

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

526-530

孔明辉 黄群英 吴宜灿 陈朝斌

TL631.24

(中国科学院等离子体物理研究所 合肥 230031)

摘要 在一维几何模型的基础上采用ANISN程序, 计算并分析了HT-7U超导Tokamak在D-D放电时周围环境辐射剂量当量率的变化规律, 计算与分析的结果可供Tokamak核聚变实验装置作环境评价和防护设计参考。

关键词 ANISN程序, Tokamak, D-D放电, 辐射场, 中子, 光子

中图分类号 TL77, X334, TL84

③

环境辐射剂量计算
HT-7 HT-7U, 托卡马克

托卡马克是一种用来产生和约束高温等离子体的实验设备。HT-7U超导Tokamak是国家“九·五”重大科学工程, 目的是建立一个以非圆截面大型超导托卡马克装置为核心的磁约束核聚变实验系统。由于该装置建成后将进行D-D放电实验, 因而是强放射源, 分析其对周围环境的放射性就显得尤为重要。

HT-7U运行时产生的中子和 γ 辐射将通过下列途径对公众造成辐射照射:

(1) 中子和 γ 射线的直射, 即中子和 γ 射线将穿过HT-7U装置的屏蔽层(5cm厚硼水)以及实验大厅2m厚的混凝土墙到达公众。(2) 中子穿过屏蔽大厅顶部的屏蔽(0.5m厚混凝土和0.5m厚硼水层)到达天空, 通过天空中空气的反(散)射而作用于公众。

HT-7U建成后将进行充氘和充氦实验, 它在运行时可能产生的污染源包括放射性污染和非放射性污染, 主要的放射性污染源有: 中子辐射、中子诱导的 γ 射线、X射线、氦气以及中子作用下造成的HT-7U装置部件及大厅中空气的活化、HT-7U设备冷却水的活化、HT-7U地地下土壤和地下水的活化。非放射性污染源有高频系统产生的电磁辐射, 以及风机、水泵和交流脉冲发电机组等产生的噪声。本研究的主要对象是中子和光子对公众接收剂量当量率的影响。

除少数光中子外, HT-7U运行时产生的中子主要来源于充氦运行过程D-D聚变反应。在高温下氘核将发生 $D + D \rightarrow He^3 + n(2.45MeV)$ 反应。

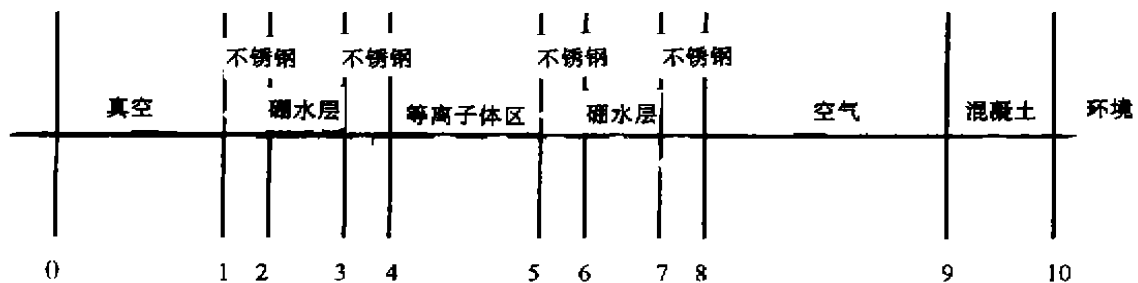
中子的累积产额取决于等离子体温度、密度及放电脉冲长度及频率, 根据HT-7U的运行工况, 可计算出典型中子产额为 $S_n = 1 \times 10^{15} n/s^{[1]}$ 。D-D中子平均能量2.45MeV, 各向同性分布。HT-7U在充氦运行时将产生少量的氦, 其核反应式为 $D + D \rightarrow P + T$ 。产生的氦核与原氦核发生DT核聚变反应将产生少量的14.1MeV中子, 其角度分布也为各向同性, 核反应式为 $D + T \rightarrow He^4 + n(14.1MeV)$ 。计算中考虑了3%的DT中子。

