

在永久性地质处置库中处置乏燃料的 国际安全保障问题

正在采取措施制订安全保障方案和政策

A. Fattah 和 N. Khlebnikov

乏燃料管理的一种重要方案，是把不经回收铀和其它元素的乏燃料进行直接处置。一些采用这种方案的国家，打算先对乏燃料进行形态调整，然后在地质处置库处置它。这就要求将乏燃料贮存在反应堆现场贮存设施和离堆（AFR）贮存设施中进行冷却，直到有适宜的处置库投入使用为止。

某些国家既不想进行乏燃料后处理，也不认为它是经济的。最近的发展已使乏燃料的地质处置库处置比原来设想的更具吸引力，这就给安全保障工作提出了新的任务。与此同时，核工业界已对急需解决的乏燃料地质库处置的长期安全保障问题表示关切。* 因此，IAEA 必须针对乏燃料地质处置设施提出安全保障的要求和基本方法，并在这类设施开始运行之前制定保障政策。

安全保障的终止问题

对乏燃料处置的基本考虑是，终止对该材料保障

Fattah 先生和 Khlebnikov 先生都是 IAEA 安全保障司的工作人员。

* "International Safeguards Concern of Spent Fuel Disposal Programme", by K. K. S. Pillay, INMM 29th Annual Meeting Proceedings (June 1988), and "Final Disposal of Spent Fuel — Safeguards Aspects", by G. Stein, R. Weh, R. Randl, and R. Gerstler, *ESARDA Bulletin*, No. 12 (April 1987).



美国目前没有处置乏燃料的地质处置库，但研究工作一直在进行。它曾在内华达州的 Climax 研究设施中进行过试验。(来源：美国能源部)

的条件能否得到满足，或是否必须对其无限期地实施保障。* 按文件规定的要求，一旦机构断定该材料

* 安全保障终止的准则见机构文件 INFCIRC / 66 / Rev.1 第 26 (C) 款和 INFCIRC / 153 第 11 款。

已被消耗掉，或已稀释到不再能在任何核活动中被使用，或已成为实际上不可回收之物，就可终止保障。

有人提议，应当根据能使乏燃料退出核燃料循环的这些属性——“消耗掉的”、“稀释了的”或“实际上不可回收的”——比较精确地制订有关的技术准则。离堆贮存的或反应堆现场设施中贮存的乏燃料，不满足“实际上不可回收”的要求。以任何形式进行中间贮存或可回收贮存的乏燃料仍然是可接近的，从而这类核材料是可回收的。

与永久性处置库有关的情况，例如地质建造和专设的封隔性构筑物等，还不很清楚。建永久性处置库的基本目的，是使被处置的乏燃料与生物圈隔离，防止人类接近它。

现在有一种看法，认为贮存在地质建造中的乏燃料实际上是不可回收的，因为人们不能接近它。然而严格地说，事实可能并非如此。在经长期贮存的乏燃料中所含的各种化学物质是比较容易回收的，因为在贮存数十年之后放射性会大为减弱；那时就更有可能从中提取钚。

将来，乏燃料可能成为许多日常应用中使用的某些化学元素的唯一来源。例如铯，它与铁熔合可生成强抗腐蚀性的钢。因此，地质处置库会含有大量这类具有潜在利用价值的元素。

人类习俗和社会管理制度的变化，可能鼓励人们去回收乏燃料，用于能源生产或作为其它矿物的来源。甚至在永久性地质处置库关闭以后，也存在回收核材料的可能性，任何贮存了乏燃料的国家都能够在给定的某一时刻回收它。贮存和回收需要的技术和技能是相同的。如果某一国家存心要转用包含在燃料元件中和存于永久设施中的材料，人们是想不出可使该材料不被回收的方法的。

在这一点上，我们面临一个很根本的问题，即对乏燃料实施保障的时间应当持续多久？一个可能的答案是，甚至在最终处置设施退役以后很久，还要继续实施安全保障。但这种观点得不到其它人的支持，这些人坚持认为，无限期地继续实施保障的作法是行不通的。

制定乏燃料的安全保障政策

鉴于各种技术的、社会的和政治的原因，IAEA已倡导对于未来的有关对已置于永久性地质处置库的乏燃料实施安全保障的政策问题，研究出一个国际上

一致的意见。1988年9月，在IAEA总部，就有关废物和乏燃料中核材料最终处置的保障问题，开了一次咨询小组会议，出席会议的有来自17个成员国和欧洲原子能共同体的43名代表。*与会代表详细讨论了一个基本问题：即地质处置库中仅仅放置乏燃料——或者说处置库的某些附加特性或形态调整的程度和方法——是否会使乏燃料成为实际上不可回收的。会议期间提出的一些看法，将有助于对存入处置库中的乏燃料制定保障政策。这些看法的大意如下：

