

# 高温气冷堆示范电站堆芯放射性总量计算方法

钱郑诚, 曹建主

清华大学核能与新能源技术研究院, 北京 100084

**摘要** 高温气冷堆作为 21 世纪新一代先进核电站堆型, 以安全性好、发电效率高、系统简化的优点越来越受到重视。中国第一个高温气冷堆示范电站 (HTR-PM) 在山东荣成石岛湾开始兴建, 为准确分析核电站放射性对环境的影响, 本文以 KORIGEN 程序为工具对高温气冷堆堆芯放射性总量计算方法进行了研究。首先为了使该程序能适应堆芯中子能谱变化的情况, 对其进行了优化编译, 并对数据库中的半衰期数据进行了更新和修正。在根据堆芯实际情况构造的流道模型条件下, 得到了贴近堆芯真实情况的放射性总量, 为高温气冷堆示范电站的安全审评、后续的安全管理和堆芯放射性核素物料衡算提供了基础和保证。

**关键词** 高温气冷堆; KORIGEN 程序; 中子能谱参数; 同位素半衰期; 堆芯总量

**中图分类号** TL6

**文献标识码** A

**文章编号** 1000-7857(2010)11-0019-05

## Calculations of Total Radioactivity Inventory in HTR-PM Reactor Core

QIAN Zhengcheng, CAO Jiangzhu

*Institute of Nuclear and New Energy Technology, Tsinghua University, Beijing 100084, China*

**Abstract** As a new and advanced reactor system of nuclear power plants, the high temperature gas-cooled reactor has received more and more attention for its advantages in enhanced safety and highly economical and modular structure. In China, the first model power plant of the High Temperature Gas-cooled reactor (HTR-PM) is started its construction at Shidao Bay, Rongcheng, Shandong Province. This paper presents calculations of the total radioactivity inventory of HTR-PM core and the analysis of the environmental impact of the plant, using KORIGEN code. Some segments of the code were recompiled to consider the change of spectral indices in input data which reflects the realistic neutron situation in the reactor core. The half-life data of isotopes are updated and corrected. A reasonable flow-line model is built. Finally, the total inventory of radioactivity in HTR-PM reactor core is obtained, which approaches the actual one to provide a basis for safety analysis and management of HTR-PM, and for accounting of nuclear elements.

**Keywords** high temperature gas-cooled reactor; KORIGEN code; spectral indices of neutron energy; half-life of isotopes; inventory of reactor core

### 0 引言

第二次世界大战结束后, 世界各国开始将目光从核能在军事上的应用转向民用。苏联在 1954 年建成的 5MW Obninsk 实验性石墨沸水堆核电站, 以及美国在 1957 年建成的 60MW Shippingport 原型压水堆核电站标志着人类进入了核能商用发电的时代, 揭开了核能利用的新篇章<sup>[1]</sup>。目前来看, 核电站反应堆的发展大致可以分为 4 个阶段, 第 1 个阶

段是以 Shippingport、Magnox 等核电站为代表的早期原型堆阶段, 这个时期主要的研究方向是何种反应堆适合于发电, 并在技术可行性、安全性、经济性方面进行了一定的探索; 第 2 个阶段是 20 世纪 70 年代开始, 以轻水堆、压水堆、沸水堆、CANDU 重水堆等堆型为代表的商用反应堆阶段, 期间发生了三里岛事故和切尔诺贝利事件, 对后续的核电站发展产生了极大的影响, 对核电站的安全性提出了更高的要求; 第 3

收稿日期: 2010-04-20

作者简介: 钱郑诚, 硕士研究生, 研究方向为堆芯源项计算及辐射防护, 电子信箱: qzc04@mails.tsinghua.edu.cn; 曹建主 (通信作者), 副研究员, 主要研究方向为反应堆辐射防护与环境保护研究及设计, 电子信箱: caojz@tsinghua.edu.cn

