



关于洁净核能系统中的反应堆工程技术问题

罗璋琳 丁大钊

中国原子能科学研究院, 北京, 102413

摘要 驱动堆是加速器散裂中子源驱动的次临界反应堆, 工作在高功率状态, 因此, 它将面临一般高功率反应堆相类似的工程技术问题, 但是也有它的特殊性。文内将就几个主要方面进行初步的分析, 如堆型选择、反应堆物理、反应堆工程结构、反应堆热工和安全分析, 反应堆材料, 反应堆控制运行等。

关键词 加速器驱动次临界堆 工程技术特性

1 工程概念实例

为了便于说明, 先介绍两个工程概念实例^[1,2]。

(1) 西欧核能研究中心, 在 C.Rubbia 领导下的工作小组, 对以能量放大器概念为中心的核能系统进行了广泛的研究和探讨, 在他们提出的全尺寸能量放大器验证计划中, 发表了一个裂变热能产生单元(高功率次临界反应堆)的概念设计^[1]。为了叙述方便, 下面我们称这个概念设计为 R-EA, 其结构如图 1 所示。从图中可以看出 R-EA 是一个池式结构, 池深 30 m, 直径 6 m, 充以熔融的铅作冷却剂。池内壁为反应堆容器, 外壁为安全保持容器, 堆容器及其永久性的内部结构加工成一个整体单元, 悬挂就位在地坑内。堆坑内壁和堆容器之间有作冷却用的空气流道。堆体单元总重 1500 t, 由顶部吊装。高能质子束由堆池的顶部通过密封结合件——质子束管注入, 其结构示意图参见图 2。真空束管伸入堆芯, 末端有钨制束窗和捕集器。质子束的直径约 15 cm, 上端有应急束切断器, 实际上为束管故障时的充铅容器。

质子束和堆芯内区的铅靶发生相互作用, 产生散裂中子。核辐射产生的热量和堆芯裂变热一起由铅的自然对流带出, 由在池上端的四台中间热交换器传出去。堆芯的进/出口温度为 600 °C/650 °C, 热铅经由热交换器冷却到 400 °C, 然后再返回到堆芯与靶区的底部, 为了保持有效的自然循环, 池的上下温差保持在 200~250 °C 之间。

表 1 R-EA(Th)主要参数简表

单机总功率		1500 MWt, 625 MWe
堆结构类型		池式
冷却剂		熔融铅
有效增殖系数(k_{eff})(名义值)		0.95
热效率(名义值)		50
堆芯燃料区		
	初始燃料混合物	$\text{ThO}_2 + 0.1^{232}\text{UO}_2$
	初始燃料质量	28.4 t
	比功率	52.8 W/g
	功率密度	523 W/cm
	平均燃料温度	908 °C
	最大包壳温度	707 °C
	燃料在堆内停留的清功率等效 5 年 时间(相对于换料周期)	
	平均燃耗	100 GWd/t
增殖区		
	初始混合燃料	ThO_2
	初始混合燃料质量	5.6 t
	停堆卸料时 ^{232}U 数量	242.7 kg
	寿期末功率密度	3.0 W/g
质子束与散裂靶		
	加速器类型	超导直线
	束级	1
	加速器总效率	50%
	动能(two options) 双选	1.0(2.7) GeV
	名义电流	30(12) mA
	名义束功率	30 mW
	散裂靶材料	熔融铅
	在散裂靶处束直径	15 cm
	束窗材料, 厚度	铍, 3.0(1.5) mm
	束窗最大功率密度	113/W · cm ²
	束窗最大温度递增	137 °C
	窗期望寿命	≥1 a

30 m 深的堆容器, 从上到下, 大体可分为三段, 即: 1)靶、堆芯、增殖区; 2)对流区; 3)热交换区。燃料组件和堆芯结构的吊装和更换, 借助于池式快堆的经验, 通过远距离控制的天车进行, 换料时间大约需 1~2 周, 换料周期大约为 5 年。

