

核聚变实验装置 HT-7U 停机辐射剂量率 三维计算与分析

陈义学¹, 吴宜灿¹, 黄群英¹, Fischer U²

(1. 中国科学院等离子体物理研究所, 安徽 合肥 230031;

2. Forschungszentrum Karlsruhe, Germany)

摘要:在基于三维蒙特卡罗方法的聚变装置停机剂量率计算方法“严格两步法”(R2S)的基础上,首先建立了核聚变托卡马克实验装置 HT-7U 三维精确模型,然后对 HT-7U 各种 D-D 放电模式下的停机剂量率进行了详细的三维计算与分析,从而为装置实验方案及实验维修人员的安全操作规程的制定提供了理论基础,也对装置的辐射防护问题具有参考价值。

关键词:停机剂量率;核聚变装置;严格两步法;蒙特卡罗方法

中图分类号:R144.1

文献标识码:A

文章编号:0258-0918(2004)01-0049-07

3-D calculation and analysis of shutdown dose rates for nuclear fusion device HT-7U

CHEN Yi-xue¹, WU Yi-can¹, HUANG Qun-ying¹, Fischer U²

(1. Institute of Plasma Physics of Chinese Academy of Sciences, Hefei of Anhui Prov. 230031, China;

2. Forschungszentrum Karlsruhe, Germany)

Abstract: Based on “R2S(Rigorous 2-Step)” method, which enables 3-D Monte Carlo analysis of shutdown dose rate for nuclear fusion device, a realistic Monte Carlo 3-D model of HT-7U device was developed and then comprehensive calculations and analyses were performed for different discharge modes of HT-7U. The results were expected to provide theoretical basis for the creation of operational scenario and regulations for safe operation by experimental and service personnel, also to give indication for radiation shielding of HT-7U.

Key words: shutdown dose rate; nuclear fusion device; R2S method; Monte Carlo method

收稿日期:2002-12-09; 修回日期:2003-02-14

作者简介:陈义学(1972—),男,山东人,博士,2002年毕业于中科院等离子体物理研究所,从事粒子输运模拟及蒙特卡罗方法研究

0 引言

核聚变装置托卡马克在进行 D-D 或 D-T 等离子体实验时,装置周围的辐射剂量主要来自穿透各种结构材料、元器件及各种诊断窗口及管道的聚变中子及其与各种材料反应所引起的光子。但当托卡马克装置停止运行时,装置附近的辐射剂量则基本上来自于被聚变中子照射所活化的各种材料发射的衰变光子。以前的聚变实验装置,由于只进行 H-H 等离子体实验或运行参数很低,材料活化情况非常轻微,装置停止运行后,周围的辐射剂量率很快衰减到可以忽略的程度,对装置本身、工作人员及环境几乎没有影响,所以这方面的研究很少。但随着等离子体及核聚变研究的快速发展,目前已运行或设计建造的托卡马克装置的功率及运行参数都得到了很大提高,有的甚至已经达到实验堆的水平,例如国际热核聚变实验堆(International Thermonuclear Experimental Reactor, ITER)^[1,2]。因此,聚变装置的中子产额很高,使装置的辐射活化问题越来越重要。在聚变装置实验停止以后或实验间歇期间,工作人员需要靠近甚至进入装置内部进行测量或维护工

作,因此准确地确定实验停止以后装置周围的辐射剂量率水平,是装置辐射屏蔽系统的设计、实验方案的设计及安全操作规程的制定等重要问题的基础。为方便起见,将聚变装置停止实验后的辐射剂量率称为“停机剂量率”。

