

核保障技术研究的现状和进展

乔盛忠

(中国原子能科学研究院 北京 102413)

摘 要 本文综述了国际、国内核保障技术研究的现状和进展,以及核保障技术研究的主要内容和发展趋势.

关键词 核保障, 非破坏性分析, 破坏性分析, 核保障系统, 实物保护, 核査.

1 引言

核保障主要指核材料的安全保障.核保障技术研究的目的主要在于确保核材料的安全及合法利用,防止核材料的被盗、破坏、丢失、非法转让和使用,也就是说防止核材料的非法扩散,用于制造危害人类的核武器.

核保障技术研究系核燃料循环学科,在国际上早已成为活跃的研究领域.它主要包括下列内容:(1)核材料非破坏性分析技术的研究;(2)核材料破坏性分析技术的研究;(3)核保障系统研究;(4)核材料实物保护技术的研究;(5)核材料核检查技术的研究等.

上述方面的研究,对核工业、核能技术的发展及交流都是十分有用的.目前核保障研究技术在国际上普遍受到重视,一些核能发达的国家及国际原子能机构都配备有专门的研究机构,拨专款进行该领域的研究工作.

2 核保障技术研究的国际和国内现状

60年代以来,核材料的核保障技术研究就成为国际上活跃的研究领域之一.70年代以后国际原子能机构(简称IAEA)及一些核能发达国家和地区,如美国、英国、法国、前苏联、德国、日本和欧洲原子能联营等,每年都要拨出专款进行核保障技术的研究工作.如IAEA每年与技术支持成员国签订技术开发合作协议300个左右,研究经费达1千多万美元,除在维也纳国际原子能机构设立了专门的核保障司及其下属管理机构和实验基地外,还与一些核能发达国家的实验室建立技术后援关系.如美国的阿贡国

家实验室(NBI)、橡树岭国家实验室(ORNL)、英国的哈威尔AERE、法国的格勒诺布尔CEA、德国柏林BAM、前苏联的列宁格勒RI及日本的东海JAERI等实验室形成实验室网.美国自70年代中期以来,承担了国际原子能机构的一半协作项目.由洛斯阿拉莫斯、布鲁克海文、阿贡、橡树岭、劳伦斯利弗莫尔等国家实验室,萨凡那河、爱达荷、普茨茅斯、西平谷、西亚图等核工厂,Canberra、Ortec等核仪器公司,进行仪器、仪表及方法的研究和开发工作.

美国及一些核能发达国家的实验室,如英国的唐瑞、哈威尔、温茨凯尔,法国的Cadache、 up_2 、 up_3 ,德国的卡尔色鲁厄、于里西,日本的Tokai,意大利的JRC、Ispra,比利时的核研究中心等,除承担一些国际合作项目以外,还开发一些本国核事业所需要的核保障技术研究项目.

国际原子能机构每年要举行定期或不定期的学术交流,技术项目的双边或多边协调会议以及技术培训讲座.如欧洲原子能联营每年都要举办学术年会及技术培训讲座,美国每年都要举办大型的学术年会及技术培训讲座.培训内容一般有三种方式:其一是单一的基础训练,如中子与 γ 射线探测,量热技术及数理统计等;第二种是联合培训,如中子与 γ 射线相结合的技术;第三种是全面的综合性的训练,如物理、化学、衡算、监听及数理统计等.

自80年代中期以来,国内的核保障技术研究工作逐步兴起,陆续派专业人员参加IAEA举办的核材料衡算、核保障系统及核材料非破坏性分析培训班,还派了多人在美国洛斯阿拉莫斯国家实验室和布鲁克海文国家实验室等长期

进修和从事核保障技术研究工作。除派人出国进修外,还邀请核保障技术专家学者来华讲学。陆续建立和健全了组织机构。1987年,中国核工业总公司外事局指定中国原子能研究院十室物理组为核保障技术后援单位,同时 IAEA 将该组的非破坏性分析工作列入了合作项目,并拨款 14 万美元;1990年,成立了能源部核材料管制办公室;1991年底,在中国原子能研究院成立了核保障技术研究室,参考核能发达的国家制定了一些适合中国国情的核材料管制的条例和法规,如 1987年 6月国务院颁布了《中华人民共和国核材料管制条例》,1989年 9月国家核安全局、能源部和国防科工委联合颁布了《中华人民共和国核材料管制条例实施细则》。自 1989年 9月,我国与 IAEA 签订的《中华人民共和国与国际原子能机构关于在中国实施核保障的协定》开始生效以来,中国已将 101 重水实验堆、492 材料实验堆、秦山核电站等核设施提交 IAEA 进行监督和核查。随着时间的推移和形势的发展,政府部门对该领域的研究工作也越来越重视。1992年,国防科工委拨专款 250 万元,开展核保障技术研究工作;1993年 9月,核工业总公司批准核保障技术研究室为部级核工业重点实验室,并拨专款 750 万元对重点实验室设备及实验楼房进行改造和建设。目前国内围绕核燃料循环所开展的工作有:新燃料组件中 ^{235}U 、 ^{238}U 含量的测定;可燃性废物中铀含量的测定;核燃料生产及处理工艺流程设备中铀、钚滞留量的测定;乏燃料后处理分离工艺流程混合料液中铀、钚含量的快速测定;乏燃料组件废包壳中核燃料含量的快速测定;水下乏燃料组件燃耗的快速测定;高密度、非均匀性核废液中铀、钚的含量的快速测定;核设施中核材料计算机自动化管理软件的研制;核保障系统中数理统计的研究;核材料实物保护技术的研究;核材料现场核查技术的研究等。