收稿日期: 2000-04-05

按HT-7U的设计目标,其典型的D-D放电脉冲长度是200s,最大脉冲长度是1000s,为了准确地计算周围环境辐射剂量,可用蒙特卡罗中性粒子输运程序MCNP及其配套的核数据库^[2]。该程序是美国Los-Alamos实验室研制的大型多功能中子-光子输运程序。可用于计算中子、光子或中子-光子耦合运输问题,也具有计算光子-电子耦合运输的能力,也可计算临界系统(包括次临界及超临界)的本征值问题。但是由于该程序在模拟计算时要消耗大量机时,不可能用于各种分布量的计算,仅用于校核计算,因此在计算中我们采用一维ANISN程序^[3]及其配套的数据库UW^[4],该程序是美国橡树岭国家实验室研制的一维多功能中子、光子输运离散纵标方法计算程序。该程序广泛应用于核反应堆物理学、核反应堆中子学及核屏蔽问题的计算。该程序可求解一维平板、球、柱几何的输运方程。UW库包含48种核素的25群中子、21群光子的96种截面值。

1 计算模型

由于本工作的主要目的是考虑大厅外公众接收剂量当量率分布情况,因而在计算中可对大厅内HT-7U部件进行简化,考虑HT-7U中平面的径向尺寸(cm)及分区。简化的一维计算几何模型如下:



1: 118.5, 2: 119.25, 3: 124.25, 4: 125.0, 5: 277.4, 6: 278.15, 7: 283.15, 8: 283.9, 9: 1100.0, 10: 1300.0 (unit:cm)

假设在等离子体区中子源为空间均匀分布,角度各向同性分布,D-D反应中子能量为2.45MeV(对应UW库的第15群中子),D-T反应中子能量为14.1MeV(对应UW库的第1群中子)。根据总中子源强及几何模型中等离子体区体积可计算出:等离子体平均每立方厘米每秒释放 3.10×10^7 个D-D反应中子、 9.58×10^5 个D-T反应中子。

等离子体两侧用双层不锈钢作容器的硼水层,考虑到硼的溶解度和腐蚀问题,硼的浓度取为22g/L(其中 B^{10} 原子数占98%, B^{11} 原子数占2%),它的主要作用是吸收和慢化DD中子、DT中子,起一定的屏蔽作用,外侧混凝土墙是为了进一步降低中子、 γ 进入环境的几率,主要起屏蔽和防护作用。

计算中空间划分为13个区、842个网格,采用球几何模型,左边界取作反射边界,右边界取作真空边界,中子源按照能群与网格数加以描述,对于剂量当量率的计算,分别用光子、中子通量密度对剂量当量率的转换因数表加以转换^[5]。

2 计算结果分析

计算中首先考虑球几何模型的情况,负通量修正因子选IFLU=2,即当外推产生负通

量时采用阶梯格式, 墙厚为2m, 结果见图1。从图1可看出, 第1群中子(相当于D-D反应中子的能量)、第15群中子(相当于D-T反应中子的能量)和第25群中子(即热中子)对总通量的贡献。

图2给出中子和光子及总剂量当量率的空间分布, 从图2可看到:(1)经过2m屏蔽墙后, 总剂量当量率减弱7个量级, 为 $9.404 \times 10^{-10} \text{Sv/s}$ 。(2)在大厅内 γ 射线对剂量当量率贡献要比中子的贡献低两个量级, 但在屏蔽墙外, 光子对剂量当量率的贡献高于中子对剂量当量率的贡献, 这主要是由于大量的中子在屏蔽墙内与材料发生 (n, γ) 中子吸收反应生成 γ 而引起的, 这一点从图3中可以清楚地看出。图3是假定屏蔽墙厚为0.5m的情况, 由于墙较薄, 墙外中子对剂量当量率的贡献仍然很大, 高于 γ 的贡献。

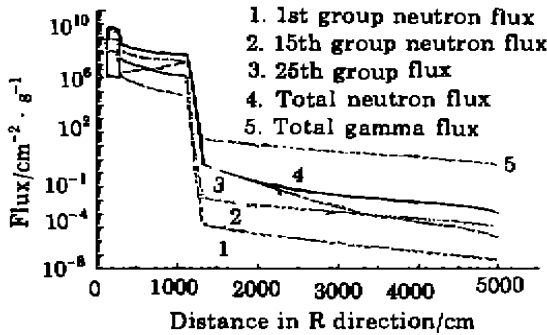


图1 中子通量和光子通量的空间分布

Fig.1 Distribution of neutron flux and γ flux as a function of distance (S8, sphere geometry model, IFLU=2, wall thickness=2m)

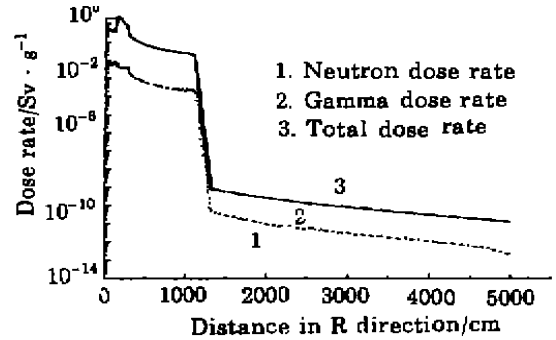


图2 中子和光子及总剂量当量率的空间分布

Fig.2 Distribution of neutron dose rate and γ dose rate as a function of distance (S8, sphere geometry model, IFLU=2, wall thickness=2m)