HT-7U 是我国正在建造的一台核聚变超导托卡马克装置,当它进行 D-D 等离子体模式运行时,会产生一定量的 D-D 聚变中子(能量为 2.45 MeV)及少量的 D-T 聚变中子(能量为 14.1 MeV),聚变中子及其诱导的 γ 射线是主要的外照射辐射源。表 1 列出了 HT-7U 装置的主要参数。虽然它的聚变中子产额低于 ITER 的水平,但是由于它的屏蔽层(包层)厚度亦远低于 ITER 的厚度,所以对 HT-7U 进行 D-D 等离子体实验所造成的辐射活化问题,需要进行可靠的分析。在 HT-7U 屏蔽设计过程中,中科院等离子体所分别利用国际上通用的一维、二维及三维中子/光子输运程序,对 HT-7U 装置的辐射活化问题进行了比较详细的计算分析与比较^[3~6]。本文在基于三维蒙特卡罗方法的聚变装置停机剂量率计算方法“严格两步法”(R2S)^[7,8]的基础上,对 HT-7U 停机剂量率进行了详细的计算分析。

表 1 HT-7U 的一些典型参数

Table 1 Typical parameters of HT-7U device

等离子体 温度 /keV	等离子体 大半径 /m	等离子体 小半径 /m	拉长比	平均聚变 中子能量 /MeV	典型中子 产额 /ns ⁻¹	典型放电脉 冲长度 /s	最大放电 脉冲长度 /s	年累计最大 D-D 放电运行 时间/s
10	1.7	0.4	2.0	2.45	1×10^{15}	200	1 000	100 000

1 停机剂量率计算方法

停机剂量率的计算包括下面的步骤:

1) 中子输运计算:确定装置运行时的中子注量率在空间、能量上的分布;

2) 材料活化计算:使用 1) 的中子注量率分布,求出装置停机以后衰变光子在时间、空间及能量上的分布;

3) 光子输运计算:利用 2) 的衰变光子分布,求出装置停机以后的剂量率的时空分布。

对于上述步骤 1) 及 2) 中的中子及光子输

运计算,最常用的方法为离散纵标法及蒙特卡罗方法。由于离散纵标法难以描述几何结构复杂的三维模型,例如托卡马克系统,而蒙特卡罗方法正适合求解复杂的三维几何问题。因此选用 R2S 方法进行 HT-7U 停机剂量率分析。对于中子及衰变光子输运计算,R2S 方法利用国际上通用的三维蒙特卡罗输运程序 MCNP/4C^[9];对于材料活化计算,R2S 方法采用欧洲活化程序 FISPACT^[10];计算中使用的核数据库为国际原子能机构(IAEA)最新版本聚变评价数据库 FENDL-2^[11]。R2S 方法通过自动接

口及处理程序将中子输运、材料活化及衰变光子输运等计算过程连接起来并进行相应的数据处理,另外 R2S 方法采用一种新的衰变光子随机取样方法以克服传统方法的局限性,从而使三维复杂系统的停机剂量率计算分析成为可能。R2S 方法已经成功地应用于国际热核聚变实验堆 ITER 的停机剂量率计算及相关材料活化实验的分析中^[12~14],取得了良好的效果。

2 三维蒙特卡罗模型及聚变中子源

托卡马克装置的几何结构及材料构成非常复杂,为了避免因模型简化而带来的计算误差,利用 MCNP 程序,建立了 HT-7U 三维精确蒙特卡罗模型,用于进行屏蔽大厅内的中子学分析。该模型包括了 HT-7U 装置的所有重要组件,如第一壁、硼水屏蔽层、磁体系统、内外氮屏、诊断孔、偏滤器、真空容器等。另外该模型还定义了侧墙厚为 1.5 m、顶墙厚为 1.0 m 的屏蔽大厅,以考虑大厅对中子及光子的反(散)射效应。图 1 显示了 HT-7U 装置及屏蔽大厅的三维 MCNP 模型的垂直剖面,给出了计算中使用的半径为 25 cm 环探测器(Detector A→Z)的分布情况。该模型共使用了 282 个不同曲面或平面,定义了 507 个栅元,在衰变光子输运计算中,共考虑了 328 个衰变光子源栅元。图 2 及图 3 分别显示了 HT-7U 装置的垂直剖面及水平剖面。由于 HT-7U 装置按中心螺管中心线对称分布中心诊断孔、上诊断孔、下诊断孔各 16 个及 16 组 TF 线圈,所以定义了装置的 1/16(22.5°)模块,左右边界均为反射边界,该模型等价于由 16 个相同模块组成的完整模型。停机剂量率计算中的中子及衰变光子输运计算均使用该模型。惟一值得注意的是此时中子源与考虑完整模型时的中子源有所不同,必须给予一定的修正以保证计算结果正确。

