

各国反应堆及临界装置事故教训

聶錦麟

一、前言

虽然,原子能技术领域中可能发生的事并不是人们想象的那样严重,可是,应该承认,原子核事故的危害性还是很大的。事故后果不仅有可能使贵重的仪器仪表,甚至整个设备完全遭受破坏,影响重大的科学实验或生产的进行;同时也有可能造成工作人员的伤亡事故,严重时还将使附近地区受到放射性沾污。

可以理解,尽管设计人员在设计中考虑到防止和消除事故的种种安全措施,然而,与其他生产技术装置一样,原子核反应堆的事故也总是有可能发生的。引起反应堆和临界装置事故的原因很多,包括物理计算错误、设计不良、选用的设备、仪器仪表不当、采用的材料不好、制造时不符合设计要求、以及安装质量差、工作人员操作错误等。

不同的反应堆或临界装置其可能发生的事的性质和最坏的事故情况也各不相同。就美国发展的堆型说明如下^[1]:

1. 压力水堆 (PWR) 希平港 (Shippingport) 及扬基 (Yankee) 电站均属这种堆型,其最坏的事故情况是第一回路冷却系统被破坏,而事故冷却系统又不能工作,有可能使整个堆壳或燃料元件约在 20 分钟内熔化。具体情况决定于反应堆的具体设计。

2. 沸水堆 (BWR) 如德累斯顿 (Dresden) 沸水堆,最坏的事故是冷却剂再循环中断或底部的进口水线切断,停堆及事故冷却装置又失去作用,反应堆有可能爆炸,在几秒钟内释放出大量的水和蒸汽,燃料外壳可能在 8—15 分钟后开始熔化,燃料元件约在 24—40 小时后全部熔化。

3. 气冷堆 (GCR) 如爱达荷州的实验性高温气冷堆 (GCRE) 等,最坏的事故是一回路气体冷却剂系统破坏,燃料外壳将被裂变产物气体压力破坏。

4. 有机物减速堆 (OMR) 皮库堆 (Piqua) 即为这种堆型,最坏的情况是在起动时抽出控制棒太快,造成不可控的功率上升。六根中央燃料棒的 50% 元件有可能熔化,裂变产物释出。这种堆由于考虑有剩余释热冷却系统,堆壳不致因大量的剩余释热而熔化。

5. 钠冷堆 (SCR) 如哈拉姆 (Hallam) 原子电站堆,最坏的情况是在氦气区域内的控制棒套管失去作用或损坏,1% 的燃料外壳有可能损坏,约 20% 左右的裂变气体释出至控制棒空间。

6. 快中子堆 (FR) 如恩利可费米堆 (Enrico-Fermi), 钠液面降低,很快就会使燃料元件熔化。

1945 年以来,根据已往公开发表过的资料,在国外曾经先后发生过不少次反应堆和临界装置事故,比较重大的事故在加拿大曾发生过二次,英国一次,法国一次,美国三次,南斯拉夫一次,其中美国及南斯拉夫事故造成过工作人员死亡。今年 1 月 3 日美国的洛斯阿拉莫斯低功率军用堆 (SL-1) 发生爆炸,造成三人死亡的事更为严重;此外,英国的一次重大事故是温茨凯尔 (Windscale) 堆在 1957 年元件和石墨层过热燃烧,一号堆固然在发生事故后已被破坏废弃,无法使用,二号堆虽未发生事故,也停闭至今未能恢复运行。

表1为各国反应堆事故一览表。为了吸取各国反应堆的事故经验教训,下面分别摘要介绍一些比较重大的事故,仅供参考。由于资料的收集远远不够,内容很不全面,希读者指正补充。

表1 各国反应堆主要事故一览表^[1]

	日期及地点	堆名称	事故原因	事故情况
1.	1952年12月 加拿大乔克河	NRX. 热功率30兆瓦	功率突然增至80兆瓦,由于停堆棒不良,燃料元件烧损。操作人员疏忽及停堆棒传动机构缺陷。	堆壳严重破坏,其余部分严重沾污,剂量率大于1000伦琴/小时。没有发生人身剂量伤亡事故。
2.	1958年5月 加拿大乔克河	NRU. 热功率200兆瓦	燃料元件之铝包壳有缺陷,冷却水漏入元件与包壳之间,起沸及提升功率时产生蒸汽鼓胀,使外壳破裂及操作人员大意。	燃料棒损坏,其中一根在抽出时断裂,并在空气中燃烧,断裂的部分留在堆内,堆被严重沾污,剂量率大于1000伦琴/小时。没有造成人身剂量伤亡事故。
3.	1957年10月— 1959年2月法国 隆克莱	EL-2. 热功率2000瓩	冷却剂被阻或中断	燃料元件外壳熔化,及中子转换器烧损,未发生剂量事故。
4.	1958年4月 法国隆克莱	EL-3. 热功率15兆瓦	工艺管装放位置错误。套管与尾端相连接处脱焊,失去重水冷却。	燃料元件损坏,一回路严重沾污,未发生剂量事故。
5.	1957年10月 英国温茨凯尔	温茨凯尔一号堆(生产钚), 功率不明。	在进行石墨的韦格纳(Wigner)能量释放操作时,原子核过热。	若干燃料元件氧化燃烧,漫延到150根工艺管,碘131大量释出排入大气,波及到附近200平方英里地区。两个堆均已停闭。
6.	1959年7月 美国桑塔苏撒那	SRE. 热功率20兆瓦, 电功率6000瓩。	辅助系统的有机冷却剂漏入第一钠冷回路,辐照分解产物阻塞工艺管冷却通路。	12根工艺管过热损坏,不锈钢燃料外壳熔化。在取出损坏的燃料元件时,金属块碎片落在堆壳顶部造成沾污。
7.	1960年2月 美国橡树岭	HRE-2. 热功率5兆瓦	燃料减速剂溶液在箱内造成漩涡,浓度失匀,在箱壁形成过热点。	箱壁前后二次烧穿两个洞。未发生人身剂量事故。
8.	1960年4月 美国宾夕法尼亚州 华尔兹米尔	WTR. 热功率20兆瓦	燃料元件制造缺陷。	一根元件熔化。
9.	1958年3月 美国爱达荷州	Borax-4. 热功率21兆瓦	燃料元件的铝工艺管承受不住300磅/平方吋的设计压力。元件薄管有针孔。	30%的燃料元件被破坏。
10.	1959年12月 日本	JRR-1. 50瓩(热)	操作人员疏忽,在取出样品时,将放射性Mn ⁵⁶ 跌落于孔道内。	临时停堆
11.	1960年4月 西柏林	水锅炉堆。 热功率50瓩。	一块焊接金属脱焊,落入接触室内。	堆被损坏,停止运行。
12.	1950年3月,1952年 12月美国洛 斯阿拉莫斯	克利门顿 (Clementine) 快中子堆,功 率约10瓩	Pu元件损坏。	泵回路被沾污。
13.	1956年10月26日 法国马尔柯尔	G-1. 热功率40兆瓦 电功率5.75兆瓦	温度升高时,元件包壳洩漏增大,使元件表面鼓胀,冷却气量减少而过热。	一根工艺管元件损坏。
14.	1961年1月 美国爱达荷州	ALPR(SL-1). 热功率4000瓩 电功率200瓩	据初步调查,揣测事故的原因是在停堆十天(将测量功率分布的金属线放入堆内)三个工作人员(即死亡了的三个工作人员)在联接控制棒,准备再启动时的错误所造成。原因在继续调查研究中。	反应堆爆裂,在场的三个工作人员死亡。

放射性同位素,从鈦生产鈷-233,也可由鈷-238 生产鈷-239,其轉換因素为 0.8 左右。有六根用碳化硼粉末装入鋼管中的停堆棒和一根装有錫块的精密調节棒。堆結構和元件构造如图 1, 2 所示。

1952 年 12 月,在該堆进行低功率实验准备工作时,操縱人員誤将控制棒空气系统的三、四个旁路閥打开,因而在停堆情况下,使三根以上的控制棒从堆芯提起;虽然立即关闭旁路閥,并检查了空气压力,按理这些升起的棒应即下降到原来位置,但并未降下。此外,由于发出錯誤操作命令,操縱人員反而将停堆棒提起,造成反应堆功率急增至 80 兆瓦以上,虽然在发现后即行糾正,可是由于传动机构有缺陷,这些棒仍留在上部位置,堆的功率水平繼續上升,此时只得采取紧急措施,将重水全部排放至堆底层貯槽內,这样,經 60 秒鐘后,反应堆功率才回降至零。

事故发生后进行检查,发现在功率驟增时,鈷金属已被熔化,元件鋁包壳被破坏,部分重水、空气及冷却水系统的管子也遭到损坏。結果大約 10,000 居里的裂变产物被一百万加仑的冷却水带至底层,而熔化了了的強放射性鈷及二氧化鈷殘渣則留在工艺管內,反应堆容器及工艺管严重损坏及沾污,剂量率大于 1000 伦琴/小时。事故过程中未造成人身剂量伤亡情况。

分析事故原因,主要有两点:首先是操縱人員疏忽,在停堆情况下誤将控制棒的空气旁路閥打开,使控制棒提升,之后又錯誤地发出提起停堆棒的命令,一錯再錯,致使反应堆功率急增。其次是設備有缺陷,特别是停堆棒等的传动机构失去作用,足見設備的維護检修工作做得不够。

2. 加拿大国家万能研究性反应堆(NRU)事故^[3]

NRU 也是一种非均匀热中子高功率研究堆,額定热功率为 200 兆瓦。燃料为天然鈷,以鋁作包壳,1957 年开动后投入运行。重水同时用作減速剂和冷却剂,进出口水温分别为 120 °F 及 167 °F,流量为 22000 加仑/分,流速 33 呎/秒,充入之重水量約 200 吨左右。反应堆以普通水作为反射层,最大中子通量可达 2.5×10^{14} 中子/厘米²·秒。屏蔽层为 9 呎 6 吋厚的混凝土,12 吋厚的鋼板及 1 呎厚的水层。图 3a, b 为 NRU 堆体及燃料元件的結構图。这个堆可生产鈷-239 及其他放射性同位素。

1958 年 5 月发生了一次从該堆 1957 年 11 月开动以来的最严重的沾污事故。在此之前,曾連續发生过不少次事故苗子,冷却剂流量计的运行情况不能令人滿意,还曾經发生过燃料元件包壳损坏的事故。1958 年的这次事故是发生在一星期的稳定运行之后,由于功率驟然上升而自动停堆,当时运行人員找不到自动停堆的原因;于是又重新开动反应堆,立即又发生再次的自动停堆,与此同时,发出事故警告信号,表明反应堆工作不正

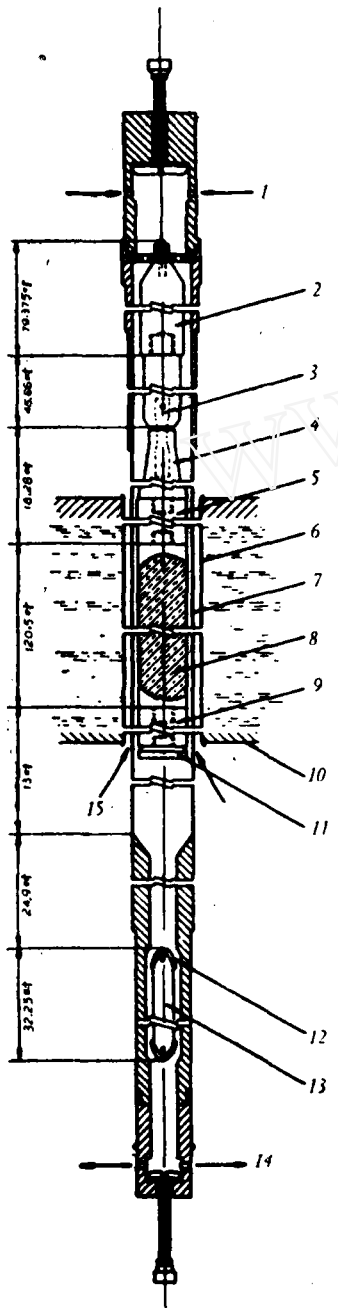


图2 NRX 反应堆燃料元件剖面图

- 1—水入口 2—顶部屏蔽塞
3—抗张构件 4—顶部外塞
5—顶部内塞 6—活性区容器的孔道壁
7—鋁管(内径 1.66 吋,厚 0.4 吋) 8—鈷金属(直径 1.36 吋)
9—底部内塞 10—活性区容器的底
11—底部外塞 12—翼片
13—底部屏蔽塞 14—水出口
15—冷却空气