为比较不同简化几何模型对计算结果的影响, 在使用相同单位中子源强(即:等离子体平均每立方厘米每秒释放 3.10×10^7 个D-D反应中子、 9.58×10^5 个D-T反应中子。)的情况下, 将选用球几何及柱几何模型的计算结果列入图4, 从图4可以看出, 采用柱几何模型计

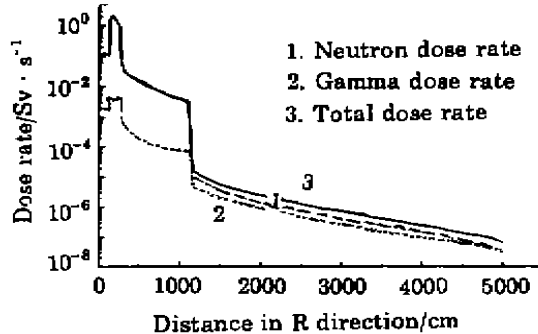


图3 中子和光子及总剂量当量率的空间分布(此时假定大厅墙为0.5cm厚的混凝土层)

Fig.3 Distribution of neutron dose rate and gamma dose rate as a function of distance (S8, sphere geometry model, IFLU=2, wall thickness=0.5m)

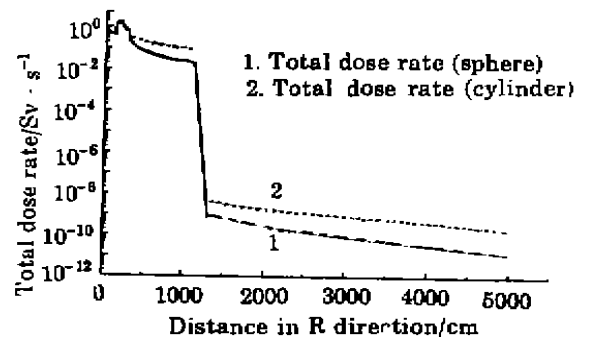


图4 不同几何模型对总剂量当量率的影响

Fig.4 Distribution of total dose rate deriving from different geometry model (S8, IFLU=2, wall thickness=2m)

算的总剂量当量率比球几何模型大, 其中在墙外侧附近高4倍左右, 在50m处高约16倍。这

是由于ANSIN是采用一维几何模型,对于柱几何在空间上认为是无限长,若固定单位源强,则总中子源被放大,而采用球几何模型,按总中子源强归一化,这更接近实际情况,我们在做屏蔽设计时采用球几何为标准计算模型将更为准确。

负通量因子IFLU表示当用ANISN程序计算产生负通量时而采用的不同负通量修正方法。其中IFLU=0是当线性外推产生负通量时用阶梯格式进行计算(混合方法);IFLU取1仅用线性格式;IFLU取2用阶梯格式;IFLU取3加权差分格式;IFLU取4是当线性外推负时用加权差分格式。为考虑负通量修正因子对计算的影响,分别取不同的值进行计算,结果见图5。从图5可以看到:(1)IFLU分别为0,3,4时,总剂量当量率非常接近。(2)当IFLU取1时,程序执行出现错误,计算不能进行下去。(3)IFLU=2时,总剂量最大,高于取其它值时的1.4倍左右,迭代结果收敛情况最好。为确保计算的安全性,做屏蔽计算时取IFLU=2。

在屏蔽设计中我们就不同厚度的墙体对周围环境剂量当量率的影响进行比较,结果见图6。从图6可以看到,如果没有屏蔽墙,总剂量当量率随距离的衰减非常缓慢,当屏蔽墙厚度为2m时,经墙体后,总剂量当量率约 9.404×10^{-10} Sv/s。

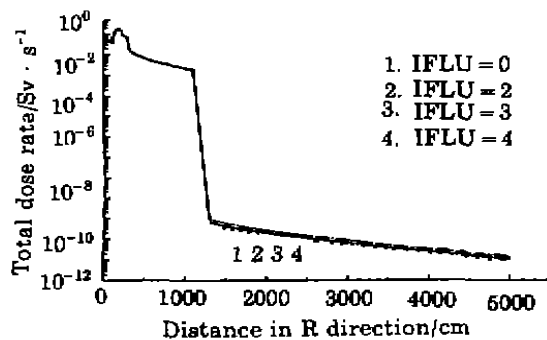


图5 负通量因子对计算的影响

Fig.5 Distribution of total dose rate deriving from different calculation method (S8, sphere geometry model, wall thickness = 2m)

