



1970 年任 IAEA 安全保障委员会主席、现任奥地利总统的瓦尔德海姆先生和当时任 IAEA 总干事的 S. 埃克隆德博士 (左)。

1970 年 安 全 保 障 委 员 会

1970 年 4 月, IAEA 理事会通过一项决议, 要求建立一个安全保障委员会, 负责制定供签订《不扩散核武器条约》(NPT) 型安全保障协定用的一些细则。NPT 是 1968 年开放供签署的, 并很快就生效了。条约指定 IAEA 负责对 NPT 缔约国的所有核设施中的核材料实施安全保障, 专门来核实它们履行条约规定义务的情况。一旦 NPT 对某国家生效, 就要求该国在 180 天内开始同 IAEA 谈判签订安全保障协定事宜。

理事会当时任命奥地利的 K. 瓦尔德海姆先生为安全保障委员会的主席, 他后来成了联合国秘书长和奥地利总统。匈牙利的 F. B. Straub 先生和加纳的 J. A. K. Quartey 先生被任命为副主席。任何成员国代表都可以参加该委员会。先后总共有 50 个成员国的代表团参加过一次以上的委员会会议, 它们是:

阿根廷、澳大利亚、奥地利、比利时、巴西、保加利亚、加拿大、智利、中国、捷克斯洛伐克、丹麦、厄瓜多尔、埃及 (阿拉伯联合共和国)、芬兰、法国、德意志联邦共和国、加纳、希腊、匈牙利、印度、印度尼西亚、伊朗、爱尔兰、以色列、意大利、日本、大韩民国、墨西哥、荷兰、尼日利亚、挪威、巴基斯坦、秘鲁、菲律宾、波兰、葡萄牙、罗马尼亚、南非、西班牙、瑞典、瑞士、泰国、土耳其、苏联、联合王国、美国、乌拉圭、委内瑞拉、越南和南斯拉夫。这些国家代表团的成员中有瑞典的汉斯·布利克斯博士, 他于 1981 年继瑞典的 S. 埃克隆德博士任 IAEA 总干事; 有加拿大的 Jon Jennekens 先生, 他目前是 IAEA 主管安全保障的副总干事; 还有菲律宾的 D. L. Siazon, Jr. 先生, 他目前是联合国工业发展组织 (UNIDO) 的总干事。

IAEA 安全保障: 1970 – 1990 年的回顾和展望

政治、财政和技术的发展

继续影响着 IAEA 安全保障的方向并使之不断变化

Jon Jennekens

对核武器有可能扩散到许多国家的种种担心，很幸运没有成为现实。国际安全保障的实施，对这一成绩的取得起了很大作用。对 IAEA 来说，维持一套有效的世界性的安全保障体系，是一项已经执行了 25 年的重任。

即使是 25 年后的今天，仍然出现了一些新问题：世界上建起了处理大量可裂变材料的复杂设施，这些可裂变材料是必须予以安全保障的。一度令人满意的核查技术变得过时了。此外，今天的政治事态发展——例如，许多方面的裁军谈判——已经开创了比 60 年代开始建立安全保障体系时更愿接受核查的局面。IAEA 的安全保障工作如果能跟上别的核查方案方面的进展，将在费用效益比和可信度两方面受益。

过去 10 年，这些事态发展以及财政限制使 IAEA 执行有效的安全保障的能力受到了严重考验。当然，机构已经采取了一系列步骤来提高安全保障工作的整体效果。例如，已经针对较大型和较复杂的核设施弄清了新的可能转用途，建立了新的安全保障概念，并且改进了这类设施的安全保障措施。为了使

所有安全保障数据计算机化，已引进了安全保障情报系统，该系统大大改进了记录的处理和评价活动。对某些国家所有设施的同时视察已经发展为例行视察。这一步骤改善了安全保障的有效性。

另外，还通过成员国的安全保障支助计划采取了其它一些步骤，包括改进监视核设施用摄影机的可靠性和性能，还发展和试验了先进的闭路电视系统。此外，在非破坏性地测量核材料组成的仪器的准确性、可靠性和使用简易性方面，也有了重大的改进。

本文回顾了对安全保障活动有重大影响的《不扩散核武器条约》(NPT) 自 1970 年生效以来的 20 年间，使 IAEA 安全保障的执行情况不断发生变化的某些重大发展。特别叙及的方面有安全保障程序、设备、分析测量方法，以及视察报告系统和评价工作。

