

## 综合新闻

美国汉福特 :AMEC 完成第一次全规模玻璃固化试验	1
维也纳召开放射源保安国际会议	2
英国 WAGR 退役到达重要里程碑	3
GLEEP 反应堆的最终退役	4
第 29 届废物管理讨论年会召开	4

## 废物管理

法国现有地表废物处置库现状及高放废物处置研究	5
------------------------	---

## 高放废物的处理与处置

Opalinus 粘土层：瑞士放射性废物的解决方案	14
利用嬗变方法管理放射性废物	20

## 低放废物的处理与处置

韩国放射性废物玻璃固化方案	27
---------------	----

## 辐射安全

北欧海水的放射性辐射调查	34
--------------	----

综合新闻

## 美国汉福特：AMEC 完成第一次全规模玻璃固化试验

——整体玻璃固化是处理汉福特槽贮低放废液的候选技术之一



AMEC 使用一个 28 立方米耐熔衬里的钢箱进行第一次全规模试验，将模拟放射性废物熔成抗浸出的玻璃固化体。

美国《核新闻》2003 年 8 月报道，AMEC 环境与工程服务公司 6 月 25 日宣布，为支持能源部（DOE）汉福特从前的钚生产场址开展的第一次全规模试验，已经成功地将模拟放射性废物熔成了抗浸出的玻璃固化体。

该试验是在 DOE 与 AMEC 公司签署一项 760 万美元的合同之后进行的，目的是对 GeoMelt 整体玻璃固化技术进行评估。DOE 汉福特场址的主要承包人 CH2M Hill 汉福特集团有限公司，将整体玻璃固化技术作为处理数千万升放射性废物的潜在补救方法进行评估。下两次试验计划在 7 月进行。

AMEC 的整体玻璃固化工艺利用电极将污染的泥土和废物在能够达到 1980

（3600 °F）的温度范围熔化。该工艺通过高温分解和催化反应，将有机物破坏掉，同时将危险无机物和放射性污染永久地固定在岩石状的玻璃体中。该公司称，这种玻璃体的强度比混凝土高 10 倍。

对于汉福特 1.9 亿升低放槽贮废物中的 30%到 70%的处理方案，现在正在考虑包括整体玻璃固化在内的三种方法。另外两项技术是包容的人造岩石和水蒸气转化。CH2M Hill 公司将对三种技术的效果进行评估，并向 DOE 推荐一种或多种技术，用来完善目前正在建造的废物处理设施，进行场址的加速清污。

CH2M Hill 公司的完善处理策略设计人 Rick Raymond 说，“加速清污的一个关键是取得技术，并计算投入时间和费用，

对这些技术如何用来安全有效地处理选定的汉福特槽贮废物进行评估。”他表示，之前利用 AMEC 整体玻璃固化工艺进行的小规模熔化试验“证实了它对我们的评估工作的价值”。

AMEC 公司的 GeoMelt 工艺早已被 3 个大洲的众多项目广泛利用，成功地处理

了种类繁多的污染物，包括混合放射性废物、多氯联苯、二恶英、杀虫剂、除草剂以及一系列重金属。该公司表示，这项技术可以处理所有种类的污染物，并适于各类碎屑，包括圆筒、金属屑、混凝土、砾石、沥青、木头、轮胎和塑料。

## 维也纳召开放射源保安国际会议

英国《核能》杂志 2003 年第 3 期报道，2003 年 3 月 10—13 日奥地利维也纳召开了放射源保安国际会议。会议由俄罗斯联邦政府和美国政府共同发起，由奥地利政府主办，美国能源部长 Spencer Abraham 主持了会议。会议是国际原子能机构（IAEA）与欧洲委员会、世界关税组织、国际刑警组织（ICPO-Interpol）和欧洲刑警组织（Europol）合作筹办的。共有 120 多个国家的 700 多位代表参加了会议。

IAEA 总干事穆罕默德·巴拉迪博士在大会开幕式上说，“9/11 以来，放射源的安全问题更加紧迫。全世界使用的放射源有几百万个。绝大多数放射源的放射性都很弱，我们工作的焦点是防止强放射源的被盗和丢失。”为有效地应对所谓脏弹造成的潜在恐怖主义威胁，会议倡议在 IAEA 的支持下发起新的国际行动，目标是促进全世界高风险放射源的寻找、回收和保安。会议还提议全世界在 IAEA 的领导下一致行动，贯彻目前正在对其中保安问题进行修订的《放射源安全与保安指导法》，设立足够的放射安全和保安控制基础设施。各国还应坚持国际《基本安全标准》中包含

的与保安相关的原则。会议提出了与保安问题、确认高风险源以及为最大程度地降低辐射风险加强政府工作有关的特别决议。这些关键建议中有：

各国贯彻放射源的寻找、回收和保安的行动计划；

加强对违法买卖高风险放射源的侦查、阻断和响应措施；

开展公众宣传活动，强化立法者、放射源使用者和公众在辐射紧急事件时对真正风险的正确认识和响应；

IAEA 与各个国家一致行动，改善目前各国和国际的装备，对可能的高风险放射源的恶意使用提前响应。

美国能源部长 Spencer Abraham 周二对与会者说，“回绝恐怖主义者对制造这类武器所需的放射源的要求，是我们的一项极为重要的任务”，“我们的政府必须行动起来，确认所有使用和废弃的高风险放射源。我们要教育官员和普通平民，提高对这些危险的放射源的存在及其错误使用的后果的觉悟。”

更多详情请见 IAEA 网站：  
<http://www.iaea.org/worldatom/>。

## 英国 WAGR 退役到达重要里程碑

英国《核能》杂志 2003 年第 3 期报道，英国原子能管理局 (UKAEA) 的温弗里斯先进气冷堆 (WAGR) ——英国石墨动力堆退役项目——的最后一块石墨堆芯已被提前计划 6 个月拆除并贮存起来。堆芯的拆除工作是根据严密的程序，使用多种设备迅速进行的，每层堆芯都被揭掉了。

总共拆除了 8 层利用钢制约束带固定、交织有热电偶导线和通量分布测量管的互联石墨块，并用混凝土密封，安置在专门设计的贮存厂房里。

由于堆芯区域放射性强烈，这一期间的工作采用远程作业，花了 9 个月稍多的时间，比计划提前了 6 个月。

WAGR 退役的项目经理 Terry Benest 说，“我们在堆芯拆除中达到的进度超过了我们的预期。全体人员都为能够圆满完成这个阶段的项目，并保证了安全与质量感到自豪。”

各层堆芯的逐块拆除使用的是安装在远程控制的桥式起重机上的球夹钳。约束带被安装在桥式起重机上的往复剪切割成小块，同时有一个专门改造的机械手进行辅助，后者使用专门设计的夹子在切割过程中固定住约束带。

该机械手也和一套剪切与夹具组合工具一起用来拆除热电偶导线和通量分布测量管。这一工期的废物都作为中放废物(ILW)，并密封在混凝土废物箱中，送到专门建造

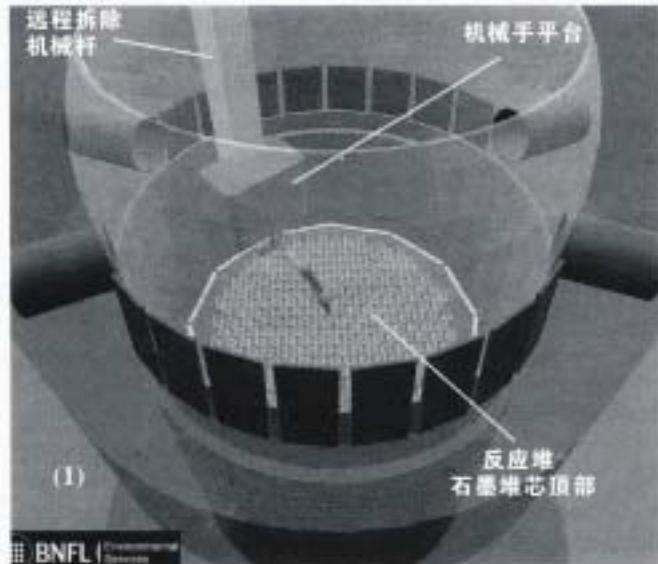


图 1 温弗里斯的先进气冷堆堆芯顶部和远程拆除机械示意图

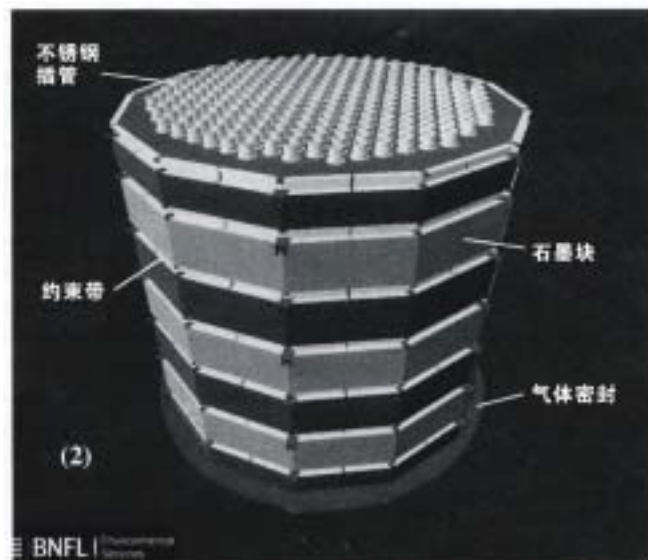


图 2 温弗里斯的先进气冷堆堆芯结构示意图

的 ILW 就地贮存库。

石墨堆芯曾在 1963 年到 1981 年 WAGR 运行寿期内用作核反应堆的慢化剂。组成堆芯的共有 3344 个矩形块,石墨堆芯总重 210 吨。

WAGR 项目的这个阶段紧跟在拆除 90 吨重的中子屏蔽以后。这一屏蔽曾在反应堆运行期间用来吸收辐射,保护工作人员。

退役项目现已进入到堆芯周围的热屏蔽的拆除阶段。这个屏蔽用来在堆芯的高温下保护压力容器。后续工作将顺序拆除

支撑堆芯重量的下部结构以及容纳高压冷却气体的钢制压力容器。

到目前为止,计划中已经取得的其他成果包括 4 个大型热交换器的拆除,它们各重 190 吨,曾被用作蒸汽发生器;拆除隔热箱,它用来接收气体冷却剂,并将其送入 4 个热交换器;以及拆除 6 个用作试验燃料通道的不锈钢回路管道。

WAGR 是欧洲 4 个各自进行的反应堆退役项目之一。这 4 个项目通过欧洲委员会核裂变计划项目联系。WAGR 计划的资金来源于英国贸易工业部和核工业界。

## GLEEP 反应堆的最终退役

美国《核新闻》2003 年 8 月报道,英国原子能局(UKAEA)7 月 10 日宣布了西欧的第一座反应堆——GLEEP(石墨低功率实验堆)反应堆的最终退役。GLEEP 堆的主要退役合同被授予 Mitsui Babcock 公司,估计将耗资 1000 万英镑(1650 万美元),于 2004 年秋季完成。

GLEEP 反应堆建在哈威尔,于 1947 年第一次达到临界,1990 年被关闭。该反应堆通常在 3 kW 下运行,曾在英国民用

核能的发展,尤其是镁诺克斯反应堆燃料的设计开发中,发挥了关键性的作用。后来该反应堆被用作检验其他反应堆材料的试验设施。

这次退役将全部拆除移走这座反应堆,使哈威尔场址的东端能够自由发展。UKAEA 正在整治哈威尔场址,清除其中的核遗留污染物,使该地不受限制地成为一座科技园区。

## 第 29 届废物管理讨论年会召开

2003 年废物管理讨论会议(WM'03)于 2003 年 2 月 23 日—27 日在美国亚利桑那州图克森市召开。参加会议的有两千多名来自世界各个国家的单位、办事机构以及研究机构的代表。在为期四天的会议里,召开了多个专题讨论会,发表的文章多达六百多篇。WM'03 会议选择的论题涉及了研究、开发、运行经验、高放废物、超铀废物、中低放废物、混合废物、危险废物、尾矿、环境整治、废物管理、运输和退役等各个领域。

参加 WM'03 会议展出的大约有 160

家单位。展出者和主办者有政府的合同承包商、核设备制造和销售厂家、商业和政府的核服务公司以及处置设施的技术人员。受到关注的领域包括防护衣、远距离/机器人操作、危险废物贮存、运输、诊断设备、工程设计与建造、环境实验室、去污和退役以及环境整治等。

下一届废物管理讨论会将于 2004 年 2 月 29 日—3 月 4 日召开。

废物管理

# 法国现有地表废物处置库现状及 高放废物处置研究

F.Jacq, ( 法国 Andra )

## 1 引言

放射性废物的管理受到了广大放射性使用者、相关机构以及媒体的广泛关注。因此,着眼于保护人类以及环境的严格的整备、监测以及管理是十分需要的。放射性废物会造成与辐射照射或放射性核素摄取相关的危害,但危害的情况也和涉及到的废物种类密切相关。

然而,放射性废物整备不善、被分散或被遗弃都会带来危害,因此在风险评估中就要考虑到另外一个因素。即,放射性废物被有效管理的基本准则是整备废物并将废物隔离在贮存或处置设施当中,达到保护人类和环境的目的。

历史上最早被依法严格接管的废物是核电工业产生的:包括中低放短寿命废物。从那时起,解决各类放射性废物的努力相当可观。这些工作都是将延续到未来多年的持续项目的一部分。

## 2 废物分类

任何受到天然或人工放射性核素污染,不宜进行进一步处理、再度使用或循环的物质、材料或产品都被认为是放射性废物。

为了对各类废物都能担负起足够的责任,首要的步骤是建立清单,并提出分类标准。前者——关注于法国领土内放射性废物的状况和位置——从1991年起交给了法国国家放射性废物管理局(Andra)。这些年来数据收集和废物编目进程的进展,得出了现有废物的总体现状。目前放射性废物管理的核心要素,就是要对其性质进行了解,这也已得到了很大程度的掌握。

