

# 二维中子-光子输运计算程序DOT3.5在 核聚变实验装置HT-7U辐射屏蔽 设计中的应用

531-535

陈朝斌 吴宜灿 黄群英 孔明辉

(中国科学院等离子体物理研究所 合肥 230031)

72631.24

**摘要** 利用二维中子-光子输运程序DOT3.5计算和分析HT-7U在D-D放电运行时实验大厅内外的中子、光子通量及剂量当量率的空间分布,并评估大厅顶部不同防护材料的屏蔽效果,为辐射防护设计提供参考。

**关键词** DOT3.5程序, Tokamak, D-D放电, 聚变, 辐射场, 中子, 光子  
**中图分类号** TL77, TL84, X334

HT-7U, 托卡马克

辐射屏蔽设计

核设施的安全性及其设计的合理性是和平利用原子能必须考虑的问题,近几年国内外核泄漏事故时有发生,虽然有诸如管理等“软件”方面的原因,但安全设计方面存在隐患则往往会造成更大的危害。辐射防护设计是安全设计的重要内容,在裂变领域,辐射防护设计技术已很成熟,也给予了足够的重视;在聚变实验设施的屏蔽设计方面,国外也做得比较好,考虑得比较周到。在借鉴国外同类实验装置的辐射防护设计经验的基础上,我们利用一系列中子-光子输运程序来计算和分析HT-7U超导Tokamak<sup>[1]</sup>在D-D放电时周围环境中辐射场的变化规律,通过改变参数使防护设计达到国家安全要求。二维 $S_N$ 输运计算程序DOT3.5<sup>[2]</sup>与一维 $S_N$ 输运计算程序ANISN<sup>[3]</sup>及三维蒙特卡罗粒子输运程序MCNP<sup>[4]</sup>等为核辐射屏蔽安全分析提供了可靠的计算工具。

本文主要介绍二维中子-光子输运计算程序DOT3.5及UW截面库<sup>[5]</sup>在HT-7U核聚变实验装置D-D放电时辐射防护设计计算中的应用,特别是考察其大厅顶部不同屏蔽方案的屏蔽效果。

## 1 DOT3.5程序简介

DOT3.5程序是用二维几何 $(X, Y)$ 、 $(R, Z)$ 、 $(R, \theta)$ 的离散坐标法近似求解定态玻尔兹曼粒子输运方程。程序可计算核反应堆的本征值问题,如有效增殖因子 $k_{eff}$ 和时间吸收 $(a)$ ,可以改变区域厚度 $(\delta)$ 本征值和材料成分 $(C)$ 本征值以达到 $k$ 或 $a$ 规定值;也可计算独立外源问题,如固定体分布源、固定边界源及首次解析碰撞源;还可求伴随解。程序可采用外部存储方式,解决了存储需要量大的问题,对大型输运问题如深穿透问题尤其适合。它采用多种加速迭代技巧,大大提高了计算速度。新开发的DOT3.5程序可以把通量转换成剂量当量率,

收稿日期:2000-04-05

转换因子取自文献[6]。

## 2 计算模型

简化的HT-7U大厅计算模型如图1所示，它是一个二维(R,Z)圆柱，圆柱的轴线为Tokamak的中心螺管的轴线。将用它来模拟Tokamak放电过程中大厅及大厅周围60m的空间内的中子通量及剂量率分布。整个模型分为十个材料区，在图中用“一、二、三”等来标识，第一区为Tokamak的中心螺管位置，作真空处理，两边被不锈钢材料封闭；二区为Tokamak外层不锈钢；三区为硼水；四区为Tokamak内层不锈钢，一、二、三区组成了环形硼水层；五区为真空区；六区为等离子体区，即中子源区，当真空处理；八区是大厅顶部的一个硼水层区，厚度为0.5m；九区为大厅最外围的混凝土防护层，侧面的混凝土墙厚2m，顶部厚0.5m；七区是大厅内的空气，十区为大厅外的大气。其材料成分见表1。