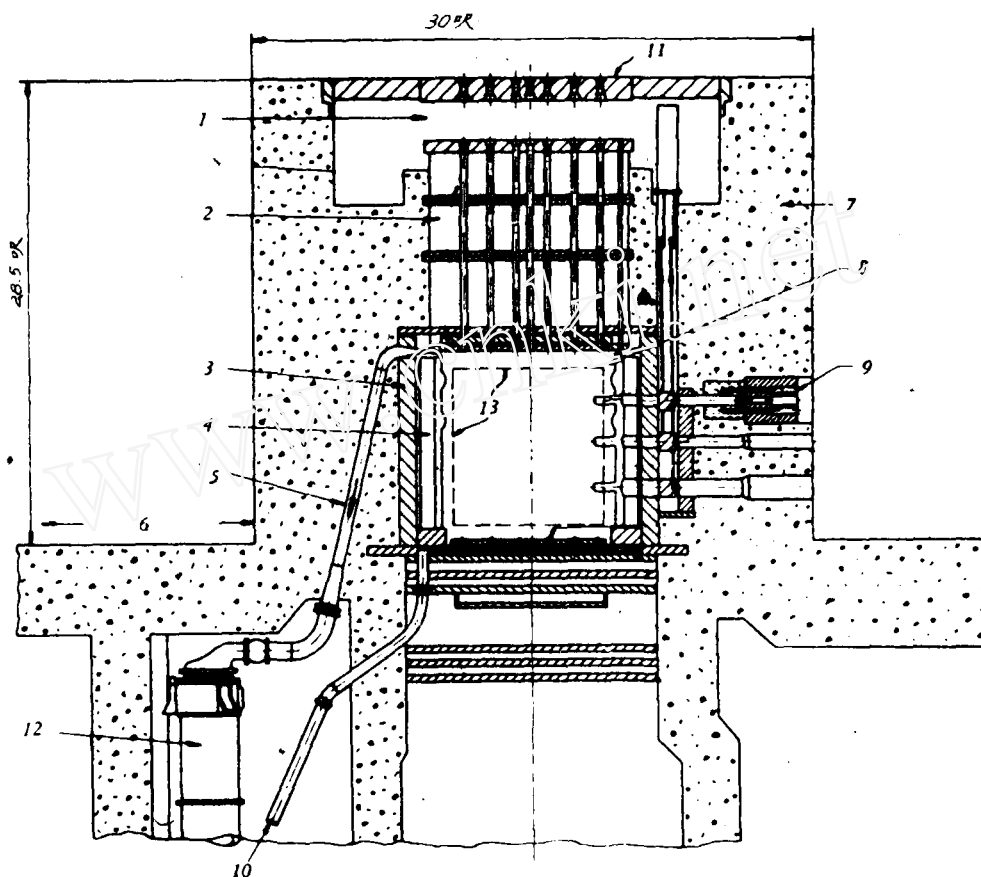


图 3,a NRU 反应堆结构图

1—操作空间 2—普通水 3—热屏蔽 4—普通水反射层 5—流向八个热交换器 6—实验区 7—混凝土防护层 8—活性区容器 9—电离室 10—来自主重水泵 11—顶部板 12—热交换器 13—活性区边界

常。之后,发现冷却剂迴路的放射性很高,并且发现有三根燃料棒的放射性很强。于是操纵人员利用装卸料机,在停堆情况下设法取出这三根工艺管,在取出其中的两根后,第三根由于损坏严重而无法取出。当将重水冷却剂注入堆内时,棒即熔化成几段,提出的一段在空气中燃烧,其余几段落入堆底部。虽然在10至15分钟内即将燃烧的铀元件熄灭,可是堆顶部已被强放射性的 UO_2 所沾污。在放射性超过1000伦/小时的环境下,40个工作人员在一分半钟内即将铀的燃烧碎片清除掉,没有一个人所受剂量超过5.3伦琴。事故后,大约100个人花了将近两个月的时间才清除了全部沾污,直到八月底反应堆经换料后才又重新投入运转。

分析事故发生的原因:燃料元件铝包壳有缺陷,冷却水漏入元件与包壳之间,这种情况在反应堆低功率运行、停堆或起动时更为突出,功率上升后产生蒸汽,引起包壳鼓胀破裂。通过这次事故,对于水冷堆的安全运行得到一个重大的经验教训:燃料元件漏水(冷却水由外部渗漏入元件包壳之间)最易造成包壳的破损,从而对元件包壳的设计,材料及加工制作提出严格的要求。此外,在第一次停堆后,操纵人员未加深入的分析即又立刻开动反应堆并提升功率,也是有缺点的。图4为这次事故所损坏的燃料元件。虽然在取出时被折损,但元件本身的破损处仍可看得清楚。总之,重行起动时引起的元件与包壳之间充水和胀裂是这次事故的主要原因。

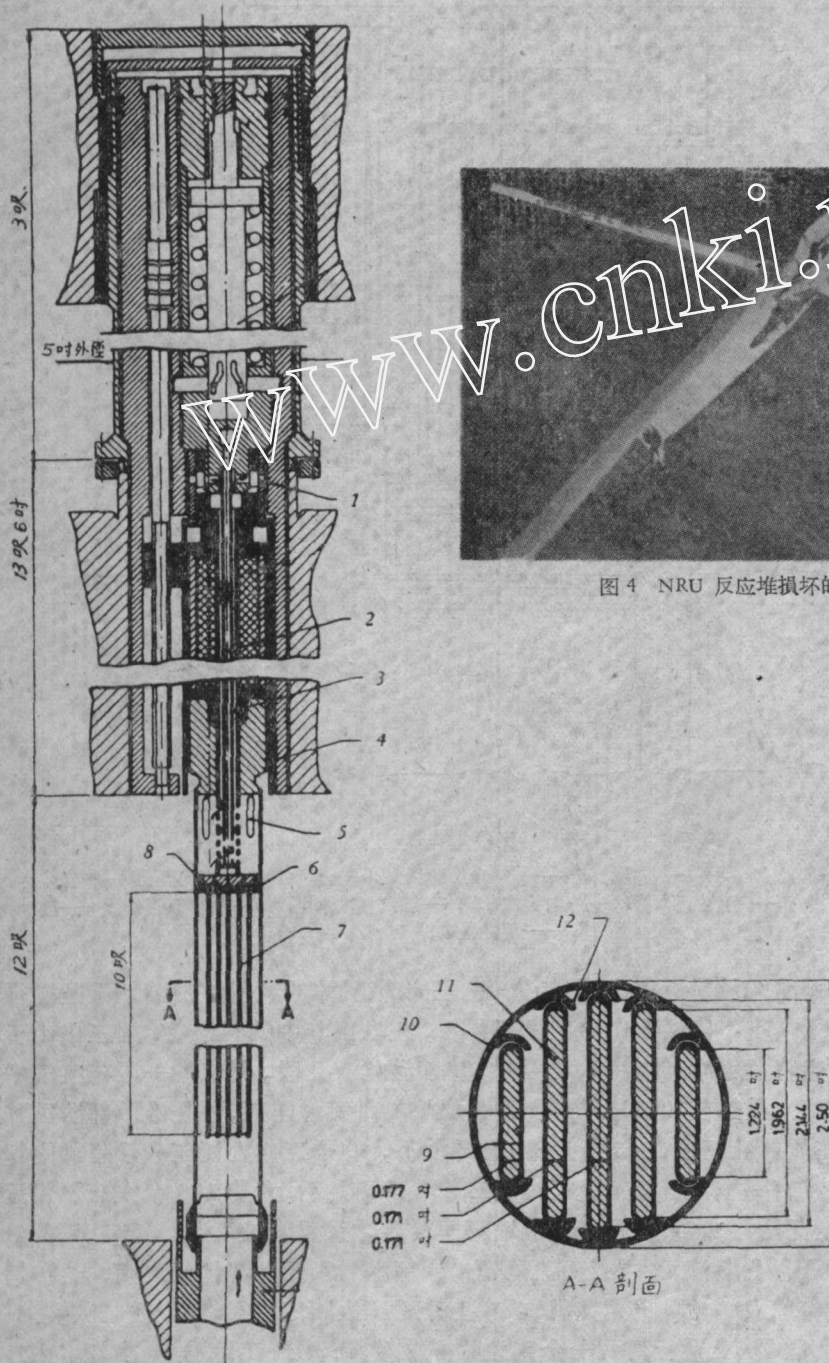


图4 NRU 反应堆损坏的燃料元件

图 3,b NRU 反应堆燃料元件剖面图

- 1—冷却剂流入口 2—样品流 3—冷却剂流 4—导向管 5—冷却剂流出口
- 6—固定销钉 7—燃料板 8—冷却剂流孔 9—铝包复层(0.025 吋) 10—铝管
- 11—燃料板 12—固定肋片

第二次是在1957年11月26日,当反应堆在满功率下运行时,发生中子转换器的铀棒熔化事故。这时事故保护系统动作,反应堆很快即停堆。但是,从转换器冷却水的中断到完全停堆之间已经历了一段时间,在此时间内,转换器中的铀棒由于裂变产物的衰变释热,已被熔化了。几秒钟内,裂变气态产物与冷却石墨的气体一起由排气管排出,排出物的放射性比正常情况高16倍。当时认为这不是一件非常严重的事故。可是在同年12月27日由于元件包壳损坏的发展,排出之二氧化碳放射性比正常值大过20倍。

第三次是1959年2月16日,在提升反应堆功率时,二氧化碳气体被沾污,检查系统发出放射性增加的信号,事故棒即下降,由于时间甚短,检查损坏元件的系统没有来得及动作,释热元件的温度发送器也没有反映温度的不正常升高。于是在排除了被沾污的二氧化碳之后,充入新鲜的气体,使堆功率提升到5瓦,一般经过两小时后即可找出损坏了的元件工艺管。找到损坏元件之后,即进行提取工艺管的操作,在操作过程中,少量空气进入负压系统,因而引起二氧化碳气体放射性的显著增加。可能由于跑入系统中去的空气与铀起了反应,铀在熔化后即粉碎了,这就使整个系统遭受沾污,并且只提出了一部分铀棒。

为了探明事故的原因,曾打开了其他一些工艺管道,发现有聚合油的沉积情况,可以推测,这些油污是造成事故的原因,因为硬化了的油在管道成为堵塞物,减少通过的冷却剂二氧化碳流量,使元件烧损。

4. 法国萨克莱 EL-3 反应堆事故^[5]

EL-3 反应堆是一种高功率研究堆,热功率为15兆瓦,建在萨克莱,1957年开动,其最大中子通量为 1×10^{14} 中子/厘米²·秒,燃料为含2%钼的高浓集铀(1.6%浓集度)。活性区中共有99根释热元件束,元件用铝作为包壳,垂直放在各铝制工艺管道中。减速剂与冷却剂均为重水,重水经调节板沿管道上升。在反应堆容器重水面上部空间充有氦气,用以排除或带走重水被辐照后分解的爆炸性气体。图7为EL-3反应堆结构。EL-3除了可进行一般研究实验外,可供材料试验之用。

EL-3 反应堆的唯一严重事故是在反应堆试验结束并在满功率下运行时发生的。1958年4月13日,当反应堆在满功率15兆瓦工况下运行时,利用专门的热电偶,测得铀棒温度到达400℃,全部其他特性正常,几小时后,在不同地方同时发出了放射性增高的信号,包括音响信号。工作人员利用可移动式计数器确定反应堆大厅的放射性确实不正常升高,并非信号系统的误动作。在音响信号出现约45秒钟后,事故棒下降,反应堆停闭。事后检查测量,发现重水放射性增加,部分燃料元件的包壳已破裂。抽出500立方厘米的氦气,利用光谱分析,其中含有 Xe^{133} 、 Xe^{135} 及少量的 I^{133} 。经过多方检查研究,最后发现有一根释热元件在其上部塞子处断裂,其余部分落至套管底部。

