃料贮罐中;乏燃料贮罐装入4万个乏燃料元件后,由地车将贮罐运至罐口焊接位置进行焊接密封;焊接完成后,控制室操作人员通过摄像屏幕检查罐口的密封质量;然后由地车将贮罐运至竖井上方,打开井盖,通过吊罐起升机构和贮罐吊具将乏燃料贮罐吊入竖井内贮存。乏燃料装料装置的上下游管路均设有燃料球计数器,可对

进入贮罐的乏燃料球数进行精确测量。可确保每一罐的乏燃料球数为确切的4万个。

2 核材料衡算原则

由于HTR燃料循环方式的特殊性,HTR的核材料衡算无法采用传统核材料衡算中的件料和散料的方式。这主要是因为:1) HTR的燃料元件为直径6 cm的石墨球形元件,全堆共需装载42万个燃料元件,单个燃料元件无法标识;2) 单个燃料元件在堆内的运动具有一定随机性,很难对单个燃料球精确定位和精确跟踪,也很难精确分析单个燃料元件的辐照历史;3) 燃料元件数量大,单个元件所含核燃料量很低;4) 燃料元件的石墨/包覆颗粒结构坚固,破坏性检测的技术难度很大。

但同时,HTR的一些特性又保证了HTR的核材料衡算不仅是可实现的,而且可达到不低于传统压水堆的精度。这些特性包括:1) 球床堆的单个燃料元件运动虽具有随机性,但一定空间区域范围内燃料球的整体运动则具有非常好的规律性;2) 运行过程中,每个从堆芯底部卸出的燃料球(包括乏燃料和再循环燃料)都需要经过燃耗测量,燃耗测量的相对精度很高,而燃耗测量的绝对偏差可用基于功率测量和功率历史记录堆芯燃耗计算进行校正;3) 虽无法对每个燃料元件进行标识,但对燃料循环过程中各类燃料元件(包括新燃料、再循环燃料、乏燃料等)的计数可达到非常高的精度,计数相对误差不超过万分之一;4) 可实现完全的在线不停堆换料,特定时间内的全堆积分功率与平均卸料燃耗之间存在严格的对应关系;5) 物理设计与分析所使用的VSOP程序系统已经过几十年的使用与验证,具备很高的分析计算精度。因此,对于HTR的核材料衡算,必须采取与传统压水堆不同的原则。

基于以上考虑,提出了针对HTR的核材料衡算原则,即采用燃料元件计数与燃耗测量相结合的核材料衡算方法,以堆芯物理计算作为校核手段,以堆芯功率历史与燃料装卸历史数据作为总体约束参数,划分核材料平衡区和关键测量点,通过燃料元件计数对各关键测量点的燃料球数进行统计,通过燃耗测量并辅以燃耗与核素含量依赖关系的理论模型,对乏燃

料中关键核素的含量进行评估,实现对 HTR 核材料平衡的监督与控制。在本方法中,核心技术内容是核材料平衡区内燃料元件的计数以及乏燃料中所含核素含量的评估。

3 核材料平衡区划分及关键测量点设置

HTR 的 1#堆芯和 2#堆芯独立运行,共用 1 套新燃料贮存和 1 套乏燃料贮存系统。新燃料球经过现场接收检查后放入新燃料库和新燃料装料间贮存。在新燃料装料间内,通过搬运车将新燃料转运至装料设备对堆芯进行人工装料。新燃料球经过球路管道、装料暂存装置等进入 1#和 2#堆芯,经过卸料装置、碎球分选装置、燃耗测量装置、卸料暂存装置等卸出堆芯。循环结束后,通过卸料管道将卸出的乏燃料卸至乏燃料贮存罐,通过地车操作经焊接密封后转移至乏燃料贮存竖井贮存。竖井满足堆芯 40 a 寿期乏燃料贮存量不外运。同时,为满足后续乏燃料研究需要,需对乏燃料进行少量取样,暂存在取样罐内运出厂外进行研究。