个阶段是以 AP1000、EPR 等能满足美国 URD 文件 (Utility Requirements Document)<sup>[2]</sup>或欧洲 EUR 文件 (European Utility Requirements)<sup>[3]</sup>和国际原子能机构核安全法规的堆型为代表的先进轻水堆阶段,其安全性和经济性有了很大提高,并且更多地采用了非能动安全系统;第 4 个阶段是以超临界水冷堆、超高温气冷堆、熔盐堆、钠冷快堆、铅冷快堆和气冷快堆这 6 种堆型为优先发展堆型的新型反应堆阶段,经济性更高、安全性更好、核废物更少和防止核扩散是其主要目标<sup>[4]</sup>。目前“具有四代堆特征”的高温气冷堆越来越受到重视,中国也开始在山东荣成石岛湾建设中国第一个高温气冷堆示范电站 (HTR-PM)。

虽然高温气冷堆安全性高,但是其运行时堆芯周围还是有一定辐射场的。核电站的其他辐射源也都来自于反应堆堆芯,或者是放射性裂变产物,或者是在反应堆辐射场内活化的产物。本文研究了 HTR-PM 堆芯的放射性总量计算方法,准确计算核反应堆堆芯放射性总量,既是反应堆放射性管理和辐射防护设计的要求,又可提供在事故状态下计算放射性释放源项的基础数据,对保障核电站的安全性具有重大的现实意义。

## 1 高温气冷堆的基本情况

中国高温气冷堆示范电站采用的是由耐高温的陶瓷型包覆颗粒燃料组成的球形燃料元件 (也称燃料球),以化学惰性和热工性能良好的氦气作为冷却剂,耐高温的石墨作为慢化剂和堆芯结构材料。球床高温气冷堆堆芯由球形燃料元件和石墨反射层组成<sup>[5]</sup>,图 1 为清华大学核能技术设计研究院建造的 10MW 高温气冷实验堆 (HTR-10) 的总体结构,其结构与 HTR-PM 类似。

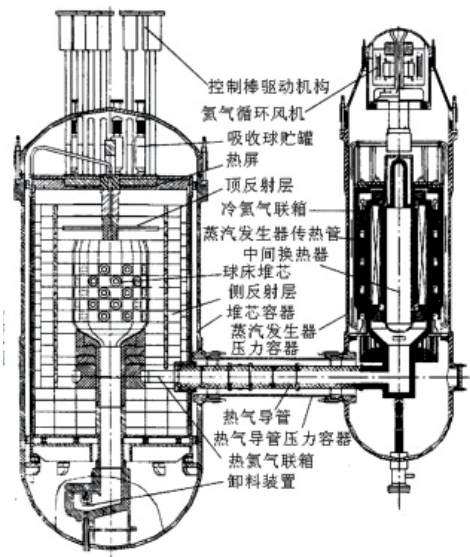


图 1 高温气冷堆 (HTR-10) 结构示意图

Fig. 1 Schematic diagram of High-temp Gas-cooled Reactor (HTR-10)

HTR-PM 燃料元件直径约 60mm, 铀氧化物核心外包覆热解碳和碳化硅等多层包覆层形成包覆燃料颗粒,很多 (约 1 万个) 包覆燃料颗粒嵌置于石墨基体中形成一个球形燃料元件。反应堆采用不停堆连续换料方式,球形燃料元件从堆芯顶部连续装入堆芯,同时从堆芯底部卸料管连续卸出燃料元件。球形燃料元件多次通过堆芯,每天都有一定数量的燃料元件经卸料系统卸出,经过燃耗测量后,将已达到目标燃耗的燃料元件作为乏燃料送到乏燃料贮存罐中,其余的连同新补充的新鲜燃料元件一起再投入堆芯,堆芯中燃料元件数维持不变 (平衡堆芯)。

## 2 计算放射性总量的 KORIGEN 程序

KORIGEN 程序是美国橡树岭国家实验室 (ORNL) 的同位素产生和耗减程序 ORIGEN 的卡尔斯鲁厄 (Karlsruhe) 版,是德国卡尔斯鲁厄核研究中心中子物理与反应堆技术研究所,在 ORIGEN 程序基础上修改更新而成的。其主要计算模型为微分方程组<sup>[6]</sup>:

$$\frac{dX_i}{dt} = \sum_{j=1}^N l_{ij} \lambda_j X_j + \Phi \sum_{k=1}^N f_{ik} \sigma_k X_k - (\lambda_i + \Phi \sigma_i) X_i \quad i=1, 2, \dots, N$$