液体金属的自然循环是一新的、传统上没有采用过的技术, 因而该工作在设计时采取全范围水力学计算机模拟。

与靶、堆芯、增殖相关的主要参数列在表 1 中。

在此概念设计中, 质子束管为内径约为 15 cm, 长约 30 m 的圆柱型真空管, 直穿堆容器, 整个束管能象剑一样从堆容器中抽出, 以备维修和检查, 质子束在传输中略有发散, 在窗处的直径约为 25 cm, 束窗使用寿命预计为一年, 用堆容器内的主冷却剂铅进行冷却, 窗破裂事故将导致熔融状态的铅进入束管使质子束失效, 从而关闭次临界反应堆。

(2) 日本 OMEGA 计划中的概念设计

OMEGA 计划是日本 1988 年开始执行的核废料分离嬗变技术的研究发展计划, 在研究探讨过各种方案的基础上, 1992 年在经过两年的设计研究之后, 提出了两种类型加速器驱动次临界反应堆的概念设计, 其厂房布置概念见图 3, 两种堆型都是中子能谱极硬的快中子系统, 一个是固态靶堆芯系统 (见图 4), 一个是熔盐靶堆芯系统 (见图 6)。固态靶堆芯系统被称之为 MABR, 1.5 GeV 质子束穿透束窗打在钨靶上, 产生散裂中子, 散裂中子源驱动产生的裂变热由钠冷却剂带出, 然后由二回路传送给蒸汽动力转换系统。核燃料由 Np-15Pu-30Zr 和 AmCm-35Pu-10Y 组成。MABR 的主要参数列在表 2 中。

在这个概念设计中, 次临界系统采用回路式结构, 整个靶、堆芯包括反射层放在钢制容器中, 质子束管从顶部垂直插入堆容器, 直到靶的上部 (堆芯上缘), 束管末端为钨制束窗, 靶材料也采用金属钨, 为六角形, 在堆中心占一个燃料组件位置。靶件由多个六角形金属钨盘组成, 钨盘为多层结构, 各层盘上的孔位奇偶相错, 成蜂窝状结构。这样的结构有利于散热, 也有利于散裂中子源的强度沿轴向展开, 整个靶件的长度约 100 cm (见图 5)。

在这个概念设计中, 热传输和蒸汽动力转换系统都可借鉴现行的回路式钠冷快中子堆系统。每年燃烧 (主要通过裂变反应) 250 kg MA, 大约为 10 座 1000 We 轻水堆电站一年积累的 MA 总量。

表2 OMEGA 计划 固态靶/堆芯系统(M-ABR)的主要参数

燃料	金属合金
	Np-15Pu-30Zr
	Au-Cm-35Pu-10Y
靶	固态钨
冷却剂	液态钠
增殖因数(k_{∞})	0.89
中子通量	$3.6 \times 10^{13} \text{ n/m}^2 \cdot \text{s}$
快中子份额	>0.1 keV 80%
	>1 keV 23%
平均中子能量	780 keV
质子束	1.5 GeV 39 mA
热功率	820 MW
功率密度 峰值/平均	930/400 MW/m ³
温度 堆芯 入口/出口	330/340 °C
最大流量	8 m/s
MA 装量	3160 kg
燃料	250 kg/a (0.8%/a)

MABR 在焚烧 MA 的同时, 输出电能, 输出电功率约 246 MWe, 热效率 30%, 运行 1.5 GeV, 束流 39 mA 的质子加速器消耗的电功率约为 146 MWe, 效率约 40%, 这意味着该系统热能增益 $G = 14$, 而电增益 1.7 左右。

2 反应堆工程技术问题的初步分析^[3,4]