- IAEA不应终止对乏燃料的保障，因为乏燃料在被放入地质处置库以前或以后的任何时刻，甚至在关闭处置库以后，都实际上不是不可回收的。

- 对于涉及堆内燃料、离堆贮存和直至开始燃料形态调整的各个阶段，可用适当修订现有保障措施的方法对该材料实施保障。

- 在从燃料形态调整开始到最终放入处置库的过程中，出现一些新的需要考虑的安全保障问题。这些问题起因于原始燃料组件的可能拆卸和合并，放入处置容器和把容器放入处置库等。这就需要进一步依靠封隔/监视(C/S)系统和其它监测系统。如果安全保障系统不能提供所需的保证，那么在大多数情况下就不可能通过重新测量来重新确定其存量。为了提供各种C/S系统和监测系统，在必要的系统研究完成以后，就应最优先地着手研究和开发工作。为了促进C/S措施的应用，应及早地在成员国/设计单位和机构之间进行磋商。

- 当运行中处置库的一个特定区域或井巷被回填，当处置库的全部操作完成和处置库被封闭之后，就可以认为实际上已不可能接近乏燃料进行实物核实了。

- 在对封闭的处置库实施保障以前，还有一些技术和法律问题必须加以解决。

机构必须针对这类运行中和关闭后的处置库，以及相关的形态调整设施，在它们投入运行前制定出安全保障方案。

乏燃料安全保障的现状

机构对反应堆燃料组件的基本保障方案是物件衡

* IAEA Advisory Group Meeting on Safeguards Related to Final Disposal of Nuclear Material in Waste and Spent Fuel, STR-234 (Rev.1), Vienna (1988).

算制度。该方案所依据的原则是单个物件的完整性能得到保证，或是因为燃料组件的破坏是如此之难，以致可认为是不可能的，或是因为实施了保障措施因而它们的完整性能得到核实或证实。核材料的含量是以制造时的测量数据为基础的，并且根据生产时的计算和辐照期间的损失进行校准。只要维持物件的完整性，就可以假定核材料的含量是可以跟踪的。

作为保障方案的物件衡算制度能否取得成功，完全取决于机构能否实施对物件的持续完整性提供可接受的保证措施。保障措施包括采用一套既可对燃料完整性提供所需的保证，又可监测燃料装运的 C/S 装置。最近的一些技术发展，如越来越多地采用燃料棒交换技术和扩大反应堆贮存池容量（采用密集型贮存格架，燃料棒并在一起，燃料组件堆成两层，以及采用特制贮存篮或多元瓶等，以便容纳日益增多的乏燃料组件），都使物件衡算法的应用进一步复杂化了。当今的方法无法核查辐照燃料运输容器的装载过程、燃料组件拆卸和重新组装过程，或抽走个别乏燃料棒等情况。

这些问题已使人们对以物件衡算为基础的保障措施的适用性产生了疑问。最近人们已日益关注另一措施：用非破坏性分析（NDA）方法重新核查物件的完整性。然而注意到这样一点是重要的：依赖 C/S 措施去证实完整性，或用 NDA 方法去重新核实完整性，都有某些实际困难。

在 AFR 湿法和干法贮存设施方面也遇到了类似的安全保障问题。湿法贮存设施的容量、设计特点和贮存时间的延长，又带来了一些问题，因为核查的前景受到了很大的限制。即使 NDA 有可能用于核查，但乏燃料元件太多，势必耗时过多。

贮存在特制贮存篮或多元瓶中的乏燃料，就是对物件的计数和识别来说，也会引起一些严重的问题。乏燃料组件的不可接近性，使人们不能直接进行定期核查。目前，为了取代乏燃料的湿法贮存，已开发了干法贮存技术。每个运输容器中的材料含量只有在装载时才能进行核查。要想持续地了解贮存在这类容器中不可接近燃料的状况，只能靠 C/S 措施。一般说来，这类干法贮存不采用敞开式容器，所以除在卸料设施中外，是不可能核查其存量的。安全保障核查的基础是物件的计数和容器的识别、封记的应用，以及封隔与监视。