对损坏释热元件的残留部分进行研究后,确定事故原因为:EL-3反应堆的释热元件放在铝制套管内,铝套管靠圆锥形的尾端固定在下部装配板上。损坏了的元件与其他元件所不同的只是它的铝管尾端短了几毫米,这是为了在小功率条件下做实验时可以放入这根元件以代替中央实验孔道的管子。然而装有释热元件的缩短了一些的铝管被错误地放到反应堆活性区的一般位置。

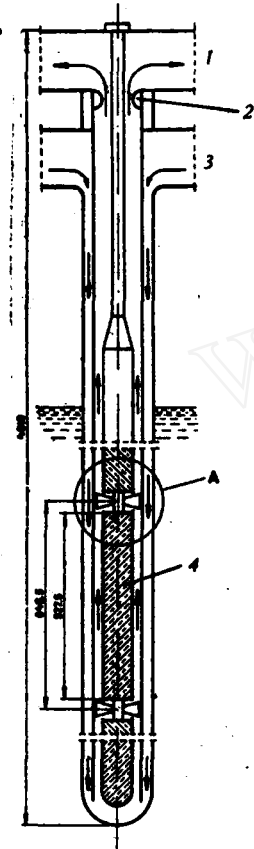


图6 EL-2 反应堆燃料元件剖面图
1—CO₂出口 2—小孔
3—CO₂入口 4—铀棒

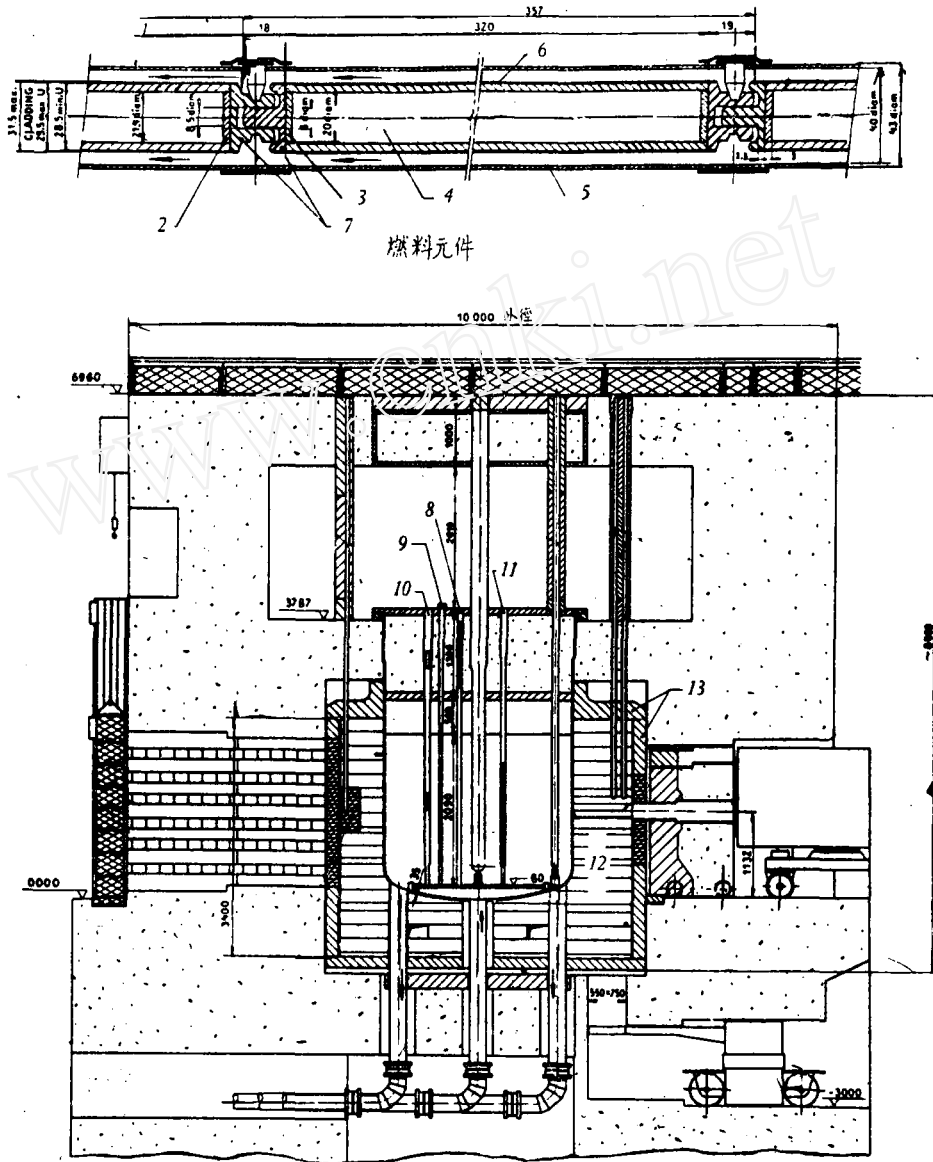


图7 EL-3 反应堆结构图

- 1—3个销钉(相间120°) 2—天然铀 3—天然铀 4—浓缩铀 5—铝制冷却剂流管
 6—铝复盖层,厚1毫米 7—铝 8—安全棒 9—铀棒 10—调节棒 11—补偿棒
 12—石墨 13—热屏蔽

在试验及带负荷运行的两个月期间,管道工作情况令人满意,但由于释热元件尾端固定得不好,因而这根工艺管在冷却剂流中发生振动,使套管与尾端相连接处的焊接部分遭到破坏。之后工艺管掉落至下部栅格,由于得不到重水的有效冷却,因而其中的燃料元件在很短时间即被熔化。

5. 英国温茨凯尔反应堆事故^[6]

英国初期生产钷的两个温茨凯尔堆是一种非均匀石墨减速的热中子堆,燃料是以铝为包壳的天然铀棒,冷却剂为空气,直接通过带有过滤器的400呎高的排风管排入大气,不是密闭

循环,因而仅用来生产钷-239,不发电。一号堆在1950年7月建成开动;二号堆1951年开动。堆芯石墨砌体尺寸为高50呎,宽50呎,厚25呎。燃料工艺管是沿25呎一面水平放置的,控制棒是40根用硼钢制成的棒,沿50呎一面水平放置,与燃料工艺管垂直排列(不在一个平面),安全或停堆棒则是垂直放置的,堆的反射层为石墨,用水化混凝土及钢板作为防护屏蔽。这两个堆的功率始终没有公开发表,但是估计比目前的卡德尔豪尔(Calder Hall)堆为大(其热功率为200兆瓦)。图8,9分别为温茨凯尔反应堆厂房外貌及该堆的结构剖面图。

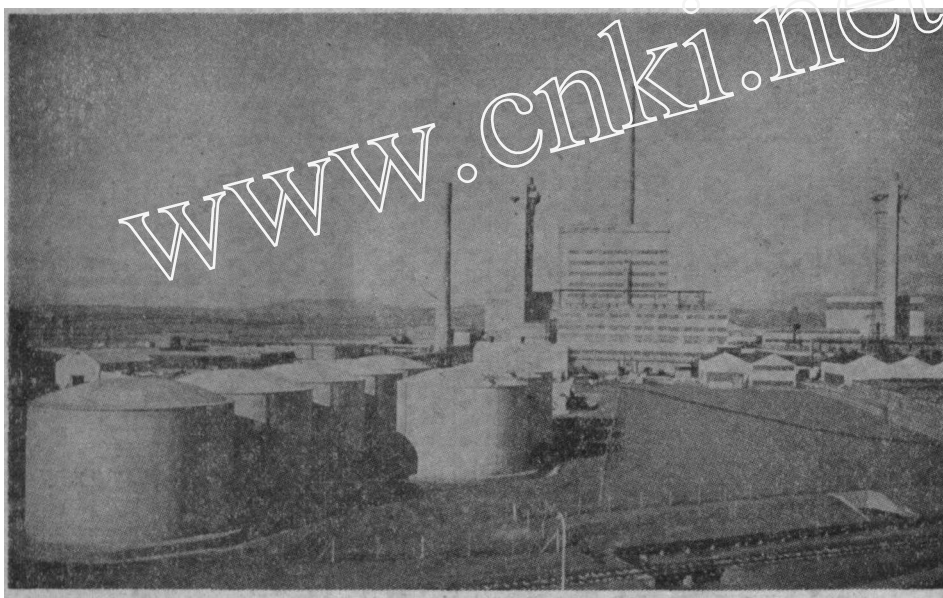


图8 温茨凯尔反应堆厂房外貌

经过6至7年的成功运转,一号堆在1957年10月10日发生了一次严重的事故,燃料元件损坏,石墨氧化燃烧,已无法再开动使用,完全处在废弃状态。这一事故发生后,温茨凯尔的二号堆也相继在10月份停闭,基于对一号堆事故原因的分析,认为继续开动二号堆是危险的,于是决定暂停使用至今。有关方面认为必须花费巨额投资,对装置加以改进后始可再恢复使用。

一号堆的事故情况是这样的:

1. 1957年10月7日0点13分进行计划性检修停堆,采取了一切措施确保反应堆完全停闭,并且校验过测温热电偶。

2. 当天19点25分,为了进行石墨的韦格纳(Wigner)能量释放,达到退火目的,工作人员使反应堆达到发散的链式反应,进行加热,到次日一早即行停止。几小时后,发现石墨温度下降,操纵人员认为部分石墨尚未达到完全退火,因而决定第二次进行核加热,促使韦格纳能释放。

3. 于是在10月8日11点5分即进行第二次加热退火,由于加热太快,控制棒动作,堆功率降低。

4. 到10月9日燃料温度继续上升,特别是一部分区域的元件温度如此。21点从排风管底部抽出空气进行测定,22点感到温度上升极大,于是打开挡风板。

5. 10月10日5点40分发现排风管顶部之放射性仪表读数急增,到8点10分仍然继续增高,石墨温度继续上升。因而才认为已发生燃料烧损事故。经过检查,始发现温度最高的工

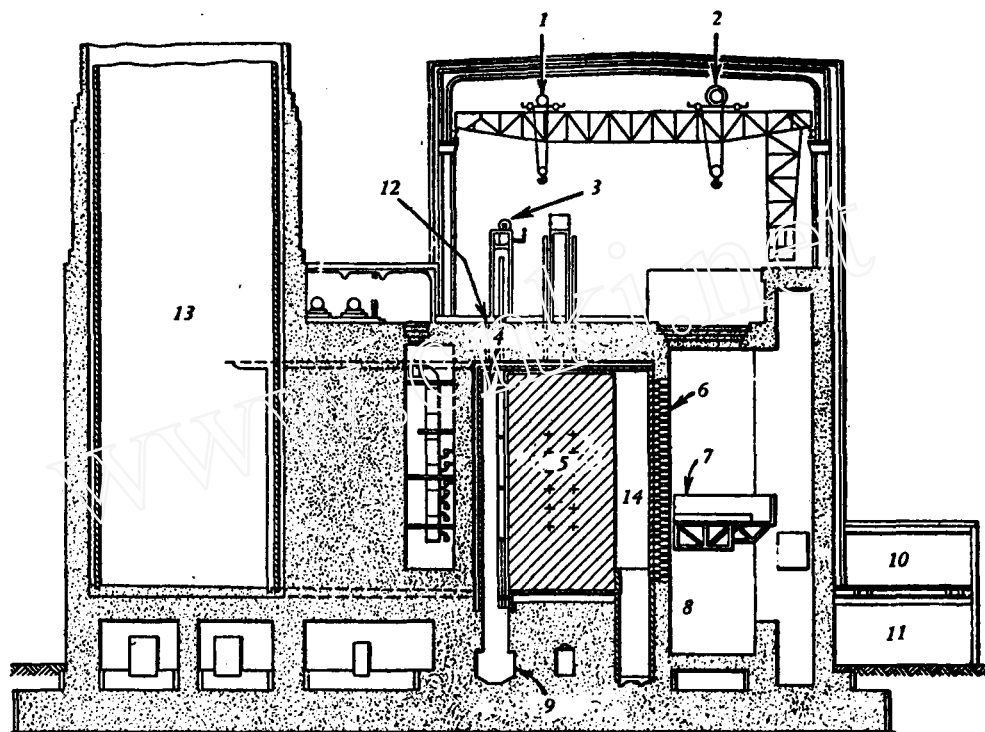


图9 温茨凯尔反应堆结构图

1—5吨吊车 2—25吨吊车 3—破裂元件探测器 4—卸料空间 5—石墨 6—装料面 7—装料机 8—装料机坑 9—水渠 10—控制室 11—元件贮存室 12—检查孔 13—排气管 14—空气道