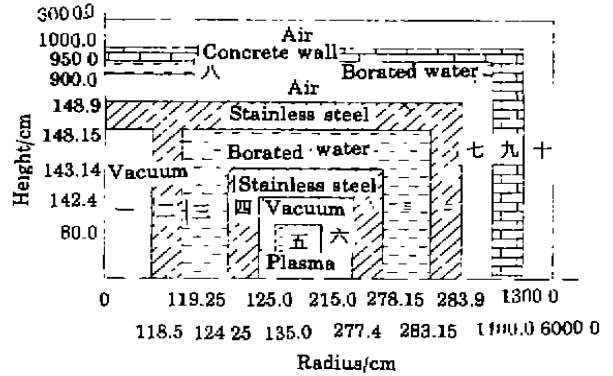


图1 HT-7U二维计算模型

Fig.1 Calculation model for DOT3.5 of HT-7U Tokamak

表1 相关材料参数

Table 1 Compositions and densities of related materials

区号 No.	材料 Material	密度 Density /g · cm <sup>-3</sup>	元素及核子密度 Element and nucleus density /10 <sup>24</sup> at.cm <sup>-3</sup>			
			C	Cr	Fe	Ni
二	不锈钢 Stainless steel	8.0	1.67 × 10 <sup>-4</sup>	1.30 × 10 <sup>-2</sup>	4.62 × 10 <sup>-2</sup>	8.86 × 10 <sup>-3</sup>
四	硼水 Borated water	1.01	1.05 × 10 <sup>-2</sup>	9.97 × 10 <sup>-4</sup>	1.56 × 10 <sup>-4</sup>	
三	真空 Vacuum		B <sup>10</sup>	B <sup>11</sup>	H	O
八	硼水 Borated water	1.01	1.21 × 10 <sup>-3</sup>	2.48 × 10 <sup>-5</sup>	6.61 × 10 <sup>-2</sup>	3.30 × 10 <sup>-2</sup>
九	混凝土 Concrete	2.26	H	O	Al	Si
七	空气 Air	1.7 × 10 <sup>-2</sup>	1.35 × 10 <sup>-2</sup>	4.68 × 10 <sup>-2</sup>	1.71 × 10 <sup>-3</sup>	1.97 × 10 <sup>-2</sup>
十	空气 Air		N	O		
			5.69 × 10 <sup>-4</sup>	1.42 × 10 <sup>-4</sup>		

HT-7U的基本核参数如下<sup>[6]</sup>：总中子源强  $S_n = 1 \times 10^{15} \text{ n/s}$ ；中子能量分别为  $E_n = 2.45 \text{ MeV}$  (DD反应产生的中子，占97%，对应UW库的第15群)和  $14.1 \text{ MeV}$  (DT反应产生的中子，占3%，对应UW库的第1群)；假设中子源均匀分布于等离子体区，根据计算模型等离子体体积为  $V_p = 1.367 \times 10^7 \text{ cm}^3$ ，可计算得单位源强  $S_v = 7.318 \times 10^7 \text{ n} \cdot \text{cm}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$ 。

## 3 计算结果与分析

### 3.1 中子、光子及总剂量当量率的空间分布

按上面的方案和给定的参数用DOT3.5程序进行了计算，下面给出一系列不同轴向(即高度)位置处的剂量当量率的径向空间分布图。其中， $Z = 35.0 \text{ cm}$  (Tokamak的赤道面)， $Z = 974.5 \text{ cm}$  (大厅顶部混凝土防护墙)和  $Z = 3622.0 \text{ cm}$  (大厅顶部大气)。

文中介绍的剂量当量率是假想人在某处时所接收的剂量当量率数值,选择Tokamak的赤道面的剂量当量率为参考值。

图2是中子剂量当量率空间分布图。从图2可以看出,在 $Z=35.0\text{cm}$ 处,中子剂量当量率从源区经过硼水层区有1个多量级的衰减,剂量当量率从 $2.96\text{Sv}\cdot\text{s}^{-1}$ 下降到 $0.24\text{Sv}\cdot\text{s}^{-1}$ 。通过混凝土防护墙有8个多量级的下降,从 $1.40\times 10^{-2}\text{Sv}\cdot\text{s}^{-1}$ 到 $8.0\times 10^{-11}\text{Sv}\cdot\text{s}^{-1}$ 。我们可以看出,在HT-7U大厅外,剂量当量率的最大值出现在大厅的顶部墙拐处,如 $Z=974.5\text{cm}$ ,在侧墙外266.0cm处有一个峰值 $3.0\times 10^{-9}\text{Sv}\cdot\text{s}^{-1}$ ,这是因为顶墙比侧墙薄,从顶部穿透的中子比从侧墙穿透的多。在Tokamak的赤道面附近(如 $Z=35\text{cm}$ 处),在混凝土侧墙外剂量当量率出现由下降到上升的变化(有一个量级左右),在 $R=1842.3\text{cm}$ 处有一个峰值,数值为 $1.38\times 10^{-9}\text{Sv}\cdot\text{s}^{-1}$ ,这是由大气对中子的反射和散射作用造成的。