2.1 堆型选择

当我们分析驱动堆所涉及的工程技术问题时, 首先面临的是堆型选择问题。驱动堆堆型选择与建造目的、资源状况、工业技术基础等诸多因素有关。但是从中子学特性上讲, 不外两种选择: 一种是快中子反应堆、一种是热中子反应堆。快中子反应堆中子能谱硬, 与裂变中子能谱靠近, 对焚烧核废料、充分利用核资源较为有利, 但是技术难度较大, 特别是使用重金属铅或铅合金作冷却剂, 还缺乏足够的技术积累。选用热中子反应堆, 技术上比较成熟, 但是对焚烧锕系元素性能不利, 放射性洁净程度差。我们曾经设想, 对于我国, 核电起步较晚, 铀资源相对短缺, 常规核电厂在

一个相当长时期内难以充分发展,核废料、特别是大量 MA 的焚烧问题暂时并不突出,发展驱动堆应以获得核能、充分利用核资源为主,兼顾 MA 的焚烧。因此,比较符合国情的是发展一种快热耦合系统。外区为热中子重水栅格,以获得能量、提高资源利用率为主要建造目的。在工程技术上利用 CANDU 型重水堆成熟的技术,在资源利用上靠散裂中子源再生燃料元件以克服现行重水堆电厂资源利用不充分、燃料元件燃耗深度偏低的缺点。也可以利用钍作增殖材料,逐步将 ^{238}U - ^{239}Pu 燃料循环转变为 ^{232}Th - ^{233}U 循环。内区为金属钠冷快中子系统,用以焚烧有限数目的 MA,同时作为超硬散裂中子和热堆中子能谱之间的缓冲过渡区,内区中子能谱很硬,有利于焚烧 MA,内区的中子倍增放大作用还可降低对加速器束流强度要求。在这个构想中,快中子内区规模有限,大体上小于或相当于实验快中子反应堆的规模。当然,这一构想在工程技术上的可行性还有待于进一步深入研究。

2.2 反应堆物理(宏观中子学)

驱动堆的中子学问题,在微观上需要深入研究中子在超高能区的物理行为,扩展现有核数据库的能区和核素种类之外,在宏观上驱动堆堆芯的反应堆物理特性主要表现在多维有源特性上。所谓多维,从空间上说,堆芯有一靶区,靶区可能并不贯穿整个堆芯,因此从空间上考虑它将涉及到两维,甚至是三维问题。其次从中子能谱上说,与一般堆芯相比也将有更大的不均匀性。图 11 和 12 显示散裂中子能谱上限达到 1000 MeV,而裂变变谱仅 10 MeV,前者平均值约为 10 MeV,后者平均值仅为 2 MeV。因此可以断言在驱动堆里,中子能谱分布与空间有更多的依赖关系。我们知道,反应堆物理计算大体可以分为两步,制作群常数和解少群扩散方程。在制作群常数时,首先要计算堆中子能谱,作为一级近似,常常要假定中子通量密度的空间变数和能量变数可以分离。在制作出群常数之后,为了节省机时,往往需要合并成少群群常数,然后解少群扩散方程作临界和空间分布计算,而少群分群数目又与堆型和研究的问题有关。水堆一般采用 4 群,对于高温气冷堆则采用 7~9 群,而对于快堆则需要 20 群或更多的群。

此外,驱动堆是一个有外源的深次临界系统,而传统的反应堆物理设计计算都是在临界点附近进行,当考虑空间泄漏修正时常常采用基波几何曲率(稳态时反应堆的材料曲率)进行修正。当然对驱动堆这样的深次临界系统,在进行中子学设计时,应考虑高次谐波的问题。各种堆型的反应堆物理计算已经有比较完善的、经过实践检验的计算机程序,但是要应用这些程序来计算驱动堆的中子学问题,应持慎重的态度,当然在概念研究、堆

型选择阶段,有选择地利用已有的计算程序,也能得到某些有价值、比较确定的结果。随着工作的深入,进入工程设计,哪怕仅是工程概念设计研究阶段,也需要通过研究发展适合于驱动堆特点的群参数库和物理计算程序体系。