艺管元件已烧红，于是设法将临近的工艺管卸出，以切断燃烧，缩小范围。但是已经延及150根工艺管。于是采取紧急熄火措施，用水冲，24小时后堆才冷却下来。

事故后采取措施进行剂量检查，发现厂房附近空气中的 β 放射性达3000次衰变/分/米³，超出正常允许标准10倍（正常时为200—300），同时利用小车沿下风向方向进行户外的 γ 射线测量，一直巡回测量通宵。与此同时，对附近地区的牛奶进行测定，发现有放射性碘-131，比放射性达到0.8微居里/升（一般允许为0.39），因而立即确定半径在2英里内的周围区域之牛奶不能饮用，以后又甚至扩大到200平方英里地区。在此次事故中，有2人受到剂量为4.5伦琴，一人为3.3伦琴，另四人为2伦琴左右。大量元件氧化熔化及石墨燃烧，这个堆即无法再修复使用。

经过专门委员会对事故的调查分析，认为事故的直接原因是在进行韦格纳能量释放时，原子核过热，即加热太快，从而使元件温度急增，使包壳烧损，于是铀被氧化燃烧熔化。事故的根本原因是在温茨凯尔堆设计和建造时，人们对韦格纳能量的知识和资料还掌握很少，因而当时对韦格纳能量自发释放或退火释放还不太清楚。一号堆在1952年9月也曾发生过一次在停堆后的韦格纳能量自发释放，因而使石墨温度升高，但温升未达危险程度，没有造成事故。经过分析研究之后，才决定采取控制性的退火释放，到1956年底止，在这个堆上已经进行过8次这种操作，一般步骤是首先将堆停闭，安放适当的测量仪器，于是在停止空气冷却的情况下使堆功率上升，提高铀及石墨的温度，使石墨中的韦格纳能量开始释放，然后自持释放。

其次认为造成这次事故还有两个设备上的缺陷：在正常运行时测量铀最高温度点的热电

偶对进行韦格纳能量释放时不适用;另一个缺陷是测量堆功率的仪表在此时的读数不正确,比正常运行时的灵敏度、准确度都偏低,不能反映实际情况。

6. 实验性钠冷堆(SRE)事故^[7]

SRE 是一个实验性钠冷却非均匀热中子堆,以石墨作减速剂,燃料为低浓集度铀,建于美国的桑塔苏撒那山(Santa Susana),额定热功率为20兆瓦,电功率输出为6000瓩,1954年7月1日开始建造,1957年4月25日达到临界,1958年5月21日满功率运行。反应堆平均装载量为2980公斤的铀,其中铀235浓集度为2.8%,平均临界质量为2,260公斤(在400°F时),热中子通量最大值为 6×10^{13} 中子/厘米²·秒,平均值为 4×10^{13} ,快中子通量最大值为 2×10^{12} 中子/厘米²·秒,平均值为 1.5×10^{12} 。堆的平均转换系数为0.5(初始值)。所用燃料为直径0.75吋的铀棒(见图10),共43根。包壳为不锈钢,厚0.01吋,设计的最大燃料温度为

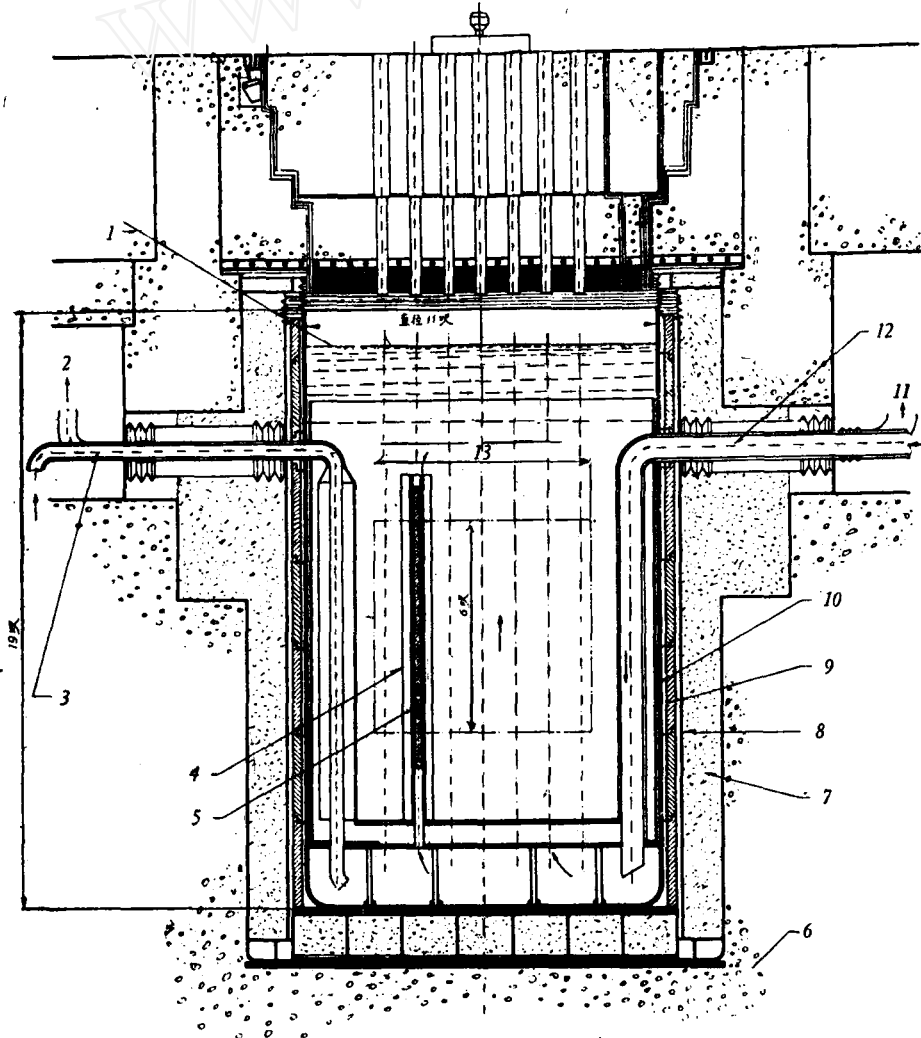


图10 SRE反应堆剖面结构图

1—钠液面 2—辅助钠出口 3—辅助钠入口 4—石墨慢化剂元件 5—燃料元件 6—生物防护层,4呎厚的混凝土 7—绝热材料,12吋厚 8—外壳0.25吋的碳钢 9—热屏蔽,5.5吋的碳钢 10—活性区罐,1.5吋厚的不锈钢 11—主要钠出口 12—主要钠入口 13—活性区

1200°F, 平均为 750°F, 包壳平均温度为 1000°F; 以石墨减速, 平均设计温度为 550°F 左右, 以锆作包壳(0.035 吋), 防石墨吸收钠冷却剂。反射层也为石墨, 热屏蔽是采用铅和低碳钢, 生物屏蔽用含磁铁矿的重混凝土。用 8 根硼镥合金圆柱形棒控制反应堆, 一回路钠液进入堆的温度为 500°F, 出口为 950°F, 压力为 6 磅/吋²。图 10 为此堆的结构图。建造这个堆的目的在于研究解决高温钠冷石墨动力堆的工程问题, 为北美航空公司设计的 75 兆瓦(电功率)的钠石墨堆(SGR)提供必要的实验资料。虽然钠液循环适宜采用电磁泵, 但这个堆却仍用机械泵。

1959 年 7 月 27 日, SRE 进行停堆检查, 主要是通过装在燃料箱内的电视装置观察元件, 看是否燃料元件发生故障, 因为当时在运行中发现燃料元件的温度差异很大, 使反应堆无法达到满功率运转。经过检查, 发现 43 根工艺管中有 12 根已经被过热损坏, 不得不采取措施更换活性区燃料(改用不锈钢包壳的 Th-U²³⁵ 元件)。在取出被损坏的元件时, 熔化的金属碎片不慎跌落在堆壳顶部, 造成沾污。事故中未发生工作人员超剂量情况。

事故原因是辅助系统的有机冷却剂(四氢萘—Tetralin)漏入第一钠冷回路, 受照后的分解物阻塞燃料工艺管的冷却剂通路, 从而使元件过热熔化。事故后检查, 发现有机冷却剂是由机械泵(第一回路)的轴封处漏入的, 因为轴承密封套是用四氢萘冷却的, 引起洩漏的原因是泵轴承磨损增大的缘故。

7. 实验性均匀堆事故 (HRE-2)^[8]

HRE-2 是建在橡树岭研究所的实验性均匀水溶液热中子动力堆, 额定热功率为 5 兆瓦, 1955 年开始建造, 1957 年达到临界, 1958 年满功率运行。反应堆的平均临界质量为 1.84 公斤铀-235, 燃料为浓集度 90% 的铀, 平均热中子通量为 0.9×10^{14} 中子/厘米²·秒, 最大为 1.2×10^{14} 中子/厘米²·秒, 设计的最高燃料温度为 572°F, 堆壳为球形, 内径为 60 吋, 壁厚 4 吋的碳钢加上 1/2 吋厚的不锈钢内复面, 设计压力为 2500 磅/吋², 减速剂为溶液中的重水, 重约 1500 磅, 反射层也为重水, 约 4500 磅。图 12 为该堆的结构图。

1960 年 2 月发生事故。在反应堆内部活性区的箱壁上烧穿第二个洞, 60 年 1 月 23 日, 在连续运行了 105 天之后, 停闭 HRE-2 堆, 检查活性区燃料溶液的浓度及外套层, 发现在箱壁上有一个烧穿的 $1\frac{1}{2} \times 1/2$ 吋洞, 这个洞正好在箱壁的 1/2 水平线之下, 与两年前(即 1958 年)烧穿的第一个洞的位置成 90° 的角, 第一个孔的大小为 $1\frac{1}{2} \times 1$ 吋。

● 事故原因与第一个洞相同, 确信是由于溶液在箱内的旋涡流动关系, 使燃料溶液浓度失匀, 在箱壁造成“热点”, 从而使其烧穿。箱壁是由合金钢制成的。第一次烧穿的洞没有及时修补, 延搁下来的原因是希望堆能继续运转, 以便进行燃料稳定性的研究, 18 个月来, 这个

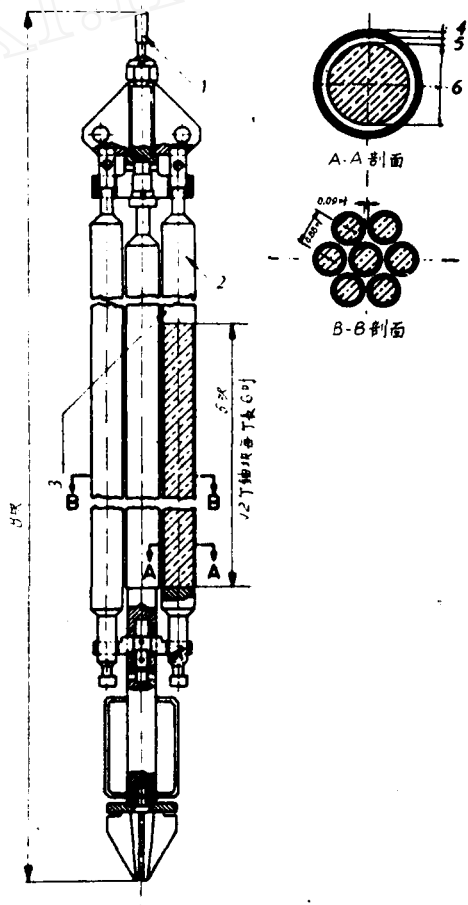


图 11 SRE 反应堆燃料元件剖面图
1—悬杆 2—充氧气的膨胀空间 3—燃料棒套管(充 NaK) 4—不锈钢管, 厚 0.010 吋 5—NaK 层, 厚 0.010 吋 6—铀块, 直径 0.75 吋