在安全机构的支持下将废物分成不同的种类的方案采用了有两个参数的数据标准:废物的放射性水平和半衰期。这一标准并不仅仅被法国使用,但它包括了与法国政治或审管抉择有关的特性。这样,极低放废物能成为一个独特的种类,是由于没有制定最低排放限额,使低于该限额的核设施废物顺理成章地被作为非放废物。这一方法也要求对这类废物的专门解决方法加以定义。这样,需要调查的废物特性以及最优解决方案都取决于政治和审管的大环境。

表1列举了根据法国采用的分类法得出的废物种类,并指出了每种废物的状况,

包括现有管理方案或对新方案的调查研究。

尽管放射性废物管理很早就受到了各方面的关注，但适宜的处置框架只能循序渐进地实施。1991年12月30日《废物法》的通过就是一项重要举措，它规定了废物管理的主要

原则。然而还应该指出，这一法案几乎只强调了高放长寿命废物（HLLW）。关于其他废物种类的决策都是在其它不同的框架下做出的。现在，至少在长期管理解决方案上来说，各类放射性废物已经都被考虑到了。

为了将这一机制合理贯彻，法案规定了要设立公共机构，即靠 Andra 来保证废物的长期管理。该机构同时履行三项任务：实施工业处置解决方案，进行新处置方案的研究，以及对现有废物和废物的散布情况进行调查并建立目录。

表 1 法国放射性废物分类

半衰期 活度	短半衰期 <30 年	长半衰期 >30 年
VLL 极低放	计划的极低放废物处置库正在开发中	
LL 低放	奥布中心处置设施 (以前在芒什中心处置)	长寿命元素处置 库项目调查研究
IL 中放		依照 1991 年 12 月 30 日《废物法》 进行调查研究
HL 高放		

### 3 中低放短寿命放射性废物（ILLW）的工业解决方案

中低放短寿命放射性废物主要产生在核电站运行和相关工业设施中。它代表了每年产生废物总量的近 90%。总的来说，这类废物涵盖了多种材料（手套、实验室工作服等）和受放射性污染的技术废物。将放射性作为辅助工具的核医学以及从事研究的实验室领域也会产生此类废物。

法国 1969 年开始营业的第一座放射性废物地表处置库——芒什中心处置设施（图 1）——建立的最早的长期管理解决方案就是针对 ILL 废物的。它于 1994 年接收了最后一包废物。该设施运行 25 年接收 52.7 万立方米废物后，被用一层气密膜和多层土壤覆盖保护了起来，目的是保护处置库，并使废物与环境长期隔离。该设施就这样进入了几个世纪的监督阶段。

为了评估该设施的情况开展了多次公开调查，然后于 2003 年 1 月官方发表审管文件，决定启动监督阶段，并提出了十分活跃的十年监管期的计划和日程。这一初级阶段结束时，要进行一项新的评估，决定后来 300 年所要采取的对策，保证监测系统的适当性。

在设施监测计划的框架下，每年都要进行 10000 多项水、沉积物、空气和食物链的放射性与化学测量。这些测量是环境永久监测的一部分。它们表明了设施对环境的影响非常低。因此，设施的状况并不引起技术问题，并可以将目前的监测计划在尚未作出补充决议的情况下持续到一个相对较长的时间段。

图1 芒什中心(右) 运行于1969至1994年间  
 从2003年进入官方监测阶段  
 对环境没有值得注意的影响(每年10000项测定)  
 年耗资280万欧元(无税收)  
 第一个阶段实行“强化”监督(大约到2010年)  
 长期监督: 300年



图2 奥布中心(左)

处置方法:  
 地上混凝土处置室

启动 1992  
 运行寿期 60年  
 容量 1000000立方米  
 废物来源 核电站, 燃料循环, 医疗...  
 处置面积 30公顷  
 关闭后监测 300年

由主要废物产生者出资  
 13000立方米/年  
 总耗资(无税收和保险)=2480万欧元



图3 极低放废物项目(右)

废物主要来源于核设施的拆除:  
 碎石、金属屑、惰性废物  
 设施将于2003年开放  
 位于奥布中心附近的Morvilliers  
 650000立方米, 密度1.5

放射性废物总体管理要求的一个关键组成

从芒什中心进入监督阶段以来, Andra 在法国东部奥布省 Soulaines 建造了新的地表处置设施(图2)。该设施 1992 年接收了第一包废物。原设计年接收量为 3 万立方米, 在废物减容和合理化生产工作开展后, 年交付量减少到大约 1.3 万立方米。十年来, 100 万立方米的总容量中的 14 万立方米被贮满, 占用率仅 14%, 相当于约 50 个完成的处置结构。

废物是被处置在大型混凝土处置室内的。所有操作都是在金属隔框的保护下进行, 防止废物包和雨水发生接触。该设施的设计可以顺利适应可能产生的不同种类的废物包, 不论是传统尺寸的废物桶(通常为 200 升)还是更大的包装(核电站的反应堆顶

盖)。此外,该设施还有整备装置(桶压紧、桶内水泥灌浆)。

处置设施的安全主要取决于对废物包的控制。因此 Andra 对接收的废物包的质量予以了格外的注意。废物必须符合 Andra 规范才能被接受。废物包的核准要经过一套严格程序,包括认证控制和严格监测。废物产生者的设备也要实施包装质量控制,保证与规范吻合。除了这些控制以外每年还要在递交时对随机选取的废物包进行破坏性和非破坏性评估。

这样,奥布中心拥有了灵活并严格管理中低放废物的一系列工具。经过十几年的试验,该设施日臻成熟,并能对各领域工业需求作出良好反应。还应提到,工业接收还伴有严格的成本控制。1999 到 2001 年间,设施除税收和保险外的总经费从 2700 万欧元降到了 2480 万欧元,固定支出占 80%。2002 年以来费用达到稳定。此外,该设施还有一项每年测定 17000 多项的全面环境监测计划,该计划未发现明显的影响。

#### 4 极低放废物工业解决方案展望

法国决定不对核设施废物排放设定最低限值。因而,对于核设施拆除产生的,接近于天然本底辐射的极低放(VLL)废物,法国调整了管理解决方案。

Andra 为达到这个目的提出建立 VLL 废物专门处置设施的建议,该设施的性能与传统非放射性废物技术设施十分相似。经过多次调查,在奥布省距离奥布中心几公里远的 Morvilliers 村确定了实施场址(图 3)。1999 年,当局与当地居民、团体和该省选举的有关官员进行了地方选址咨询。2001 年秋季,该 VLL 处置设施被宣布符合公众利益,并于 2002 年夏季发给了许可证。2003 年夏季可望工业投产,总处置能力为 65 万立方米。该设施占地约 40 公顷,将运行大约 30 年。

VLL 废物主要由碎石或金属碎屑组成。处置这类废物的小室挖掘在地下几米深处,并在底部衬有保护膜。该设施还将包括处理设备(碎屑压实、特殊的工业污染废物钝化)。最终,该设施将成为放射性废物总体管理系统的一个关键组成部分,尤其是在现有核设施拆除方面。

#### 5 高放长寿命废物(HLLLW)调查

HL(高放)和 ILLL(中放长寿命)废物产生在核电站卸出的乏燃料的后处理过程中。它们由两部分组成:

—HL 废物(玻璃固化的废物)的绝大部分放射性被浓缩(裂变产物和少量锕系元素)后,整备入玻璃基质。这类废物体积小(几千立方米)但是会放出热量。

—ILLL 废物由后处理或研究活动产生的工艺废物组成。它的放射性略低,体积总计几万立方米,而且基本不会放出热量。

尽管认为乏燃料不是废物，但它仍包括在寻找管理解决方案的研究之内，因为这类材料有可能不会后处理。

对这些废物类型，目前还没有永久管理解决方案的决议。1991年12月30日的《废物法》（此前由《环境法》）规定了15年的研究计划，要为计划2006年举办的议会辩论提出有力的证据。正在开展的研究领域有三个：

- \* 对废物中包含的放射性核素进行分离和嬗变，即通过多种转变减小废物放射性的可能性；
- \* 用来保障废物与环境隔离的深地质处置库的可行性研究；
- \* 废物的整备和长期贮存，保证包装有阻止放射性核素扩散的能力，以及在未作决定的情况下的临时解决办法能保证放射性核素处在安全的环境下。

法国政府决定依法将第一项和第三项研究领域委托给法国原子能委员会（Commissariat à l'énergie atomique - CEA），第二项专门分配给 Andra。从1991年起开展的调查将能够容许在2006年作出决断。

这一研究要递交给独立机构进行评估，例如根据1991年《废物法》成立的国家评审委员会（Commission nationale d'évaluation - CNE），或是安全部门。

为了实施这些调查，Andra 动员了各个学科的科技力量，特别是地球科学、材料、环境、计算与模拟，以及工程、测量和监测。通过各有关学术伙伴的广泛联系，把所需的研究项目开展了起来。Andra 还通过与学术界、大型研究组织及工业部门的接触与合作，鼓励、建设并领导了必要的学术网络。

十年来的主要发展步骤包括：

- \* 1994 到 1996 年，对以议会成员 C. Bataille 先生为首的咨询任务组指派的四个场址进行了地质调查。根据调查的结果，递交了对其中三个场址（加尔、维埃纳以及默兹/上马恩省）建造地下实验室的授权申请。
- \* 1998 年 12 月政府作出决定，授权在一处粘土层建造 Bure 地下实验室。政府没有选择 Vienne 花岗岩场址，但仍然期望找到建造花岗岩第二个实验室的地点。
- \* 这样，研究工作集中在两个岩层：  
粘土（Bure 的地下实验室）和花岗岩。

### 5.1 粘土调查

研究工作围绕处置库可能性调查方法相关的四个主要程序：

- \* 处置库的设计、可回取性和运行过程中的安全分析（包装整备、处置单元布局设计、处置单元集成为地质场址、终结和可回取的可能性）；
- \* 收集设计研究和安全分析所需的信息和数据（废物包、地质构造、材料）；
- \* 处置库性能陈述和相关模型定义，其中考虑到在不同时空尺度上不同组成结构（包装、工程屏障、地质屏障）之间的相互影响。
- \* 为评估处置库设计性能和稳固性进行长期安全分析。

从 1994 年以来针对一个 1.5 亿年期间几乎未受变动的粘土岩层开展了调查。该岩层相对较硬，由于含有石英而略显光泽（含量为 40%到 50%的粘土矿物可成为放射性化学物质的实际障碍）。地层中含量极微的水分未形成水流。该地层在 100 km<sup>2</sup> 的区域内十分均匀，深 450 m，平均厚度为 130 m。调查研究证明了岩层的均匀性，并且其中没有大的不连续性。根据现有信息已经能够建立，并在今后继续完善和充实该场址的地质模型（图 4）。

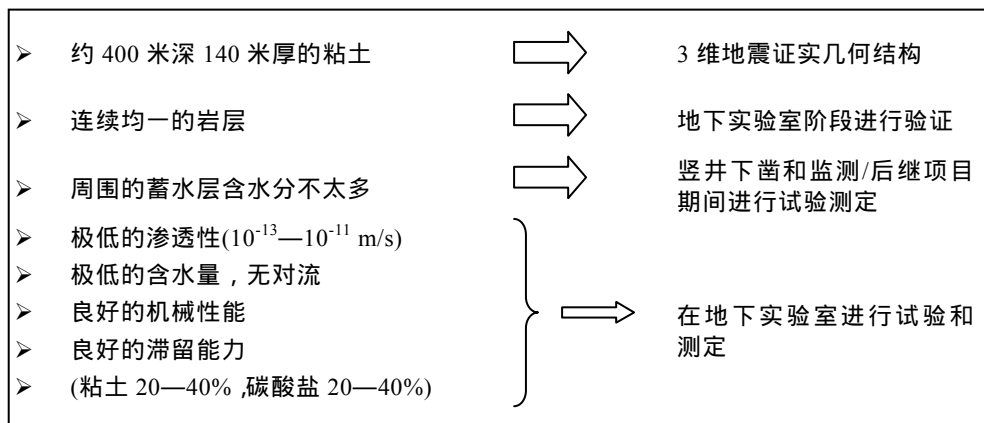


图 4 对场址的了解和项目

横跨默兹/上马恩省的 Bure 地下实验室是研究计划的一个重要工具（图 5）。1994 年以来，Andra 一直在那里收集地质环境的有关信息。1999 年，实验室的建造得到了授权。最初步骤之一是进行一次地质工作，来证实岩层的均匀性（图 6）。主竖井的深度现已达到了 230 m。2002 年的一次矿业事故中有一名工人丧生，导致地下工作被搁置起来，不过估计 2003 年上半年将会恢复工作。

主要调查课题包括地质岩层的详细认识（结构）、岩石的力学性能（强度、变形、裂缝等）、岩石的包容能力（元素迁移）、岩石对外部扰动的反应以及可回取性评估。收集这些信息的现有工具包括：

- \* 在钻孔和实验室场址的竖井中收集样品和进行测定；
- \* 在评估竖井和今后的实验水平巷道进行测定；
- \* 在实验室周围 20 km 半径内的扇形凿洞进行测定和取样。这些凿洞的用途主要是充实水文地质数据、进行岩层的大规模勘测、对迁移时间和地球化学数据进行特性调查；
- \* 利用瑞士 Mont Terri 实验室在大范围内验证关于 Bure 实验室场址的模型和收集的数据。