安全保障的协定和程序

1970 年，IAEA 成立了“安全保障委员会”，详细制定供总干事在缔结 NPT 第 3 条中所设想的安全

Jennekens 先生是 IAEA 副总干事兼安全保障司司长。

保障协定时使用的细则。(见第4页附框。)在此之前的安全保障“体系”，基本上是以从别国接受用于特定项目的核材料或设备的国家已接受的安全保障为基础的。1970年以前，实施安全保障的范围，主要限于某些拥有特定数量核材料的核设施，以及专门指定或仅适用于核研究、发展和工业活动的某些材料和设备。

可是，NPT所要求的安全保障，适用于无核武器国家所有和平核活动中的所有源材料或特种可裂变材料。因此，NPT的生效使得对机构的要求有了重大变化。

其它一些变化也影响了机构的安全保障活动。1970年以前，受IAEA安全保障的核材料，不是研究堆燃料元件形式的高浓铀(HEU)，就是计划用于研究和发展设施以及“中间”生产设施的少量天然铀。当时有10个左右的工业化国家拥有核动力计划，但尚无经验，此外仅有10到12个发展中国家执行核研究和发展计划。因而，在核材料和核设备的国际交易中，只有一些零星的买卖。1955年第一届日内瓦和平利用原子能会议与会者们的乐观情绪，早已被经济学以及，更一般地说，被地缘政治学的严酷现实所驱散。

安全保障委员会的题为《机构与国家之间根据〈不扩散核武器条约〉的要求应签订协定之结构和内容》的报告(文件编号为INFCIRC/153)，建议将基本上(但非完全)为工业化国家和发展中国家所共同接受的条款写入安全保障协定。提出这些建议的意图是使机构能够进行NPT所要求的核查，同时避免给核工业或研究活动带去不适当的干扰。

机构的安全保障在政策、具体做法和程序方面有许多法律和技术问题，这些问题的解决有一个渐进的过程，委员会的这些建议是在这方面迈出的重要一步。该委员会提出，IAEA安全保障的主要目的，是及时探知将重要量级的核材料从和平利用核活动转用于制造核武器或其它核爆炸装置，或转用于不明的目的，以及通过及早探知的可能性遏制这类转用。借助于核材料的衡算，并以封隔与监视(C/S)作为重要的辅助措施，这些目的是可以实现的。

安全保障视察将按照所提出的这些条件进行，这意味着机构将只在接受安全保障的设施中由当事国和机构联合确定的战略点上对核材料进行核实。委员会强调了考虑以下几个因素的必要性：有关国家已有的或将建立的材料衡算控制体系；与其它国家的相关

性；以及核材料的特性、燃料循环的生产能力和安全保障技术的发展。

委员会曾建议对以下三类设施中的每一类应用以“人·日”计的最大视察量概念：反应堆和封闭的贮存设施；处理钚或铀-235浓缩度超过5%的浓缩铀的设施，包括转化、元件制造和后处理厂；所有其它处理浓缩度较低的材料设施的设施，包括加工天然铀或稍加浓铀的转化和元件制造厂。

委员会还建议机构不得要求获得多于执行安全保障所需的最少资料，并应确实实地尊重它可能收到的各种各样敏感资料的机密性。应特别注意国家衡算和控制体系的重要地位及其在机构和设施运营者之间的桥梁作用，因为它们是加速和简化安全保障执行过程的重要手段。

18国裁军委员会起草NPT时预料，多数国家会批准NPT并同机构签订INFCIRC/153型安全保障协定。这一预料基本上实现了，尽管少数有重要核研究、发展和工业计划的国家由于种种原因还没有批准该条约。

设施附件。按照INFCIRC/153型安全保障协定条款缔结的第一批设施附件，只包括有关工厂地点、设计说明和记录与报告制度的条款。后来的文本扩大到包括有关核实期末盘存量的条款。因为70年代初期的一些设施基本上是“件料操作”设施(如动力堆和研究堆)，在这些设施中执行安全保障用的条款，与目前的一些非常复杂的设施的情况相比是相当简单的。1970年进行的视察活动包括：审查记录，核实记录与报告是否一致，实施C/S措施，以及用逐件计数、识别系列号以及简单的非破坏性分析(NDA)方法(一般使用便携式仪器)核实新燃料组件。