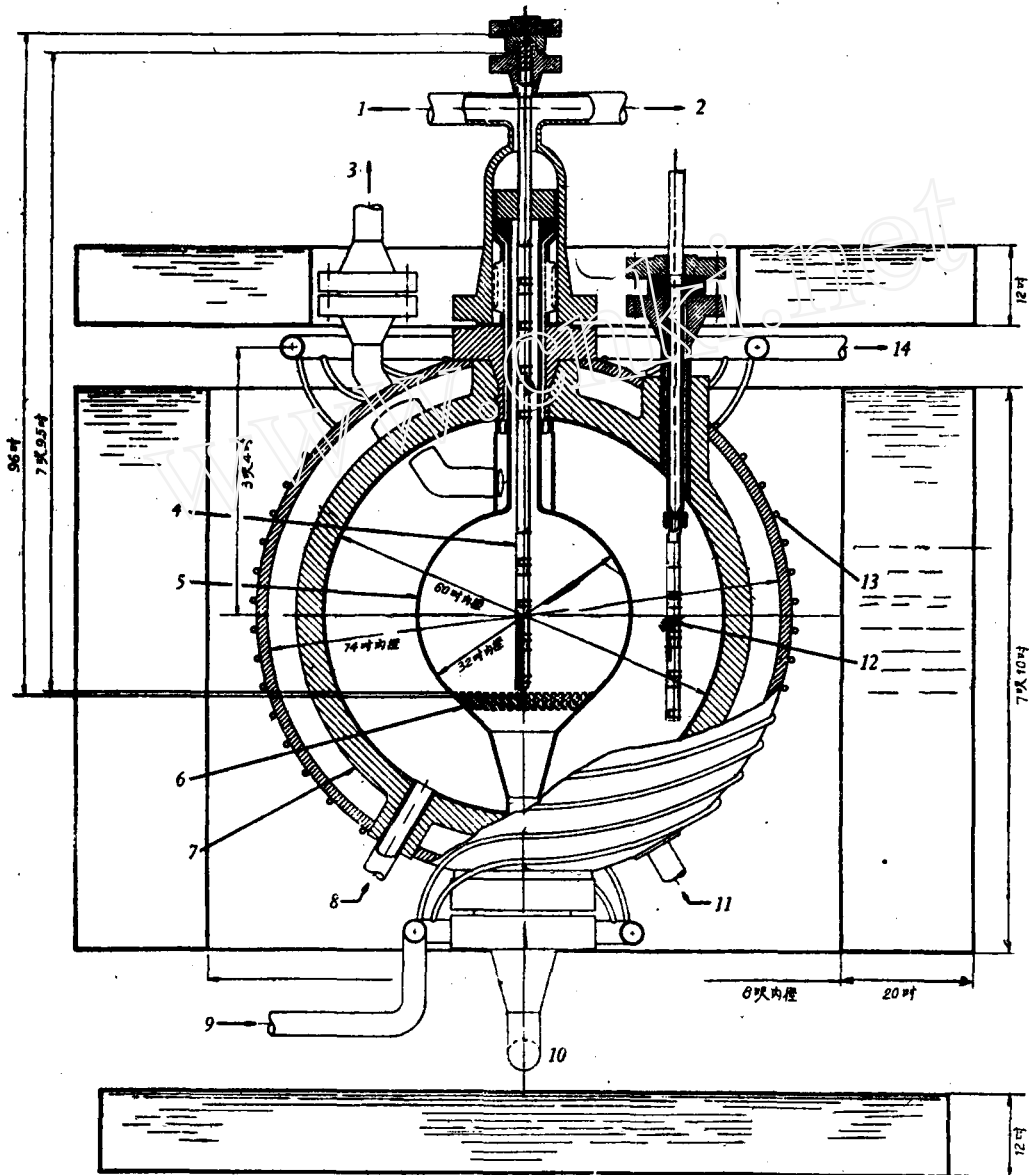


图 12 HRE-2 反应堆结构图

- 1—燃料 2—燃料压力维持器 3—再生区出口 4—腐蚀试样夹持器 5—铀制活性区容器
6—散射器 (9块 0.125 吋厚的板) 7—压力容器, 厚 4.4 吋 8—再生区入口 9—冷却水
10—燃料入口 11—再生区入口 12—腐蚀试样夹持器 13—冷却蛇管 14—冷却水

堆以单区的方式运行,基本上完成了这个研究任务。在第二次箱壁烧穿后,才计划用 4 个月左右的时间,对这两个洞进行修补,以便重新恢复堆的两区运行方式。修补工作是在大胆的远距离操纵下进行的,放射性达 100,000 伦琴。补好后即又恢复运行。

8. 西屋试验性反应堆(WTR)事故^[9]

WTR 是建在美国宾夕法尼亚州华尔兹米尔 (Waltz Mill) 的一个试验堆,热效率为 20

兆瓦, 1959 年开始运转。这个堆的用途是生产放射性同位素和进行有关反应堆发展的材料试验。新燃料装载量为 1210 公斤, 燃料为一种含 13% 铀(重量)的铝合金, 元件制成同心圆筒: 反应堆减速剂及反射层均采用无矿物质的普通净化水; 堆内共有 9 根控制棒, 由一部分燃料及长为 37 吋的含镉棒组成; 其中有 3 根是安全棒, 冷却剂为普通水, 利用自上而下的重力静水头流动, 流速为 21 呎/分, 进出口水温分别为 15° 及 115°F ; 堆内中子通量(中子/厘米²·秒)数据如下: 平均热中子通量 0.4×10^{14} , 最大热中子通量 1.3×10^{14} ; 平均快中子通量 1.1×10^{14} , 最

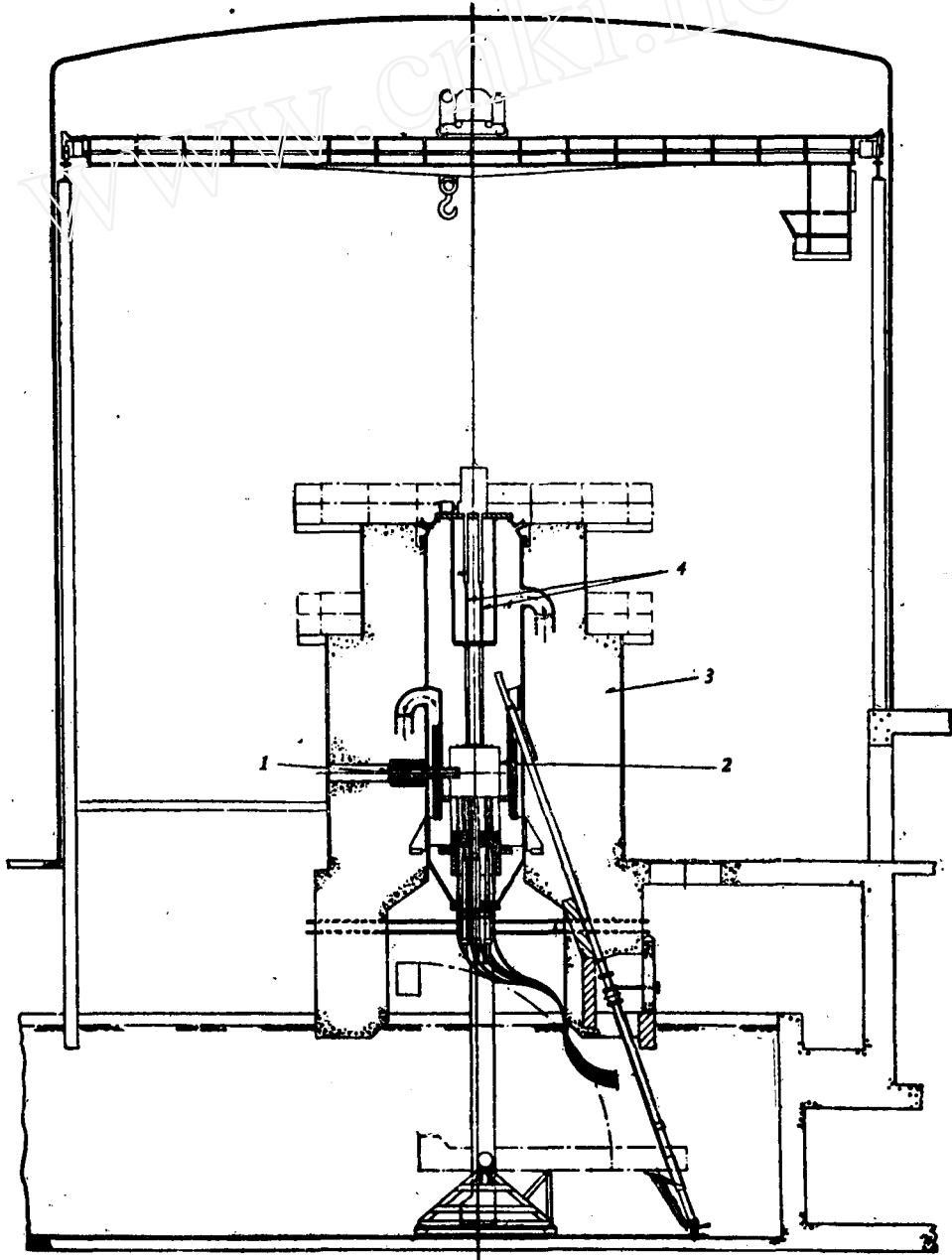


图 13 WTR 反应堆剖面图

1—束孔道 2—活性区 3—混凝土生物防护层 4—控制棒

大快中子通量 4.7×10^{14} 。图 13 为这个堆的结构图。

这个反应堆曾经以 40—45 兆瓦功率运行过 15 天(因其设计之最大功率为 60 兆瓦, 功率密度为 60 瓩/升, 比功率为 2000 瓩/公斤), 可是在 1960 年 4 月 3 日, 在一次运行中, 功率达到 30—40 兆瓦不久, 即发现堆内一根铀-铝合金管式燃料元件(同心管式或圆筒式)损坏, 裂变产物散入冷却系统, 堆外未受到沾污。事故发生后大部分元件由堆中提出, 如图 14, a 所示, 燃料元件是三根同心圆柱筒, 内部为中心管, 可供样品照射之用。损坏的这根元件管是刚装入堆内不久的一根, 在提取时用了约 500 磅的力才将其上部的 1/3 取出, 其余 2/3 部分无法取出, 必须采用锯断办法才行。解体后发现, 内部的两根元件管离管端 6 吋处的一段已熔化(见图 14, b) 外管大约 11 吋是完整的, 然而大量熔化了了的铀-铝合金由包壳逸出。

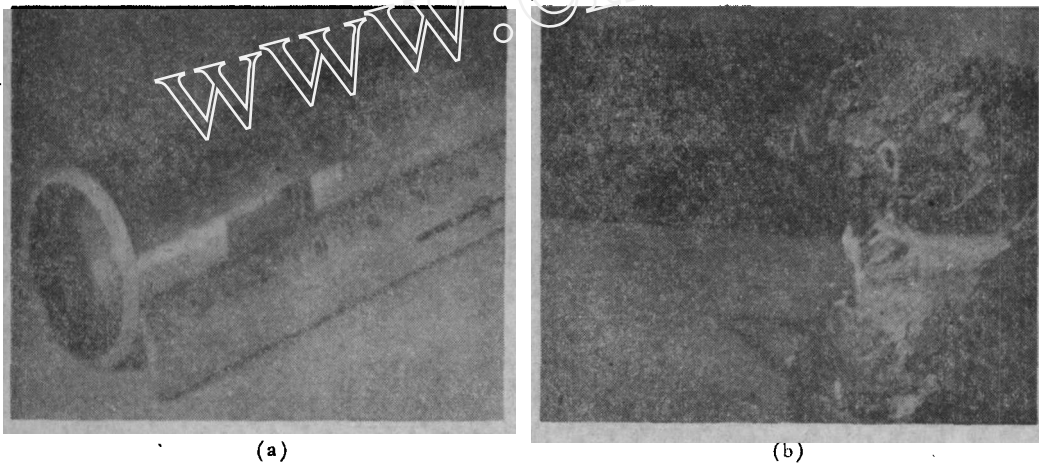


图 14 WTR 元件及熔化情况

根据 WTR 的导热分析, 如果不是元件的结合处有缺陷, 则不可能发生这种事故。于是对备用元件进行检查试验, 发现元件有不少缺点: 利用超声探伤检查表明, 元件结合处有气泡、夹渣、裂缝等, 可见燃料元件在加工时不合要求或制造好后检验不严格, 未进行过超声探伤。事后再进行详细检查, 发现这一批元件质量问题很大; 在 237 根工艺元件管的试验中, 有大小缺陷 1,464 个, 其中有 131 个缺陷大于 1/2 吋, 这就表明 WTR 堆元件熔化的事故原因主要是元件本身的制造质量差和出厂检验不严的缘故。