2.3 堆本体工程结构^[3, 2]

堆本体工程结构问题实质上是反应堆和加速器的接口问题,或者说是反应堆本体如何容纳重金属靶件和中子质子束管的问题。

核电站用反应堆的本体结构,经过 40 多年的发展,已经有比较成熟的结构模式,对用轻水或重水作慢化和冷却的热中子反应堆,采用压力壳式(例如 PWR, 见图 7)和压力管式(例如 CANDU, 见图 8)结构,总是与要提高冷却剂的工作压力相联系。以金属钠为冷却剂的快中子反应堆,冷却剂基本上是工作在常压,而它的堆本体结构有回路式(见图 9)和池式(见图 10)之分。但是有一个共同的特点,产生裂变热能的堆芯都工作在相当恶劣的物理环境中,高温、高压、高辐射场,难以容纳外来部件。因此,可以说核电厂反应堆堆芯是一个难以接近的工作环境,但是加速器驱动的核能系统,次临界反应堆的高功率水平是靠外来散裂中子源维持的。需要在堆内放置直径 10~30 cm 的靶件,且要在反射层和活性区交界处安装真空质子束管,为了充分利用质子束,束窗应尽可能贴近堆芯,甚至进入堆芯内部,以有效的利用散裂中子源强度。这无疑将增加堆体结构上的难度,由于 PWR 堆芯工作在高温高压环境(典型参数为 310℃, 150 MPa),为了承受 150 个大气压力(标准大气压 1 atm = 101325 Pa),钢制压力壳的厚度约 25 cm,真空束管要承受同样的压力,势必增加壁厚,而靶窗又不能太厚,并且也很难在压力壳的上封头顶端腾出足够的空间(约 30 cm)(见图 7),因此, PWR 堆芯用于驱动堆,除去中子学上缺乏优势外,结构上也是难以实现的。压力管式重水堆,堆体是卧式结构,作为反应堆壳体的排管容器,直径可以大到 7 m,横向放置燃料组件的压力管,压力管外作慢化剂的重水温度 70℃。因此,相对来说,压力管式的重水堆堆体结构(见图 8)可能是比较容易接纳外来部件的。但是,传统天然铀的重水堆从驱动堆的观点看来,它的中子学特性仍然欠佳。

钠冷快中子堆的两种堆体结构,回路式(见图 9)和池式(见图 10),堆体基本上不承受压力,因此除了其堆芯中子特性比较接近驱动堆的要求以外,结构上也可能是一个比较好的选择。当然,由于堆体外是高温,堆体内是钠(或铅)的熔点温度,真空状态的质子束管要直接并伸入堆芯,仍有需要解决轴向热膨胀、密封隔离、靶窗对辐照以及高温液态金属之间的兼

容性等工程结构的难题。

2.4 反应堆热工和安全

驱动堆是一个次临界系统，但是，它是一个有功率输出的次临界系统。在工业应用阶段，它将与常规核电站用临界反应堆一样，产生设计目标规定的裂变热能。因此，同样需要认真研究热工水力学问题，进行严格的热工计算和安全分析。在工程目标尚未确定之前，这里先作几点一般性的描述。