收集数据的方法是在多个因素结合的基础上得出的。

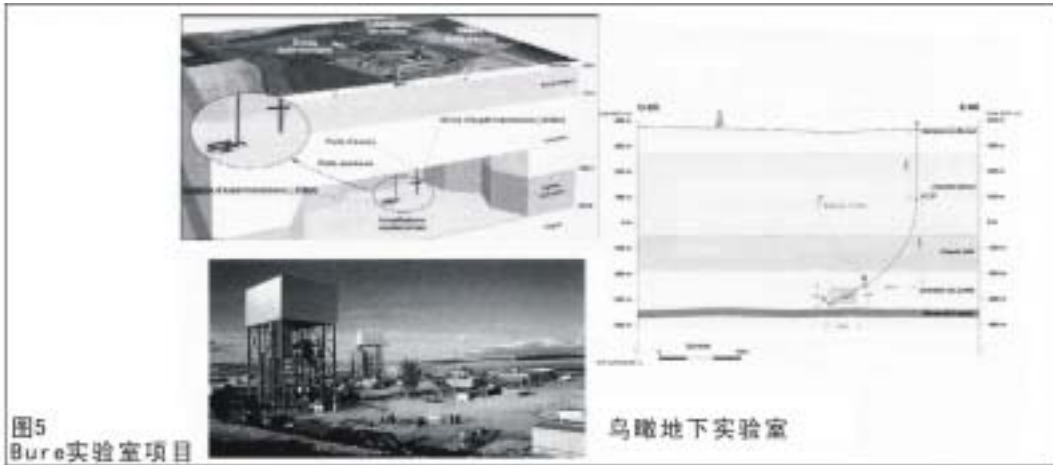


图5  
Bure实验室项目

鸟瞰地下实验室

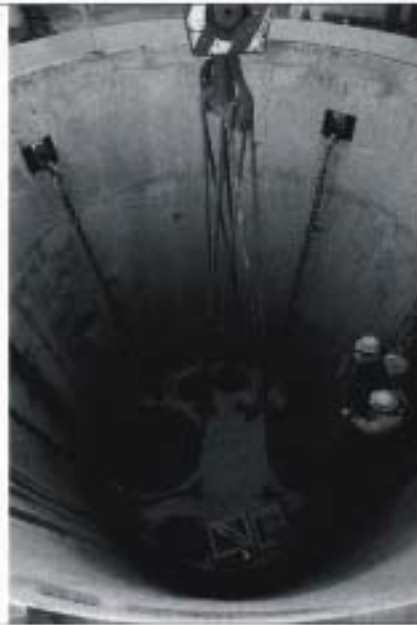


图6  
Bure工程场地设施：  
竖井下雷平台

- 以Dossier 2001年取得的经验为基础进行方案的选择
- 探索简单性和稳固性
- 每种包装一个方案
- 可逆性的理论基础
- 可靠的解决方案，但未经优化

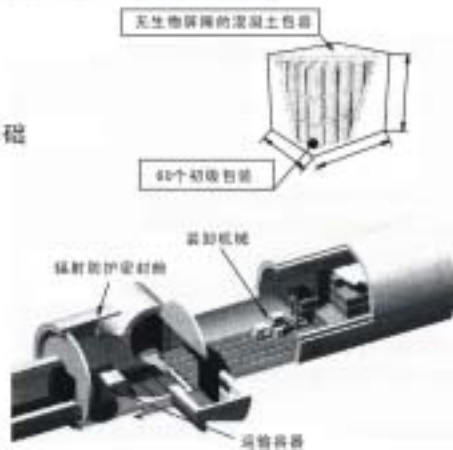


图7 建筑选择方案

研究不仅仅限于地下实验室,还涉及到包装性能、处置库建筑工程、模型和模拟,以及地质与气候的预期(例如图7)。本文因篇幅所限无法将全部成分完全再现,故只作少许评述。

可回取性分析研究涉及到政府对于可回取性在整个处置过程采取阶梯式方法所起作用的强调,是研究的重要方面。可回取性分析存在于为每个阶段进行设施管理可用到的决议作出记录(进入下一阶段,维持处置库原状或回到前一阶段),以及确认与这些决议有关的标准。这一分析还有助于将建设性的措施整合到处置概念之中,从而在设施管理中提高机动性。在每个相继的可回取性水平上,其运行贯彻涉及到对特定工艺的研究:结构维护、拆除密封、包装回取……。在处置库的设计中,观测计划的定义是与处置程序评估同时进行的。这样,可回取处置库的设计就在于给现代人及后代提供一个正确管理废物的灵活工具。

2001年出版了科技数据摘要以后,Andra作出了设计安全评估。这个报告包括:

- \* 数据参考系统(包装、地质、材料、环境和生物圈);
- \* 处置库设计、建造和营运的初步程序;
- \* 确认决定处置库发展的有关特性的不同现象;
- \* 安全评估,包括长期及运行寿期的定性分析,以及为定量评估长期处置库所受影响,做出的可能的演变场景(正常条件和改变了的条件下)的模型和模拟的描述。

该报告不包括可行性论证,但它表明现阶段没有理由排除在深地质粘土岩层建造HLLL处置库的可行性,并允许加强正在研究中的建筑设计的稳固性。因此,该报告代表了一种未来研究项目的方向性和优化性的有用工具。该报告已交经济合作与发展组织/核能机构(OECD/NEA)进行国际同行评审,并将在2003年6月结束。

在以前报告的基础上,2002年基于先前评估的新处置库建筑方案的选择标志着一个新的里程碑。各备选方案的目的在于,要根据最新信息和可回取性,为多种包装类型选出一种稳固的建筑方案。这些建筑方案将在2005年以前根据工业应用、处置库安全性和可回取性被详细调查。2002年做出的几个选择覆盖了以下领域:

- \* 称为“处置单元”的地下洞穴,其中不同种类的废物包装都位于适当的位置。
- \* 将要置入处置库的包装本身的设计。废物产生者制备的所谓“初级”包装由附加器件(称为“附加包装”,或“外包装”)进行完善,成为“处置包装”。

在这里,这些建筑方案不包括优化方案,也不排斥任何可能的其他处置方案。它们的目的是简单性和稳固性,并同时表明从工业的立场出发的现实性方案是存在的。它们依赖于最新的信息,以及获得更多知识,并在2005年以前使技术要素发展到合理的可信水平的能力,成为了评估在深地质岩层中实现处置库的可能性很有意义的支持。

通过大量的计算,一个模拟平台现已在ALLIANCES计划的框架下与CEA合作建成。其目的是利用目前最严格最灵活的方案提供数字现象-接合。另外一个目的是在同一的环境下把将要使用的计算代码(Porflow、IMFS、Castem for hydraulics and transport;

PhreeqC, Chess for Chemistry; Operational models for the performance of glass and bitumen)集合在一起,从而促进数据的交换和接合。ALLIANCE计划开发的主要目标是加强在现象学方面,尤其是在获得可能的最真实的处置库评估,以及与可回取性相关的处置库详细演变的评估的目的上,加强模型和模拟的能力。

大体上,Andra希望其研究计划能够不仅从法国科学界,同时也从国际同行中广泛受益。这个原则尤其体现在国外同行表现出感兴趣的迹象的地下实验室上。

总的来说,对粘土岩层的调查汇集的信息已成为一笔重要的财富,它还将在2005年以前的继续研究中得到完善和加强。届时,Andra将递交可行性研究报告,给主管当局用来准备议会辩论。到那时,重要要素将得到加强,从而能作出令人信服的结论。然而,整个程序并不会在2006年底结束。2006年提出的论点还将允许广泛的辩论和决议,但也会确立2006年以后将会达到的里程碑。

## 5.2 花岗岩调查

在花岗岩的领域内,Andra正在暂时无地下实验室的条件下进行作业。所以Andra的方法是以下面四个研究领域为重点的:

- \* 法国花岗岩的类型学分析;
- \* 处置库设计研究;
- \* 同时考虑法国以前对这一问题的分析;
- \* 在保留不确定性的情况下,编辑国外实验室数据并作安全分析。

Andra尽可能将法国的情况(花岗岩、废物与乏燃料存量等)应用到国外的实验和研究(地下实验室、概念研究)之中。

2002年出版的花岗岩进度报告总结了Andra建造深地质废物处置库的可能性研究的方法,并给出了这一框架下取得的主要结果。该报告突出了在多种地质环境上取得的许多进步,尤其归功于运行中的花岗岩地层地下实验室(瑞典、瑞士、加拿大)开展的活动,以及开展地面调查工作的场址(瑞典、芬兰、瑞士、加拿大)。通过国际合作,Andra的研究基础广泛地提取了现有结论,尤其是在花岗岩深岩层取得的大量数据(花岗岩石块的断裂特性和属性、水流、断裂的扩散和保持)这一情况,以及现已开发的用于探测信息(贯穿整个凿洞的地球物理学和断裂特征)并模拟信息(数字模拟)的方法和工具。这样,某些科学结论就可以移植到法国地质环境条件下(取决于地球化学条件和地形等因素);方法和工具也都看来适于在法国的条件下直接应用。

在对法国花岗岩的了解上,因为目前未能指定建设地下实验室的场址,故而以类型学分析的形式引入了一种专门方法。这种分析方法将所有法国花岗岩根据其地质特点进行分类,评定了其属性的变异性,从而给各项设计研究提供了框架。

以全球(尤其是瑞典)开展的研究的总结以及Andra的粘土项目的经验为基础,“一般”建筑方案与法国条件的类型学分析相联系,被定义了出来:

- \* 根据裂缝的特性,建筑方案的适应原则被确定下来,从而能使各类结构都能与花

花岗岩相结合,作为包容屏障。这表明,裂缝勘测与鉴定方法是直接和处置库设计以及实施程序相联系的。

- \* 地下结构的大小,以及在传导裂缝的水流中保护处置库的密封设备的大小都被确定下来,确定的过程考虑了花岗岩的机械强度;
- \* 建筑方案设计成为模块组件的形式,从而有益于在通常体积很大的地下花岗岩岩层实施(可能是多层处置库)。

2002年进度报告给出了 Andra 提出的“一般”研究路线总述,这条路线与国外开展的工作保持合作,最大地利用了关于法国花岗岩地层的现有信息,它标志着在花岗岩地层建造处置库的可行性研究向前迈出的一步。这一路线将能整合将来得到的任何场址的数据。

## 6 结论

与其它关心这个问题的国家一样,放射性废物管理在法国也受到了格外的关注。主要的目标是保证一个能长期保护人类和环境与废物隔离的可靠稳固的管理方案。在这个框架下,早已有了解决中低放废物的工业方案。为解决长寿命高放废物问题,1991年开展了革新性的研究计划,并已为2006年议会进行总体评估,选择未来的主要方向得出了许多正面的结论。总而言之,全部放射性废物的管理都可以看作是一个全球性和连贯的框架。

[许春阳译自 *atw* 48. Jg. (2003) Juli]

### Opalinus 粘土层:

### 瑞士放射性废物的解决方案

从事瑞士放射性废物管理的 Nagra 公司论证了在 Opalinus 粘土层处置高放废物与乏燃料的可行性,并于 2002 年 12 月向瑞士联邦政府递交了相关综合报告。

在瑞士这个国家,放射性废物的产生者负责对废物进行安全得当的管理,这是“污染者支付”的原则所要求的。废物管理方法的主要依据是联邦政府 1978 年“原子法”的规定,该法案还要求预备一个能够保障“核电厂产生的放射性废物得到永久安全的管理以及地质处置”的项目。

1985 年,负责瑞士核废物管理的 Nagra 公司向当局递交了第一次可行性研究的《1985 项目担保》(*Project Gewähr 1985*)。该研究调查了在一处结晶主岩处置乏燃料(SNF)、玻璃固化的高放废物(HLW)和长寿命中放废物(ILW)的可行性。联邦政府于 1988 年 6 月 3 日接受了该项目,但是还要求针对 SNF、HLW 和 ILW 进行选址论证,并将研究工作扩展到非结晶(例如沉积)主岩。

经过多年实地调查,Nagra 公司完成了这一要求,并于去年 12 月向政府递交了“Opalinus 粘土层项目”的报告。该项目为将来废物管理活动——包括费用估算——奠定了基础,并为全社会对废物管理问题进行深入彻底地讨论提供了框架。该报告也是废物处置可行性论证的最终点,报告名称为

## Opalinus 粘土层的特性

选定的主岩——Opalinus 粘土层——为粘土沉积岩。这个名称的来源是这里时常发现的菊石化石，名为 *Leioceras Opalinum* (如图所示)。从岩石学和矿物学的角度来说，Opalinus 粘土层为均匀粘土累积，并在瑞士北方大片区域均匀沉积。这样，在其它地点（例如 Mont Terri Rock 实验室）测得的参数也适用于 Zürcher Weinland 地区。当地 Opalinus 粘土层的构造稳定，其几何边界是由一次 3D 地震动态精确确定的。在调查的区域，岩层完全满足处置库的地质环境要求。

**长期地质稳定性**

这一区域位于阿尔卑斯山脉影响区域的最外边，从地壳构造上来说是没有显著变形的。该地地震不活跃，抬升速度仅为 0.1 mm/a，侵蚀速度也很慢。



Leioceras Opalinum: 在 Benken 钻孔 652 米深的岩心内发现的 1.8 亿年的菊石化石。

**主岩特性有利**

在整个区域，Opalinus 粘土层有足够的厚度容纳处置库，并具有岩石学稳定性。其水力渗透性低，地质化学情况稳定，岩石机械性质适合处置库的建造。主岩上方和下方的构造也有很低的水力渗透性，从而具有额外的隔离性能。

**坚固性**

从目前形势看来，由地震等地质事件引起的明显的主岩改变可以排除。没有具有经济价值的自然资源，发生使用争端或人类无

意闯入的可能性也很小。

**可勘探性**

简单的地形地质结构（主岩的均匀性，岩相的易变性轻微而横向特性较稳定，次水平层理微受扰动）保证了对几何状况有良好的可勘探性，从而可进行高清晰度 3D 地震动态示意，并把 Benken 勘探钻孔的结果外推到整个调查区域。