根据 HTR 工艺特点,结合传统压水堆的件料核材料管理模式和散料设施的散料核材料管理模式,将 HTR 划分为 3 个核材料平衡区:新燃料贮存为 1 个平衡区(MBA-1),包含新燃

料库和新燃料装料间贮存格架;装卸料区、堆芯和取样罐为 1 个平衡区(MBA-2),包含新燃料罐、装料暂存装置、1#堆芯、2#堆芯、取样罐、卸料暂存装置、未满装载乏燃料罐及其连接管道;乏燃料贮存为 1 个平衡区(MBA-3),包含乏燃料贮存竖井。根据平衡区划分,MBA-1 和 MBA-3 采用件料管理模式,采取封隔与监视的衡算方法;MBA-2 采用散料管理模式,采取不明损失量(MUF)评价的衡算方法。

平衡区划分及关键测量点设置示于图 2,核材料关键测量点说明列于表 1。

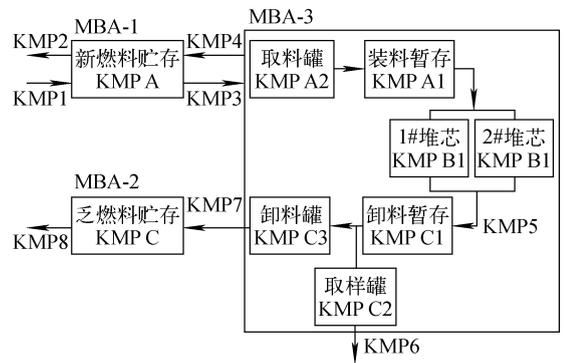


图 2 平衡区划分及关键测量点设置示意图^[12-13]

Fig. 2 Diagram of balance zone division and key measurement point setting^[12-13]

表 1 核材料关键测量点说明

Table 1 Key measurement point setting of nuclear material

测量点	测量点代码	测量点范围
盘存关键测量点		
新燃料贮存	KMP A	新燃料库、新燃料装料间、贮存格架
取料罐	KMP A2	新燃料罐
装料暂存装置	KMP A1	装料暂存装置
1#堆芯	KMP B1	1#堆芯循环球路管道、碎球罐
2#堆芯	KMP B2	2#堆芯循环球路管道、碎球罐
卸料暂存装置	KMP C1	卸料暂存装置
取样罐	KMP C2	取样罐
卸料罐	KMP C3	未满装载乏燃料罐
乏燃料贮存	KMP C	乏燃料贮存竖井
流动关键测量点		
新燃料接收	KMP1	新燃料接收
外观不合格燃料返厂	KMP2	外观不合格燃料返厂
新燃料转移	KMP3	新燃料转移
外观不合格燃料转移	KMP4	外观不合格燃料转移
核产生和消耗	KMP5	乏燃料核产生和消耗
取样燃料外运	KMP6	取样燃料外运
乏燃料转移	KMP7	乏燃料转移
乏燃料外运	KMP8	乏燃料外运

除 KMP A、KMP A2 外, HTR 各盘存关键测量点的主要测量手段是燃料球计数。HTR 在其燃料装卸系统的各管路上都设有燃料球计数器, 其基本原理是利用包围在管壁外侧的涡流传感器给出的涡流信号监测燃料球的通过。计数器的设计相对计数误差为 10^{-6} 。在每一段设置燃料球计数器的管路上, 都采取冗余设计, 即至少有 2 个计数器。在 HTR 衡算过程中, 对于 KMP A、KMP A2 以外的各盘存关键测量点, 选取相关出入口管路上的 1 个计数器的计数作为账面盘存的源数据, 另 1 个冗余计数器的计数作为物理盘存的源数据, 2 组计数器同时记录, 作为盘存时账面盘存和物理盘存的依据。对于 KMP A、KMP A2, 燃料制造商提供的入厂数据和现场实物清点作为账面盘存和物理盘存的源数据。