冷却剂的选择，原则上现行反应堆用冷却剂水和金属钠都可能使用在驱动堆中，但从驱动堆的特点，希望它成为洁净核能的观点，当然更青睐于传热性能好而又不致使中子能谱软化的材料，于是人们把目光集中到金属钠和金属铅。在快堆发展过程中人们已经对它们的优劣作了比较，最终选择了金属钠作冷却剂，现在已运行和即将建成的工业规模的快中子反应堆都是采用液态钠作冷却剂。钠具有良好的热工性质，优于除水以外其它所有可供选择反应堆冷却剂材料，但它也有严重的缺点，能被中子活化而产生较强的短半衰期放射性(1.37 MeV 和 2.5 MeV 的 γ 射线)，能与水发生钠—水释热化学反应。为了把钠的活化放射性限制在一回路之内，不让一回路部件，特别是堆芯部件经受钠—水反应形成的压力波动的影响，人们在快堆的一回路和蒸汽发生回路之间增设了中间回路，池式钠冷快堆的中间热交换器就放在钠池中的堆芯附近。钠的化学性质活泼，液态钠在空气中容易燃烧，因此在液态钠表面需要覆盖惰性气体，并加密封旋塞，这些特点对需要引入质子束管和靶件的驱动堆将带来不利，此外，钠对中子能谱的软化作用，也必须加以考虑。在驱动堆的概念中，从热工设计上，要使其功率密度等于或至少是不高于快中子反应堆，但中子能谱要比快中子反应堆硬。换句话说，它要求堆芯冷却剂和燃料元件的体积比小于一般快堆，而平均中子能量却大于一般快堆。基于以上这些考虑，在驱动堆中，人们考虑用铅作冷却剂，铅的最大缺点是质量密度大，为了达到同样的导热效果，铅比钠需要质量流量 (kg/s) 要大得多，因此用于铅的主泵，其输入功率(泵轴功率)过大(泵的轴功率与流体的密度成正比)，不仅技术上十分困难，也十分不经济。在 R-EA 的工程设计概念中，用铅冷却，但采用自然循环，为了保证堆芯冷却剂的流速 (1.5 m/s) 和流量 (53.6 t/s，注意，这个数值是一般钠冷原型快堆主回路流量的 10 倍，是超凤凰堆的 3.2 倍)，不得不加深铅池的深度。为保证驱动压头，使铅池深度达到 30 m，超凤凰池式钠冷快堆钠池深度为 19.5 m。池深、密度大，意味着池体及其相关结构将承受巨大的静压力，无疑将在结构上带来困难，也会对热工水力设计带

来一系列新的问题。

在驱动堆中靶作为一个热源,而且一般说在靶区与裂变反应区之间还将有个缓冲区,缓冲区除工程结构上可能有这个需要外,仅就中子物理上说,为了避免超高能中子对燃料元件辐照损伤也是需要的。这样在驱动堆内的冷却流道必然是多通道的,而且相邻通道之间的流体将发生横向质量、动量和能量交换,在热工计算时必须充分考虑。

驱动堆工作在深次临界状态,设计中当规定,在整个工作寿期(例如5年)内,任何运行工况反应性效应添加均不得使 $k_{eff} > 0.98$ 。因此驱动堆没有反应性事故,这是它在核安全上的主要特点之一。其次,驱动堆的运行方式,功率的启动、提升和关闭均不依赖于控制棒的运动。因此,它也没有通常核电站因控制提升程序不当而形成的中子通量密度畸变形成过热点的问题。

但是驱动堆也是工作在高功率状态,它与常规核电站用堆一样,有可能出现局部过热造成局部燃料元件烧毁和堆芯熔化事故。因此,在热工设计时一样要认真重视确定最小偏离泡核沸腾比(DNBR),衰变热的排出等问题,在安全分析时也要分析与冷却剂流失(大破口、小破口)相关的各种可能事故,建立和发展相应的物理模型和计算程序。

2.5 反应堆材料

驱动堆用燃料元件要求有更高的燃耗深度,这不仅因为要充分发挥利用核资源的优势,而且因为驱动堆用燃料元件要经历裂变元素的产生和燃耗的过程,在堆内滞留的时间比一般核电站用堆要长。在表3中列出了几种堆型的燃耗和有关参数简表。

表3 各种堆型的燃耗目标¹⁾

堆型	包壳温度/℃	注量/ $n \cdot 10^{21} \text{ cm}^{-2} > 0.1$	燃耗 MWd/t
		MeV	
PWR	300	1×10^{21}	~35,000
实验快堆(常阳)	650	1×10^{21}	75,000
原型快堆(文殊)	675	2.3×10^{21}	98,000
快堆示范电站	~650	2.5×10^{21}	100,000
快堆商用作电站	~650	3.5×10^{21}	150,000