在通常的聚变装置中子学蒙特卡罗计算中,对于聚变中子源,一般采用非常简单的点源、线源或单一源栅元等简化源模型,这必然造成一定的误差,尤其对于等离子体及第一壁附近区域的计算分析。因此,在本文的中子输运计算中,采用一种“精确”的蒙特卡罗聚变中子

源模型^[7,15],该模型已经与 MCNP 程序相连接。

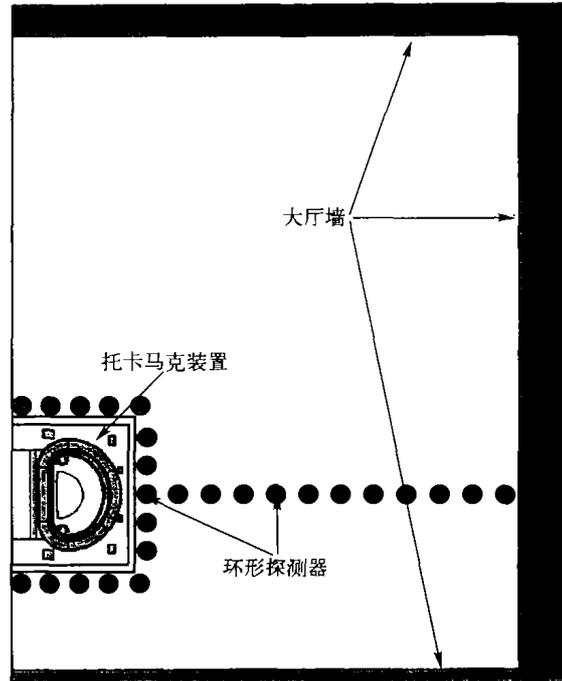


图 1 HT-7U 装置及屏蔽大厅的 MCNP 计算模型垂直剖面图

Fig. 1 Elevation view of MCNP model for HT-7U device and shielding hall

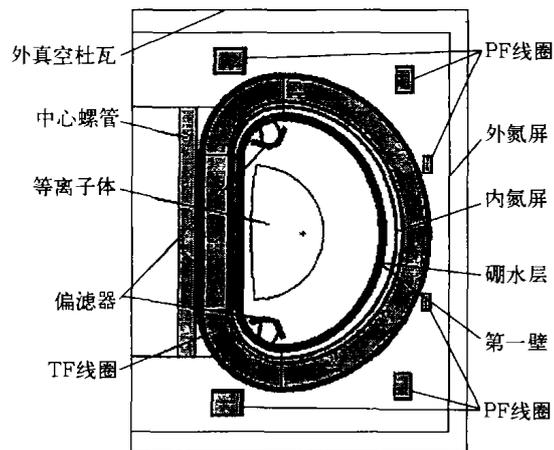


图 2 HT-7U 装置的 MCNP 计算模型垂直剖面图

Fig. 2 Elevation view of MCNP model for HT-7U device

3 停机剂量率计算及分析

HT-7U 装置目前处于建设阶段,这里是将 R2S 方法应用到 HT-7U 的停机剂量率分析中,探讨各种可能的放电方式下的停机剂量率的变化规律。

HT-7U 进行 D-D 放电时,一般来说是各种多脉冲的组合,我们计算了 3 种多脉冲实验方案下的停机剂量率变化情况。但是,为了更直观地显示停机剂量率的变化规律,首先计算了各种单脉冲放电实验时的停机剂量率的分布。当 HT-7U 开始实际 D-D 实验放电时,即可以根据当时的放电情况,计算出不同冷却时间不同探测点的停机剂量率,从而确定实验维修人员靠近或进入装置的时间及停留时间。