4 核材料量测量

HTR 的核材料量计算以燃耗测量以及相应的燃耗-核素含量对应关系理论模型为基本技术手段。其中, 在线燃耗测量是球床式 HTR 的一大技术特色, 因此在核材料量及其产生和消耗的计算上, 与压水堆有本质区别。压水堆没有也不需要常规的燃耗测量过程, 燃料组件在堆内循环期间的核产生与核消耗完全是由堆芯物理分析程序计算得出。而 HTR 则对每个从卸料装置排出的燃料球都进行燃耗测量, 因此可获得每个燃料球的直接燃耗数据。这是乏燃料内核材料含量计算的基础数据。

统计每个经过测量、校正的乏燃料燃耗数据, 并根据燃耗与核素含量的依赖关系对每个乏燃料的重金属含量进行评估, 建立完整的记录系统, 即可对乏燃料库所包含的关键核素含量进行准确可信的衡算。

5 MUF 评价方法

5.1 MUF 评价

HTR 平衡区 MBA-1 和平衡区 MBA-3 以件料模式进行衡算, 因此 MUF 为零。平衡区 MBA-2 的核材料衡算采用散料管理的方式, 其闭合衡算针对的对象为球形燃料元件的数目。对于燃料元件清点和计数, HTR 只有各燃料装卸管路上的计数器这一种技术手段。对于称

重、破坏性分析在内的其他手段, 由于燃料元件自身的制造工艺特点, 都不具备现实的可行性。因此, HTR 的核材料平衡评价在技术上几乎完全依赖于燃料球计数器。

核材料衡算评价是核材料衡算的重要环节。在核材料衡算中, 核材料平衡通常是指在衡算过程中, 衡算所得到的盘存量与经过实际测量得到的盘存量之间的差异, 而这一概念通常又用 MUF 表示。MUF 可定义为物理盘存与账面盘存之间的差值。对于 HTR, 除 KMP A 和 KMP A2 以供货商提供的数据为准外, 其他盘存关键测量点的核材料账面盘存和物理盘存都必须通过燃料球计数器提供的计数来进行。因此, 除新燃料接收环节盘存都采用相同的燃料进厂数据外, 各关键测量点的盘存分别采用同一球流管段的两个不同计数器提供的计数, 以上游计数器作为账面盘存的源数据, 下游计数器作为物理盘存的源数据。

HTR 核材料衡算涉及的重要数据包括燃料元件接收量、新燃料库内的燃料球数、进出装料暂存装置的新燃料球数、装入反应堆的新燃料球数、反应堆内的燃料球数、进出卸料暂存装置的乏燃料球数、卸出反应堆的乏燃料球数、乏燃料库的燃料球数、外运的用于燃料性能研究的燃料球数以及外运的乏燃料球数等。通过这些关键数据, 可对各盘存关键测量点进行平衡结算。

5.2 MUF 相对标准偏差

《中华人民共和国核材料管制条例》^[14] 及其实施细则^[15] 对各类设施的闭合平衡 MUF 的相对标准偏差进行了规定, 其中没有对 HTR 进行规定。因此, 为进行 HTR 评价, 需制定有关 HTR 闭合平衡 MUF 的相对标准偏差要求。

MUF 相对标准偏差是在大量运行经验基础上归纳得出的值。因此, 本文仅对 HTR 闭合平衡 MUF 的相对标准偏差确定的可行性进行分析。HTR 平衡区 MBA-2 主要通过各燃料装卸管路上的计数器对燃料元件进行计数衡算, 并且计数器的设计相对计数误差(系统误差)是已知的, 同时, HTR 装料系统的人为随机误差也可通过长期运行统计得到。因此, 在系统误差和随机误差已知的情况下, HTR 闭合平衡 MUF 的相对标准偏差是可确定的, 同

时考虑到 HTR 的主要衡算手段为计数器读取燃料球个数,故 MUF 的相对标准偏差可通过燃料球数或相对百分数表示。

6 结论

通过对 HTR 的燃料特性和工艺进行分析,得出其核材料衡算方式易采用件料+散料两种模式相结合的方式进行管理。依据 HTR 核材料衡算方式,对其核材料衡算原则、平衡区划分及关键测量点设置、核材料测量、MUF 评价等方面提出了可供参考的方法。目前,此衡算方法已应用于国内 HTR。