1) 表中所列数据是日本为快堆发展确定的目标。

设想驱动堆用燃料元件的燃耗应达到商用快堆电站水平。无疑还有一个长期研究开发的过程。

在堆用金属材料的辐照损伤中，快中子起主要的作用，而快驱动堆的中子能谱的平均中子能量为一般快堆的两倍，大于 0.1 MeV 以上的中子所占的比例也比一般核电站用堆高得多，因此快中子辐照损伤是更应加以关注的问题。特别是质子束管、束窗以及与靶相关的材料，它们处在超快中子区，材料的耐辐照损伤问题还要突出一些，而且还要涉及带电粒子(质子)的辐照损伤问题。

驱动堆最理想的燃料是用钍，由 $\text{Th}+^{235}\text{U}$ 或 $\text{Th}+^{239}\text{Pu}$ 起步。正如前面所说，核能的进一步发展，应该而且很可能必然要考虑钍资源的利用问题，但钍资源的开发将面临一些新的问题，钍燃料元件制造工艺也有待研究。

2.6 控制运行

核电站的控制运行，目的是提供稳定的电能输出和把反应堆功率限制在工程设计允许的限值水平以内。但是这两个目的都是通过调节中子水平来达到的。驱动堆作为一个核能系统，它的控制运行离不开这两个主要目的。但是一般核电站用堆，调节中子水平最终是靠反应堆的反应性输入来实现的，而在驱动堆中，主要靠调节外中子源，即调节质子束流的大小来实现。当然驱动堆由于工作在高功率下，也有各种各样影响反应性的物理效应存在，一样有各种材料的温度系数、空隙系数，以及功率亏损(或盈余)问题等等。

如果说一般核电站用堆为单参数(反应性)调节系统的话，那么驱动堆将是一个双参数(中子源强和反应性)调节系统。因此也是需要专门加以研究的。

3 结束语

通过上面的讨论，我们认为可以得到下述结论：

(1) 驱动堆由于比较安全，可以减少或焚烧长寿命核废料，可以更充分的利用核资源。因此，从核能发展的长远观点考虑，是值得重视和研究的。

(2) 驱动堆的发展，必然立足于已有的反应堆工程技术，立足于已有的核能发展技术路线，可以充分发挥和利用现代反应堆工程技术的实践经验和研究成就。

(3) 驱动堆的发展，必须解决它特有的一些工程技术问题。正如上面所初步分析，这些问题是由于堆芯的多元结构引起的，然而却是反应堆工程技术前沿的共同性问题，它们的研究解决，也将有助于促进现行核能技术的发展和提高。