70年代初期，对反应堆实施的安全保障主要是审查运行记录和燃耗计算值。采用了附有盒式磁带数据记录设备的高分辨率探测装置，以确认申报的钚生产量。封记的应用非常有限。审查反应堆运行记录的目的是要了解其运行史和安排随后的视察。最后，把从反应堆安全保障中取得的经验，推广到了对核材料加工设施实施的安全保障。

目前，由于IAEA已经按照顾问们的建议编写了一些技术手册和实施细则，安全保障视察员就可以按《安全保障手册》行事，这是一套多卷的包罗万象的操作须知。

仪器和设备

非破坏性测量。70年代初期,安全保障视察期间所用的 NDA 设备限于少数几种非常轻便的仪器。这些仪器能够通过对 γ 辐射的粗略测量,确定铀的存在及其浓缩度,并且能测量各种钚化合物所特有的中子发射。

之后,这些仪器被更精密的型号所代替,用这些新仪器可以进行更全面和更准确的定性和半定量测量。

1990年,安全保障司已经拥有300多台便携式和半便携式的 NDA 仪器和装置,这些仪器和装置对例行视察和特别视察来说是非常先进和非常实用的,其中包括:

- 用于放射性材料属性检定的 γ 射线测量仪器(如便携式多道分析器 (PMCA), 它被用于测定铀的浓缩度和乏燃料中裂变产物的能谱。)

- 用于钚同位素和乏燃料测量的高分辨率 γ 谱仪。

- 用于钚的定量测量,加上有源探测技术后用于铀-235 定量测量的符合中子发射探测器。

- 用于乏燃料组件非侵入性属性测定的切伦科夫辉光观察装置。

- 载荷传感器称重系统和超声波测厚计。它与 PMCA 一起使用,可核实六氟化铀运输容器和二氧化铀加工设备中的物料量。

- 用于乏燃料组件属性测定的电离室/裂变室乏燃料监测器。

- 与许多 NDA 仪器联用的各种轻便计算机(200台以上),用于数据采集和分析。

分隔和监视设备。1970年安装了第一台用于例行视察的照相监视装置。这是一台35毫米的照相机,带有一个大胶卷盒,可拍摄200张照片。操作这种照相机是一项既费时又乏味的工作,它的胶卷很难装,远不如后来于1972年首次使用的直接更换暗盒的8毫米“家庭电影”摄影机那么简便。这些摄影机的图片容量为3600张,1974年采用了更薄的胶卷材料后其容量增加到7200张。这些8毫米摄影机至今仍然是进行安全保障监视的主力军。目前正在使用的“双体美能达”装置约290台。由于技术的不断发展,这些装置已经非常完善,可靠性极高。

8毫米胶卷的生产在世界范围内已经停止,现在

摄像机满足了业余摄影师的需要。机构将不得不用录像设备,即闭路电视(CCTV)系统,来更换所有的“双体美能达”装置,1988年开始实施安全保障监视装置的替换计划,一批替换性的录像设备目前正在安装。

IAEA于1976年首次引入CCTV系统。同摄影机相比,CCTV系统的优点是图象质量好、感光灵敏度高、附有日期和时间标记,而且辐射灵敏度低。此外,无需胶卷处理,就可到现场直接查看记录到的信息。

在美国支助计划的支持下,研制成了“模块组合式录像系统”(MIVS),1989年后期开始成批生产,目前正在安装。(参见本期另一篇关于MIVS项目的文章。)在日本支助计划的支持下,正在研制“小型监视和监测系统”(COSMOS),预计1991年下半年拿出产品。

可供视察员使用的还有反应堆功率监测器、超声波封记和封记检验器、电子封记、金属盖封记、胶带/纸封条以及热释光剂量计(TLD)等。

微处理机。微处理机的使用使机构得以将技术能力提高到一个崭新的、更高的水平。微处理机同PMCA联用,可用于测量同位素组成、出错诊断和数据评价。同样,便携式计算机的使用将增加机构在现场利用复杂的程序核实钚样品的能力,这种核实工作过去只能在IAEA总部进行。

新的信息存储和编码技术大大改进了C/S设备的性能。记录监视数据用的胶卷,目前已为电磁存储载体(录像带)所替代。已经研制成了视察员可在现场进行核实的电子封记。

为改善机构的分析能力,采用了新型的辐射探测器。高纯度锗探测器得到了广泛应用,因而可在现场进行高难度的探测,这种探测过去只能在实验室内进行。利用微型镅-铈探测器可设计小型屏蔽探头,这些探头可以紧挨着密集堆放的核燃料组件放置,不再要求把这些组件分开来核实。