由于 HT-7U 托卡马克装置复杂的几何结构、材料组成及相对很大的几何尺寸,其外部组件(如真空容器)栅元的中子注量率计算是很困难的。为了使计算结果在合理的计算时间内达到满意的精度,主要使用了蒙特卡罗计算中的权重窗及权重截断技术^[9],中子注量率能群采用 175 群的 VITAMIN-J 格式^[7],主要栅元中子总注量率的统计误差基本上控制在 1% 以下,而衰变光子输运计算结果的统计误差控制在 2% 以下。

3.1 单脉冲模拟实验时的停机剂量率

根据 HT-7U 的设计目标,它的典型放电时间为 200 s,最大放电时间为 1 000 s,年累计放电时间为 100 000 s,但为了全面地考察各种单脉冲实验时的停机剂量率变化规律,分别考虑了下面 7 种单脉冲放电时的情况:10、50、100、200、1 000、10 000、100 000 s。分别计算了如图 1 所示的 26 个探测器(Detector A→Z)处的停机剂量率随冷却时间的变化情况及各种单脉冲放电时各探测器处的衰变光子能谱,其中使用的光子注量率-剂量转化因子取自文献^[16]。图 4 给出了距离外真空杜瓦 30 cm 处的中心探测器 A 处停机剂量率随冷却时间的变化情况,图 5 给出了单脉冲放电 200 s 时不同停机时间的剂量率沿径向的分布,图 6 给出了探测器 A 处的衰变光子能谱。

从图 4 可以看出,随单脉冲放电时间的增

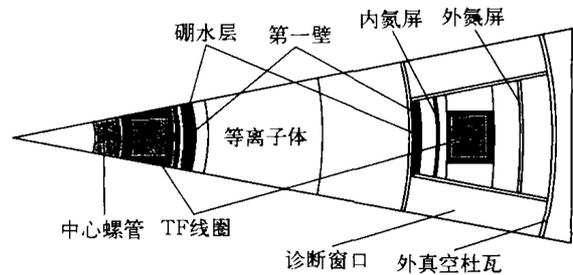


图 3 HT-7U 装置的 MCNP 计算模型(1/16 模块)水平剖面图
Fig. 3 Bird's eye view of MCNP model(1/16 module) for HT-7U device