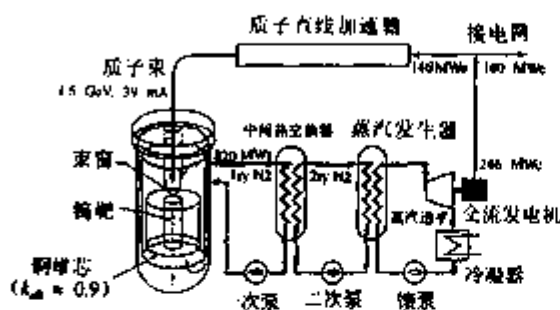


图3 MABR 厂房布置概念图

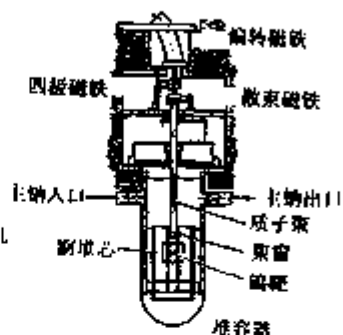


图4 固态靶/堆芯系统

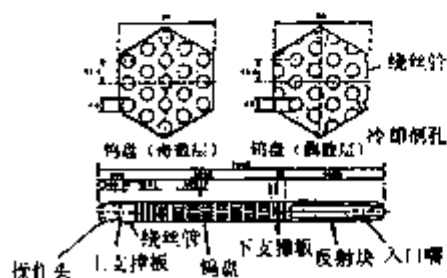


图5 靶组件图

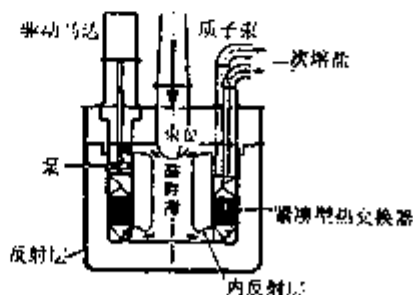


图6 熔盐靶/堆芯系统

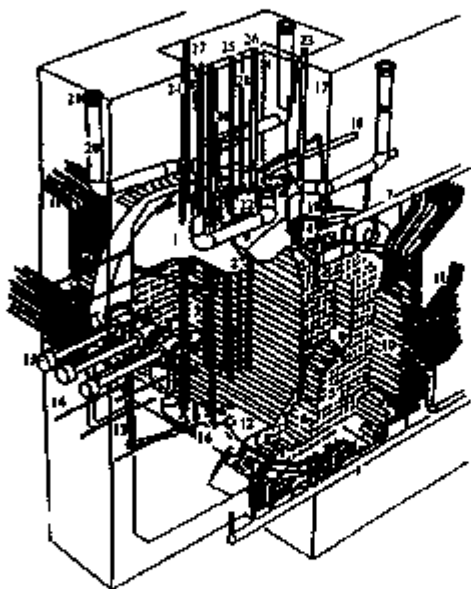


图8 压力管式重水堆反应堆本体结构图

1——排管容器；2——排管容器外壳；3——容器管；4——插入环；5——换料机构管板；6——端屏蔽延伸管；7——喷淋器冷却管；8——进出口过滤器；9——解球屏蔽；10——端部件；11——进水管；12——慢化剂出口；13——慢化剂入口；14——通量监测器和毒物注入；15——电离室；16——抗流阻尼器；17——堆芯壁；18——堆芯冷却水管；19——慢化剂溢流管；20——泄压管；21——爆破膜；22——反应性控制排管嘴；23——观察口；24——停堆棒；25——调节棒；26——控制吸收棒；27——区域控制棒；28——垂直通量监测器。