其中,  $X_i$  为第  $i$  种核素的原子浓度,  $\text{cm}^{-3}$ ;  $\lambda_i$  为第  $i$  种核素的衰变常数,  $\text{s}^{-1}$ ;  $\sigma_i$  为第  $i$  种核素谱平均的中子吸收截面,  $\text{cm}^2$ ;  $l_{ij}$  为第  $j$  种核素衰变成第  $i$  种核素的份额;  $f_{ik}$  为第  $k$  种核素吸收中子后转变为第  $i$  种核素的份额;  $\phi$  为按位置、能量平均的中子注量率,  $1/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$ 。

KORIGEN 程序由主程序 MAIN, 19 个子程序 (包括 ORIGEN 和 GAMMA 等子程序), 辅助文件 Y49, 8 个核数据库文件 (Y48、TAPE27、Y52~Y57) 和 2 个输出文件通道组成。其使用的核数据库文件为 Y52~Y57, 其中 Y52 是结构材料核数据文件, 不仅包含核素半衰期的数据、衰变发出的  $\gamma$  射线等的能量等核素基本特性数据, 还包含了 4 种参考堆型 (HTGR/LWR/LMFBR/MSBR) 的中子俘获截面; Y53 是重金属核素核数据文件; Y54 是裂变产物核特性数据文件, Y53, Y54 的存放形式与 Y52 相似; Y55~Y57 则分别为结构材料核素、重金属核素和裂变产物核素的光子产额数据文件。

KORIGEN 程序采用卡片形式的输入文件, 输入文件上主要有控制输入输出选项和程序运行流程的控制参数、表示堆芯中子能谱分布的谱参数及与时间对应的功率或注量率值等, 通过合理选择参数即可实现不同的计算过程。

计算中对核素中子反应截面采用单群截面。由于核素的中子反应截面与中子能谱有关, 而数据库中的截面值是按平均裂变能谱给出的, 所以, 为了反映各反应堆中子能谱的差异, 引进了 3 个谱参数以反映热中子、共振中子和快中子的比例, 即 THERM、RES 和 FAST。其定义如下:

THERM:  $1/v$  吸收体和绝对温度  $T$  下能量按麦克斯韦-玻耳兹曼分布的中子反应的反应速率  $w_1$  与  $1/v$  吸收体和 2200m/s 中子反应的反应速率  $w_2$  之比,  $w_1/w_2$ 。

*RES*: 单位勒的共振中子注量率  $\phi_{res0}$  与热中子注量率  $\phi_{th}$  之比,  $\phi_{res0}/\phi_{th0}$

*FAST*: 能量大于 1MeV 的中子注量率  $\phi_{fast}$  (快中子注量率) 与裂变谱中子中能量大于 1MeV 的中子份额  $y_{fast}$  之比, 再除以热中子注量率  $\phi_{th}$ ,  $\phi_{fast}/(y_{fast}\phi_{th})$ 。

计算中, 能量在 0~0.5eV 的中子归为热中子 (热中子注量率  $\phi_{th}$ ), 0.5eV~1MeV 的归为共振中子 (共振中子注量率  $\phi_{res}$ ), >1MeV 的归为快中子 (快中子注量率  $\phi_{fast}$ ), 则能谱参数表达式分别为

$$THERM = \sqrt{\frac{\pi}{4} \times \frac{293.16}{T}}$$

式中,  $T$  为中子绝对温度, K。

$$RES = \frac{\phi_{res}}{14.509 \times \phi_{th}}$$

$$FAST = 1.45 \times \frac{\phi_{fast}}{\phi_{th}}$$

由此可得到总注量率/热中子注量率的比值为

$$FLURAT = 1 + 14.509RES + FAST/1.45$$

反过来, 程序输入随时间变化的热中子注量率或通过计算得到随时间变化的热中子注量率后, 可用 *FLURAT* 值乘以热中子注量率值, 再与单群中子反应截面相乘得到核素的产生率。

