



未来核能利用的方案探讨 ——加速器驱动放射性洁净核能系统*

丁大钊

中国原子能科学研究院, 北京, 102413

摘 要 核能是一种高效、洁净和安全的能源。目前商业应用的核能系统还存在若干阻碍裂变能进一步发展的缺点, 即高放射性废物的最终处理、铀资源利用率不高和安全性问题。近十余年来, 核科学界一直在寻求可以克服这些障碍的新技术路线——加速器驱动的次临界系统(ADS)。这种混合系统将成为目前商用的核能系统与核聚变能可充分利用间的过渡。本文说明了这种系统的基本原理并以加速器驱动的快堆与加速器驱动的加压重水堆为例, 说明其在嬗变核废料和转变核燃料方面的能力。文中说明了开发 ADS 的可行性及列举了美、日等国的若干计划。我国正处在建设核能的宏伟计划的初期, 现在推动对 ADS 的研究及技术开发是适时的。

关键词 加速器驱动次临界系统(ADS) 放射性废料嬗变 核燃料增殖

1 核能可持续发展的关键问题

裂变能的开发及大规模商业应用, 已分别有 50 年与 25 年的历史。虽然人们把人类最终解决能源问题的希望寄予核聚变能的应用, 但纵观核聚变 40 年的研究发展历程及当前的态势, 一般都预期核聚变能的应用从原理验证、工程开发、工程示范到商业示范, 进而到商业应用还有相当长的过程。因此, 从现在到 21 世纪中叶以后的很长时期内, 所谓核能即指裂变能的利用。

从表 1 中可以看到, 当前商业运行的是依靠燃烧 ^{235}U 的热中子反应堆电站, 而其他几种反应堆仍在实验/开发中。

为使裂变能成为可持续发展, 应解决的关键问题主要有:

(1) 高放废物的最终处置

一座 1 GWe 的轻水堆, 在标准的运行工况下, 年排放的乏燃料重金属总量为 22.5 t, 其中除可经后处理回收的铀、钚同位素总共 22454.8 kg 外, 有总

* 本文系作者在 2000 年 1 月参加“中国广东核电集团技术创新院上行”所作学术报告基础上修改而成的。

表1 核能应用及开发态势

	8500 堆·年
商业运行的核电站(热中子反应堆)	压水堆 73%
	沸水堆 17%
	重水堆 10%
商业运行堆数	434
装机容量	351.2 GWe
建造或计划中的堆数	107
装机容量	91.1 GWe
实验/开发中钠冷快堆(增殖核燃料)	230 堆·年
小型 Pb/Bi 冷快堆(民用动力堆)	80 堆·年
高温气冷实验堆(热中子)	20 堆·年

量约为 34.5 kg 的超铀次量纲系核素(MA)及约 50 kg 的长寿命裂变产物(LLFP)。这几十公斤核废物总量不多,但寿命长,放射性毒性大。假如用稀释排放方法,则稀释因子在 $10^8 \sim 10^{11}$ 之间,它们的最长半衰期可达二百万年。迄今已开发并被认可的处置方式是后处理的高放废液浓缩、固化,经包装后埋入稳定的深地层中,称地质埋藏处置法,经过几十年来的研究与开发,已可对其费用作出估计,但其对生物圈的潜在影响则仍不可预计。

根据核物理研究的成果,如果把这种放射性废物放在中子场中,通过中子核反应使其变为短寿命或稳定核素,在某些情况下,超铀元素可以被裂变而成为附加的“资源”。这种把乏燃料中所含次量纲系核素分离出来,制成元件放入反应堆中子场中引起嬗变(把长寿命裂变产物也作相似处理)的新方法,称分离-嬗变法(P-T),其关键在于开发新型的放化分离流程及创造一个有利于中子诱发嬗变的中子场,以大幅度减少废物量并把绝大多数废物转化为短寿命核素(半衰期小于 300 a)。

(2) 提高资源利用率

从表 2 可以看到,如果把 ^{238}U 转换为 ^{239}Pu ,则铀资源利用率原则上可提高 120 倍,因此充分地把 ^{238}U 转换成 ^{239}Pu 是提高铀资源利用率的唯一途径。