需要认识的问题是，乏燃料将来是在假定它的完整性得到保持的情况下运到预备性设施或永久处置库

的，但重要的问题是能否做到这样。如果发生材料转用，又未在处置时探测到，那就可能永远不会探测到了，因为机构可能永远不会有另一次核查的机会。

地质处置库的安全保障

辐照过燃料要经历若干阶段以后，才能放入永久性地质处置库。每个阶段都有它自己特有的安全保障问题，只有解决这些问题才能使不转用核材料的保证是可信的。

形态调整设施。乏燃料只能按照当事成员国所订的准则进行处置。这涉及到燃料组件在库址附设的形态调整车间或在别处进行固化或形态调整。* 这些作业通常是在干式条件下进行的。乏燃料在运到形态调整设施以后，就转移到进行拆卸的热室。然后把拆卸后的部件装入符合最终处置要求的容器。在某些情况下，可能需要把这些部件切成小块。此时重要的是要保证燃料组件抵达形态调整设施时仍保持其完整性。对安全保障的重大影响是，燃料组件此时丧失了可按分立物件进行计数的特性。由于这种材料处理操作可改变乏燃料含量，所以这种操作之后应当采取措施核实核材料的含量。安全保障是否有效，取决于核实被放入最终处置库的材料的含量和组成时所用的衡算方法。

必须拟订一些程序，以确保所有辐照燃料部件都被统计到，所有被最终处置的核材料的含量都精确地记录在案。必须制订一些附加条款，使 IAEA 视察员得以核实被最终处置的核材料是否与运营者的申报值相符。也许还需要一些新的测量方法和监视技术。

运行时的处置库。预计地质处置库与矿山类似，由出入通道和在深部地质层内开挖出的处置洞穴组成。** 在处置库的地表建有各式各样的辅助设

* "Final Disposal of Spent Fuel — Safeguards Aspects", by G. Stein, R. Weh, R. Randl, and R. Gerstler, *ESARDA Bulletin*, No.12 (April 1987).

** "Safeguards Problem and Possible Solution with Deep Underground Disposal of Used Nuclear Fuel and Fuel Cycle Waste", by R. H. Smith, and D. W. Jung, INMM 28th Annual Meeting Proceedings (1987). Also see, *Waste Management and Disposal*, INFCE Working Group 7, Final Report of the First Plenary Conference of the International Nuclear Fuel Cycle Evaluation (INFCE), Vienna 27–29 November 1978, IAEA STI/PUB/534, Vienna (1980).

施。竖井是通向处置洞穴(巷道)的入口。为保证最佳利用,人们设想了至少三种互相独立的竖井,即密封容器运输竖井、人员和送风竖井及排风竖井。处置库的地下设施可设计成能进一步挖掘新的洞穴,能接收和运输并放置乏燃料,能回填处置洞穴。掘进作业可以是连续地进行的。在洞穴挖好以后,垂直出入口和运输竖井就应该可供使用。在地表设施为最终处置准备的装有乏燃料的容器,就可开始从形态调整车间运到处置库,通过竖井把这些容器向下运到处置层位,再运往处置洞穴,并放入存放井筒中。预计全部作业都是遥控的。在容器安放好以后,空余的空间要用低渗透性材料回填。

当处置库已装满设计容量,且洞室被回填好时,处置库最终退出运营的工作即开始,回填全部通道和一些平巷入口。全部竖井也都要密封好,使该地质层的完整性恢复到与原有状态相当的状态。

处置库的安全保障需要着重考虑的事项是:鉴别进入处置库的每个密封容器,跟踪这些容器直到其最终放置位置,并在水平坑道被堵塞和处置库被封闭以前核实它们是否还在那里。

目前还没有供乏燃料处置用的永久性处置库,大概也不存在不久就能投入运行的处置库。一些成员国正在积极考虑在下世纪初建造最终处置库。在此同时,许多国家正在为处置库的最终设计开展广泛的研究和开发工作。重要的是,应当在近期就适用于这类处置库的安全保障措施达成国际协议。

封闭后的处置库。处置库关闭后持久的安全保障多半要以采用C/S措施为基础。保障措施应设计成用于证实由处置库地质基体提供的封隔一直没有受到损害。可能需要进行定期视察,以核查指示有人破坏的那些可接近的器件和探测设备的状况。可能还需要察看处置库场址周围地区,以核查是否进行过平硐或坑道的掘进活动。

预计处置库将建在地质构造活动不活跃的地区。在下世纪中叶以前,任何永久性处置设施都不大可能装满并被回填和密封。目前还无法预言那时的安全保障要求的特点。

另一种可能的安全保障方案

安全保障的目的在于确认有无将重要量级的核材料从和平核活动转用于制造核武器或未知的用途。乏燃料的最终处置需要考虑可能适用的保障措施。

虽然目前材料衡算工作是一项基础性的保障措施,但这对乏燃料来说完全是不可能的。由于乏燃料客观上是不能接近的,因而核实实物存量的工作无法进行。

然而,目前的安全保障视察并不排斥“使用其它已证明在技术上可行的客观方法”,例如采用封隔和监视措施。*采用这些“客观方法”可能有助于开发一种适用于地质处置库中存放乏燃料的保障方案。