3 核保障技术的主要研究内容

3.1 核材料非破坏性分析技术的研究

核材料的非破坏性分析技术的研究是核保

障技术最重要的研究课题。它具有独特的优点及经济价值,例如,在反应堆辐照及乏燃料后处理的物料衡算过程中,有时会出现反应堆计算的产出量与乏燃料后处理流程中的提取量不一致的矛盾,在这种情况下,只有分析乏燃料组件溶解料液中铀和钚的含量,方可确定问题出在反应堆的理论计算有误还是核燃料后处理分离流程存在核燃料的流失。另外,在核燃料制造厂、核电厂、核燃料后处理厂都会产生一些核废物,如手套、口罩、衣物、棉纱、核燃料碎屑、残渣、燃料元件废包壳及核工厂退役设备解体或减容后的废物,均需装桶固化,再分类进行处置。据悉处置 1 立方米的非超铀废物仅需费用数千元,而深埋 1 立方米的超铀 α 废物需费用数百万元。因此,在处置前,必须采用非破坏性分析技术,如大型的中子质询缓发中子测定装置,对它们进行严格的分类。由上述事例可看出非破坏性分析技术的现实意义及经济价值。核材料的非破坏性分析技术通常包括下列方法。

3.1.1 无源 γ 能谱法

这种方法利用核材料自身发射的某一能量 γ 射线的强度,确定其样品物质中核燃料的含量。如铀丰度计,钚同位素丰度测定 γ 射线能谱仪,铀、钚滞留量测定仪,分段 γ 射线吸收扫描仪等。

3.1.2 有源 γ 射线分析法

利用外源所发射的 γ 射线(或 X 射线)进行激发,再测定次级的 γ 射线或 X 射线某一能峰的强度来确定样品物质中核材料的含量。如混合式 k 边界密度计,采用 k 边界密度计分析铀的浓度;同时在与入射 X 射线成 150° 角方向上引出在样品中激发的 X 射线荧光束,测定钚的 $k0.1\text{X}$ 射线与铀的 $k0.2\text{X}$ 射线能峰的面积比值,以获得样品中钚与铀含量的比值,从而达到同时测定铀、钚含量的目的。

3.1.3 无源中子分析法

利用核材料自身所发射的中子,特别是某些偶核的自发裂变所发射的中子的数量来确定样品物质中核材料的含量。如高计数率中子符合计数器、库存样品计数器、通用快增值堆组件

计数器、管道符合计数器、鸟笼计数器及铀容器分析系统等。

3.1.4 有源中子质询瞬发中子分析法

外中子源对核材料进行质询,可裂变核材料诱发裂变后发射出瞬发中子,用这种中子的强度可确定其样品物质中核材料的含量。有源中子质询瞬发中子测定法,关键在于如何区分质询中子和待测样品的中子,其方法有时间区分法:采用 ns 级加速器脉冲中子源;能量区分法:

利用 $^{124}\text{SbBe}$ 低能量 (23keV) 中子源;符合区分法:采用 AmLi 、 RaBe 等 (α, n) 反应中子源。如加速器脉冲中子源测定装置;光激中子源测定装置;有源井型符合计数器;铀中子符合环计数器等。

3.1.5 有源中子质询缓发中子分析法

外中子源对核材料进行质询,可裂变核素除诱发裂变时发射出瞬发中子外,某些裂变碎片在退激过程中发射出缓发中子,利用这种中子的强度可确定其样品物质中核材料的含量。如大型 ^{252}Cf 缓发中子测量系统和加速器中子源缓发中子测量系统等。