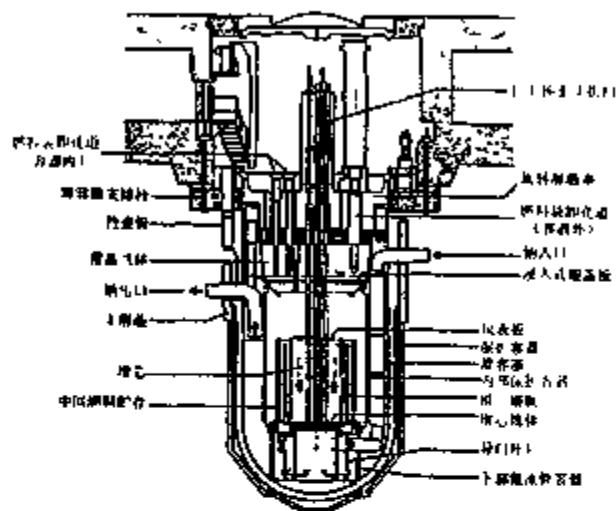


图9 回路式系统(SNR-300)的反应堆容器

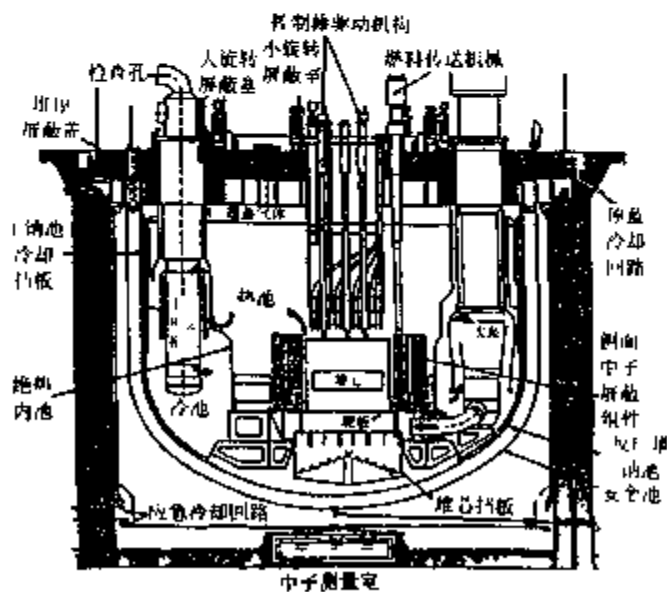


图10 池式系统(Super Phenix)的反应堆钠池

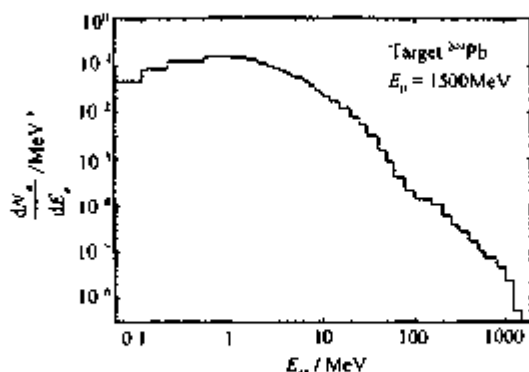


图 11 归一化的出射中子能谱

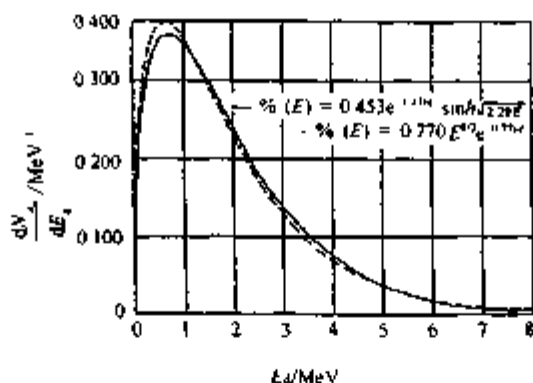


图 12 铀-235 核热中子裂变时裂变中子能谱

参 考 文 献

1. Rubbia C., Rubia J. A. A Tentative Programme Towards A Full Scale Energy Amplifier CERN/LHC/96-11(EET)
2. Takizuka T, et al. R&D on Accelerator-Based Transmutation at IAEA Special Scientific Programme spec. 21, 1994
3. 中国电力百科全书. 核能及新能源发电卷. 北京: 中国电力出版社, 1995
4. 苏若孚, 叶长源. 阎凤文等编译, 罗璋琳主编. 钠冷快中子反应堆. 北京: 原子能出版社, 1991

Some Problems on Reactor Engineering Related to ADS

LUO Zhangling DING Dazhao

China Institute of Atomic Energy, Beijing, 102413

Abstract: The ADS is a hybrid energy generation system consisted of high power accelerator, subcritical reactor with high power level and interface structure. There are a lot of engineering and technical challenges in comparison with the ordinary reactors. Some reactor engineering problems related to ADS were briefly mentioned, such as the type of blanket (thermal neutron or fast neutron ones), thermal-hydraulic problem, material problems related to reactor and interface structure and control/safety, etc.

Key words: ADS, specialty in reactor engineering and technology