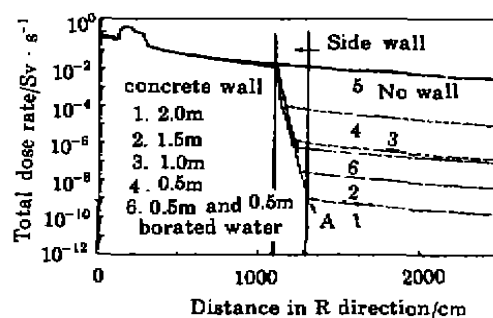


图6 不同厚度和材料的墙体对周围环境剂量当量率的影响

Fig.6 Distribution of total dose rate deriving from different shield wall thickness and different materials (S8, sphere geometry model, IFLU = 2)

3 结论

上述计算与分析的结果为HT-7U超导Tokamak核聚变实验装置作环境评价和防护设计提供参考,根据《辐射防护规定》(GB8703-88)和参照《粒子加速器辐射防护规定》(GB5172-85),确定HT-7U环境影响评价标准为:放射性场所的工作人员接收的年剂量当量率不应超过20mSv/a,公众个人年有效剂量当量率不超过0.1mSv/a。

从前面的分析可知,HT-7U运行时对周围公众造成的辐射剂量主要来自于中子的天空反散射和气载放射性流出物的排放,由于总放电时间有限,放射性废水的排放和土壤的活化非常低,可忽略^[6]。在这里我们仅对装置DD运行时中子及中子诱发的 γ 经过侧墙的贯穿剂量进行计算,在图6中选取A点,A点为墙外最大剂量点(从图中可看出其余各点都小于该点),仅对按照HT-7U年放电 10^5 s, $S = 10 \times 10^{15}$ n/s物理设计方案, 10^5 s/a \times 9.404×10^{-10} Sv/s = 9.404×10^{-5} Sv/a = 9.404×10^{-2} mSv/a,考虑人员的滞留因子,暂取33%,墙外最大剂量当量率为0.031mSv/a,符合我国放射性防护规定的限值,其建成后就现有的两米

屏蔽墙设计是安全可靠的。大厅内精细的剂量率分布及组件的活化剂量及经孔隙穿透的辐射则需要进一步的多维输运计算和中子活化计算分析,同时在实验运行时应加强监测。

参 考 文 献

- 1 Judith F. Briesmeister Ed. MCNP/4B—A general Monte Carlo N-particle transport code (Version 4B). LA-12625-M, 1993
- 2 Engle W W. A User's Manual for ANISN. USAEC Report K-1693 (1967); ANISN-ORNL. A one-dimensional discrete ordinates transport code, Oak Ridge National Laboratory Report CCC-254, 1973
- 3 Perry R T, Mosos C A. A Combined P_3 VITAMIN-C, MACKLIB-IV, Coupled 25 Neutron-21 Gamma Group Cross Section Library—The UW Cross Section Library, UWFDM-390. University of Wisconsin, 1980
- 4 Patterson H W, Thomas R H. Accelerator health physics (translated into Chinese). Beijing: Atomic Energy Press, 1983
- 5 LI Yuxiong, LIU Yuanzhong, WU Yican, *et al.* Evaluation report on radiation shield of HT-7U superconducting tokamak's (in Chinese). Institute of Plasma Physics, the Chinese Academy of Sciences, 1999
- 6 LI Yuanzhong, WU Yican, WU Jingmin, *et al.* Report of the effect of HT-7U superconducting tokamak fusion experiment device on the environment (in Chinese). Institute of Plasma Physics, the Chinese Academy of Sciences, 1999

Analysis on radiation field around HT-7U Tokamak device using 1-D discrete ordinates transport code ANISN

KONG Minghui HUANG Qunying WU Yican CHEN Chaobin

(Institute of Plasma Physics, the Chinese Academy of Sciences, Hefei 230031)

Abstract

Calculation and analysis on radiation field around HT-7U Tokamak device under the condition of D-D discharge have been performed with the one-dimensional discrete ordinate transport calculation code ANISN. The effects of concrete wall and borated water with different thicknesses on shielding have been analyzed. The spatial distribution of fluxes of neutrons and induced photons and dose rate equivalent can be used as a reference to the radiation protection design and environmental assessment of HT-7U device.

Key words ANISN code, Tokamak, D-D discharge, Radiation field, Neutron, Photon

CLC TL77, X334, TL84