**可预测性**

调查区域以前的地质演变是清楚的。再加上简单的地质结构，主岩和可能的选址区域的地质演变具有良好的可预测性，从而可进行长期安全的评估。

**灵活性**

地下处置设施要求有 2 km<sup>2</sup> 的面积。截至目前的调查表明，大体上有 35 km<sup>2</sup> 的区域适于建造处置库。这样，在可能的选址区域建造设施的具体地点有相当大程度的灵活性。底层轻微的倾斜也使得处置库的深度可以选择。

*Entsorgungsnachweis* (德语，意为“处置的可行性论证”——译者注)。

Opalinus 粘土层项目目的是为瑞士联邦政府作出将来有关管理和处置瑞士放射性废物的决策提供参考。依据项目得到的结果以及系统性的选择程序，Nagra 要求联邦政府：

- ◆ 确认处置可行性研究的论证工作已经根据要求完成了。
- ◆ 同意把将来的研究重点转移到在 Opalinus 粘土层以及可能的选址区域 Zürcher Weinland，处置 SNF、HLW 和 ILW 的研究上。

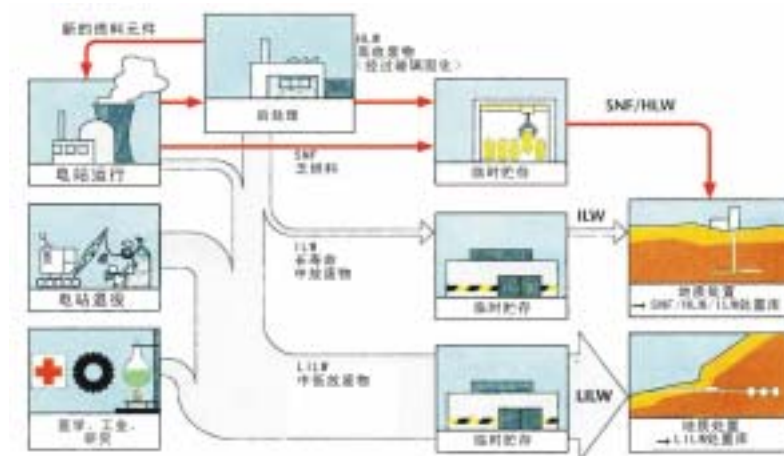
根据联邦负责机构的消息，对 Opalinus 粘土层项目的评估大约需要两年时间。“2005 年废物管理计划”将从那以后制定出来。也就是说，联邦委员会可望在 2006 年作出最终决议。

## 1 废物管理状况

瑞士废物管理计划目前的状况总结如下：

- ◆ 废物的临时贮存，一部分分散在各家核电站的现有贮存设施，一部分在两家贮存设施集中贮存：ZWILAG 专门贮存核电站的废物，联邦政府设施（BZL）专门贮存医疗、工业和研究产生的废物。设施的贮存容量都能满足现有核电站运行寿期产生的全部废物。
- ◆ 中低放废物（LILW）的处置，已经选择 Wellenberg 作为处置场址，并已通过了调查，最终得到安全部门和相关领域专家确定通过。然而 2002 年 9 月 22 日 Nidwalden 州的公民投票结果否决了挖掘勘探巷道的申请，结果 Wellenberg 场址被废弃了。关于 LILW 进一步工作的正式计划将于 2005 年递交给联邦政府批准。
- ◆ SNF、HLW 和 ILW 的最终处置可行性论证，即 Opalinus 粘土层项目，已经递交联邦政府审阅。Nagra 公司向当局提议，将来的深地质处置工作，应该以 Opalinus 粘土层和可能的选址区域 Zürcher Weinland 为重点。

在将来新的“核能法案”中，议会正在商讨要求废物产生者向联邦政府提交一份实现处置的计划。这一计划——“2005 年计划”——将由 Nagra 公司起草，其中将吸取 Nagra 公司多年以来建立的，并已获得国际认可的高水准的科技专长。其中的绝大部分技术成分和方案早已得到了确定和评估。然而，在没有获知当局对 *Entsorgungsnachweis* 项目的反应并得到明确的政策框架的情况下，想要将所有不同的部分组合成综合性的废物管理策略是不可能的。政府也应根据新的核能法案建立法律框架，从而允许处置单位与受到影响的州（没有否决权）合作，建立场址专用的废物管理设施。



瑞士核废物管理思路的基础是两个地下处置库：其一容纳 LLW 和 ILW，另一座——即 Opalinus 粘土层课题——容纳 SNF、HLW 和 ILW。

## 2 选址程序

Opalinus 粘土层项目提出的可行性论证主要分三个部分：

- ◆ 选址。这一部分论证了，瑞士存在一个以上的场址具有合适的（就安全而言）地质和水文地质条件。
- ◆ 工程可行性。这一部分论证了利用现有技术就能建造并运行一座处置库。
- ◆ 安全。这一部分论证了这样的处置库符合当局针对长期安全规定的要求。

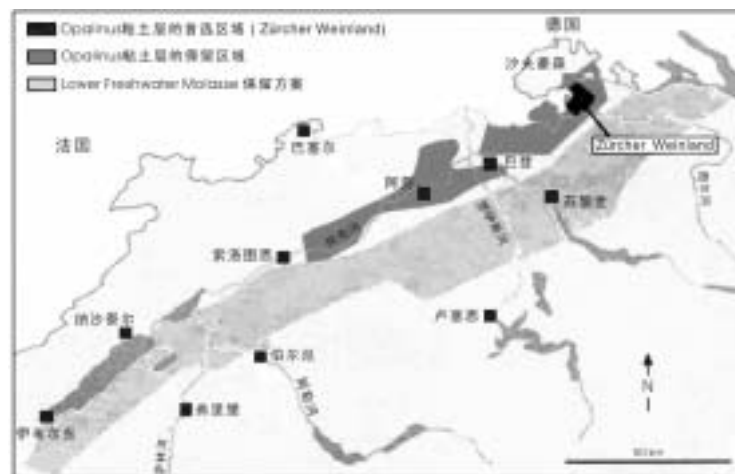
在选址论证上，Nagra 开展了基础扎实、评估透明化的一套程序，逐步缩小方案范围，最后选定了可行的沉积主岩和可行的场址地点。该程序在三份阶段报告中予以说明，并得到了联邦安全机构及其专家的批准。

第一步，Nagra 以现有信息为基础，出版了关于瑞士沉积岩层潜在适宜性的广泛评估。结果表明，Opalinus 粘土层和 Lower Freshwater Molasse(USM)等富含粘土的岩层，是最适宜的候选方案。几处候选的场址也得到了确定。

然后是进行具体现场活动的调查阶段（1990—1993 年），重点放在获取进一步的地质信息，从而选定最优沉积主岩和可能的场址区域。根据 USM 的区域研究结果，将这一区域划分为有较大潜在余地的保留方案，但一部分保留条款还要取决于可勘探性的情况。根据 1994 年对 Opalinus 粘土层方案的研究，确定了 Zürich 州的优先开展局部调查的区域（Zürcher Weinland 地区北部）。这一选择得到了审管机构及其专家的批准。

1994 年以后的下一步工作，是对 Opalinus 粘土层和 Züricher Weinland 地区进行详细的特性调查，关键内容包括：

- ◆ 一次覆盖约 50 平方千米地区的 3 维地震运动。
- ◆ 一个勘探地上凿洞（Benken）。
- ◆ 在 Opalinus 进行实验，并作为 Mont Terri Rock 实验室（Jura 州）国际研究计划的一部分。
- ◆ 进行 Opalinus 粘土层地方性比较研究，并从地质处置的角度，与其他国家调查的粘土层资料进行比较。



地图中显示了满足最后一轮选择条件的沉积层方案：Opalinus 粘土层和 Lower Freshwater Molasse。Zürcher Weinland(Opalinus 粘土层)为最佳区域。

### 3 工程可行性

设施的设计应与联邦安全机构详细规定的特定要求相吻合,并符合1999年瑞士环境、运输、能源与通讯部(DETEC)组建的专家组提出的放射性废物处置设想(EKRA),然后要在永久安全管理和放射性废物最终处置等问题上进行广泛的公共讨论。

EKRA曾得出结论,认为地质处置是满足人类和环境长期安全的唯一方案,并建议,考虑到全社会都希望采取谨慎的方法,尤其是某些决策一旦实施就不能逆转,处置库终结之前应该有一个长期监控阶段。EKRA制定了处置库布局的议案,允许从设施监控到处置库终结之间实现阶梯式进展,甚至可以在(部分地)终结以后,仍可实施某些监控活动。

这一阶梯式程序的设想,要在处置库终结前实施长期监控,已被整合入新的瑞士能源法草案。尽管议会辩论在Opalinus粘土层项目的研究时期尚未结束,但双方对地质处置的设想并无异议。

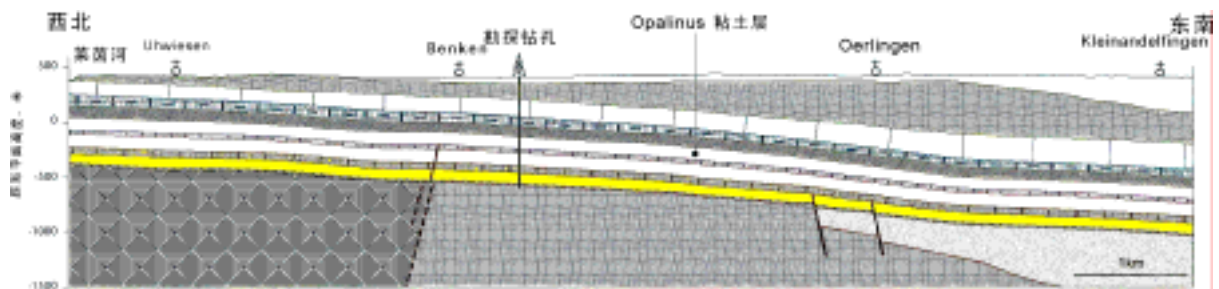
Opalinus粘土层项目中提出的处置库与新核能法案中的相应规定相当吻合,也涵盖了EKRA设想的关键因素(测试、试验和主设施)。

计划安置在处置库的废物有乏燃料元件和来自后处理的放射性废物。为了便于设施的设计和长期安全评估,假设废物均由现有核电站产生,并且在其寿期内发电192 GWe·年。根据这一假设可得出废物总量:

- ◆ SNF: 2065个处置桶;
- ◆ 玻璃固化的HLW: 730桶;
- ◆ 固化的长寿命ILW: 约4360 m<sup>3</sup> (水泥固化废物)。

为能涵盖各种不确定性,还设定了一个极限变量,相当于电力产量300 GWe·年。

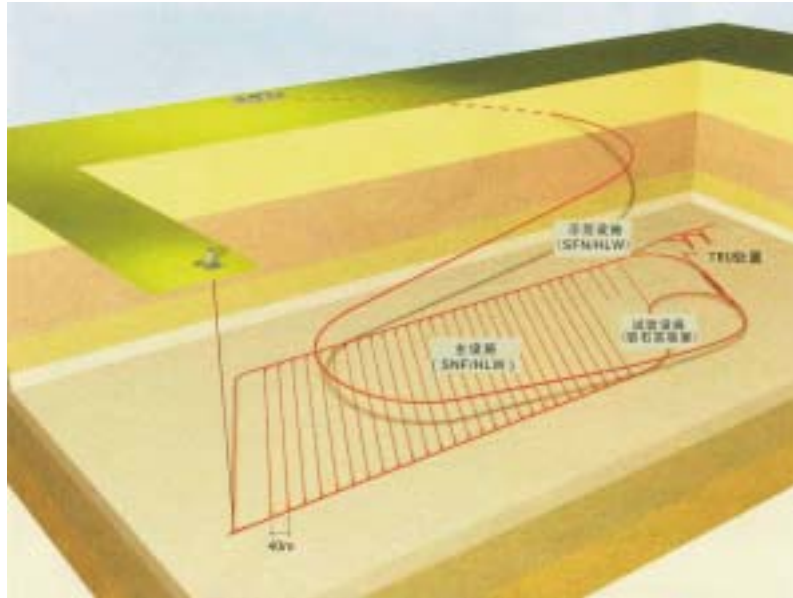
地下设施的工程可行性论证以测得的岩石机械参数为基础。论证要求草拟一份一般程序,内容是有关处理并安置放射性废物、建造工程安全屏障、根据审管安全要求设计设施、在运行期间对操作安全和通风情况进行评估以及运输和操作设备的粗略设计。论证还涉及到可回取性和设施终结的专项研究。



Zürcher Weinland 调查地区的地质剖面,显示了地质结构的简单性。

全部结果表明，在 Zürcher Weinland 的 Opalinus 粘土层建造 SNF、HLW 和 ILW 深地质处置库并实施作业和监控是可行的，并且一旦要求，就可以使用现有技术并根据前述法律要求在几年内使其终结。对监控方面的社会要求和废物的可回取性都能得到保障。

Zürcher Weinland Opalinus 粘土层的 SNF、HLW 和 ILW 深地质处置库示意图



#### 4 安全评估

地质处置库的首要目的就是使放射性物质与人类生存环境长期隔离。这是通过多层安全屏障系统达到的。对于 Opalinus 粘土层处置库：

- ◆ 建造地点位于稳定、深层的地质环境，并和人类活动区域相隔离，使破坏性地质事件发生的可能性最小，并且没有不宜的地质过程发生。
- ◆ 所选主岩的透水性极低，具有均匀的孔隙结构，对破裂有自修复的能力。这保证了放射性物质不会随地下水有明显的迁移，工程屏障也受到保护，使它不受环境影响。
- ◆ 所选主岩的化学条件保持长期稳定，提供了一系列地球化学保留机理，保障工程安全屏障的长期稳定性。
- ◆ 膨润土（一种天然粘土）作为废物和岩石之间的回填材料，具有和周围岩石相似的性质，并有迁移屏障的功能。
- ◆ 废物被埋在惰性基质环境内，保证长期稳定性。
- ◆ HLW 和 SNF 都用具有高度机械稳定性的抗腐蚀容器密封，保证了废物得到长时间（至少 10000 年）的完善包容。