难以接近核材料的安全保障。目前用于长期贮存在难以接近区域的辐照燃料的安全保障方法,是以文件INFCIRC/153中明确预见的改进后的C/S系统为基础的。**这种概念可适用于装入分立容器中的燃料,这些容器是焊接的,或具有供核实用的不能轻易打开的关闭机构;和(或)可适用于使用普通的燃料装运设备和操作程序把物件运到最近的便于测量的场所所需平均时间超出4小时的情况。在把燃料放入难以接近的贮存区以前,必须履行确定存量总量缺失和部分缺失的一般衡算核查要求。

保障目的可通过成功地使用基于不同的物理原理并以冗余和独立的方式运行的两套C/S装置,连续地了解核材料的办法来达到。对每种转用途径,都必须至少能得到两个表明未发生转用的明确结论,而且不能有发生转用的明确结论。一旦这些条件得到满足,并且燃料被成功地封隔和监视,衡算措施中核实存量的做法就可放弃。然而重要的事情是要以适当的频度重新核查设计特点,以证实这种难以接近的状态没有变化。

用于这类难以接近设施的C/S系统必须非常可靠,一定要有很高的置信度,表明所提供的情报是正确的。出现任何报警后都需采取适当的后续行动。万一C/S失灵,即使是贮存于反应堆厂房内的乏燃料,重新核实核材料存量的要求也可能因难以接近而要付出昂贵的代价,还可能被运营者看成是一种很大的干扰。要弄清出现报警的原因将是个大难题,重新

* “The Structure and Content of Agreements between the Agency and the States Required in Connection with the Treaty on the Non-Proliferation of Nuclear Weapons”, INFCIRC/153 (Corrected), Vienna (June 1972).

** “Safeguards Policy Series Number 11”, *Safeguards Reference Material for Negotiations, Consultations and Discussions*, IAEA, Vienna (1988).

核实也许最终能得出未发生转用一事的明确结论，也许得不出明确的结论。

这种方案成功与否的一个重要因素，是能否设计出可靠的 C/S 系统，因为要依靠这种系统得出未发生转用的明确结论。C/S 系统的设计规范必须与安全保障执行常设咨询组 (SAGSI) 制订的原则相一致，也就是说，如果所采取的 C/S 措施能提供充分的保证，证明不可能用任何比较现实的手段逃避监督或使监督失去作用，则置于此种 C/S 措施下的材料就不必重新测量。* 这样一种系统应当由基于不同的物理原理并以冗余和独立的方式运行的器件所组成，这些器件在一体化和性能方面的标准应该是可接受的，而且带有鉴别系统。所谓可接受的 C/S，是指当把 C/S 系统当作在一段时期内以一定的置信水平连续地了解核材料的一种手段时是可接受的，这种置信水平应与先前的材料核实期间已达到的相当。

预计 C/S 保障设备的开发、评价和挑选是一个反复的过程。它们必须满足多方面的功能要求，例如各种定性和定量的设计指标 (包括可靠性、可获得性、抗干扰性和易损性等)、假警报概率、探知概率、可鉴别性以及其它方面的要求。这些功能要求将派生出一些性能指标 (即 C/S 系统必须符合的一组要求)。国际原子能机构、国家安全保障主管部门、安全保障设备的研制部门和核设施的运营者，一定要参与功能要求和性能指标的制订、评价和定期复审工作。

难以接近区存量这一基本概念，可推广应用于永久性地质处置库，但要考虑它们的设计和物理特性。前面提到的安全保障措施、设计合理的多重 C/S 系统及其它措施，预计对于在乏燃料地质处置库中实施安全保障一事将具有很重要的意义。

结论

总之，若要在地质处置库中处置辐照核燃料，就需要针对备选的各种安全保障方案进行基础性的系统

分析，为拟订探索具体的安全保障措施和有关概念所需的研究发展规划打基础。这种分析应当包括审查乏燃料处置库设计与安全保障有关的那部分资料。审查的目的应当是：找出和弄清楚可能有助于安全保障的那些特点；探索备选的各种安全保障方案的可行性、潜在的有效性、费用和干扰性等，解决有效性问题；进而提出为实现这些方案所需的研究与发展工作。为了研究这些要求，机构已着手讨论在成员国的安全保障支助计划名下设立一个多国合作项目的可能性。

图示为瑞典贮存乏燃料的 CLAB 贮存库内正在把一个运输屏蔽容器放入贮存水池中。(来源：SKB)



* "Performance Specification for Containment and Surveillance", Department of Safeguards, IAEA, Vienna (unpublished), and "Report to the Director General on the 23rd Session of the Standing Advisory Group on Safeguards Implementation (SAGSI) Meeting, 15-17 May 1987", Vienna (August 1987).