3.1.6 契伦柯夫观察镜

利用乏燃料组件的强辐射和储存池中的水相互作用所产生的契伦柯夫辐射效应而发出的光,扫描水池格架上的组件能定性地核实一个水池中所储存的乏燃料组件的属性,并能观察燃料组件中的燃料棒和水洞所形成的特征图。

3.2 其它核材料分析技术的研究

3.2.1 核材料破坏性分析技术的研究

破坏性分析技术是核保障分析技术的重要手段。主要包括库仑滴定、电位滴定等电化学分析测定铀、钚等核材料的含量;普通质谱法、 γ 射线法等测定铀、钚等核材料的同位素丰度;同位素稀释质谱法或 α 能谱稀释法测定铀、钚等核材料的含量;放射分析化学法测定铀、钚核材料含量;核材料非破坏性及一般破坏性分析标样制备技术的研究等。

3.2.2 核保障系统研究

主要从事核燃料循环中数理统计的研究;

核材料非破坏性分析及破坏性分析中误差估算的研究;核燃料循环物料衡算中 MUF 值计算及评价的研究;核保障系统的设置等。

3.2.3 核材料实物保护技术的研究

主要的技术研究工作是开发超声、红外、微波、封隔、监视、CCTV 及 PPS 等核材料技术防范措施的新技术和新产品;跟踪国际核材料实物保护技术,建立适合中国国情的核材料、核设施实物保护的实施计划和方案。

3.2.4 核材料核查技术的研究

随着人类文明及世界和平的发展,人们对于核威胁越来越敏感,因此,销毁核武器、防止核扩散的呼声越来越高。防止核扩散在一定意义上来说,就是防止核材料、核设施的扩散。为此,IAEA 及各核能发达国家对此进行严格的控制。自 1970 年 3 月 NPT(核不扩散条约)条约生效以来,至今已有 140 多个国家签署了核不扩散条约。目前 IAEA 控制下的核设施及核材料列入表 1 中,这些核材料遍布世界近千个核设施及场所。

表 1 目前 IAEA 控制下的核设施及核材料

核设施		核材料	
动力堆	195 座	已分离的钚	117 t
研究堆	177 座	未分离的钚	245 t
浓缩厂	6 座	高浓铀	>2.9 万 t
转换厂	8 座	天然铀、钍等	>4.3 万 t
燃料制造厂	43 座		
存储及其它设施	195 座		

IAEA 及各核能发达的国家,对拥有的核材料每年都要进行定期或不定期的核查,特别是当核材料的流失量达到下列显著量时,即钚 8kg、 ^{233}U 8kg、高浓缩 ^{235}U 25kg、低浓缩 ^{235}U 75kg、天然铀 10t、贫化铀 20t、钍 20t、重水 20t 等效的 D_2O 时,IAEA 要严格地追究其核材料流失的原因及去向。

当前,无论 IAEA,或各核能发达的国家均很重视核材料的核查工作。他们具有一定的研究经费,一定的研究人员,一定的实验场地及实

验设备来从事非破坏性及破坏性的核查仪器及技术的研制和开发。

4 核保障技术研究的发展趋势

随着核材料元件种类的增加,随着乏燃料的运输、处理与储存以及核燃料循环与衡算管理的发展,随着核材料非法转移及利用可能性与隐蔽性的日益增加,要求核保障技术的研究工作更加深入更加完善。分析方法向高灵敏度和高准确度方向发展,仪器设备具有高度自动化和高度小型化的特点。如 IAEA 已采用了一种小型铯化镭探测仪,其直径为 8.2mm,长度为 10cm,可用于水下乏燃料组件属性等的检查;又如美国已研制成一种新型的中子增殖符合计数

装置,这种装置依靠先进的核探测仪器及软件系统,能记录 256 个中子符合事件,能准确地测定多种类型介质待测样品中核材料的含量。为了推进核保障技术的迅速发展,除进一步开展深入的科学研究外,还需要进一步加强本学科与其它有关学科之间的交流和合作。

参 考 文 献

- 1 Rinard P M, LA-12105, 1991
- 2 Menlove H O et al. Nucl. Instr. and Meth., 1978, 152: 549
- 3 Sprinkle J K, et al. LA-UR-89-3740, 1989
- 4 Ottmar H, et al. INMM 27th Annual Meeting, New Orleans, Louisiana, June 22~25, 1986
- 5 Phillips J R, et al. LA-8212, 1980.

Current Status and Progress on Nuclear Safeguards Technology Research

Qiao Shengzhong

(China Institute of Atomic Energy, Beijing 102413)

Abstract The current state and progress on nuclear safeguards technology research are described. The main content and development trend are also described.

Key Words nuclear safeguards, non-destructive assay, destructive assay, safeguards system, physical protection, inspection.