在对 HTR-PM 堆芯的放射性总量计算过程中, 基本参数包括: 热功率, 250MW/堆; 平衡堆芯燃料元件数, 420000 个; 平衡堆芯新鲜燃料富集度, 8.9%; 燃料换料方式, 多次通过 (平均 15 次); 燃料元件的平均停留时间, 1056 个等效满功率天。

### 3 构造的 HTR-PM 流道模型和倒料方式

HTR-PM 反应堆堆芯活性区直径 3m, 等效高度 11m, 燃料元件从第一次投入堆芯到最终达到目标燃耗卸到乏燃料贮存罐, 平均有 15 次通过堆芯。

针对上述的 HTR-PM 堆芯结构尺寸, 采用带卸料管的矩形网模型, 把堆芯活性区粗分为 5 个流道、每个流道分为 20 个几何层、各几何层体积相等, 再把每个流道细分为 3 个小流道, 共计 15 个小流道, 对应于燃料球 15 次通过堆芯的流动, 如图 2 所示。

在本文的计算中, 采用的是模拟燃料球燃耗历史的方法, 新鲜燃料球从编号为 1 的几何层进入堆芯, 沿着堆芯流道一直向下运动, 一直到达编号 20 对应的几何层。从编号 20 的几何层出来的燃料球不经过停留直接倒料进入位于下一个流道顶层编号 21 的几何层, 再一次向下运动到达编号 40 对应的几何层。如此经过 15 次不同流道的循环往复, 直到燃料球到达编号为 300 的几何层, 此时燃料球的燃耗也达到了目标燃耗, 由燃耗测量系统判别后卸出堆芯, 进入乏燃料贮存罐。

每一种燃耗的燃料球在堆芯内已停留的时间是不同的。按绝对均匀的流道模式, 忽略燃料球在各流道的流动速度差

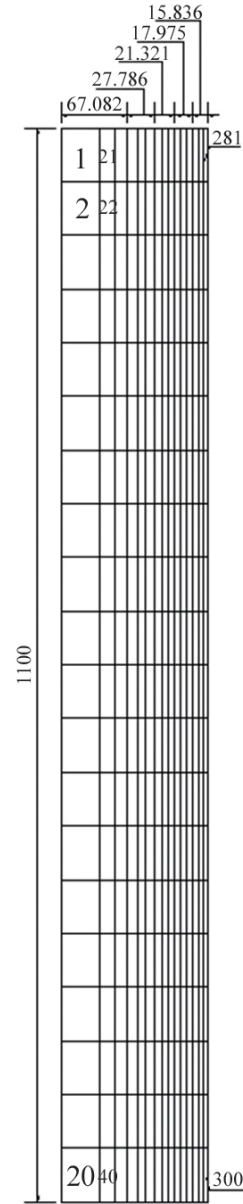


图 2 HTR-PM 流道模型图 (单位: cm)

Fig. 2 Schematic diagram of flow-line (unit: cm)

别, 则燃料球在每个几何层内的停留时间为 3.52d。因此, 对几何层  $n$  中的燃料球, 它们在堆内已停留的时间为 3.52nd。

### 4 计算改进与结果

虽然 HTR-PM 堆芯在成为平衡堆芯后, 各部分功率和中子注量率得到了很好的展平, 但如果只取全堆芯平均的谱参数作为输入文件的谱参数数据, 忽略中子注量率分布在堆芯空间上变化的话, 会带来计算上的误差。本文通过优化编译程序源代码, 实现了程序在堆芯空间上实时读入并更新谱参数的功能, 并且计算了按层分布的 300 组 *THERM*、*RES*、*FAST* 谱参数数据, 与按层分布的功率值 (由 HTR-PM 堆物理设计提供) 及燃料元件到达该层的时间数据相结合, 得到燃料元件内多种核素在每一几何层底部的总量情况, 在此基础上得