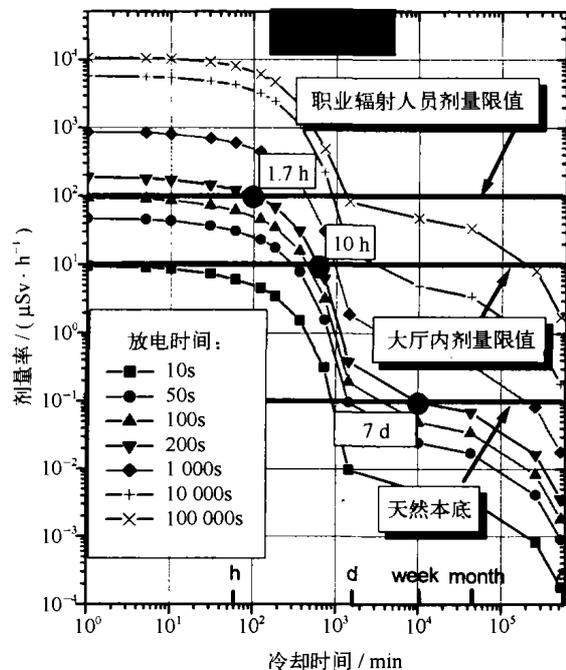


图 4 HT-7U 单脉冲放电时停机剂量率随冷却时间的变化

Fig. 4 Shutdown dose rate of HT-7U as a function of cooling time

加,停机剂量率随之增大,但随停机时间的变化趋势基本相同。在大约 100 min 以前,率减比较慢,然后率减加快,大约 33 h 以后率减又趋缓,到大约一年时又有所加快。但随单脉冲放电时间的增加,其衰减速度有所减缓。如放电时间为 10 s 时,停机一天后,剂量率衰减了 3 个数量级,而当放电时间为 100 000 s 时,停机一天后剂量率衰减了 2 个数量级。

根据 HT-7U 装置辐射防护标准^[7], HT-7U 正常运行时工作场所的辐射水平不得高于 $10 \mu\text{Sv/h}$, 另外对于职业防护维修人员, 参考 ITER 的设计标准, 工作地点的辐射剂量率必须低于 $100 \mu\text{Sv/h}$ ^[1]。从图 4 可以看出, 当一次脉冲放电时间小于 10 s 时, 其停机剂量率小于 $10 \mu\text{Sv/h}$, 因此工作人员可以随时靠近装置进行操作。但当一次脉冲放电时间大于 10 s 时, 停机后相关工作人员必须等待相应的时间才能靠近装置, 其等待时间随放电时间的增大而增加。如一次典型脉冲(200 s)放电结束后, 职业防护人员需等待 1.7 h, 而一般工作人员需等待 10 h 才能靠近装置(探测器 A 处), 一周以后, 探测器 A 处的剂量率才衰减到天然本底($0.1 \mu\text{Sv/h}$)的水平。其他单脉冲放电方案时相关工作人员的等待时间, 也可以根据图 4 推出。

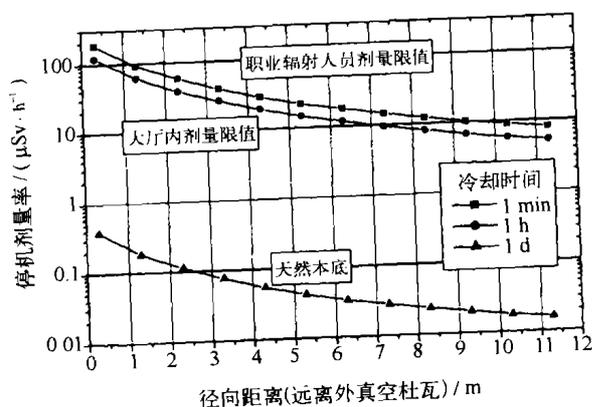


图 5 HT-7U 单脉冲(200 s)放电时停机剂量率沿径向的变化

Fig. 5 Shutdown dose rate of HT-7U as a function of radial distance (200 s)

图 5 给出了单脉冲(200 s)放电时 HT-7U 赤道面处的停机剂量率沿径向的变化规律。不同停机时间的剂量率沿径向的分布规律基本相同, 近似以指数规律衰减, 大厅侧墙处的剂量率比外真空杜瓦处的剂量率减小了约 23 倍。图 6 给出了探测器 A 处的不同冷却时间衰变光子的能谱分布, 这对于选择测量仪器具有参考价值。

停机剂量率随时间的变化规律是由各冷却时间段的主要放射性核素的衰变规律决定的。

图 7 显示了外真空杜瓦赤道面处典型单位栅元不同冷却时间不同放射性核素对停机剂量率的贡献。可以看出, 在冷却时间开始阶段(约 33 h 以前), 停机剂量率主要来自于放射性核素 ^{56}Mn (半衰期为 2.58 h)。随后, ^{58}Co (半衰期为 70.86 d) 开始变成主要的放射性核素。对于 ^{56}Mn , 主要是由于装置材料 SS-316 中的杂质 ^{55}Mn 吸收中子发生 (n, γ) 俘获反应生成, 而 ^{58}Co 则主要由 SS-316 中的杂质 ^{58}Ni 吸收中子发生 (n, p) 阈反应生成。另外, 放射性核素 ^{101}Mo 、 ^{54}Mn 、 ^{99}Mo 、 ^{59}Fe 及 ^{51}Cr 在相应的冷却时间段对停机剂量率亦有所贡献。