9. Borax-IV 实验性沸水反应堆事故^[10]

Borax-IV 是美国原子能委员会建造的一种实验性沸水堆, 地点在爱达荷州国立反应堆试验站。堆的热功率为 21 兆瓦, 燃料为片状以铝-镍合金复盖的 ThO_2/UO_2 (二氧化钍/二氧化铀), 浓集度为 29%, 是 1956 年 Borax-III 发生事故后改建的, 12 月份达到临界。减速剂及冷却剂均为普通水, 压力为 300 磅/吋²。

1958 年 3 月, 这个堆在五分之一满功率下运行了两天, 发现 30% 的燃料元件被破坏。虽然这个时间很长, 足以使大量逸出的裂变产物沾污达到平衡浓度, 可是试验站人员发现放射性水平增高不多, 大部分第一回路系统的放射性水平为正常时的 2—4 倍。停堆后, 所有放射性水平均迅速衰减到正常值(几个毫伦/小时), 半衰期接近 30 分钟, 由此认为, 采用陶瓷燃料的沸水堆在相当数量元件包壳破裂后, 仍能运行一个较长时间。

燃料损坏事故的主要原因是其铝-镍合金的管式包壳承受不住 300 磅/吋²的设计压力。对

两个有缺陷的元件进行了冶金方面的试验,发现元件薄管有很多针孔;后来继续发现,在69个元件中,几乎22个都存在不同程度的缺陷。因此可以认为燃料工艺管及元件包壳的设计与加工制造均有问题,从而造成元件损坏事故。

10. 日本第一个研究堆(JRR-1)事故^[11]

JRR-1是日本原子能研究所建造的第一个研究性堆,它是美国国际原子公司帮助设计和建造的一种均匀水减速反应堆。1957年8月27日达到临界,11月26日到达满功率,1958年2月11日正式投入运行。设计功率为50瓩,正常运转功率为40瓩。主要用作研究和生产放射性同位素及训练技术人员。铀-235装载量为1.2963公斤。燃料溶液成分为 $UO_2SO_4 \cdot H_2O$,减速剂为普通水,用石墨作反射层。堆内有四根控制棒,用碳化硼做成,以不锈钢包复,人工起吊,运行中可以手动或自动控制;平均热中子通量为 0.93×10^{12} 中子/厘米²·秒。

1959年12月8日由于操作人员疏忽,在取出样品时不慎将放射性锰-56落在实验孔道内,虽曾引起停堆,可是并未影响该堆的继续运行和使用。

11. 西德水锅炉反应堆事故^[12]

这个堆建在西柏林,是美国帮助的,1959年开动,是一种水锅炉或溶液式均匀堆,专供实验研究之用,热功率为50瓩,最大中子通量为 1.3×10^{12} 中子/厘米²·秒,燃料为 UO_2SO_4 水溶液,液集度为20%,反射层为石墨,以普通水为冷却剂。

1960年4月该堆被损坏,停止运行。事故原因是一块焊接金属脱焊后落入接触室内(Catalyst chamber)使爆炸性气流阻塞所造成的。

12. 洛斯阿拉莫斯快中子堆(Clementine)事故^[13]

该快中子堆是建在洛斯阿拉莫斯试验站的第一个快中子研究堆,1946年11月开始运转,当时功率大约为10瓩,到1949年3月增加到满功率25瓩。燃料为钚棒,垂直放在一个圆柱形框架中,没有减速剂,用汞作冷却剂,反射层为天然铀和钢,用木纤维、铁、含硼塑料及重晶石混凝土作为屏蔽。有四根吸收棒,其中2根为安全棒,2根为调节控制棒,放在铀反射层中,最大快中子通量为 10^{13} 中子/厘米²·秒,平均能量为0.5兆电子伏。

在燃料棒之间本来还放有天然铀的间隙棒,紧靠着堆芯的反射层是由天然铀块构成的,反应堆控制棒下部是天然铀,上部为含硼-10的吸收剂,所有控制棒在接到相应信号后即下降,使堆内一部分铀被硼所代替,造成中子损失而停堆。此外,还有一块10磅重的铀块作为附加安全措施,在紧急事故时可落下。

1950年3月,由于在汞冷却剂中发现 α 放射性,经检查发觉堆内一根铀间隙棒已损坏,因而将所有的铀棒都抽出(指间隙棒)而代之以钢制空管。经过一年半的运行以后,发现铀反射层有显著变化,反射层砌块有断裂迹象;到1952年12月24日,汞冷却剂又再次被沾污,出现大量的 α 活性。事故原因是至少有一根钚燃料元件损坏,从而出现 α 沾污,测定表明,估计有1—10克的钚燃料进入冷却系统,不得已已在1953年初将堆拆除。

13. 法国马耳柯尔 G-1 反应堆事故^[14]

G-1堆是法国建造的第一个两用堆,建在马耳柯尔,1956年1月7日达到临界,是一种空气冷却式天然铀热中子堆,天然铀装载量为100吨,比功率为1.2瓩/公斤,以石墨(1200吨)作减速剂,冷却剂为空气,出口温度为220℃;燃料包壳为镁,热功率为40兆瓦,总电功率为5.75兆

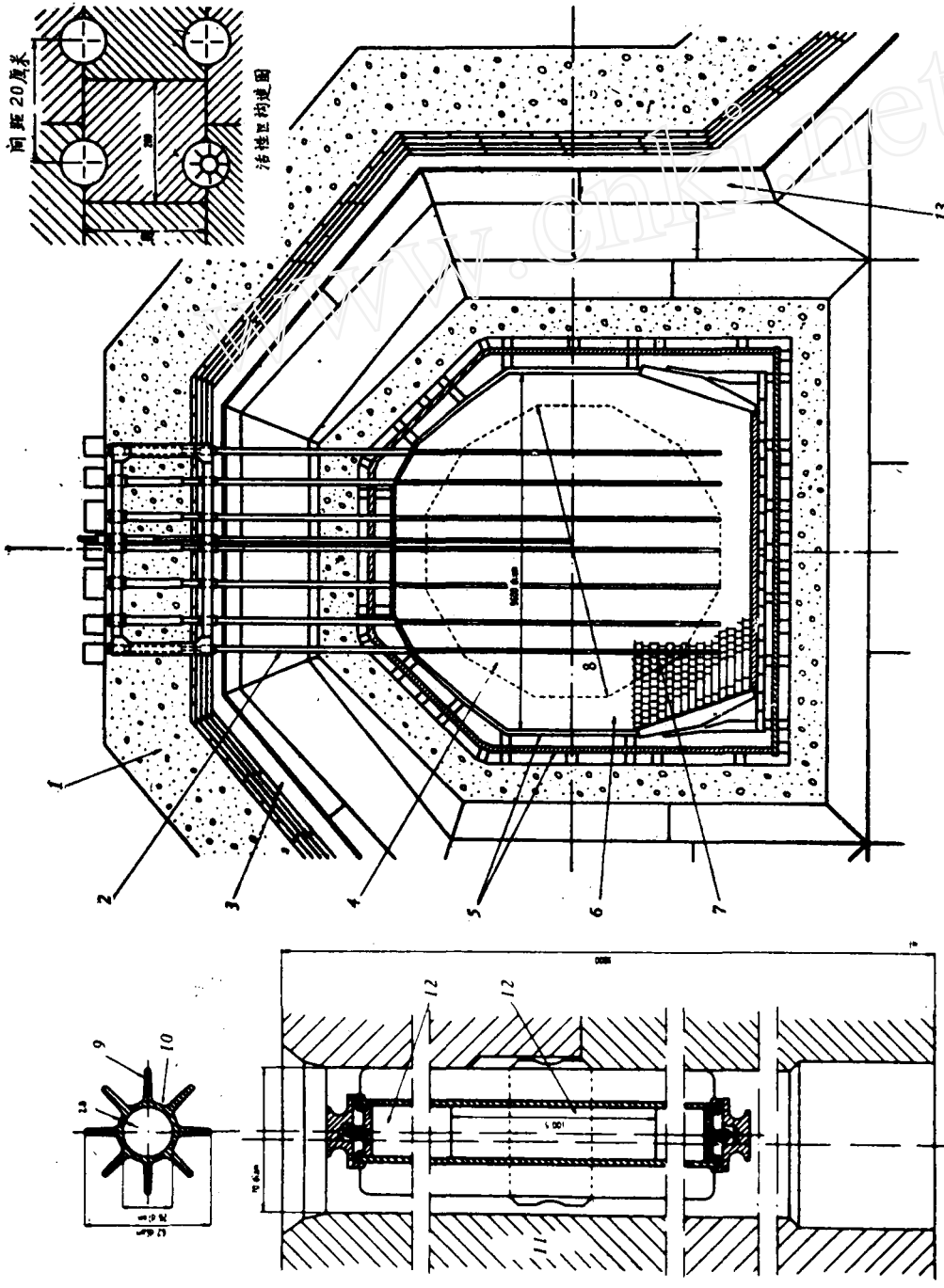


图 15 G-1 反应堆及其燃料元件的结构

1—预应力混凝土 2—控制棒 3—冷却空气空间 4—活性区 5—钢板,厚80毫米 6—石墨反射层,厚80厘米 7—1337个燃料管 8—活性区8225 9—散热毯,厚1.5毫米 10—石墨复盖层 11—石墨 12—每个燃料元件37个铀块 13—空气输入管

瓦,生产的电能不对外供应,其电站仅作为回收动力之用,因为总发电功率为 5.75 兆瓦,而鼓送空气所需动力即为 5.6 兆瓦。建造电站的目的还在于积累或提供一些工程上的经验,供今后设计和建造电站时参考。堆内中子通量为 5×10^{12} 中子/厘米²·秒。图 15,16 分别为 G-1 堆的构造图及系统图。

G-1 堆在 1956 年 9 月达到大功率运转,10 月 26 日发生事故。事故情况如下:在经过一个时期的低功率试运行之后,1956 年 9 月 27 日,功率提升到 30 兆瓦,“热点”(元件包壳)温度上升到 280—300℃,从 9 月 27 日到 10 月 20 日,功率总是在 30 兆瓦到 40 兆瓦范围内变化。此后,在 10 月 20 到 28 日作了石墨的受热试验(Heating test)。

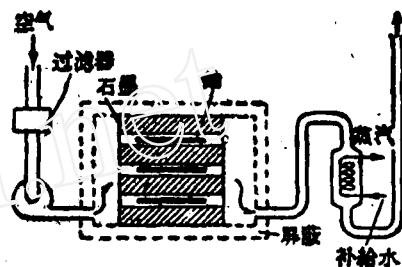


图 16 G-1 反应堆系统图

大约在 1956 年 10 月 26 日上午 11 点左右,又重新提升反应堆的功率,此时堆内装载量为 2567 个铀元件盒(全部装载共 2674 个)及 106 个钚元件盒,在经过 5 小时的 15 兆瓦功率运行后,在 30 兆瓦下又运行了约 20 分钟,到 18 点 42 分,继续提升反应堆功率,大约在 18 点 50 分到达 40 兆瓦,这时为了使通过工艺管的空气温度均匀,对导风板作了调整。到 19:07 分左右,元件包壳破裂检查装置动作,发出事故警告信号,指出第 19—18 C 根工艺管有故障(工艺管编号第一个数字表示直行数,自左至右,由 0 到 40;第二个数字表示横列数,最后字母表示装料侧或卸料侧,C 表示装料,D 表示卸料)。接着第二个信号发生在卸料侧的第 20—18 D 根工艺管上;之后,又连续出现若干信号,发生在 19—18 C 及 20—18 D 邻近的工艺管上。与此同时,装放在空气出口管内的探测器也发出警告信号,于是在 19 点 15 分发出降低功率的操作命令,元件包壳温度以 15℃/分的速度下降,到 19 点 45 分反应堆完全停闭。