现在工业上正在开展把轻水堆乏燃料中铀、钚回收,再制成 MOX 元件循环利用的研究,这样大体可使铀资源利用率提高一倍。更进一步的技术途径是正在实验/开发中的快中子增殖反应堆,原则上可把铀资源的利用率提高 60 倍。但快中子反应堆的发展要以轻水堆积累的大量 ^{239}Pu 作为初装料(一座 1 GWe 大型快堆的 ^{239}Pu 初装料约为 3000 kg),现在开发的氧化物燃料钠冷快堆

的燃料倍增周期一般为 30 a。因此,需创造具有合适的中子场的反应堆系统,提高增殖效率以达到充分利用铀资源的目的。

表 2 不同资源的能量密度比较

基本数据		核资源的潜力 / GW·a (全世界可采储量 450 万吨天然铀)
60 m ² 阳光·h	1 kW·h	
1 kg 煤	3 kW·h	
1 kg 汽油	4 kW·h	
1 kg 天然铀 (0.7% ²³⁵ U)	5 × 10 ⁴ kW·h	~2.7 × 10 ⁴
1 kg 天然铀 (40% 利用率)	2.9 × 10 ⁶ kW·h	~1.57 × 10 ⁶
1 kg ²³⁹ Pu	6 × 10 ⁴ kW·h	~3.24 × 10 ⁴

(3) 提高核电站的安全性

尽管对核电的安全性的认识在专业人员中已不成问题,但就公众接受度而言,对核电安全必将提出越来越高的要求。新一代的先进压水堆采用的是非能动的安全措施,但如果有合适的技术,使系统具有本征安全性,从根本上杜绝临界事故,用更灵活的手段来改善反应堆的动态性能,则可将核电安全性的问题推向一个新的发展高度。

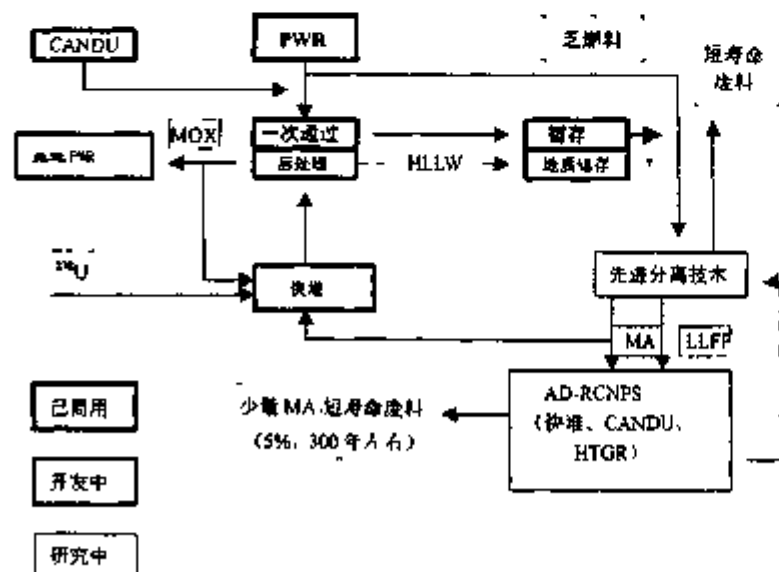


图 1 核电范式示意

我们可以把核电按“已商用”、“开发中”及“研究中”构成范式,概括在图 1 中,为使核电成为可持续发展的能源,核电技术有待创新。

2 在我国部署研究新型核能系统的合理性

随着我国经济的发展,能源供应将成为关键问题,我国以煤为主的传统一次能源结构将遇到资源、环境及运输诸方面的限制而必须改变。合理的解决途径是在大力实施节能的同时,改善一次能源结构及改变能源终端供应方式,在采用煤的洁净燃烧技术以改善环境污染的同时,大幅度地提高一次能源构成中水能及核能的比例和提高电力作为能源终端供应形式的份额。

目前我国核电约占总装机容量的 1%。在“十·五”期间,核电装机将从 2.1 GWe 提高到 8.7 GWe; 预期 2020 年左右,可能达到 20~30 GWe 之间,远期预测表明可能达 120 GWe (如以 2050 年核电装机容量占总电力容量的 10% 计)。我国核电在 21 世纪前期有很大的发展空间。