3.2 多脉冲模拟实验时的停机剂量率

托卡马克装置一般是以各种多脉冲组合方式运行。R2S 方法可以进行各种多脉冲实验方式下的停机剂量率分析。参考 HT-7U 设计方案, 设计了表 2 所示的 3 种多脉冲组合模拟实验方案。3 种方案的总实验时间为 1 d(含间隔时间), 放电间隔时间为 30 min, 其每次放电时间分别为 50、200、1 000 s。图 8 及图 9 分别给出了各种实验方案下外真空杜瓦附近(探测器 A 处)及等离子体小环轴中心处的停机剂量率随停机时间的变化情况, 图 10 则给出了探测器 A 处衰变光子的能谱分布。

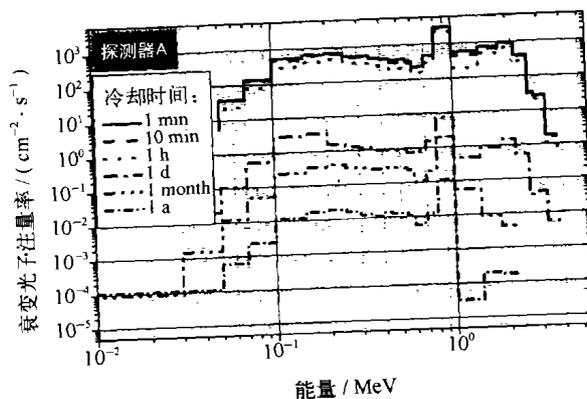


图 6 HT-7U 单脉冲(200 s)放电时衰变光子能谱分布

Fig. 6 Decay gamma spectra for single pulse discharge(200 s)

表 2 HT-7U 多脉冲模拟实验方案

Table 2 Supposed multi-pulse experimental scheme of HT-7U

实验方案	实验天数	每次放电时间 /s	放电间隔时间 /min	中子产额/s ⁻¹	平均中子强度/s ⁻¹
方案 1	1	50	30	2.35×10 ¹⁸	2.76×10 ¹³
方案 2	1	200	30	8.80×10 ¹⁸	1.02×10 ¹⁴
方案 3	1	1000	30	3.10×10 ¹⁹	3.65×10 ¹⁴

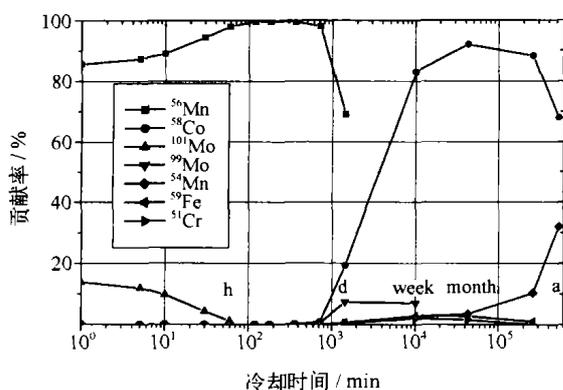


图 7 外真空杜瓦赤道面处典型单位栅元不同放射性核素对停机剂量率的影响

Fig. 7 Contribution of isotopes to shutdown dose rate for a typical cell at outer vacuum vessel