到全堆芯燃料元件内核素总量随堆芯空间（或已停留时间）的变化规律,使得计算结果更加贴近堆芯实际。

此外,由于 KORIGEN 程序的数据库文件建立时间很早,而其中的大部分核素的半衰期数据随着测定方法的进步变得更加精确,与原来相比有了较大的变化,并且原始数据库里面有一些核素的半衰期数据在最初输入时就输入了错误的值,因此本文根据文献[7]、[8]更新和修正了数据库中的半衰期数据,主要为 Y52 文件中的 Ca-41、V-50、Mn-58、Ni-63、Cd-119m、Cd-119、In-121m、Ta-180 等核素的半衰期, Y53 文件中 Ra-228、Np-236m、Np-236、Cm-250 等核素的半衰期,以及 Y54 文件中 Kr-96、Kr-98、Y-96、Zr-102、Nb-103、Mo-110、Tc-109、Tc-111、Ru-111、Ru-113、Ru-114、Pd-119、Pd-120、Cd-119、Cd-124、Cd-126、In-120、Sb-134、Ce-152、Nd-154、Nd-156、Sm-158、Sm-160、Eu-162、Gd-164 等核素的半衰期。

进行上述优化和更新后,本文使用 KORIGEN 程序计算得到了 HTR-PM 在满功率运行时多种核素的放射性活度数据及堆芯放射性总量数据。堆芯放射性总量数据由铀和超铀元素产生的放射性量以及裂变产物产生的放射性量两部分组成,具体数值见表 1。为了便于比较,把谱参数全堆芯固定不变,数据库用原始半衰期数据与谱参数全堆芯固定不变,数据库用新半衰期数据,在这两种条件下的计算结果也一同列于表 1 中。

表 1 不同计算条件下 HTR-PM 堆芯放射性总量比较

Table 1 Comparison of core inventory under different calculation conditions for HTR-PM

| 放射性活度/Bq | 固定谱参数,                | 固定谱参数,                | 变化谱参数                 |
|----------|-----------------------|-----------------------|-----------------------|
|          | 原半衰期数据                | 新半衰期数据                | 新半衰期数据                |
| 铀和超铀元素   | $9.03 \times 10^{18}$ | $9.02 \times 10^{18}$ | $9.13 \times 10^{18}$ |
| 裂变产物     | $5.51 \times 10^{19}$ | $3.84 \times 10^{19}$ | $3.84 \times 10^{19}$ |
| 总量       | $6.42 \times 10^{19}$ | $4.74 \times 10^{19}$ | $4.75 \times 10^{19}$ |

对比表 1 数据可以看出,在谱参数固定不变的条件下,使用更新修正后的新半衰期数据得到的铀和超铀元素放射性活度的结果比使用原来的半衰期数据得到的结果几乎相同,而裂变产物的放射性活度结果会降低 30%以上,由于铀和超铀元素的放射性活度在放射性总量上所占比例较小(约 20%),因此在使用新的半衰期数据后,放射性总量比原来减少约 26%。通过分析放射性总量中重要核素的贡献值,见图 3,可以发现在谱参数固定不变的条件下,半衰期数据改变以后,一部分核素的放射性量发生了较大的变化。在所有核素中,将放射性活度变化较大,且绝对量达到  $10 \times 10^{16} \text{Bq}$  以上的核素摘抄出来,列于表 2,发现这些核素部分就是半衰期数据发生更新修正的核素,另一部分是在衰变链中与半衰期更新修正的核素密切相关的核素。

而在都使用更新修正后的新半衰期数据的条件下,采用谱参数按层变化得到的结果与采用谱参数全堆固定不变得到的结果相比,铀和超铀元素的放射性活度、裂变产物的放

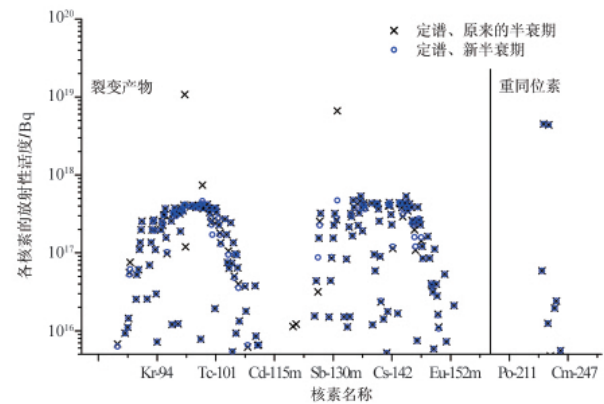


图3 不同计算条件下的重要核素放射性量比较

Fig. 3 Comparison of important isotopes' radioactivity under different calculation conditions