从以下一些事例可以看出,新研制的安全保障NDA和C/S设备对安全保障实践的改进提供了多大的帮助:

- 最近,在一座大型自动化混合氧化物燃料(MOX)元件制造厂中,安装了几台由高计数率中子符合探测器及相关的电子设备和计算机组成的测量装置。该系统可用来核实不同类型的钚化合物,而无需

视察员在场。该设计的特点是视察员可对测量数据和软件进行鉴别、可收集和复查数据，并便于数据评价。视察员认为此软件“很好”。

- 已对诸如 X 射线荧光光谱仪 (XFS) 和热四极质谱仪 (THQ) 等由运营者安装的设备进行了检查、试验，并同意把它们作为现场的常规设备使用。这些设备的操作程序和软件允许人们对测得的数据进行鉴别和进行明确的评价。

- 1970 年时只有很少几座后处理厂。当时对受保障核材料进行后处理的工厂中，最大一座的后处理能力总共为每年 400 t 辐照燃料。相应的乏燃料贮存设施的贮存能力为 250 t，或者说 750 根燃料组件。目前一座现代化大型后处理厂的处理能力大约为每年 800 t。其贮存池的容量约为 10 000 t。这类设施接受来自世界不同地区反应堆的辐照燃料，其卸料量约为每天 12 根燃料组件。为对这类设施实施安全保障，机构必须开发新技术以避免大量增加视察员，同时提高安全保障质量，减少安全保障活动对运营者的影响。在一成员国的安全保障支助计划支持下，研制出了一台自动化防破坏的监视装置，该装置一俟收到乏燃料就立即用 NDA 对其进行核实。用它取代连续视察之后，机构就可能减少所需的视察量。

- 超声波封记可用于给不停堆换料反应堆贮存池中的大量辐照燃料加封记。这种封记是可以进行现场核实的，因此改进了这些反应堆的安全保障及时性。COBRA 纤维光导封记可用来给辐照燃料干式贮存容器加封记。这些封记也是可以进行现场核实的，因此，改善了视察员特别是在冬季的工作条件。最近另一项成果就是利用水下电视系统核实辐照燃料。

- 两种新的切伦科夫观察装置 (IV 型和 UV-II 型) 专门用于轻水堆 (LWR) 辐照燃料的核实。正在研究能适用于已冷却很长时间和 (或) 燃耗较低乏燃料的新方法，作为对这些观察装置的补充。这些新方法连同对视察员的专门培训，形成了实现 LWR 堆的某些安全保障指标的可靠手段。

能力须是“能分析取自燃料循环任何关键测量点的样品，而从这些分析中得到的数据能满足安全保障核算核实的要求”。不过，为了适应预计每年要抽取这么多样品的形势，在全世界范围内建立了一个“分析实验室网” (NWAL)。应 IAEA 要求，许多成员国为此指定了一些分析实验室。NWAL 于 1975 年开始工作，目前仍在提供测量服务和支助分析技术的发展工作方面，发挥着积极的作用。

就是在 1970 年以前，机构视察员也提取受安全保障核材料的样品作化学和 (或) 同位素分析，以确定易裂变材料含量。这些测量已成为机构的独立核查体系的一个重要部分，尤其是在帮助作出定量结论方面。样品年提取量，已从 1970 年的几十个增加到约 1300 个。

用破坏性分析进行核实性测量涉及到好几个步骤，例如取样、包装、从设施运到 SAL，以及最后进行实际分析测量。采取的改进措施已成功地减少了前几年出现的长时间拖延现象。例如，运输后处理厂进料溶液样品的平均时间，1979 年是 75 天，而 1989 年是 16 天。同样，分析一个样品所需的平均时间，1979 年是 80 天，而 1989 年是 17 天。

SAL 和 NWAL 所用的主要分析技术是电势滴定法、质谱法和放射性测量术。这些技术正在不断改进，以改进测量结果使之符合最新实践状况。在这些活动中，成员国支助计划所作的贡献将仍然是必不可少的。测量质量则利用严格的质量控制计划进行监督。

SAL 和 NWAL 报告的分析结果，与相应的设施报单一起输入中央数据库。这些数据经过例行的评价，所得结果用于视察结论。它们还为连续监测实际的核实性测量质量提供依据。

90 年代，预计将需要在大型散料操作设施中建立就地的破坏性分析测量能力，以实现机构及时核实的指标。对于安全保障分析部门来说，这是一个新任务，成功与否将取决于与设施运营者和支助计划合作得如何。