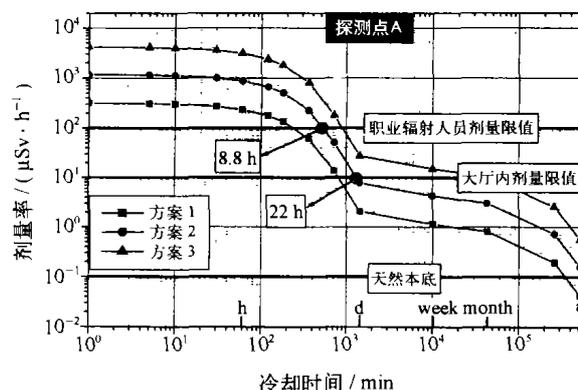


图 8 HT-7U 多脉冲放电时停机剂量率随冷却时间的变化

Fig. 8 Shutdown dose rate of HT-7U for multi-pulse discharge as a function of cooling time

从图 8 及图 9 可以看出,实验方案 1、方案 2 及方案 3 所引起的材料活化情况依次加强,相关工作人员的相应等待时间亦随之增加。对于实验方案 2,在探测器 A 处,职业防护人员的等待时间为 8.8 h,而一般工作人员的等待时间为 22 h,剂量率衰减到天然本底的水平则需时 1 年以上。在各种实验方案下,等离子体中心处的辐射剂量率水平都相当高,对于实验方案 2,职业防护人员的等待时间为 3.2 d,而对一般工作人员时间则长达 7 个月。当 HT-7U 进行实际放电实验时,利用 R2S 方法计算工作地点的停机剂量率水平,可以确定维修人员的工作方案,保障其人身安全。

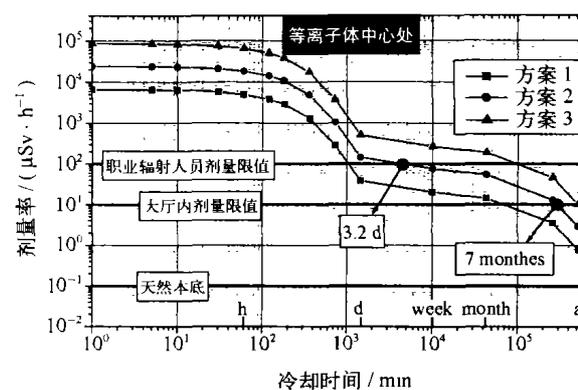


图 9 HT-7U 多脉冲放电时停机剂量率随冷却时间的变化

Fig. 9 Shutdown dose rate of HT-7U for multi-pulse discharge as a function of cooling time

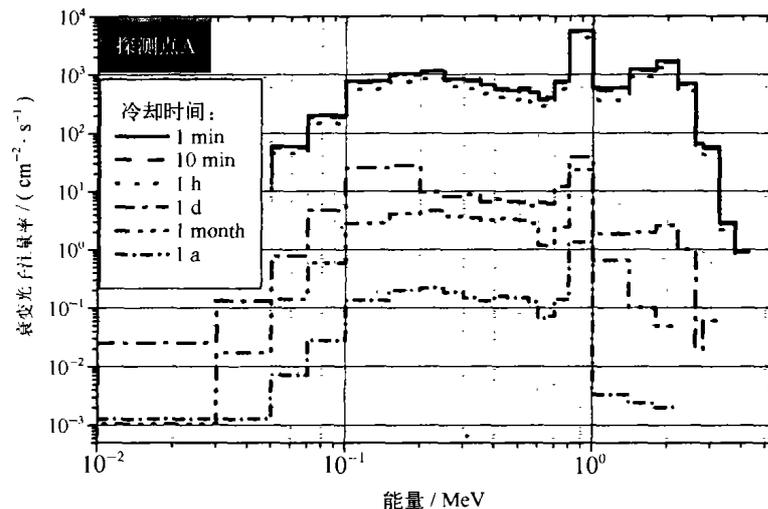
4 总结

本文利用基于三维蒙特卡罗方法的停机剂量率计算方法“严格两步法”(R2S),对 HT-7U

的停机剂量率进行了计算分析。分别计算了不同的单脉冲及多脉冲组合放电方案下 HT-7U

的停机剂量率分布,根据相关的辐射防护标准,估计了不同放电方案下,工作人员靠近或进入装置的等待时间。结果表明,R2S方法可以成功地应用于复杂聚变系统(如托卡马克装置)的