经过分析后决定,要找出元件破坏的工艺管只有重新开动反应堆,使其在低功率下运行。于是又开动反应堆使其到达 2 兆瓦,并在 5 兆瓦下运行了约 5 小时,但是,无法确定破损元件的工艺管。然后又停堆,利用探测器在卸料侧沿堆表面扫描探测,因而很快地确定 19—13 D 工艺管的元件已破坏,放射性(气样)很大。同时根据排风管附近的户外测定,在 19 点 00 分左右,空气活性曾经有一次突增情况。

很难判定事故的确切原因,推测为在温度升高时,元件包壳洩漏突然扩大,因而表面鼓胀突出,使冷却空气流量减少,元件过热烧损。这次事故中,工作人员未受到超剂量照射。

14. 美国爱达荷州国家反应堆试验站 SL-1 反应堆事故^[15]

SL-1 或称为 ALPR 堆是美国原子能委员会所有的阿贡低功率反应堆,它是一种直接循环的沸水堆,1958 年 8 月达到临界,热功率为 4000 瓩,电功率为 200 瓩,以水作为冷却剂及减速剂,工作压力为 315 磅/吋²(绝对压力),温度为 215℃,流量为 16700 磅/分;燃料为高浓集度(约 93%)的铀-铝合金,元件为板状,以铍镍合金做包壳,是一种设计可装在任何地方的快装式军用堆,无需建造在地下,在堆建筑内用一般的砂石层防护。图 17, 18, 19 为堆的结构,厂房布置及系统图。

积累了将近三年的运行经验,这个堆突然在 1961 年 1 月 3 日发生了严重的爆炸事故,在世界范围内,这是一次空前重大的反应堆事故,三人死亡。

美国原子能委员会宣称:“1 月 3 日下午 9 时左右,在国立反应堆研究所发生 SL-1 堆爆炸事故,造成三人死亡,已经证实,死亡者是当时在现场的仅有的值班军事技术人员,自动探测

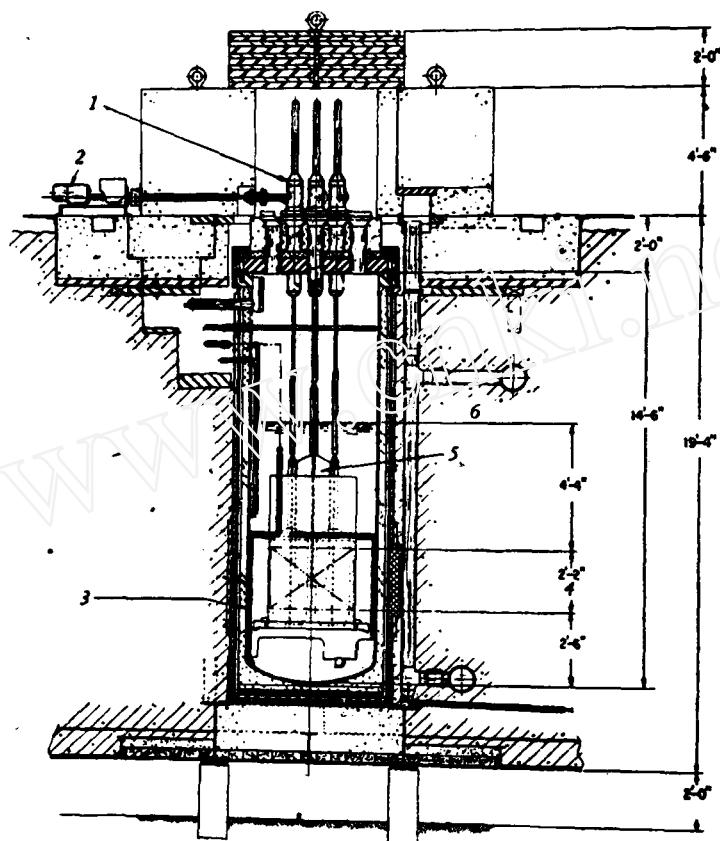


图 17 SL-1 反应堆结构图

1—控制棒传动 2—控制棒传动马达 3—压力容器 4—活性区
5—控制棒 6—正常水位高度

警报器首先在多处发出音响信号……，在堆及堆的建筑物临近处发现有很高的放射性……”，原子能委员会表示，显然还不能作出结论，这次事故是否与反应堆功率的突然升高有关，或是由于爆炸性化学反应所引起的。当救护人员到达现场时，放射性水平为 1000 伦琴，初步检查死亡人员身上的剂量表明，很多伤处足以造成死亡，同时证实有放射性的金属材料已经因爆炸力量而打入人体内部。

详细损坏情况仍未发表，现场的强放射性水平依旧继续阻碍调查工作的进行（这是 1961 年 2 月的情况，目前必然有所进展）。当时不得不在反应堆建筑内装置一个远距离摄影机，以便考察堆的损坏情况。揣测事故发生的原因是在停堆 10 天后（将测量功率分布的金属线放入堆内），正当这三个工作人员在继续进行联接控制棒，准备再起堆时的错误所造成。确切事故原因尚在调查研究中。

除上述事故之外，芝加哥 Cp-3 堆在 1953 年、实验性沸水堆 Borax-III 在 1956 年 4 月、EBR 堆在 1955 年 11 月都曾发生过元件损坏事故。英国的卡德尔豪尔堆在第一次燃料装载的运行期间，由于包壳焊接处缺陷的扩大，也曾经有三个元件损坏，这里不一一介绍了。

三、临界装置事故教训

根据已经发表的资料，美国原子能委员会所属各单位在临界实验装置上发生的事故最多，

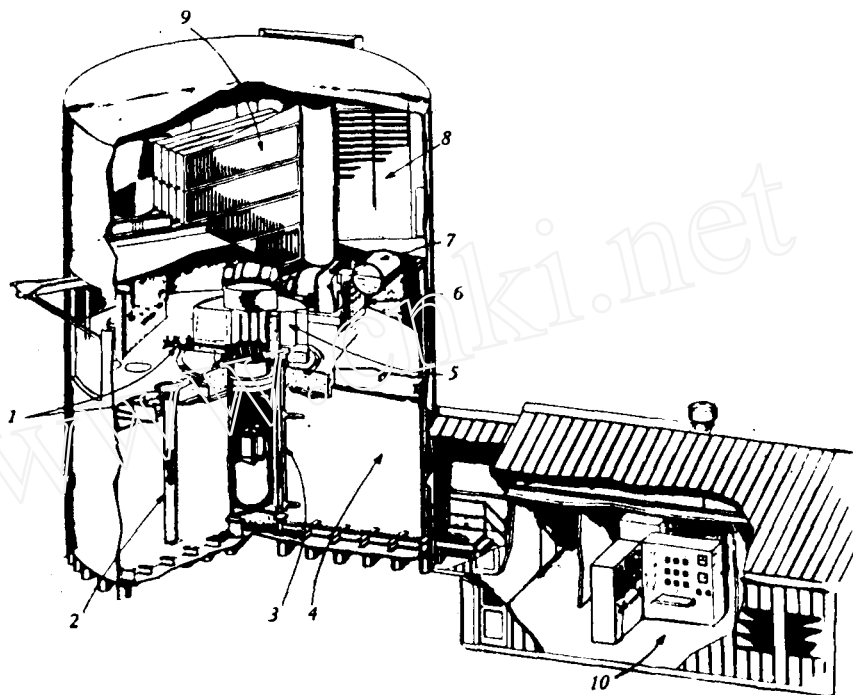


图 18 SL-1 反应堆布置图

- 1—棒的传动和马达 2—燃料贮存坑 3—反应堆容器坑 4—沙砾屏蔽层
5—顶部屏蔽层 6—透平发电机 7—100 加仑储水槽 8—空气混合室
9—空气冷却冷凝器 10—控制室

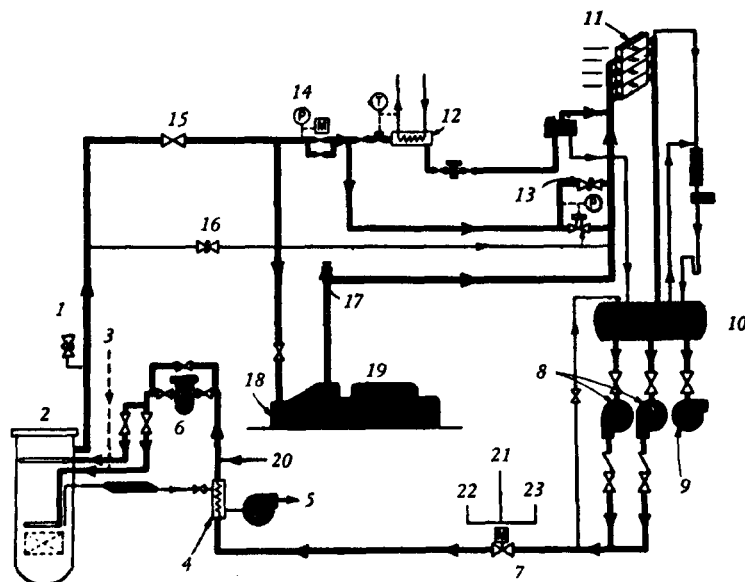


图 19 SL-1 反应堆系统图

- 1—安全阀 2—反应堆 3—硼酸入口 4—净水冷却器 5—透净化系统
6—过滤器 7—给水控制阀 8—给水泵 9—冷凝水循环泵 10—热水井
罐 11—空气冷却冷凝器 12—热交换器 13—安全阀 14—透平机压力调
节器 15—反应堆关闭阀 16—安全阀 17—安全阀 18—透平机 19—
发电机 20—来自净水系统 21—给水流 22—蒸汽流 23—反应堆水面

其中在洛斯阿拉莫斯发生过 10 次,在橡树岭实验室发生过 2 次,阿贡国立实验室 2 次,汉福特 1 次,共计 15 次。此外,在南斯拉夫也发生过 1 次重大的超临界事故。在 1946 年以前,在实验中都用手进行调节,使活性区达到临界,因而往往由于瞬时临界而造成事故;再加上一般临界装置的防护较差,或没有放射性屏蔽,以致引起工作人员死亡的不幸事件。表 2 为各国临界实验装置事故一览表。可以看到,曾经有三次事故造成实验人员死亡,美国两次,南斯拉夫一次。

1945 年 8 月洛斯阿拉莫斯的一次事故是用手在钷-239 球形元件四周堆砌碳化钨块时发生的。由于工作人员疏忽,最后一块碳化钨不慎滑入装置中央,因而使系统达到瞬时临界。操作人员没有考虑到当时的这种功率突增失控的危险情况,便立即进行拆除,于是受到致命的剂量(约 800 伦琴)而死亡。

1946 年 5 月的事故是在上述同一个钷球四周砌装铍(Be)反射层时发生的。当顶部及最



图 20 事故前情况

后一部分铍外壳慢慢下放到装配位置时,出乎意外又不慎落至下部半个球内,立即使其破裂,碎片抛散在地板上,现场的工作人员当即离开室内,但是都已受到不同的剂量,其中具体操作的人死亡(受到约 900 伦琴的剂量)。

在 1957 年洛斯阿拉莫斯的另一次事故中,燃料浓集度为 93% 钷-235 的 Godiva 金属堆遭到严重破坏,无法修复使用。这个堆是为了进行预定的爆炸试验而设计的,已使用几年了。然而这次爆裂程度超过预定的几倍之多,以致破坏严重,图 20, 21 为事故前后的装置情况。