表 2 放射性量差异明显的重要放射性核素浓度(单位:Bq)

Table 2 Radioactivity of the important isotopes with significant difference in radioactivity (unit: Bq)

| 核素<br>名称 | 固定谱参数<br>(原半衰期数据)     | 固定谱参数<br>(新半衰期数据)     | 变化谱参数<br>(新半衰期数据)     |
|----------|-----------------------|-----------------------|-----------------------|
| Y-96     | $1.08 \times 10^{19}$ | $4.16 \times 10^{17}$ | $4.18 \times 10^{17}$ |
| Y-97     | $1.20 \times 10^{17}$ | $4.06 \times 10^{17}$ | $4.06 \times 10^{17}$ |
| Nb-100   | $7.39 \times 10^{17}$ | $4.62 \times 10^{17}$ | $4.63 \times 10^{17}$ |
| Mo-104   | $3.66 \times 10^{17}$ | $2.29 \times 10^{17}$ | $2.29 \times 10^{17}$ |
| Mo-105   | $2.60 \times 10^{17}$ | $1.71 \times 10^{17}$ | $1.71 \times 10^{17}$ |
| Sn-129m  | $3.17 \times 10^{16}$ | $8.71 \times 10^{16}$ | $8.74 \times 10^{16}$ |
| Sb-134   | $6.65 \times 10^{18}$ | $4.72 \times 10^{17}$ | $4.72 \times 10^{17}$ |

射性活度以及堆芯放射性总量都略有上升,但变化的幅度十分微小,都在 2.0% 以内;分析放射性总量中各种核素活度的贡献值时,也发现除 Xe-133m 和 Cm-249 这 2 个核素以外的所有核素的放射性活度变化幅度都在  $\pm 8\%$  之间,而 Xe-133m 和 Cm-249 这 2 个核素的放射性活度绝对值又比较小,对总量结果几乎没有影响。

## 5 结论与建议

计算高温气冷堆示范电站的堆芯放射性总量可以在谱参数固定不变与谱参数随堆芯位置变化,输入功率值与输入注量率值,使用原半衰期数据库与使用新半衰期数据库中选择不同的组合来达到计算的目的,而选择谱参数变化与使用新半衰期数据库的组合得到的结果是最贴近实际情况的。通过本文的计算,可以得到 HTR-PM 平衡堆芯放射性总量为  $4.75 \times 10^{19} \text{Bq}$ ,其中铀和超铀元素的放射性量为  $9.13 \times 10^{18} \text{Bq}$ ,裂变产物的放射性量为  $3.84 \times 10^{19} \text{Bq}$ 。

通过上述的计算也可以发现对于功率和中子注量率能得到很好展平的高温气冷堆来说,按层改变谱参数所引起的放射性总量变化并不明显,而改变核素的半衰期数据却会对结果产生很大影响,因此必须要采用正确的半衰期数据库才能得到精确的放射性总量结果。与此同时,编写一张谱参数

按层变化的输入卡片是一件费时费力的事情,因此在时间精力有限的情况下,可以采用固定谱参数的输入卡片来进行计算,在计算结果上加上 5% 的保守余量,也可以作为可信赖的放射性总量值。