停机剂量率计算分析中。另外,本文的计算结果不仅对工作人员、维修人员的辐射安全规程的制定提供了依据,也对有关人员制定实验运行方案提供了参考数据。



·图 10 HT-7U 多脉冲放电(方案 1)时衰变光子能谱分布

Fig. 10 Decay gamma spectra of HT-7U for multi-pulse discharge(Case 1)

参考文献:

[1] Technical Basis for the ITER Final Design Report, Cost Review and Safety Analysis (FDR) [R]. ITER EDA Documentation Series No 16, IAEA, Vienna 1998.

[2] Santoro R. T., Khripunov V., Iida H. ITER Nuclear Analysis Report [R]. G 73 DDD 1998-06-17 WO. 2, ITER Garching Joint Work Site, Garching, Germany.

[3] 黄群英. 核聚变实验装置 HT-7U 及大厅活化分析[J]. 核技术, 2000, 23(8).

[4] 黄群英, 等. 核聚变实验装置 HT-7U 一维及二维辐射防护研究设计[J]. 核科学与工程, 2001, 21(1).

[5] 孔明辉, 等. 一维中子/光子输运程序 ANISN 在核聚变实验装置 HT-7U 周围环境辐射剂量计算中的应用[J]. 核技术, 2000, 23(8).

[6] 陈朝斌, 等. DOT3.5 程序微机版的开发及其在 HT-7U 辐射屏蔽设计中的应用[J]. 核技术, 2000, 23(8).

[7] 陈义学. 托卡马克装置三维辐射场计算方法的发展及其在 HT-7U 环境影响评价中的应用[D]. 合肥: 中国科学院等离子体物理研究所, 2002

[8] Chen Y, Fischer U. Rigorous MCNP Based Shutdown Dose Rate Calculations: Computational Scheme, Verification Calculations and Application to ITER[J]. Fusion Eng & Des., 2002, 63~64:107-114.

[9] Briesmeister J F (ed.). MCNP-A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4C[R]. Los Alamos National Laboratory, Report LA-13709-M, 2000.

[10] Forrest RA Sublet J.-Ch, FISPACT 99, User Manual, UKAEA Fusion [R]. Report UKAEA FUS 407, 1998. 10.

[11] Pashenko A B, Wienke H. FENDL/E-2.0, IAEA-NDS-175, 1997. 3.

[12] Batistoni P, Rollet S, Chen Y, et al. Analysis of dose-rate experiment: Comparison between FENDL, EFF/EAF and JENDL nuclear data libraries [J]. Fusion Eng & Des., 2003, 69:649~654.

[13] Seidel K, Chen Y, Fischer U, et al. Measurement and Analysis of Neutron and Gamma-ray Fluxes in SiC [J]. Fusion eng & Des., 2003, 69:379~383.

[14] Seidel K, Chen Y, Fischer U, et al. Measurement and Analysis of Dose Rates and Gamma-ray Fluxes in an ITER Shutdown Dose Rate Experiment [J]. Fusion Eng & Des., 2002, 63~64:211~215.

[15] Chen Y X, Wu Y C. Effect of Fusion Neutron Source Numerical Model on Neutron Wall Loading in a D-D Tokamak Device [J]. Plasma Science & Technology, 2003, 5(2).

[16] ANS-6.1.1 Working Group, Battat M E (Chairman). American National Standard Neutron and Gamma-Ray Flux-to-Dose Rate Factors [R]. ANSI/ANS 6.1.1-1977 (N666). American Nuclear Society, LaGrange Park, Illinois, 1977.