参考文献:

- [1] 符晓铭,王捷. 高温气冷堆在我国的发展综述[J]. 现代电力,2006,23(5):70-75.
- [2] 马文君,宋亚峰,吴健蕾,等. 压水堆核电长堆芯换料模式研究及管理系统实现[J]. 中国核电,2014,7(4):372-374.
MA Wenjun, SONG Yafeng, WU Jianlei, et al. Study and implementation of pressurized water reactor refueling mode and management system[J]. China Nuclear Power, 2014, 7(4): 372-374 (in Chinese).
- [3] 吴宗鑫. 我国高温气冷堆的发展[J]. 核动力工程,2000,21(1):39-43.
WU Zongxin. The development of high temperature gas-cooled reactor in China[J]. Nuclear Power Engineering, 2000, 21(1): 39-43(in Chinese).
- [4] 张浩. 模块化高温气冷堆技术特点及未来竞争力[C]//中国核学会核能动力分会 2013 年学术研讨会论文集. 北京:中国核学会核能动力分会,2013:7-13.
- [5] 经荣清,张旭,罗经宇. HTR-10-MW 高温气冷实验堆换料方式的研究[J]. 核科学与工程,1993,13(2):119-125.
JING Xingqing, ZHANG Xu, LUO Jingyu. The study on the shuffling scheme in HTR-10 MW test module[J]. Chinese Journal of Nuclear Science and Engineering, 1993, 13(2): 119-125(in Chinese).
- [6] 戴明,余笑寒. 球床氟盐冷却高温堆堆芯燃料管理研究[R]. 上海:中国科学院上海应用物理研

究所,2017.

- [7] 居怀明,徐元辉,钟大辛. 高温气冷堆工艺热应用研究[J]. 高技术通讯,2000(7):107-110.
JU Huaiming, XU Yuanhui, ZHONG Daxin. HTR-10 process heat application study[J]. Chinese High Technology Letters, 2000(7): 107-110(in Chinese).
- [8] 吴宗鑫,张作义. 先进核能系统和高温气冷堆[M]. 北京:清华大学出版社,2004:192-210.
- [9] 位金锋,孙玉良,李富. 球床高温气冷堆闭式循环特性[J]. 清华大学学报:自然科学版,2012,52(2):249-252.
WEI Jinfeng, SUN Yuliang, LI Fu. Characteristics of close fuel cycles in the pebble bed high temperature gas cooled reactor[J]. Journal of Tsinghua University: Science and Technology, 2012, 52(2): 249-252(in Chinese).
- [10] 李志容,陈立强,徐校飞,等. 模块化高温气冷堆的固有安全性[J]. 核安全,2013,12(3):107-110.
LI Zhirong, CHEN Liqiang, XU Xiaofei, et al. Inherent safety features of the modular HTGR[J]. Nuclear Safety, 2013, 12(3): 107-110(in Chinese).
- [11] ZHANG Zuoyi, LI Dong, FU Yujie, et al. The Shandong Shidao Bay 200 MWe High-temperature Gas-cooled Reactor Pebble-bed Module (HTR-PM) Demonstration Power Plant: An engineering and technological innovation[J]. Engineering, 2016, 2(1): 112-118.
- [12] 温丰,刘丽莎,袁磊,等. 高温气冷堆核燃料元件生产线核材料衡算体系建立方法研究[R]//中国核科学技术进展报告(第五卷):核材料分卷. 北京:中国原子能出版社,2017.
- [13] 张敏,阙骥,刘天舒. 压水堆元件厂核材料衡算与评价的难点分析[J]. 核技术,2013,36(10):100603.
ZHANG Min, QUE Ji, LIU Tianshu. Analysis of difficulties in accounting and evaluating nuclear material of PWR fuel plant[J]. Nuclear Techniques, 2013, 36(10): 100603(in Chinese).
- [14] HAF501 中华人民共和国核材料管制条例[S]. 北京:中华人民共和国国务院,1987.
- [15] HAF501/01 中华人民共和国核材料管制条例实施细则[S]. 北京:国家核安全局,1999.