此外,本文的计算还可以得到堆芯放射性量在空间上的分布,为高温气冷堆示范电站的安全管理、辐射防护设计,以及在事故状态下计算放射性释放源项提供数据基础。

#### 参考文献 (References)

- [1] 张锐平, 张雪, 张禄庆. 世界核电主要堆型技术沿革 [J]. 中国核电, 2009, 2(1): 85-89.  
Zhang Ruiping, Zhang Xue, Zhang Luqing. *China Nuclear Power*, 2009, 2(1): 85-89.
- [2] Electric Power Research Institute US. Advanced light water reactor utility requirements[S]. Issued, 1993.
- [3] Electric de France ENEL SPA, KEMA Netherlands, B.V. Etc. European Utility Requirements for LWR Nuclear Power Plants, Revision B [S]. Issued, 1995.
- [4] 欧阳予. 世界核电国家的发展战略历程与中国核电发展[J]. 中国核电,

2008, 1(3): 194-201.

Ouyang Yu. *China Nuclear Power*, 2008, 1(3): 194-201.

- [5] 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: 206-213.

Wu Zongxin, Zhang Zuoyi. The advanced nuclear energy system and high temperature gas-cooled reactor [M]. Beijing: Tsinghua University Press, 2004: 206-213.

- [6] KFK 3014 Fischer U, Wiese H W. Verbesserte konsistente Berechnung des Nuklearen Inventars Abgebrannter DWR-Brennstoffe auf der Basis von Zell -Abbrand -Verfahren mit KORIGEN [R]. Institut fuer Neutronenphysik and Reaktortechnik, Kernforschungszentrum Karlsruhe (Heizexperiment), 1991.

- [7] Magill J, Pfennig G, Galy J. KARLSRUHER Nuklidkarte, 7. Auflage 2006 [R]. European Commission Joint Research Centre, Institute for Transuranium Elements, 2007.

- [8] 卢玉楷. 简明放射性同位素应用手册[M]. 上海: 上海科学普及出版社, 2004.

Lu Yukai. Concise application manual of radioisotopes [M]. Shanghai: Shanghai Popular Science Press, 2004.

(责任编辑 王芷)

#### ·学术动态·



## “2011 农业工程新技术国际学术会议”征文

中国农业工程学会将于 2011 年 5 月 27—29 日在山东省淄博市召开“2011 农业工程新技术国际会议”。

会议征文内容如下:

1) 农业工程新技术、新进展,保护性耕作技术及机具研究,变量施肥及精确喷药技术,复式中耕作业及除草机械,联合收获机减振、优化、可靠性及智能化设计技术,经济类作物联合收获技术与机具,林果采集、秸秆收集及高效生态化利用技术,设施农业控制、高产新技术,种子清选、加工、干燥、贮藏新技术,生物系统虚拟建模与可视化仿真研究,农业装备虚拟样机、虚拟试验及可靠性设计方法,生物芯片、生物传感器和生物仪器的智能设计,精准农业技术、装备与仪器,大中型拖拉机及配套机具的设计、制造及运用,汽车、发动机和农业装备中的节能及智能计算。

2) 支撑低碳农业及可持续发展的农业工程新技术,土壤有机碳库组分、有机碳的稳定性与农田生产力,循环型农业工程技术,节水灌溉及农业节能减排新技术,提高农业装备作业效率的技术、措施及模式,生态农业、绿色农业、有机农业、观光农业等新模式。

3) 太阳能、风能、生物质能利用新技术,太阳能建筑、温室及光伏发电技术,风光互补发电系统及风能独立发电系统,大型风力发电机设计、控制及并网技术,生物质能利用新技术(秸秆、能源作物、林木、海藻等生物质能源转化应用原理与技术)。

4) 食品及农产品品质分析及质量安全检测控制新技术,色谱技术在食品、农产品检测分析中的应用,质谱技术在食品、农产品检测分析中的应用,光谱技术在食品、农产品检测分析中的应用,食品、农产品的生物检测方法,食品、农产品快速检测技术及可追溯系统研究与应用,食品、农产品加工新技术。

详见会议网站: <http://icae2011.sdut.edu.cn>。征文截止时间:2011 年 2 月 20 日。

联系方式:山东省淄博市张周路 12 号山东理工大学农业工程与食品科学学院(255049),传真:0533-2786896,电子信箱: [aent2011@gmail.com](mailto:aent2011@gmail.com)。