在阿贡国立实验所发生的第一次事故是由于用手将中央控制棒从一个普通水减速堆中抽出所造成的。这次试验是想比较各种不同设计的中央控制棒效应,事先的计算表明,只要在四

周的四根控制棒放在规定的位置时,系统总是处在次临界状态,决不会超临界,可是这个估计错误。发生事故时,在水下发生震动声音,同时发出蓝光。虽然燃料元件被毁,但是并未损失大量的裂变材料。

阿贡 1954 年 7 月 Borax-1 的超功率是一次比较预先估计为大的事故,例行的稳态特性研究工作已经完成,在拆除之前,决定迫使这个装置产生一个很短的反应性瞬变,使其裂变反应破坏大约 4% 的燃料板,然而在迅速抽出控制棒之后,由于功率的急增,造成的爆裂完全破坏了堆壳及容器箱,部分熔化很利害的燃料板在离堆 200 米处发现,重约 2000 磅的控制机构被抛至空中约 30 呎,由于这个试验是在远距操纵下进行的,虽然爆裂严

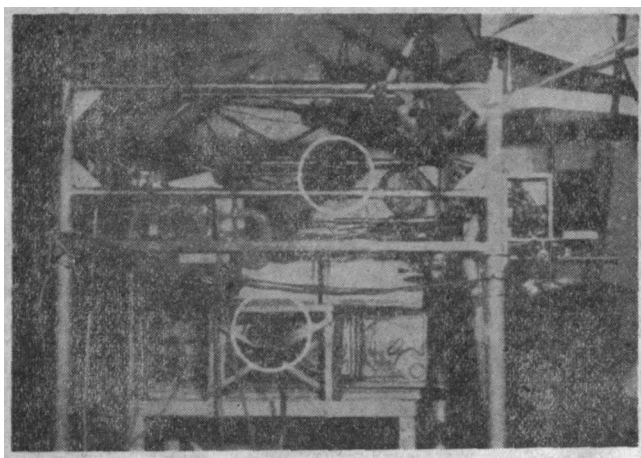


图 21 事故后情况,图中圆圈处为损坏之元件

表2 临界装置事故一览表^[16]

	日期、地点	装置的主要特点	活性材料	原因	总裂变数	物理损坏	放射性伤亡
1.	1945年2月 斯阿拉莫斯 ^[17]	“龙”反应堆 ¹⁾	UH ₃ -Styrex	功率骤增——源太强	~6×10 ¹⁵	UH ₃ -Styrex管鼓胀	无
2.	1945年8月 ^[18] 同上	钷球形元件,用铍复盖,以碳化钨作反射层	6.2公斤	用手堆砌反射层达到瞬时,瞬时临界	10 ¹⁷	无	2人受到剂量,其中1人死亡,800伦琴(物理伦琴当量)
3.	1945年6月 ^[19] 同上	U-水减速系统	35.4公斤钷,~83%液集度	在进行临界装置实验时,水在砌块间漏出	~3×10 ¹⁶	无	3人受到剂量,为7.4—66伦琴(物理伦琴当量)
4.	1946年5月 ^[19] 同上	与第二项同一个堆装置,加了钷反射层	6.2公斤	用手堆砌反射层事故,球元件的下半部击碎	~3×10 ¹⁵	无	8人受到剂量,1人死亡,900伦琴(物理伦琴当量)
5.	1949年12月 ^[20] 同上	钷水溶液,直径为12吋的不锈钢球,有石墨反射层	含有1公斤U ²³⁵ 的硝酸钷溶液	在进行控制棒试验时,用手提棒过快	3~4×10 ¹⁶	无	1人受到剂量,2.5伦琴(物理伦琴当量)
6.	1951年2月 ^[20] 同上	水减速系统,两个钷圆柱体,93%液集度	24.4及38.5公斤	进行临界实验时,反应性失控增加	10 ¹⁷	轻微氧化	无
7.	1951年11月 ^[21] 汉福特	93%装载	含有1.15公斤钷之硝酸钷溶液	在进行容器的几何参数测定时,控制棒抽出过快	8×10 ¹⁶	无	无
8.	1952年4月 ^[22] 斯阿拉莫斯	无反射层圆柱形U ²³⁵ 装置	92.4公斤钷,93%液集度	计算错误	1.5×10 ¹⁶	无	无
9.	1952年7月 ^[23] 阿贡国立实验所	以聚乙烯塑料包复之二氧化钷(U ²³⁵)条	6.8公斤	进行反应堆装置之模拟实验时,用手抽出中央安全棒	1.22×10 ¹⁷	塑料破坏	4人受到剂量,9—13.6伦琴(物理伦琴当量)
10.	1954年2月 ^[24] 同上	Godiva无反射层裸形U ²³⁵ 球	53—54公斤钷,93%液集度	控制棒操作错误	5.6×10 ¹⁶	装置轻微扭歪	无
11.	1954年5月 ^[25] 橡树岭	直径为10吋,2吋之环状圆筒形容器无反射层	含18.3公斤U ²³⁵ 的UO ₂ F ₂ 水溶液	在进行临界特性实验时,内部圆柱筒倾斜	1×10 ¹⁷	无	无
12.	1954年7月 ^[26] 阿贡实验所	钷-铝实验性沸水装置(Borax),燃料放在半埋入地下之箱内	复盖层为0.02吋铝	在研究剩余反应性时,对预期的功率升高估计过低	4.68×10 ¹⁶	堆被破坏	无
13.	1956年2月 ^[27] 橡树岭	直径为30吋的水箱,无反射层	含27.7公斤的U ²³⁵ 的UO ₂ F ₂ 水溶液	在进行装置的稳定性测定时,镅片落下,使液面波动	1.6×10 ¹⁷	圆柱体底部扭歪	无
14.	1956年7月 ^[27] 斯阿拉莫斯	U-235箔,石墨减速	58公斤钷,93%液集度	几何模拟,装配太快	3.2×10 ¹⁶	无	无
15.	1957年2月 ^[28] 斯阿拉莫斯	与第10项同一个装置,增加了反射层	同第10项	在转换实验时	1.4×10 ¹⁷	扭歪,氧化	无
16.	1958年10月15日 ^[29] 南斯拉夫	天然钷重水装置:水箱内径为199.9厘米,高230厘米	3995公斤钷	在进行临界装置的物理实验时,引入中子源,同时重水水位升高,造成失控瞬时临界	—	—	8人受到剂量,1人死亡,5人重伤

1) 用来产生短促的中子闪发的实验装置——编者注。



图 22 临界装置布置图及事故时的实验装置情况

重,但并未伤人。

1958年10月15日南斯拉夫基德里奇原子核研究所临界装置发生了一次重大的放射性伤亡事故。它是一种重水减速的热中子装置,用来获取有关重水栅格的数据。铀棒以铝为包壳,插入重水中,重水容积为6.36立方米,基本上是个箱式次临界装置,只是在个别情况下才以零功率运转,为此没有考虑防护。装置的运行依靠调节重水水位进行控制,可利用二根镉安全棒停堆。发生事故的那天,当时正在进行临界装置的实验(见图22),在装置接近临界时,将中子源(Ra-Be)引入,同时重水水位失控升高,因而造成不可控的裂变,大大超过临界,这种情况只是在工作人员闻到室内有臭氧气味时才停堆的,结果工作人员一人死亡。事故原因是操纵人员不称职,又缺乏应有的警惕性;此外,在事故保护系统中缺少一个联动装置,而当时中子计数管与自动停堆的控制电路又是断开的。事故后重新作了设计,增设了安全连锁装置及防护层,并且修订了安全操作规程。

参 考 文 献

- [1] "Nuclear Accident Survey." *Nuclear Power*, 1960, 10.
- [2] Reports AECL-232-233.
- [3] Reports AECL-850; *Nucleonics* 1960, 1, 81页.
- [4] *Nucleonics* 1960, 3.
- [5] *Nucleonics* 1960, 3; *Nuclear Engineering* 1958, 3.; *Atomic World* 1959, 5.
- [6] *Nuclear Power* 1958, 8; *Nucleonics* 1957, 11, 1957, 12; *Nuclear Engineering* 1958, 8, 1958, 9, 1957, 12.
- [7] *Nucleonics* 1957, 12, 1959, 12, 1960, 1; *Nuclear Engineering* 1957, 2.
- [8] *Nucleonics* 1959, 2, 26页, 1959, 5, 33页, 1958, 8, 21页, 1960, 3, 23页.
- [9] *Nucleonics* 1956, 11, 138页, 1960, 7, 28页, 1960, 5, 26页, 1960, 9.
- [10] *Nucleonics* 1960, 1, 106页; Reports. ANL-5-862. (1959年10月5日).
- [11] *Nucleonics* 1960, 2, 26页, 1960, 4, 29页.
- [12] *Nucleonics* 1960, 5, 27页.
- [13] *Nucleonics* 1954, 9, 1954, 12.
- [14] 第二次日内瓦国际和平利用原子能会议文集 p/1180. (法国),英文版 Vol. 9, 490页.
- [15] *Nucleonics* 1959, 2, 55页; *Nuclear Power* 1961, 3, 97页, 1960, 2, 59页.
- [16] 同[1].
- [17] Report LA-394, 1945.
- [18] Report LA-687, 1948.
- [19] 日本原子力发电1960年 No. 15.
- [20] Report LA-1289.
- [21] Report HW-24327, 1952.
- [22] Report LA-1477, 1952.

(下转第213页)

4. 观察了在不同浓度的氯化钙溶液中 Sr⁹⁰ 吸附和解吸的规律及在不同浓度氯化钾溶液中 Cs¹³⁷ 吸附和解吸之规律。证明当钙或钾浓度增高时 Sr⁹⁰, Cs¹³⁷ 的吸附率递减, 而解吸率递增。对此二元素吸附和解吸的不同与土壤的农化特性有关。Sr⁹⁰ 的吸附率高, 解吸率亦高。而 Cs¹³⁷ 不同, 吸附率很高, 解吸率却小得多。因此, 这部分试验同时又证明了 Sr⁹⁰ 的吸附主要是离子交换状态, 而 Cs¹³⁷ 则不是如此。

5. 土壤吸附微量 Sr⁹⁰ 及 Cs¹³⁷ 的物理化学性能, 看来是很不相同的, 目前我们尚不能阐明其机理。但一般地说, 可以认为 Sr⁹⁰ 是处于较活泼的状态, 而 Cs¹³⁷ 则是处于较束缚的状态。

6. 微量 Sr⁹⁰, Cs¹³⁷ 在土壤吸附中的物理化学状态是一个很重要的问题, 因为它关系到此类元素在土壤中的积累与迁移, 关系到植物对它们的吸收程度, 关系到这种元素在生物循环中的命运与所起的作用, 故必须予以重视并加以研究。但在研究微量裂变产物在土壤中吸附的物理化学性能时, 必须将土壤与生物联系起来, 才能更为深刻与全面。

参 考 文 献

- [1] Research in the effects and influence of the nuclear bomb test explosions, 1956.
- [2] 第一届和平利用原子能国际会议报告, 英文版 vol. 13. Session 18, c. 2.
- [3] В. М. Клечковский и И. В. Гулякин, Почвоведение, No. 3, 1958.
- [4] В. М. Клечковский, Л. Н. Соколова, Г. Н. Целищева, 第二届和平利用原子能国际会议报告, 苏联版, 卷 5.
- [5] П. М. Гулков и др., Почвоведение, No 4, 1957.
- [6] C. L. Coman, R. Scori Russen, *Science*, Vol. 126, No. 3272, 1957.
- [7] Н. А. Тимофеева и А. А. Титлянова, Известия АН СССР.

(编辑部收稿日期 1961 年 12 月 1 日)

(上接第 190 页)

- [23] Report ANL-4971, 1953.
- [24] Report LA-2029, 1956; *Nucleonics* 1957. 4. 104 页.
- [25] Report ORNL-2451, 1955.
- [26] Report ANL-5323, 1954.
- [27] W. R. Stratton, "Review of Criticality Accidents".
- [28] *Nucleonics* 1959. 4; *Nuclear Engineering* 1959. 10.

(编辑部收稿日期 1961 年 7 月)