为使我国核电成为可持续发展的技术选择,必须解决长寿命核废料的最终处理与核资源的有效利用问题。以 2020 年我国核电装机为 25 GWe 为例,到 2050 年这些核电站将总共积累约 25000 t 乏燃料,其中 MA 及 LLFP 分别约为 12.5 t 和 27.6 t。那时,我国将与美、法、日等先进核电国家目前已面临核废料处置问题一样,遇到这一突出的矛盾。如取 2050 年我国将有 120 GWe 核电装机容量,则估计在 50 年寿期运行中,核电将耗费约 1.3×10^6 t 天然铀资源(如仍采用压水堆电站)。这将约占表 2 所示的世界可采贮量的 1/3 弱,这是一个很难设想的数量。我国是一个铀资源并不充裕的国家,因此必须开发一种更有效的核燃料增殖技术途径,把可裂变核 ^{235}U 转换成易裂变核 ^{239}Pu , 以达到充分利用铀资源的目的。

我国正处于核电发展的“早期”阶段,在大力建设如图 1 所示的已商用热中子反应堆电站及作为高技术开发的钠冷快堆的同时,部署研究可兼顾妥善处置核废料及提高核燃料增殖比的新型核能系统——加速器驱动核能系统应是合理的选择。

3 加速器驱动放射性洁净核能系统(AD-RCNPS)简介

图 2 给出 AD-RCNPS 的构成及其与现用常规核电站的匹配,其主体组成部分由中能强流加速器、外源中子产生靶及次临界反应堆构成。

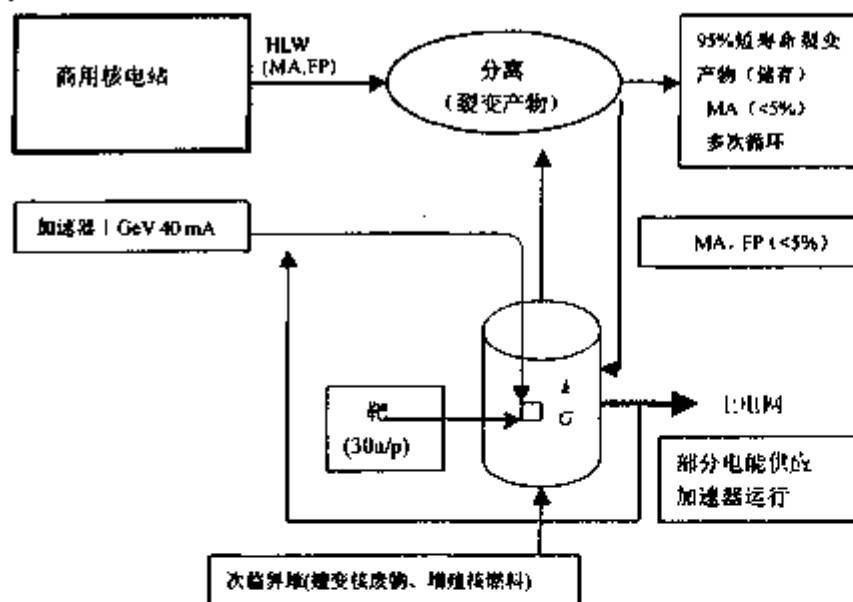


图2 加速器驱动放射性洁净核能系统构成

3.1 原理

加速器驱动次临界反应堆系统的基本概念可归纳为：外源中子 n_0 注入中子倍增因数为 k 的反应堆中，取 $k < 1$ ，中子数将按

$$N_s = n_0(1 + k + k^2 + k^3 + \dots) = \frac{n_0}{1 - k} \quad (1)$$

关系增长。此处 n_0 为每个质子在靶中散裂反应所产生且按每次裂变归一的中子数，其中 $N_s - n_0$ 为由次临界反应堆中裂变提供的中子数，除维持反应堆功率水平所需的中子数与各种吸收及泄漏外，余下的为中子余额。该中子余额可用于嬗变核废料或转换核燃料。