图3是光子剂量当量率空间分布图。光子主要是中子被屏蔽材料吸收后产生的次级光子,所以从图上看光子剂量当量率衰减的幅度比中子剂量当量率小。在混凝土防护墙内有近6个量级的下降,剂量当量率从 $1.62\times 10^{-4}\text{Sv}\cdot\text{s}^{-1}$ 下降到 $4.54\times 10^{-10}\text{Sv}\cdot\text{s}^{-1}$ 。从图3可以看出,在离大厅顶部几十米高的大气里光子剂量当量率还是比较高的,如在考察的曲线中, $Z=3622.0\text{cm}$ 时在离混凝土侧防护墙150.0cm处有一峰值,为 $2.53\times 10^{-8}\text{Sv}\cdot\text{s}^{-1}$ ,比 $Z=35.0\text{cm}$ 侧墙外相同 $R$ 处的 $4.59\times 10^{-10}\text{Sv}\cdot\text{s}^{-1}$ 高近两个量级多。在Tokamak的赤道面附近 $Z=35.0\text{cm}$ ,光子的最大剂量当量率出现在 $R=1842.3\text{cm}$ 处,为 $8.85\times 10^{-10}\text{Sv}\cdot\text{s}^{-1}$ 。由于是诱导产生的次级光子,在Tokamak的赤道面附近光子的剂量当量率比中子的剂量当量率小30%左右。

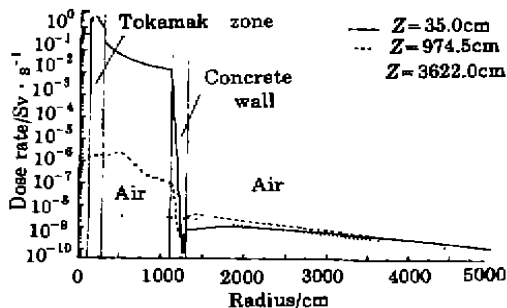


图2 中子剂量当量率的空间分布  
Fig.2 Spatial distribution of the neutron dose rate

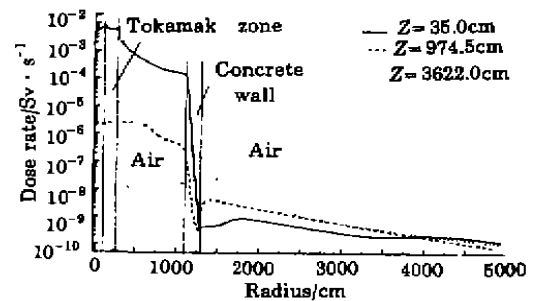


图3 光子剂量当量率的空间分布  
Fig.3 Spatial distribution of the photon dose rate

图4是总剂量当量率空间分布图。屏蔽墙外的剂量当量率的最大值出现在大厅顶部,从后面给出的空间等剂量线图可以看出整个参考空间的剂量当量率分布。在Tokamak的赤道面附近 $Z=35.0\text{cm}$ 时最大值出现在 $R=1842.0\text{cm}$ ,数值为 $2.20\times 10^{-9}\text{Sv}\cdot\text{s}^{-1}$ 。由一维程序ANISN计算的Tokamak自屏蔽因子约为5<sup>[7]</sup>,安全因子取3。参考加速器国家防护标准,公众及放射性场所工作人员的允许年接受剂量当量应分别小于设计参考值 $0.1\text{mSv}$ 或 $50\text{mSv}$ <sup>[8]</sup>,考虑滞留因子取1/3(一天工作8h),则得到HT-7U年放电 $10^5\text{s}$ ,周围公众可能接收的最大年累积剂量当量值为:

$10^5\text{s}\cdot\text{a}^{-1}\times 2.20\times 10^9\text{Sv}\cdot\text{s}^{-1}\times 3(\text{安全因子})/3(\text{滞留因子})/5(\text{自屏蔽因子})=0.044\text{mSv}\cdot\text{a}^{-1}$   
这符合国家辐射防护标准的规定。

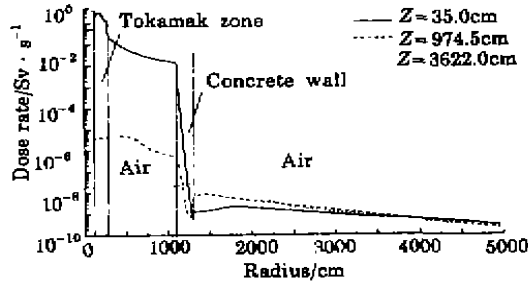


图4 总剂量当量率的空间分布  
Fig.4 Spatial distribution of total dose rate

3.2 不同顶部屏蔽方案的屏蔽效果

经上面的分析表明，方案2的屏蔽效果达到了要求，设计是安全的。但我们把该方案与一系列的方案进行了比较并对它进行了优化，有以下几种方案。方案1：侧墙为1.8m厚的混凝土，顶部为0.5m加硼水，在其上是0.5m厚的混凝土。方案2：侧墙为1.8m厚混凝土，顶部0.5m厚的混凝土，在混凝土上面是0.5m的加硼水。方案3：侧墙为1.8m厚混凝土，顶部是0.8m的厚的混凝土，在其上预留加0.5m深硼水的空间。