埋存的放射性废物中的一大部分将在容器尚未失效，仍能完全包容的时间内发生衰变。即便容器在腐蚀和机械应力下失去了完整性，工程屏障极低的透水性和极好的保留性能也能保证放射性物质仍然留在处置系统内部，并发生衰变。对一系列假设泄漏情形的定量安全分析也证实了这一定性描述的正确性。除了处置系统最有可能的发展状态以外，其它可能遇到的偏离状态也经过了考察，多种泄漏情景都得到了评估。

## 利用嬗变方法管理放射性废物

长寿命放射性废物的嬗变涉及到利用中子照射将长寿命核素转化成稳定或中、短寿命核素。中子源通常是核反应堆或加速器驱动系统。

A. S. Gerasimov, G. V. Kiselev  
(俄罗斯理论与实验物理研究院)

长寿命裂变产物的嬗变可通过多种方法进行。其中的一种方法就是在核动力反应堆运行期间完成嬗变。此外，嬗变也可以在随后的阶段完成，但这会带来放射性废物在嬗变以前的处理和贮存问题。

嬗变的目的是将选定的长寿命放射性核素转变成稳定的或短寿命的放射性核素。不过有几个重要问题必须考虑到：

✱ 工艺的效能。这是由转化为稳定或短寿命核素的危险核素与新形成的放射性核素

---

(接上一页)为了进一步试验系统是否够“坚固”，还评估了一系列更加极端的“万一”的情况。虽然这些情况在预期效应和进展以外，但仍不能彻底排除，并且对安全屏障的作用会产生负面影响。

为了评估其安全性，联邦安全机构针对处置库引起的个人辐射剂量制定了严格的上限。安全评估的结果都要受到这一限值的检验。废物核素可能在岩石中达到的富集程度也和天然放射性水平作了比较，在地质年代时间跨度上包容相关放射性核素的天然系统（所谓天然类比研究）的相关信息也得到了评估。安全分析得出了以下结论：

- ◆ 在 Zürcher Weinland Opalinus 粘土层进行 SNF、玻璃固化的 HLW 和长寿命 ILW 的安全长期处置是可行的。
- ◆ 定量分析表明，被调查地区有能够达到安全要求的水平。在涵盖了所有处置系统可能发生情况的各类场景下，都能确保安全。在所有的情况下，放射性剂量结果都低于安全机构制定的限额，并且绝大多数情况下都在几个数量级以下。
- ◆ 系统表现得十分稳固——任何不确定因素都不会导致安全问题。
- ◆ 岩石的机械性质和所选工程项目可以保证处置库建造、运行、回填和终结的长期安全。
- ◆ 有关选址区域的资料基础非常广泛，地质环境也经过了充分认识，这些都为安全评估奠定了基础。
- ◆ 由于该地的一般地质条件相对简单，通过将来更广泛的区域地质调查，可以十分精确地对选址区域进行地质评估。
- ◆ 有关废物及其属性的资料是建立在瑞士 20 多年来的科学研究以及大量国际经验的基础上的，足够进行安全评估。对工程屏障系统也是如此。

的比例决定的。

- \* 能耗。这是一种能量密集工艺。
- \* 嬗变后的核素的放射性毒性。从生态学角度来看，由于放射性毒性考虑到了特定核素对人体的辐射效果，放射性毒性的概念比放射性更加重要。

## 1 俄罗斯核燃料循环

俄罗斯的核燃料循环遵循以下几点：

- \* 来自大功率沸腾管式反应堆（RBMK）的乏燃料不进行后处理，目前贮存在核场址。
- \* 水-水型动力堆（VVER）-1000 反应堆的乏燃料不进行后处理。一部分贮存在电站场址，一部分贮存在原子能部（Minatom）的克拉斯诺亚尔斯克（Krasnoyarsk）采矿-化学企业。
- \* VVER-440 反应堆、研究堆、BN-600 快堆和海军核反应堆的乏燃料在马雅克企业 RT-1 厂进行后处理。再生出来的铀用于制造 RBMK 反应堆的燃料组件。
- \* 乏燃料的后处理使用“湿法”，即普雷克斯（磷酸三丁酯）工艺。该工艺的放射性核素的分离因子很高，但会产生大量长寿命放射性废液。
- \* 铀和钍被分别萃取出来再直接贮存，不进行使用。
- \* 镅和锔的同位素留在裂变产物混合物中不被萃取出来。这一混合物部分以液体形式贮存，部分以固体形式贮存。分离 Am 和 Cm 的技术尚未开发成功。

俄罗斯的国防工业产生着大量的废物。目前，俄罗斯积存的乏燃料大约有 14000 吨，总放射性为 5 GCi。

俄罗斯政府批准的“21 世纪前半期俄罗斯核能的发展策略”确定了核燃料闭合循环的核能策略。该策略指明，武器级铀的使用应是发展未来闭合核燃料循环技术的第一阶段。在技术与经济方面，这一目标可在 BN-800 和 BREST-1200 快堆启动以后实现。还有必要注意到，使用这些技术将会增加高放长寿命裂变产物和次要锕系元素的产量。

动力堆乏燃料含有以下中、长寿命裂变产物（FP）：  
Sr-90、Cs-137( $T_{1/2}=30$  a)、  
Sm-151(87 a)、Sn-126( $10^5$  a)、  
Tc-99( $2.1 \times 10^5$  a)、  
Zr-93( $1.5 \times 10^6$  a)、  
Cs-135( $2.3 \times 10^6$  a)、  
Pd-107( $6.5 \times 10^6$  a)、和

表 1 VVER-1000 和 RBMK-1000 反应堆乏燃料冷却 0.5 年以后长寿命裂变产物和锕系核素的浓度（g/t）

核素	VVER	RBMK	核素	VVER	RBMK
Se-79	5.9	3.5	Np-237	620	150
Sr-90	680	390	Pu-238	126	69
Zr-93	910	530	Pu-239	5330	2630
Tc-99	590	600	Pu-240	2420	2190
Pd-107	250	200	Pu-241	1470	710
Sn-126	22	15	Pu-242	580	510
I-129	220	140	Am-241	72	36
Cs-135	420	220	Am-243	120	74
Cs-137	1460	900	Cm-242	6.1	5.2
Sm-151	15	4.0	Cm-244	46	8.1

I-129( $1.6 \times 10^7$  a)。

VVER 堆和 RBMK 堆的乏燃料中的主要长寿命 FP 和次要锕系元素 (MA) 的含量见表 1。

## 2 可能的嬗变方法

长寿命放射性核素嬗变成短寿命或稳定核素涉及到与中子或带电粒子的反应。带电和中性粒子的种类有电子、质子、氘核、带电离子、中子和  $\gamma$  射线, 它们对原子核都有不同的作用。

中子辐射对放射性核素的嬗变来说比电子和带电粒子更加有效。用于嬗变的中子可由核反应堆或加速器驱动系统 (ADS) 生产, 包括一个次临界增殖 (转换) 区 (例如核反应堆的堆芯)、质子加速器和中子产生靶。

在实际中, 嬗变产物和原来的被嬗变核素一起受到照射, 会形成新的核素。因此嬗变产物的累积并不是一个线性过程, 而是取决于照射时间或原先被嬗变核素的燃烧。因此嬗变过程的实施必须使长寿命产物的形成达到最小化。为此, 中子照射的过程须和化学处理以及嬗变产物的萃取交替进行。

在这点上可以进行一些优化研究——查明初始的被嬗变核素的最小燃烧时间; 将工艺的第二或后续步骤中放射性核素的量最小化; 查明一个核的燃烧需要的最小中子数目; 以及查明中间处理步骤的优化数目。

## 3 工艺特性

长寿命核素嬗变工艺具有以下特性:

- \* 核素燃烧速率, 是由中子通量密度和有效反应截面决定的。
- \* 二次放射性, 归因于核素的嬗变。
- \* 嬗变前后核素的放射性毒性。
- \* 工艺的能量效率, 是由一个核所需的能量或中子数目决定的。
- \* 通过对这些特性进行研究, 可以得出要嬗变的长寿命核素清单, 并对嬗变设施的效率进行估计。若不对嬗变工艺的主要特性进行分析, 就会导致嬗变核设施类型和结构设计的错误选择。

### 3.1 核素燃烧速率

核素燃烧速率是指在中子通量下一个初始核素在单位时间内被燃烧的放射性核素的原子核数目。对于有效的嬗变来说, 嬗变速率应远远高于核素的放射性衰变的速率。

裂变产物前几百年的总放射性取决于 Sr-90 和 Cs-137 核素。根据简单的计算, 在

中子通量为  $7 \times 10^{16} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$  时, Sr-90 的嬗变速率与其衰变速率 ( $T_{1/2}=28.8 \text{ a}$ ) 相等。

Cs-137 ( $T_{1/2}=30 \text{ a}$ ) 情况与此类似, 为  $5 \times 10^{15} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ 。虽然在现代反应堆和 ADS 中可以达到这样的中子通量, 但是否能在燃烧 Cs-137 的同时不燃烧 Sr-90 是很可疑的。

对于核素 C-14、Zr-93、Tc-99、Pd-107、Sn-126、I-129、Cs-135、Sm-151, 中子通量密度达到  $10^{15} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$  或更小时就足够发生有效的燃烧。

### 3.2 二次放射性

在核反应堆或 ADS 的次临界转换区, 为嬗变工艺生产中子会伴有新裂变产物的生成。二次放射性大半是由 Sr-90 和 Cs-137 产生的。1 吨 VVER-1000 反应堆乏燃料中主要被燃烧核素的放射性 Q 值与相对应的二次放射性  $Q^{\text{sec}}$  值见表 2。

被燃烧核素	Q, Ci/t	$Q^{\text{sec}}$ , Ci/t
Sr-90	$9.4 \times 10^4$	$2 \times 10^4$
Cs-137	$13 \times 10^4$	$4.8 \times 10^4$
Sm-151	405	$2 \times 10^4$
Tc-99	16.2	$2 \times 10^4$
Zr-93	2.3	$2 \times 10^4$
Se-79	0.14	165
Cs-135	0.486	
Pd-107	0.13	
I-129	0.039	$5 \times 10^3$
总量	$22.4 \times 10^5$	$13.5 \times 10^4$

### 3.3 放射性毒性

半衰期很长的长寿命锕系核素是主要的放射性危险物。核素 U-232、Cm-244、Pu-238、Am-241 和 Pu-241 在头一百年里是最危险的。Pu-241、Am-241、Pu-240、Cm-244 在 1000 年后是最危险的。

### 3.4 能量效率

很明显, 核素燃烧所需的能量必须大大小于反应堆产生的能量。根据莫斯科工程物理研究院 (MEPI) 开展的研究, 工艺所需能量接近反应堆产生的能量的 30% 时, 嬗变工艺就是有效的。

## 4 裂变产物

裂变产物的嬗变可在热中子谱的范围内有效进行, 主要起作用的是 ( $n, \gamma$ ) 反应——实际上不释放能量。因此, 对单个核嬗变的分析是明智之举。在这种情况下嬗变的主要参数都很容易获得, 结果表明 Sr-90 和 Cs-137 需要极高的中子通量。

Tc-99 和 I-129 的嬗变尤为重要。乏燃料中 Tc-99 的含量很高, 而 I-129 特别会在人体内积累。

表 3 中的数据是在嬗变工艺的末尾, 原先的 Tc-99 浓度减少 100 倍时, 高通量重水 ADS 转换区范围内的核素含量。表中数值都根据 Tc-99 的初始浓度进行了校准。表 3 表明, 主要的嬗变产物是稳定的 Ru 同位素, 以及形成的很少量的长寿命 Pd-107。

Tc-99	Ru-100	Ru-101	Ru-102	Rh-103	Pd-104	Pd-105	Pd-106	Pd-107
$9.2 \times 10^{-3}$	0.65	0.21	0.12	$7.6 \times 10^{-4}$	$5.0 \times 10^{-3}$	$1.5 \times 10^{-4}$	$7.2 \times 10^{-5}$	$7.7 \times 10^{-7}$

更多的嬗变产物可通过中间化学工艺最小化。在 Tc-99 的嬗变中, Ru、Rh、Pd 的同位素经过萃取后, 钨又被重新嬗变。经过中间处理的 Tc-99 嬗变的 Pd-107 含量见表 4, 其中 Tc-99 的最终含量与表 3 是相同的。

处理次数	0 (不进行处理)	1	2
Pd-107 含量	$7.7 \times 10^{-7}$	$6.5 \times 10^{-9}$	$5.5 \times 10^{-10}$

从表 4 可以看出, 尽管不进行化学处理, Pd-107 的含量就很少, 中间化学处理后, Pd-107 的含量更为减少。

I-129 嬗变工艺中的核素浓度如表 5 所示。表中数字都根据最初 I-129 含量进行了归一化。

I-127	Te-128	Xe-128	I-129	Xe-130	Xe-131	Xe-132	Cs-133	Cs-134	Cs-135
$9.7 \times 10^{-3}$	0.014	0.1	0.0103	0.086	0.015	0.90	0.011	$4.1 \times 10^{-3}$	0.024