N_k , N_c 分别为外源驱动的次临界堆及临界堆中的中子余额，利用简单的模型可以得出：

$$N_k = N_c + \nu \frac{1 - k}{k} \quad (2)$$

即有外源中子驱动的次临界反应堆内，中子余额比同样条件下的临界堆要高，由外源导致的中子余额增量有利于嬗变核废料或增加核燃料的转换，以

维持次临界堆内易裂变核素储量, 最终达到加深燃耗的目的。根据式 (2), k 值越小, 中子余额的增量越大, 但从产能系统的能量增益角度看, k 值会有下限, 否则达不到产能的目的。式 (1) 中 $N_t - n_0$ 个中子是在次临界堆中由核燃料裂变倍增的, 每个质子将引发

$$N_t = \frac{N_s - n_0}{\nu} = \frac{n_0}{\nu} \frac{k}{1-k} \quad (3)$$

次裂变。次临界反应堆输出的功率 $P = E_f I N_t$, I 为质子束流强度, $E_f = 200 \text{ MeV}$ 为每次裂变释放的能量, 由此可得到系统的能量增益 (反应堆输出功率与加速器束流功率之比)

$$G = \frac{P}{E_p I} = \frac{E_f}{E_p} \frac{n_0}{\nu} \frac{k}{1-k} \quad (4)$$

k 值合理的变化范围为 0.85~0.98 之间。

表 3 给出铀钚燃料循环在不同次临界系统内中子余额的约数。从中可以看到 AD-RCNPS 在合适的 k 值下, 中子余额比临界堆中子余额有很大的提高。例如, 我们知道在热中子堆中 U-Pu 的转换比为 0.6, 因此, 既不能增殖 ^{239}Pu , 也不能使铀钚燃料自持。在 AD-RCNPS 中, 当 $k = 0.85$ 时的转换比为 $0.6 + 0.5 = 1.1$, 原则上可以在反应堆内形成一个自持供应的 ^{239}Pu 库存。在快堆中, 一般讲, 铀钚增殖比为 $0.6 + 0.6 = 1.2$ 水平。在 AD-RCNPS 系统中, 当 $k \approx 0.85$ 时, 此值为 1.75, 则大大提高了增殖比。表 3 所列, 虽是估算的约数, 但从概念上说明了 AD-RCNPS 系统是增加中子余额的新途径。如要处置核废料, 这部分提高的中子余额就可用来嬗变核废料。

从嬗变核废料的角度讲, 除了有更多的中子余额可供调用外, 由于加速器散裂反应产生的中子平均能量可达 10 MeV, 因此可以通过适当的靶元结构、燃料组件组分、慢化 (导热剂) 的选择, 使系统内中子平均能量高于一般快堆, 从而达到更有利于嬗变核废料的目的。

$$\lambda = \lambda_0 + \sigma_R \phi \quad (5)$$

核废料在系统中的衰变率由于中子引起核嬗变 ($\sigma_R \phi$) 而增大。除 $N_t - N_c$ 的增大使 ϕ 中可调用部分增加外, σ_R 是与能量有关的函数。例如 ^{238}U 的裂变阈为 0.8 MeV, ^{237}Np 的裂变阈约 0.6 MeV, 如果使系统内中子的平均能量达 0.7 MeV, 则 ^{238}U , ^{237}Np 及 ^{241}Am 等有阈可裂变核在核系统中都能成为“附加”的“易裂变核”资源, 从而进一步提高资源利用率, 这就是为什么日本把它的计划称为 OMEGA 的原因 (Option of Making Extra Gain from Actinides)。

表3 中子余额比较

			临界堆		AD-RCHPS			
中子倍增因数 k			1		<1			
中子倍增数			∞		$1/(1-k)$			
链式反应			自持		外源驱动			
中子经济学	中子产生数		热堆 2.5	快堆 2.9	热堆 (ν/k)	快堆 (ν/k)		
	中子消耗数	维持链式反应	1	1	1	1		
		寄生吸收	0.6	0.4	0.6	<0.4		
		轴杆转换	0.6	<0.6	0.6	<0.6		
		泄露	0.3	0.3	0.3	0.3		
	中子余额		0	>0.6	$k=0.85$ 0.95 0.98	$G=15$ 50 130	0.5 0.15 0.07	1.15 0.75 0.66
	控制方式		中子吸收剂		调节外源中子强度			