安全保障的分析测量

IAEA 成立安全保障分析部门的想法是 70 年代初期形成的。当时设想 IAEA 应建立并运行一座装备齐全的安全保障分析实验室 (SAL)。SAL 的分析

视察报告和评价

1970 年时，报告安全保障视察情况用的表格比较简单，它只是扼要地叙述视察活动的情况及其结

论。视察活动的细节和视察的“深度”均反映在由各个视察员保存的视察报告中。

随后几年，为了使报告形式一致、内容完整并减少叙述部分，对视察报告的表格进行了改进。目前的表格通常叫做“记录卡”，它记录了编制计算机化视察报告所需的所有信息。

自 1977 年以来，机构每年发表一份《安全保障执行情况报告》(SIR)，其中包括有关安全保障计划的效果和效率的数据资料和结论。设施数量和类型的不断增加，以及新的和更有效的核实方法的采用，不断地影响着报告的广度和深度。

安全保障资料的汇编和评价工作也已大大改进。视察资料的加工和处理大部分已计算机化。在编制评价视察指标达到情况的准则方面，也已取得明显的发展。

展望

机构自开展安全保障活动以来一直坚定地认为，必须确保核领域的技术变化能够及时地用开发新的安全保障程序和技术加以解决。在 60 年代和 70 年代初期，成立了一些咨询组，以审查在制定安全保障方案方面出现的具体问题。1975 年，总干事在与涉足安全保障事务较多的成员国磋商后，决定成立安全保障执行常设咨询组 (SAGSI)，为机构的安全保障计划提供全面指导。SAGSI 一直在履行着其高层次的职责，获得了成员国和秘书处的认同。

根据 SAGSI 提出的应制定用于指导机构保障计划的长期指导原则的建议，IAEA 正在制定下一步的安全保障执行和评价准则，这些准则将考虑预计会出现的技术进步，并为安全保障活动的规划、执行和评价提供更全面的依据。在施行这些准则时，成员国的支助和合作对保持安全保障体系的有效性将是极为重要的。

毫无疑问，机构的技术能力本身也将需要按照核材料测量和衡算系统方面的技术进步不断地加强。同样，核材料的装运、加工和贮存系统计算机化的趋势——因而减少了为了核查而接近这些材料的可能性——必将促使 IAEA 视察部门、成员国的国家管理部门和核设施运营者之间的衔接处进一步变化。国家

1970 年和 1990 年无核武器国家中含受保障核材料的设施数

	1970 年	1990 年
动力堆	9	195
研究堆和临界装置	63	177
转化厂	—	8
燃料元件制造厂 (包括中间工厂)	5	43
后处理厂 (包括中间工厂)	3	6
浓缩厂	—	6
独立的贮存设施	—	41
其它设施	19	51
小计	99	527
—其它场所	57	405
—非核设施	—	2
总计	156	934

1970 年和 1990 年无核武器国家中含受保障核材料的数量 (以吨计)

	1970 年	1990 年
辐照燃料中的钚	<1 吨	245
已分离的钚	243	11
浓缩铀	1146	29 000
天然铀、贫化铀和钍		43 000

核材料衡算体系和 IAEA 安全保障之间的相互联系越多，意味着必须将更多的重点放在鉴别由 IAEA 和设施运营者联合管理的测量系统所提供的数据上，尤其要放在鉴别由设施运营者所有和管理的测量系统所单独提供的数据上。