I-129 嬗变中进行一、二或三次中间处理的 Cs-135 浓度如表 6 所示, 其中 I-129 的最后浓度和表 5 中是一样的。

处理次数	不进行处理	1	2	3
Cs-135 含量	0.024	0.006	0.002	$6.5 \times 10^{-4}$

最初, Cs-135 的浓度比残留 I-129 的浓度高 2.3 倍。工艺中经过化学两次处理, Cs-135 的量减少了 12 倍, 三次化学处理减少 40 倍。这样, I-129 嬗变中进行中间化学处理是很有利的。

Tc-99 和 I-129 嬗变的效率如表 7 所示: 表中将“半燃烧”期  $T_{ef}(1/2)$  和嬗变反应堆要为燃烧提供的能量与这些核素在典型 VVER-1000 反应堆中的生成速率作了比较。半燃烧期可以和半衰期进行比较。它等于在嬗变反应堆里燃烧初始核素的量的一半所需的时间。表中包含两种热中子通量:  $10^{14}$  和  $5 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ 。所需能量的数据与嬗变反应堆相一致, 其中每次裂变大约有一个中子被用于嬗变。数据是用一座 VVER-1000 反应堆热功率的百分率表示的。Tc-99 和 I-129 嬗变需要约 8% 的能量。

核素	Tc-99	I-129
所需能量, %	6	1.9
$10^{14} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ 的 $T_{ef}(1/2)$ , a	4	7
$5 \times 10^{14} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ 的 $T_{ef}(1/2)$ , a	0.8	1.4

## 5 武器级钚

武器级钚有很高的增殖特性, 能够作为核燃料重新利用。然而, 由于缓发中子比率太低, 武器级钚只能用在天然铀比例很高的反应堆中。另一种方法是在带有次临界转换区的 ADS 中使用武器级钚。

俄罗斯理论与实验物理研究院 (ITEP) 做了关于使用武器级钚做燃料在重水 ADS 转换区中形成新的锕系核素的计算。

计算发现,在重水 ADS 转换区使用中低中子通量照射后,钚的放射性和放射性毒性都超过了新鲜装填的钚燃料。

## 6 次要锕系核素

次要锕系核素(Np、Pu、Am、Cm 的同位素\*)嬗变条件的选择决定了嬗变设施的设计,是非常重要的。次要锕系核素(MA)的嬗变取决于中子的范围。MA(除钚以外)在 VVER-1000 反应堆乏燃料中累积的速率为 25 kg/GWa。在热中子范围内进行嬗变会生成很多新的 MA。因此,嬗变的过程比较长,并需要消耗很多的中子。

对不同反应堆机组中锕系核素嬗变的效率的计算,以及在 Candu 反应堆、VVER-1000 反应堆、BN-800 反应堆和均匀高通量重水 ADS-800(有效中子通量密度为  $2 \times 10^{15} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ )中,MA 嬗变条件的比较证明,在快堆中长寿放射性毒性的嬗变不如在其它设施中进行类似工艺效率高。使用液体燃料(熔盐)的热中子高通量次临界设施配合连续操作模式看来是最有效的嬗变方法。

MA 在像 VVER-1000 和 BN-800 这样的反应堆中的燃耗阻止次要锕系元素的积累;却极大地增加了(约 20 倍)受到照射的 MA 的放射性毒性,导致 MA 的放射性毒性与原来的放射性毒性相比有了长期(100 年)的增长。就此而论,在这些反应堆中嬗变 MA 在生态学上是不可取的。

MA 的放射性毒性在乏燃料的全部长期放射性毒性中约占 7%。所以,即使是快速燃烧 MA 也不能使局面有所改善。考虑到钚的放射性毒性,MA 的在动力堆中的燃耗将导致乏燃料放射性毒性的双重增加。

由于热中子通量很高,重水转换区具有最小的 MA 装载量的特征(在相同的 MA 燃烧率下),比 BN-800 和 VVER-1000 反应堆分别低 40 倍和 100 倍。

高通量转换区对频繁的固、液燃料的化学处理,分离裂变产物的要求,导致了化学处理 ADS 过程中放射性毒性的量大大增加,比 BN-800 和 VVER-1000 反应堆分别增加了 20 倍和 30 倍。从高通量转换区取出的 1 kg MA 冷却三年后的放射性毒性比用 BN-800 和 VVER-1000 处理的放射性毒性分别高 1.5 倍和 2.0 倍,主要原因是 Np-237 衰变成 Pu-238 的放射性毒性很高。

这些结果表明,对 ADS 发展近期阶段,需要对 MA 在不同的核设施中嬗变的效率继续进行计算研究。待技术可行性更加明显时,参数和结构结构布置也将确定下来。

## 7 ADS 的要求

ADS 包括质子加速器、中子生成靶、次临界增殖转换区(如反应堆的堆芯)和各种辅助系统。

\* 按照通常的定义,钚不属于次要锕系元素——编者注。

根据相应的燃料循环，有三种 ADS 的操作方式：

- \* 利用长寿命核素的嬗变发电；
- \* 发电；
- \* 制造高比活度的新易裂变材料和放射性核素。

随着目前和工业的发展，其他可能的 ADS 应用方案应该让位给放射性核素嬗变作为首选方案。如果这一优先性能被接受，那么对 ADS 的主要技术要求就是等于或大于  $10^{15} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$  的高通量热中子的照射量。这样一个设计能提供高效率、低放射性毒性的嬗变。这要求 ADS 具有如下的参数：

- \* 质子能量范围为 0.8 到 1.5 GeV；
- \* 质子流强范围为 30 到 100 mA；
- \* 中子生产靶的功率为 30 到 100 MW；
- \* 转换区的热功率为 1000 到 3000 MW；
- \* 有效中子增殖因子不小于 0.95；
- \* 热中子通量密度  $(1-5) \times 10^{15} \text{ cm}^{-2} \text{ s}^{-1}$ 。

以上初步的参数可能会随着 ADS 的发展有所改变。

## 8 ADS 燃料循环

以下燃料的循环可通过 ADS 来实现：铀、钷、铀-钷和钷-钷、锕系元素。

在铀燃料循环中有多种铀燃料可用于转换区：核裁军下来的以氧化物形式存在的 90% 浓缩铀、乏燃料经多步重复照射和后处理再生的具有较高的 U-232 和 U-236 含量的铀。MA 和裂变产物可按照不同的组合方式和比例装入转换区进行嬗变。贫化铀也可以装入转换区，在不限制 U-235 含量的情况下生产钷。

钷燃料循环允许将多种钷同位素组成的钷燃料装入转换区。需要嬗变的锕系核素和裂变产物可以，也可以不和钷燃料一起装入 ADS 转换区。

在铀-钷/钷-钷燃料循环中，浓缩铀或钷作为核燃料，钷则在转换区中作为 U-233 的生产材料。这一燃料循环方案有效地减少了长寿命的 MA。

在锕系核素燃料循环方案中，锕系核素与裂变产物以不同的比例相混合，通常即可以作为 ADS 转换区的核燃料，又可以作为待嬗变的材料。

钷作为燃料的嬗变方案应该作为最优先的方案。其次是 ADS 装置同时进行发电和利用贫化铀生产钷的钷燃料循环。考虑到贮存的大量贫化铀，这一方案也是很诱人的。

但是这个方法有核扩散问题。为防止这一问题发生，可以将钷和镅同时照射，产生钷-238。后者与钷-239 混合在一起，是不能用来制造核武器的。

俄罗斯核工业的一流专家们相信，在带有外部中子源的 ADS 转换区中使用钷燃料，将使自给的闭合钷-铀 (U-233) 核燃料循环的实现成为可能。

## 低放废物的处理与处置

## 韩国放射性废物玻璃固化方案

Myung-Jae Song

(韩国水电与核电公司核环境技术研究所)

由于韩国中低放废物的场内贮存空间即将被全部占满，韩国水电与核电公司已经开始探索废物管理和大比例减容的途径。



KHNP 的大田中试玻璃固化设施

韩国的中低放废物(LILW)经过超级压实、干燥或固化处理后，都贮存在场内贮存库内，然而此类贮存空间已经被几乎填满。如果在短期内无法建造永久处置库，那么就要扩展场内贮存空间继续容纳核设施将来运行产生的废物桶。右表显示了韩国 LILW 场内贮存

状况，从表中可以看出，至少在 2008 年以前，必须建造永久处置库。因此，开发 LILW 大比例减容技术，提高废物处置的稳定性是十分迫切的。

韩国水电与核电公司(KHNP)核环境技术研究所(NETEC)已对多种 LILW 热处理技术进行了调研和评估，并将重点放在了一种能够大比例减小体积、提高废物体稳定性、并适合于韩国核电站产生的所有废物的技术上。

韩国于 1994 年就做出结论，认为玻璃固化技术是处理 LILW 最有前途的技术，玻璃固化的废物可在处置库环境下保持稳定 100 万年以上。另外，玻璃固化技术的减容

地点	场内可贮容量	累积存量	(预计)饱和年限
古里	50200	32216	2014
桂马	23300	10450	2011
蔚珍	17400	11770	2008
月城	9000	5682	2009
总量	99900	60118	

因子也可达到 50 以上。

## 1 研究与开发

韩国 LILW 玻璃固化研究与开发 (R&D) 项目的各个阶段如图 1 所示。

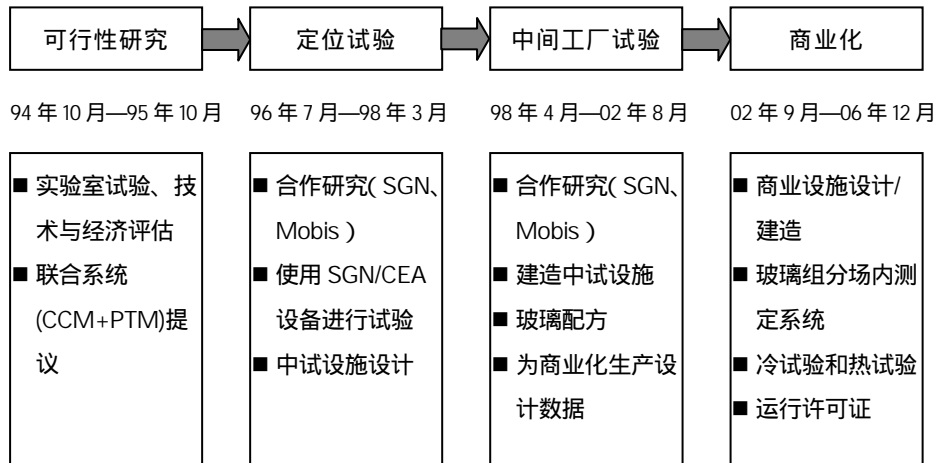


图 1 韩国 LILW 玻璃固化的多步研究开发项目

1994 到 1995 年间开展了可行性研究，通过实验室试验评定熔炉技术，确定玻璃固化技术的可用性，研究怎样将经过革新的高温技术应用于大比例的废物减容，并从技术与经济的角度对这些技术加以评估和比较。研究结果是，可燃放射性废物和非可燃放射性废物的玻璃固化将采用冷坩埚熔炉 (CCM) 和等离子体焰炬熔炉 (PTM) 分别结合废气处理系统 (OGTS) 来实现。

1996 年 7 月，在 SGN 和 Mobis 两家公司的支持下，利用试验 CCM 进行冷坩埚玻璃固化的多步国际合作技术开发项目开始开展。第一阶段到 1998 年完成，优化了韩国 LILW 在 CCM 中的流程，并完成了废气处理系统的设计。第二阶段于 1999 年 9 月完成，设计并建造了大田的试验玻璃固化设施。该设施从 1999 年 10 月开始运行，在 SGN 和 Mobis 的支持下由 NETEC 开展试验工作。试验工作尽可能真实地模拟商用玻璃固化工厂，并论证了设施的可靠性能和强大的生产能力。此外，玻璃固化试验还计划帮助最终确定设计参数、设计方案、放射环境评估数据、屏蔽和许可证数据等等。作为项目的一个部分，使用模拟 LILW 进行的玻璃配方研究，也和玻璃固化试验同时开展。

## 2 玻璃固化试验设施与试验

经过革新的 LILW 玻璃固化流程如图 2 所示。

中间试验玻璃固化设施由进料系统、一座 300 kW CCM、一座 200 kW PTM 和一个 OGTS 组成。进料系统由一个玻璃料进料器和两个废物进料器组成。CCM 为水冷熔炉，由外部高频发生器直接激发感应电流，使玻璃熔体的内部产生高热。随着玻璃融化，可燃性废物也被热解。CCM 由 6 个部分组成：主体、上部炉室、供氧系统、玻璃排出系统、水冷系统和高频发生器。可燃性废物在玻璃熔体和氧气的作用下被燃烧和热解。PTM 系统由一个发电机、水冷系统、等离子气体供应系统、废物进料系统、上部和底部炉室和控制系统组成。上部炉室与等离子体焰炬、废物进料器、废气出口相连。等离子体焰炬用氮气产生等离子体，并能够旋转和上下运动，对废物进行均匀加热。

OGTS 用来处理 CCM 和 PTM 产生的废气。这个装置还需要进行试验，论证是否能够俘获回收废气中的放射性颗粒，以及对二恶英、氮氧化物、氯化氢等有毒气体的处理是否符合安全方针。OGTS 由管式冷却器、高温陶瓷过滤器、辅助焚烧室、文氏管和四段填充洗涤塔、HEPA 过滤器、选择性催化还原装置（SCR）和相关设备以及一套仪表与控制系统组成。

在 59 次 CCM 玻璃固化中试中，使用了模拟干放射性废物（DAW）、离子交换材料（包括高/低活度的离子交换树脂（HA/LA IER））以及沸石和其它废物，代替核电站产生的各类废物。21 次 PTM 熔融中试使用了模拟混凝土、泥土、废玻璃、金属屑和废过滤器。实验结果证明，具有环境稳定性的废物玻璃固化体是可以生产出来的。废物减容方面也取得了佳绩。

