



中华人民共和国国家标准

GB/T 43062—2023

核能 反应堆压力容器和堆内构件 中子注量和原子离位次数(dpa)的确定

Nuclear energy—Determination of neutron fluence and displacement per atom
(dpa) in reactor vessel and internals

(ISO 19226:2017, MOD)

2023-09-07 发布

2023-09-07 实施

国家市场监督管理总局
国家标准化管理委员会 发布

目 次

前言	III
引言	IV
1 范围	1
2 规范性引用文件	1
3 术语和定义	1
4 输运理论计算模型	2
4.1 总则	2
4.1.1 输出要求	2
4.1.2 固定源的输运计算方法	3
4.2 输运计算	3
4.2.1 数据输入	3
4.2.2 离散纵标法(SN)	3
4.2.3 蒙特卡洛输运方法	4
4.2.4 共轭注量计算	4
4.3 中子注量计算值的验证	4
4.4 计算不确定度的确定	4
5 反应堆压力容器 neutron 剂量测定	5
5.1 总则	5
5.2 反应堆压力容器 neutron 剂量评价的一般要求	5
5.3 稳定产物 neutron 剂量计	5
5.4 剂量计响应参数	6
5.5 标准中子场中的不确定度估算和测量验证	6
6 计算与测量的比较	6
6.1 总则	6
6.2 计算活度与测量的传感器活度的直接比较	6
6.3 计算的反应率与测量的平均满功率反应率的比较	6
6.4 使用最小二乘平差法计算与测量的比较	6
7 最佳估算注量的确定	7
8 dpa 和气体产生的计算方法	7
8.1 总则	7
8.2 原子离位次数(dpa)	7
8.3 气体生成	7
参考文献	9

前 言

本文件按照 GB/T 1.1—2020《标准化工作导则 第 1 部分：标准化文件的结构和起草规则》的规定起草。

本文件修改采用 ISO 19226:2017《核能 反应堆压力容器和堆内构件中子注量和原子离位次数 (dpa) 的确定》。

本文件与 ISO 19226:2017 相比做了下述结构调整：

——第 8 章增加了 8.1 以避免悬置段出现，8.2 对应 ISO 19226:2017 中的 8.1，8.3 对应 ISO 19226:2017 中的 8.2。

本文件与 ISO 19226:2017 的技术差异及其原因如下：

——用规范性引用的 GB/T 4960.2 替换了 ANSI/ANS 19.10 和 ASTM E170-16a(见第 2 章)，以适应我国的技术条件，增加可操作性。

本文件做了下列编辑性改动：

——调整了范围中注释部分内容置于本章末尾表述；

——增加了“中国 CENDL”“俄罗斯 BROND”两类核数据库的列举说明(见 4.2.1)，以提高举例说明的完整性；

——增加了参考文献 ANSI/ANS 19.10 和 ASTM E170-16a(见参考文献[1]和[2])；

——删除了参考文献[1]~[6]、[21]~[29](见 ISO 19226:2017 中的参考文献)。

请注意本文件中的某些内容可能涉及专利。本文件的发布机构不承担识别专利的责任。

本文件由全国核能标准化技术委员会(SAC/TC 58)提出并归口。

本文件起草单位：核工业标准化研究所、中广核研究院有限公司、中国原子能科学研究院、上海核工程研究设计院有限公司、中国核动力研究设计院、中国核能电力股份有限公司、中国核电工程有限公司。

本文件主要起草人：刘尚源、邓瑞源、孙业丛、李冬生、贺新福、吴飞飞、贾淇、郑征、董振邦、张学耀、苗建新、罗俊、田英男、王雅霄。

引 言

本文件旨在下列情况时使用。

- a) 涉及用于预测反应堆压力容器和堆内构件辐照损伤的受照参数的确定。受照参数可为中子注量和(或)原子离位次数(dpa)。
- b) 涉及受中子辐照反应堆压力容器和堆内构件材料特性的确定。
- c) 涉及监管机构的许可证审批程序,如编制监管指南,编制分析有关受中子辐照的压力容器和反应堆堆内构件完整性和材料特性的报告。

核能 反应堆压力容器和堆内构件 中子注量和原子离位次数(dpa)的确定

1 范围

本文件规定了一种基于给定的堆芯中子源下反应堆堆芯与安全壳之间构件的辐照量的评估流程。辐照量可用中子注量、原子离位次数(dpa)或氦核素产生来表示。辐照的评价视情况可采用中子注量率的计算或压力容器内和堆腔内的剂量计的测量值。

本文件适用于压水反应堆(PWRs)、沸水反应堆(BWRs)和加压重水反应堆(PHWRs)等不同堆型的反应堆压力容器和堆内构件中子注量和原子离位次数(dpa)的确定。

本文件还确立了一种用于评估反应堆压力容器和 PWRs、BWRs、PHWRs 堆内构件中子损伤特性的流程。损伤主要是指由于与中子碰撞引起的原子离位次数直接损伤,以及由于气体产生而引起的间接损伤。这两种损伤的程度都强烈依赖于中子能谱。因此,对于给定的中子注量和中子能谱,总累积原子离位次数数值的计算是用于反应堆寿期管理的一项重要数据。

注:本文件中的“中子源”指堆芯的裂变中子源分布。

2 规范性引用文件

下列文件中的内容通过文中的规范性引用而构成本文件必不可少的条款。其中,注日期的引用文件,仅该日期对应的版本适用于本文件;不注日期的引用文件,其最新版本(包括所有的修改单)适用于本文件。

GB/T 4960.2 核科学技术术语 裂变反应堆

3 术语和定义

GB/T 4960.2 界定的以及下列术语和定义适用于本文件。

3.1

测量值/计算值的精确度 accuracy of a measured/calculated value

测量值/计算值与真实值之间的差异,通常是由于测量或计算过程引起的系统误差。

3.2

基准实验 benchmark experiment

一组明确定义的物理实验,其结果经判断足够准确,可用作计算参考点。

注:该判断由该领域的一组专家作出。

3.3

最佳估算中子注量 best-estimate neutron fluence

基于所有可用测量、计算结果以及基于偏差估算,最小二乘分析和工程判断调整得到的最精确中子注量值。

3.4

计算方法 calculational methodology

产生计算结果的数学方程、近似处理、假设、相关参数和计算过程。