首先我们把侧墙厚度改为1.8m，即方案1，在等剂量线图中，Tokamak的赤道面附近的最大剂量率由原来的 $(1.8-2.3) \times 10^{-9} \text{Sv} \cdot \text{s}^{-1}$ 变为 $(2.3-3.1) \times 10^{-9} \text{Sv} \cdot \text{s}^{-1}$ ，增加了30%左右。由上面知道1m的侧墙可以使剂量当量率下降4个量级左右，所以侧墙减薄一点是合理的。由方案1、方案2的比较得知加硼水在混凝土下面比在上面得到的剂量当量率小1.2倍多，但加硼水在上面有工程上的好处，而且比较灵活，可以根据HT-7U的运行参数来调节加硼水的量。在方案3中把顶墙的厚度改为0.8m，不加硼水，经计算如果装置年累计D-D放电时间在3.6ks以下，则公众一年可能接收的累计剂量当量率小于国家规定的标准；而在其上加0.1m的硼水可满足装置的满功率运行；如果在其上加0.5m的硼水则可满足年累计D-D放电时间在 $10^5 \text{s}$ 。图5是方案3加上0.5m的硼水时的等剂量线图，Radius轴是Tokamak的径向

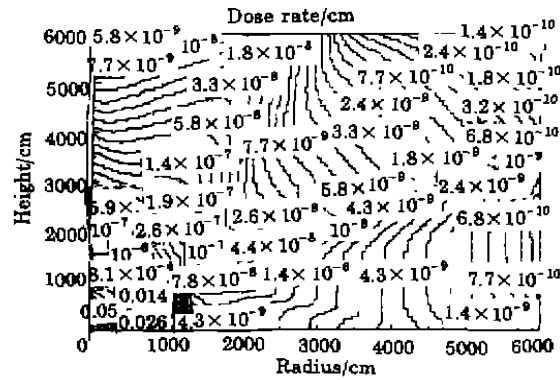


图5 方案3的剂量当量率空间分布  
Fig.5 Spatial distribution of the dose rate for the 3rd model

方向, Height轴是高度方向。从图5可以看出, 大厅及周围60m范围的剂量当量率分布。图中曲线凸出来的部分表示该位置的剂量当量率比同一高度处或同一半径处的剂量当量率数值大。必须在装置结构设计时考虑相应的结构应力及承重问题。

#### 4 结论

(1)HT-7U的初步设计方案是安全的;(2)选择方案3为HT-7U最终的辐射屏蔽设计方案;(3)方案3的设计方案是安全、合理的;(4)可以用DOT3.5程序来计算分析并优化辐射屏蔽设计方案;(5)中子、光子经管道或缝隙的泄漏效应需要进一步的分析研究。

#### 参 考 文 献

- 1 Report on the design of HT-7U super conducting Tokamak fusion experiment device (in Chinese). Institute of Plasma Physics, the Chinese Academy of Sciences, 1999
- 2 Wayne A R. Comments on the DOT3.5 Version of DOTIII. Documentation for CCC-276/DOT3.5 Code Package, ORNL. 1978
- 3 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
- 4 Judith F B. MCNP-A general Monte Carlo N-particle transport code, Version 4B, LA-12625-M, 1993
- 5 Perry R T, Mosos C A. A Combined P<sub>3</sub> VITAMIN-C, MACKLIB-IV, Coupled 25 Neutron-21 Gamma Group Cross Section Library—The UW Cross Section Library, UWFD-390, University of Wisconsin, 1980
- 6 Report of the effect of HT-7U super-conducting Tokamak fusion experiment device on the environment (in Chinese). Institute of Plasma Physics, the Chinese Academy of Sciences, 1999
- 7 HUANG Qunying. Nucl Tech (in Chinese), 2000, 23(8):513-518
- 8 Regulations on radiation protection (in Chinese). GB8703-88, 1988; Regulations on radiation protection for accelerator (in Chinese). GB5172-85, 1985

### Application of two-dimensional neutron and photon transport code DOT3.5 in radiation shielding design of HT-7U device

CHEN Chaobin WU Yican HUANG Qunying KONG Minghui

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

#### Abstract

The distributions of neutron flux,  $\gamma$  flux and dose rate at the neighbourhood of HT-7U device are calculated and analyzed by using the two-dimensional neutron/photon transport code DOT3.5. Different shielding materials and their thicknesses are compared and optimized to give a reference to the shielding design of HT-7U device.

**Key words** DOT3.5 program, Tokamak, D-D discharge, Fusion, Radiation field, Neutrons, Photon

**CLC** TL77, TL84, X334