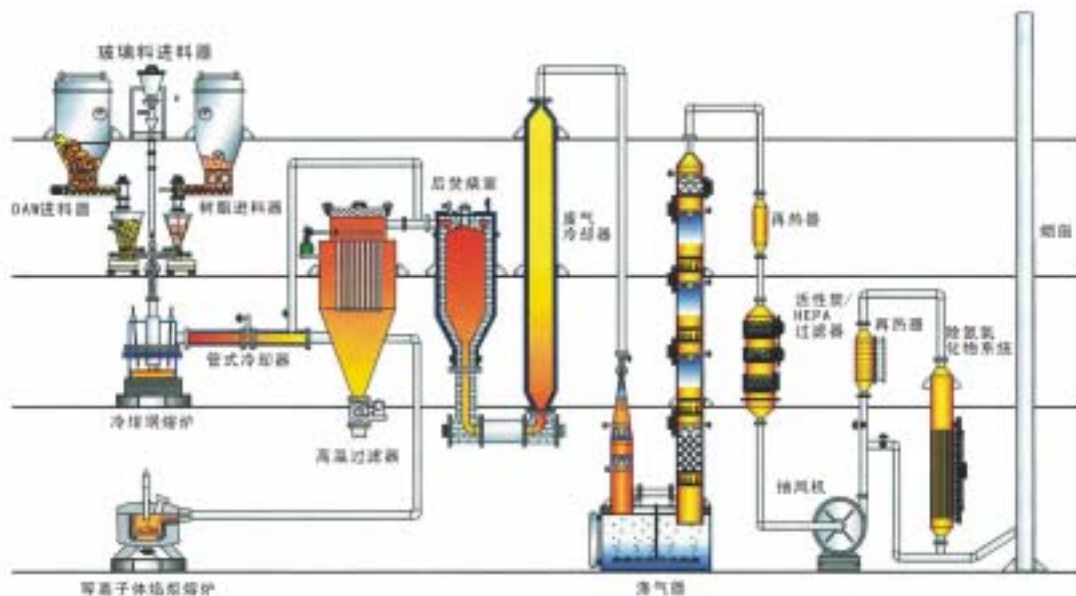


图 2 中试规模的玻璃固化设施，包括进料系统、CCM、PTM 和 OGTS

### 3 干放射性废物的玻璃固化中间规模试验

为了测定纤维素、聚乙烯、橡胶、聚酯和聚氯乙烯 (PVC) 等 DAW 的焚烧、玻璃固化和废气产生特性,总共进行了 8 次玻璃固化中试。其中一次是在焚烧含 20% PVC 的 DAW 过程中除去二恶英的试验。通过这些试验确定了 DAW 的最佳进料速率,以及过量氧气的合适进量。试验证明,玻璃熔体控制起来很容易,玻璃固化体也保持均一,没有形成两相。在 DAW 进入熔炉的过程中产生的危险废气都被 OGTS 全部处理,在烟囱中的浓度远小于环境审管限值。烟囱内二恶英的浓度为审管允许排放限额的 1/300。DAW 的减容因子大于 90。

### 4 离子交换材料的玻璃固化中间规模试验

短、中、长时间的玻璃固化中试总共开展 29 次。试验使用的模拟离子交换树脂 (IER),包括高/低活度离子交换树脂以及沸石,这些都接近于核电站产生的废树脂和沸石。通过试验,优化了废物进料速率、过量氧气进量、氧气供应布局、玻璃熔体温度和气泡流率等参数,保证玻璃固化体的均一和坚固性。玻璃固化体的相稳定性和可浸出性采用扫描电子显微镜/能量色散谱仪 (SEM/EDS) 及若干浸出方法检验。玻璃的氧化还原态采用穆斯鲍尔 (Möbauer) 谱仪进行分析。IER 进入玻璃熔炉过程中产生的废气由 OGTS 完全处理,烟囱内浓度远低于环境审管限值。减容因子为 21—35。

### 5 混合废物的长时间玻璃固化试验

对三类含有混合 DAW 和 HAIER、“W1”废物、“W2”废物的混合废物进行的总共 15 次中间规模试验都获得了成功。每一种混合废物都进行了三次长时间试验。两次 120 小时长时间试验用来检验玻璃固化的 DAW 和 HAIER 混合物,以及蔚珍 5 号和 6 号反应堆产生的 W1 废物混合了 HAIER 后而成的 W2 废物。一次 180 小时长时间试验用来玻璃固化 W1 废物。W1 废物是由蔚珍 5 号和 6 号反应堆产生的 LAIER、沸石和 DAW 的混合物。每一类混合废物与玻璃料同时加入玻璃熔炉的时候,在一定操作参数条件下废物的焚烧与熔融状态都进行详细观察,从而对试验规模的玻璃固化设施进行系统统一性的评估,并模拟商业运行。

在废物与玻璃料同时加入到 CCM 的时候,没有发生废物在玻璃熔体表面积累的现象。在整个废物进料的过程中,玻璃熔体的温度和玻璃组分都维持不变,试验设施由此证明了其统一性。烟囱释放出来的危险气体浓度也满足审管限额。W2 废物、DAW 与 HAIER 混合废物以及 W1 废物的减容因子分别为 33,74 和 84。

## 6 硼酸盐浓缩物的玻璃固化中试

硼酸盐浓缩物的玻璃固化试验的目的是,通过分析熔炉中干燥硼酸盐浓缩物在玻璃固化时的熔融及粉末生成的特性,对玻璃固化条件进行优化。为了达到这个目的,先要选出若干影响玻璃固化条件的因素。模拟的硼酸盐浓缩物根据实际情况中硼和钠的摩尔比配置了多种不同比例,再经过干燥、制粒以便于装入 CCM。试验中测试了三种硼酸盐浓缩物样品,确定了最优化熔融温度和 CCM 内部压强。减容因子为 8。

## 7 泥浆的玻璃固化中试

核电站产生的泥浆组分各异,试验中配置了两种模拟泥浆。一种接近于反应堆一次冷却剂回路产生的泥浆,另一种类似于废物处理车间产生的泥浆。为了便于进料,先将泥浆与水混合转化。由于进料速率影响玻璃质量,通过试验最后确定了最优进料速率。这一项的减容因子为 8。

## 8 粉尘的玻璃固化中试

粉尘是在废物的玻璃固化流程中产生出来的。这类粉尘中含有硫、碳、玻璃成分以及铯。为了使废气处理系统受放射性物质污染的程度达到最小,粉尘要经过高温过滤器 (HTF) 过滤,再进入 CCM。然而,粉尘中的硫会在 CCM 的玻璃熔体内形成具有导电性硫酸盐层,因此必须首先把硫从粉尘中除去。为建立起除硫的方法进行了一项试验,并进行了粉尘中铯气化的评估。活性炭和粉尘混合在一起作为还原试剂,防止硫转化成硫酸盐。试验中在缺氧条件下使用了多种活性炭与硫的摩尔比,粒状粉尘进入玻璃熔体后,没有出现任何次生相。对铯的留存的估算表明,粉尘中 90% 以上的铯都被固定入了玻璃基质。

## 9 不可燃废物的玻璃固化中试

分批式中间规模等离子体焰炬熔炉共进行了 21 次试验。试验点包括改变熔融周期、持续进料时的熔融测试、等离子体焰炬熔炉的传热模型测试、等离子体焰炬的操作模式特性评估测试以及功率变化引起的铯气化。平均减容因子达到了 3。

## 10 玻璃配方研究

这项研究研制了适于韩国核反应堆产生的单一和混合废物的玻璃配方。为了确定玻璃配方,先要对废物中的无机物质进行分析,并要得出这些无机物质在玻璃固化时

含量的范围。玻璃配方的确定使用了 KHNP 和爱达荷国家工程与环境实验室合作开发的计算机软件 GlassForm1.1, 其中包括了适于 CCM 操作的粘滞性和电导率。计算机确定的玻璃配方又经过了中间规模试验确认, 选出了候选方案。玻璃配方的废物特性通过玻璃固化试验得出。

对候选玻璃和玻璃固化试验生产的玻璃固化体的可浸出性进行的分析表明, 玻璃固化体的可浸出性比美国放射性废物玻璃固化评估使用的标准玻璃体还低(图3)。玻璃固化试验生产的玻璃固化体的耐压强度为美国核管会所要求的 3.5 MPa 高出 90 倍。

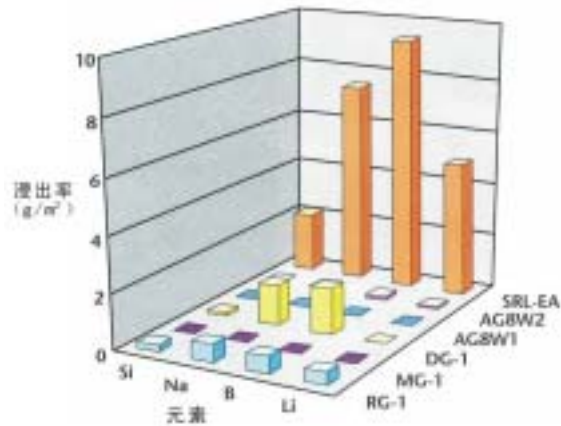


图3 五种候选玻璃体以及基准玻璃体 (EA) 的七天 PCT 浸出率。

## 11 安全与经济评估

为了对玻璃固化设施的安全性进行评估, 对玻璃固化中间规模试验设施运行实践中获得的数据都作了分析, 利用相关设施数据作为参考的安全评估策略也制订了出来。对玻璃固化设施经济性的评估使用了价值分析方法。经济分析中假定该设施建造在现有一座拥有 4 个 1000 MWe 机组核场址内部, 然后对玻璃固化设施的建造费用、废物种类、减容因子和处置费用进行了灵敏度分析。

为了更好地模拟 CCM 的内部情况, 建立了穿透深度、电流分布、传热和鼓泡的模型, 采用了微粒图像流速仪, 以检验鼓泡效应, 并分析非稳定流场。鼓泡效果和温度分布可以从鼓泡效应试验的结果中得出。实验数据再用来分析传热情况。最后得出的模拟代码包括鼓泡效果、影响 CCM 传热的频率特性、CCM 的固定形状、玻璃熔体的热特性以及电磁场。

## 12 第一座商用 LILW 玻璃固化设施

各个运行着或想要运行核电站的国家都要考虑该如何解决 LILW。其主要问题在于环境安全以及 LILW 产生的量。这一问题可通过本文所考察的 LILW 玻璃固化技术解决。IAEA 已经决定支持蔚珍商用 LILW 玻璃固化设施的建造计划。这一设施的 CCM 和 PTM 分别为 300 kW 和 500 kW。

玻璃固化设施的设计将从 2003 年开始, 合同采购和建造将于 2005 年中期完成,

2007年开始商业运行。在开发 LILW 玻璃固化体通用玻璃罐、场内玻璃成分测定系统（激光诱导分光计）以及先进 CCM 模拟代码方面的研究开发（R&D）活动将和设施的设计、建造及试运营同时进行。图 4 显示了商业化里程碑，包括设计和建造、试运营、商用 LILW 玻璃固化设施试验以及相关 R&D。

估计该商用玻璃固化设施的处理能力将满足六座 1000 MWe 压水堆（PWR）产生的全部 LILW。因此玻璃固化技术将能在加强废物处置库安全的同时，大力推动未来韩国核电计划的发展。

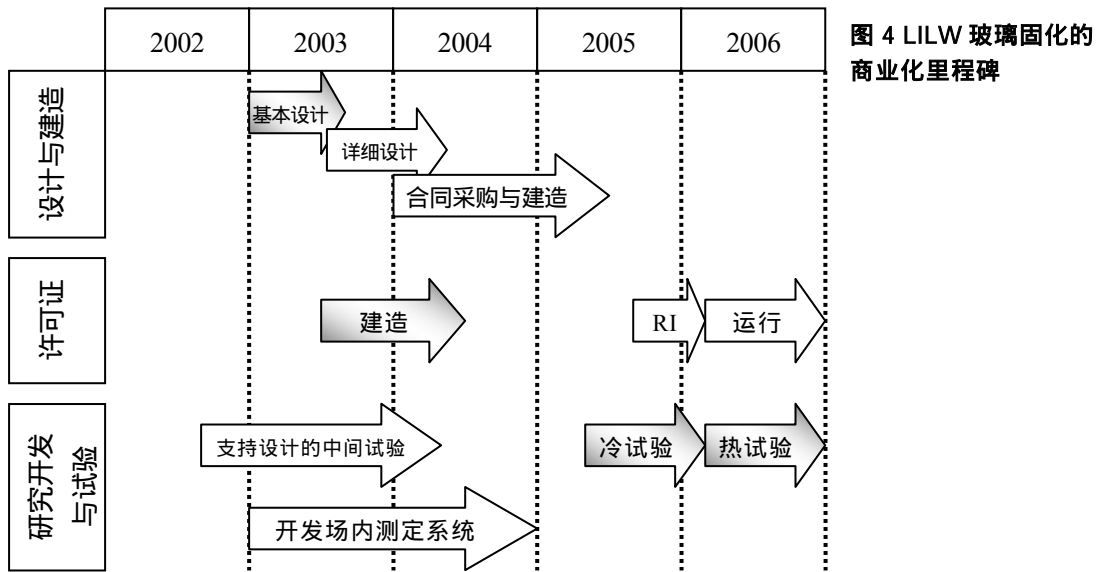
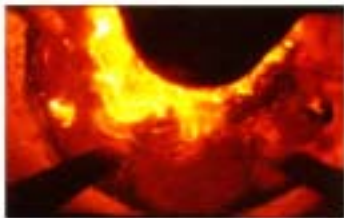


图 4 LILW 玻璃固化的商业化里程碑



上、右：冷坩埚熔炉的内部和外部  
最右：等离子体焰炬熔炉的外观

## 北欧海水的放射性辐射调查

本文是在 L.M.C.Dutton, M.Y.Gerchikov, S.nielsen, J.Simmonds, T. Sazykina 和 G.Hunter 等人所著报告的基础上完成的。