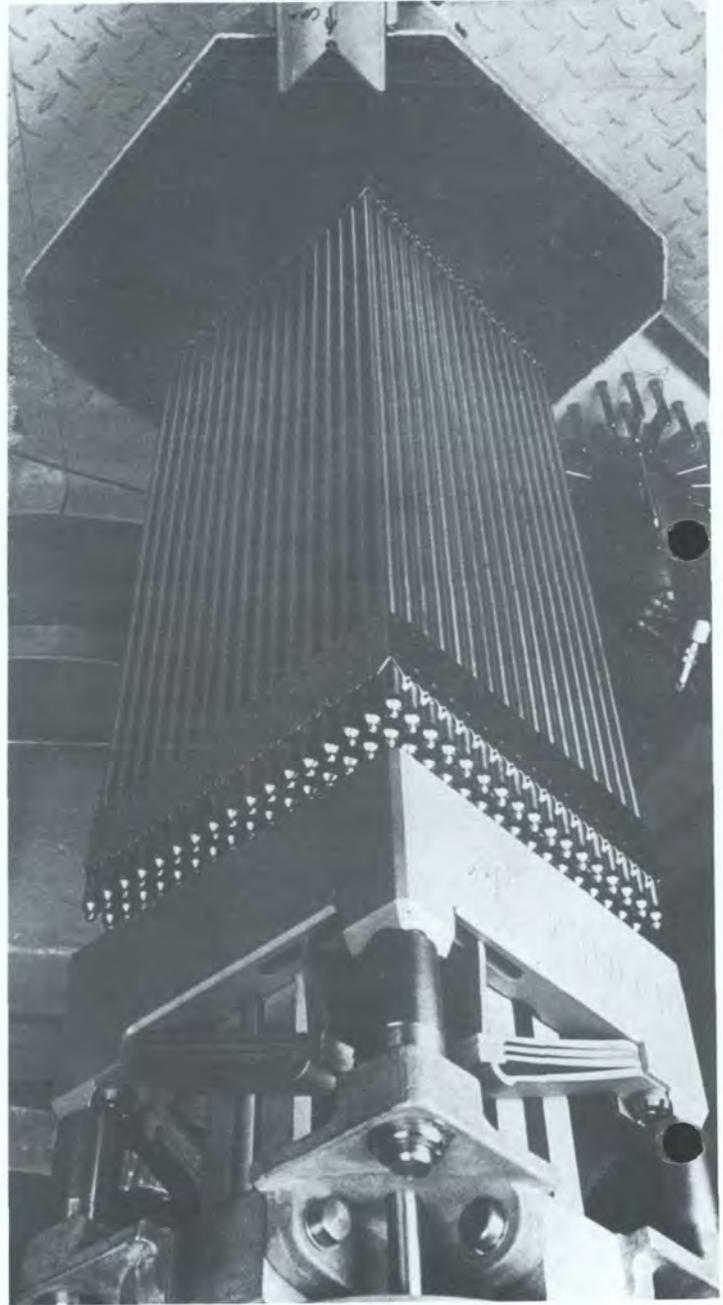
在使 IAEA 从核工程及有关领域的技术进步中获益方面，成员国的安全保障支助计划将具有更为重要的意义。在 IAEA 方面，继续执行“实际零增长”预算政策的可能性非常大，显然，没有成员国的大量的和各式各样的贡献，IAEA 的安全保障计划一定会大大削弱。

IAEA 安全保障计划的范围不断扩大的可能性已经出现:

- 与尚未将其全部核计划置于 IAEA 安全保障之下的国家的谈判及安全保障协定的生效;
- IAEA 在核武器国家的安全保障扩大到其全部民用核计划;
- 已将其全部核计划置于 IAEA 安全保障之下国家的核计划继续扩大。

这些可能性如果实现会有什么后果呢? 根据已发表但未经证实的资料作出的估计表明, 如果另一些国家将其全部核计划置于 IAEA 安全保障之下, IAEA 的安全保障工作就会增加约 5-10%。如果将安全保障扩大到核武器国家的全部民用核计划, IAEA 的一项“最佳推测”估计, 总的安全保障工作将增加近两倍。已将其全部核计划置于 IAEA 安全保障之下国家的核计划继续扩大, 则今后 5 年内 IAEA 的安全保障工作可能会增加 20-25%。

因此, IAEA 安全保障的前景, 即使有可料想到的不确定性, 也是非常光明的。IAEA 安全保障作为全世界核不扩散工作的一道防御工事, 其今后的重要性是不成问题的。那些承担全面安全保障义务的国家坚信, IAEA 安全保障为核实其核活动的和平性质, 提供了唯一具有广泛国际性因而是可信的手段。对没有选择承担这种全面安全保障义务的国家, 不要求它们放弃从核能和电离辐射中获得许多人道主义的益处, 而只要求其加强已经广泛实施的 IAEA 的安全保障计划。70 年代和 80 年代这 20 年, 为人们几乎普遍相信 IAEA 安全保障的重要性, 提供了有力的证据。人们希望, 90 年代这十年内, 所有国家将会联合起来, 真正普遍地实施核材料不转用于非和平目的的核查制度。或者从更积极的方面说, 真正普遍实施能为核材料仅仅用于和平目的提供必要证据的核查制度。



核动力厂的燃料组件。(来源: French Nuclear Newsletter)