### 1 MARINA II 研究

本文的基础是 MARINA II 研究结果的综合报告。MARINA II 研究（参见《放射性废物管理与核设施退役》2002 年第 6 期第 36 页）是为欧洲委员会环境总署开展的；研究的大纲是提供排放到北欧海水的放射性核素，以及环境中的放射性含量的信息，并对它们的影响作出评估。该研究建立在早些时候开展的 MARINA I 研究的基础上。后者研究了 1980 年中期以前的同一海域海水的的数据（这是 OSPAR（奥斯陆-巴黎）公约所要求的）。

MARINA II 收集了放射性排放和含量的数据，并且评估了它们对人类以及海洋生物群的影响。该项目由 NNC 有限公司进行管理，参与者包括了来自 NRPB（英国国家辐射防护局）、荷兰水产研究院、Risø 国家实验室（丹麦）、CEPN（法国核防护评价研究中心）、SPA 台风号（俄罗斯）、国立都柏林大学、NRG（荷兰）以及其他公司的欧洲一流科学家。

研究是在与 OSPAR、欧洲委员会以及绿色和平组织、IAEA、国际放射生态学家联盟以及世界核协会等其他国际组织的密切合作下开展的。

OSPAR 公约对于东北大西洋的定义，包括直布罗陀海峡（ $36^{\circ}\text{N}$ ）以北、格陵兰南端（ $42^{\circ}\text{W}$ ）以东直到新地岛（ $51^{\circ}\text{E}$ ）的地区。波罗的海（除卡特加特海峡）与地中海一样排除在外。因此，MARINA II 研究和 OSPAR 委员会的工作格外相关。

### 2 工作的范围

OSPAR 关于放射性物质，包括放射性废物的策略目标，在于通过不断对放射性物质的排放、释放和丢失进行有力的削减，防止海水受到电离辐射的污染。最终目标将是使环境中天然存在的放射性物质（NORM）的含量向本底值靠近，人工放射性物质接近于零。为达到这些目标，要考虑到海洋的合法利用、技术可行性以及对人类和生物群的辐射影响。根据时间框架，策略进一步宣布，到 2020 年，欧洲委员会将保证放射性物质的排放、释放和丢失将减小到更低水平，使海洋环境中由这类排放、释放和

丢失导致的历史水平以上的额外含量接近于零。

MARINA II 研究的工作是由五组技术专家开展的：

- \* A 组收集东北大西洋的放射性物质排出和其他放射性输入的数据，并作估算；
- \* B 组分析关键人群的人员受到的环境浓度和辐射剂量；
- \* C 组收集捕鱼和海产品贸易中集体剂量评估的信息供 D 组使用；
- \* D 组对东北大西洋的核素迁移进行模拟，并对欧洲人口受到的集体剂量进行评估；
- \* D 分组评估放射性对海洋生物群的影响。

### 3 研究结果总结

东北大西洋民用核工业和人为输入的放射性， $\alpha$  和  $\beta$  发射体和氡从 60 年代和 70 年代早期达到最大值以后减少了多个数量级。同期，海洋环境中放射性核素的浓度也减小了，从而关键人群人员的个人剂量和公众的集体剂量都减小了。

从 80 年代中期以来，向 OSPAR 区域排放  $\beta$  放射性的主要是核后处理工厂（塞拉菲尔德和阿格）， $\alpha$  放射性的排放主要是磷酸盐工业，后来又被北海的石油生产取代。这样，目前欧洲联盟人口集体剂量的主要工业活动来源是石油生产，下文将对此继续讨论。

### 4 与核工业排出相关的主要发现

核工业的排放仍然以核燃料后处理为主。除了 1986 年切尔诺贝利的辐射尘埃以外，向 OSPAR 地区输入的  $\beta$  放射性（包括放射性毒性极低的氡）从 1986 年到 1991 年减小了 4 倍。那时的年排放量达到了 50 年代早期的相同水平（MARINA II 的结果如图 1 所示）。原因是塞拉菲尔德和阿格核燃料后处理厂的排放大幅减少，而它们曾是 1986 年到 1991 年的主要排放者。同期，塞拉菲尔德和阿格输入 OSPAR 区域的  $\alpha$  放射性减少了 3 倍（见图 2）。氡的输入也从 60 年代起大幅下降，但 80 年代中期由于阿格后处理厂的扩建又有了回升，如图 3 所示。

这也导致了塞拉菲尔德附近的爱尔兰海高度浓集  $^{137}\text{Cs}$  的海域内  $^{137}\text{Cs}$  含量的降低（图 5、6）。由于切尔诺贝利辐射尘埃的影响，波罗的海中  $^{137}\text{Cs}$  有所升高。从波罗的海流出的水流也意味着，瑞典和丹麦之间的卡特加特海峡海水中的  $^{137}\text{Cs}$  近年来没有大幅的降低。由于其明显的放射性辐射，而且比较容易测量， $^{137}\text{Cs}$  成了北欧水体中被最为广泛测定的一种核素。

1986 年来，大型核场址区域，例如塞拉菲尔德和阿格，受到放射性照射最多的人群（对关键人群成员的有效照射）所受的辐射影响与 ICRP 和 EU 基本安全标准相吻合，并远远小于普通公众 1 mSv/a 的限额。1988 年到 1999 年这两座场址关键人群人

员所受人为照射的剂量范围为 0.01 到 0.4 mSv/a。数值的浮动是由人口中受照射最多人群的海产品消费率的变化导致的。

从 1988 到 1999 年，塞拉菲尔德地区关键人群受到的有效剂量没有明显的趋势，但阿格地区有下降的趋势。总体上 OSPAR 地区关键人群所受剂量随环境放射性核素的变化呈同样的降低趋势。

在对关键人群的辐射剂量评估中，人类习惯自然而然起着重要的作用。OSPAR 区域从海洋渠道到关键人群辐射照射的现有评估使用了多种生活习惯数据，从随机的保守假设，到详细生活研究的真实数据。剂量评估对生活数据的变化十分敏感，因此，为了让这些数据归一化，个人剂量也要利用归一化了的消费率进行计算。在这项估算中，所有的照射都假定为消费了含  $^{137}\text{Cs}$ 、 $^{90}\text{Sr}$ 、 $^{99}\text{Tc}$  和  $^{239,240}\text{Pu}$  最高的海水的海产食品。

塞拉菲尔德附近关键人群的剂量主要来源于  $^{241}\text{Am}$ 、 $\text{Pu}$  同位素和  $^{99}\text{Tc}$ 。1986 年以来水中  $^{241}\text{Am}$  在水中和海洋生物中的水平保持相对稳定，这是由于它从  $^{241}\text{Pu}$  产生以及爱尔兰海的沉积物再释放出来。沉积物污染是由 70 年代早期的排放高峰带来的后果。同样的再释放现象也是钚含量的相对稳定性基础。虽然向海水中排放的其他主要核素从 1986 年来都有了减少， $^{99}\text{Tc}$  的排放和环境含量却在 1994 年增加了，当时塞拉菲尔德的强化钢系元素清除设施开始处理历史遗留的废液。

欧洲联盟人口中 OSPAR 区域的受到来自核工业的总体辐射影响（集体剂量）从 1978 年的 280 人·Sv/a 降低到了 2000 年的 14 人·Sv/a。这主要是  $^{137}\text{Cs}$  和  $^{106}\text{Ru}$  减少的结果。集体剂量通常用来作为辐射防护的依据，但也会被用来比较特定工业活动的辐射影响，这也是本研究中估算集体剂量的主要目的。

在集体剂量的来源上，核电、燃料制造和研究堆的排放相对于核燃料后处理的排放可以忽略。这些设施的海洋排放对集体总剂量的贡献在 2000 年估计仅为 2%。

## 5 与非核工业排出相关的主要发现

“天然”——相对于“人工”而言——放射性核素主要是在地球形成时或在这些核素发生自然放射性衰变时形成的。所谓“天然存在的放射性物质”（NORM）的两个主要来源也被考虑在 MARINA II 研究当中。NORM 可定义为，与未改变的环境相比，人类活动增加了其潜在照射的天然存在的放射性物质。放射性的浓度可能有或没有增长。

排放的磷石膏中含有较多的  $^{226}\text{Ra}$ 、 $^{210}\text{Pb}$  和  $^{210}\text{Po}$  以及少量的铀和钍的同位素。荷兰、英国、法国、比利时/卢森堡、西班牙、丹麦、前西德、葡萄牙和爱尔兰的化肥制造工业在生产磷酸的过程中惯于将磷石膏排入 OSPAR 区域。随着干法工艺、新处理技术、陆上贮存磷石膏以及从北非和中东进口磷酸的开展，这些排放大部分于 2000

年被停止。1981年以前没有关于磷石膏排放的信息。

北海从大陆架中抽油和天然气产生大量的污水,即“生产水”。结果导致向海洋环境排放 $^{226}\text{Ra}$ 、 $^{228}\text{Ra}$ 和 $^{210}\text{Pb}$ ,被海洋生物群摄取。北海的近海产油主要位于挪威和英国的沿海水域,从70年代到1995年一直在快速发展,但从1995年以后保持了相对稳定。

除了坎布里亚郡怀特黑文的磷酸盐生产,英格兰西北部也由于现存的非核工业导致排放数据或环境含量的数据非常少。MARINA II对这些排放的数量级做了“最佳的估算”,并以归一化的放射性核素含量和排除污水的量的估算为基础得出了由此造成的辐射影响。

向OSPAR区域总共排放的 $\alpha$ 发射体从1986年以后保持稳定,这是由于磷酸盐工业的排放以及北海的油生产所致(图2)。估算的生产水排放到1999年占到了OSPAR区域 $\alpha$ 发射体排放的90%。至少从1981年开始,磷酸盐工业排放的磷石膏成为了欧洲联盟人口所受集体剂量的主要来源。这是由于这些工业排放的放射性核素的放射性毒性强于后处理厂排放的放射性核素。

NORM工业剂量率峰值出现在1984年,略高于600人·Sv/a。这个集体剂量几乎全部归属于磷酸盐工业的排放。当时英国重要的放射源被排入坎布里亚水域,荷兰的排放到北海。磷酸盐工业的排放,尤其是在英国,于1990年减少,但磷酸盐工业仍然是集体剂量的大部分来源。

油气工业的排在1981年到1999年间的大部分时期内也占据了一小部分,现在却变得越来越重要了。2000年油气工业占据了NORM工业总集体剂量率的35%(图4)。

在地中海周边可能的磷酸生产排放及对欧洲联盟居民的后继影响尚未被作为研究的一个部分进行评估。如果MARINA MED(欧洲共同体1994年委托进行)将来要在某些要点上进行更新的话,这个方面会被包括在内。

与核后处理以及油生产相比,发现放射性药物的生产和应用造成的排放以及集体剂量是微乎其微的。英国进行核潜艇保养维修的造船厂历史上曾向海洋倾倒废物并发生过核潜艇事故,但目前也是同样的情况。

切尔诺贝利事故从1986年开始引起了OSPAR区域放射性的额外输入,导致集体剂量率的少量增加。大气层核武器试验的早期放射性尘埃通过海水途径的影响曾在1964年到达峰值43人·Sv/a,不过现在相对稳定在7人·Sv/a。

## 6 排出物的总体影响

1981年到2000年,各种排放源造成的欧洲联盟人口受到的集体剂量率峰值,约760人·Sv/a——这比来自海洋环境天然放射性的年集体剂量小约20倍。

如果所有的排出源都在 2000 年停止排放,那么 2020 年欧洲人口的集体剂量率将大约为核工业与石油提取工业以目前速度继续排放的结果的一半(图 7)。然而塞拉菲尔德附近的关键人群的个人所受剂量受减少排放的影响小一些,因为这一剂量主要来自于历史排放。集体剂量率可以和海洋环境天然放射性核素对欧洲联盟人口的集体剂量率 17000 人·Sv/a,以及天然本地辐射的所有来源的年集体剂量 844000 人·Sv/a 相比较(图 8)。

目前估算集体剂量率的模型在当前条件下有良好的有效性,对决定集体剂量的物理机理也有了比较好的了解。然而,像全球变暖等重大的变化,将使得对未来预期不再有效,继续对整个 OSPAR 区域的海洋环境排放和放射性含量进行监测显然是有必要的。

## 7 排放对海洋生物群的影响

确定放射性对海洋生物群的影响的方法目前仍在开发当中。不过,根据现有信息,放射性排放对海洋水族尚未产生可证实的影响。

## 8 结论

全部民用核工业和其他人为输入东北大西洋的放射性,在  $^{137}\text{Cs}$ 、 $^{90}\text{Sr}$  发射体和氡的方面,自从 60 年代和 70 年代早期达到最高水平以来,已经减小了多个数量级。同期,海水环境中的放射性核素浓度,以及关键人群的个人剂量和公众的集体剂量也同样减小。

从 80 年代中期以来,向 OSPAR 区域排放的放射性主要来自核燃料后处理厂,放射性则主要来自磷酸盐工业以及后来北海的石油生产。结果是,后者目前成了欧洲联盟人口受到的来自工业活动剂量主要组成部分。历史排放的核素从海洋沉积物中的再释放,是人口和生物群受到放射性照射的另一个主要因素。

MARINA II 研究评估了 OSPAR 区域与放射性物质或排放有关的风险。研究发现,目前核工业的废液排放对于目前石油工业的排放以及历史排放物的再释放的影响的估算只占一小部分。2000 年,非核工业排放的放射性,估计占到欧洲人口受 OSPAR 区域的海水排放照射总量的 90%(图 4)。

## 其他参考文献

Commission of the European Communities: *The radiological exposure of the population of the European Community from radioactivity in North European marine waters* Project MARINE. EUR