表4 资源利用率及能量输出

	AD-FBR	AD-PHWR (U-Pu)	AD-PHWR (Th-U)
加速器 / GeV/mA	1.6 / 16	1.5 / 45	1.5 / 10
k	0.97 (1.66)	0.82	0.985
输出热功率 / MWt	760 (880)	1500 (2000)	1840 (2000)
能量增益 / G	47.5	22.2	122
燃料 / MWd · t ⁻¹	$10^3 (7 \times 10^3)$	$10^4 (6 \times 10^3)$	$3 \times 10^4 (1 \times 10^4)$
增殖系数	1.37 (1.27)	1.00 (≈ 0.6)	1.01 (≈ 1.00)
倍增周期 / s	12.5 (17.1)		
支持比	2 Gwe/PWR		

注：括号内数字为临界堆相应数值。

3.2 初步计算实例

表4给出了两个初步计算的实例：加速器驱动快中子增殖堆（AD-FBR）^{*}及加速器驱动加压重水堆（AD-PHWR）^{**}。

^{*} AD-FBR的计算由张玉山等完成。

^{**} AD-PHWR的计算由徐晓勤等完成。

AD-FBR 计算中取 ANL 设计的钠冷金属元件模块化快堆, 抽走中心十九盒元件后, 放置束流导管及靶件与靶件冷却系统。AD-PHWR 取 CANDU 型堆, 抽走中心四束含元件加压管, 放置束流导管及靶件, 如表中所示, 在 AD-FBR 情况下, 以降低输出功率 14% 的代价, 换取了燃料倍增周期缩短 1/3, 且同时可以嬗变 2 GWe 压水堆年排放的废物 (如果折换成 1 GWe 功率的 AD-FBR, 则支持比约为 8)。

在 AD-PHWR 情况下, 对于铀钍燃料循环, 在降低 25% 输出功率的情况下, 反应堆可得到自持的核燃料库存, 且燃耗可加深 50%~60%, 而对于钍铀燃料循环, 则在降低 10% 输出功率条件下, 燃料可略有增殖能力, 且燃耗可提高两倍。由于 Th-U 循环中产生的 MA 比 U-Pu 循环低两个数量级, 所以除裂变产物外, 总体上比 U-Pu 循环“更洁净”。这是为什么西欧几个国家对 AD-RCNPS 感兴趣的原因^{*}。近两年来, 甚至决策要停止核能计划的德国核科技界也开始进行这方面的概念研究。

3.3 几点结论

从表 3、表 4 的比较中, 我们可以得到如下几点主要结论:

(1) k 值应选在 0.85~0.98 之间, 当 $k = 0.95$ 时, 则可有 >80% 的电能上网供商用, 但此时燃料增殖能力与废料嬗变能力均相应变低。因此如果一个厂址中放置若干座 AD-RCNPS 构成组合系统, 则可以调节各单元不同的 k 值, 以达到核燃料增殖、核废料嬗变支持比及供电能力最佳的组合。

(2) 次临界堆选取快中子反应堆, 不仅本身产生的次锕系核素比 PWR 的少, 而且具有较高的核燃料增殖能力及嬗变次锕系核素的能力。如果堆内中子平均能量比现在的快中子堆高 250 keV, 达 700 keV, 则次锕系核素可以成为直接被裂变的“易裂变”核资源。

(3) 次临界堆选取加压重水型反应堆, 直接利用天然铀, 可较快地扩大核电装机容量, 虽然它具有嬗变长寿命裂变产物的可能性, 但所产生的核废料与常规 PWR 大体是一样的, 它应与其他系统配合使用。但从远景讲, 它开辟了有效利用钍资源的途径。

3.4 安全性

如取 AD-RCNPS $k < 0.98$, 则具有本征安全性。加速器外中子源维持反应堆内的链式反应, 在切断束流后, 毫秒时段内即可停堆, 因此可以防止任何反应性事故。如果导热剂采取以自然对流 (或部分自然对流) 冷却方式, 则在意外停电事故工况下, 也将大大地降低堆芯熔化 (或部分熔化) 事故的发生几率。

^{*} 在 CERN 的 EET 研究组将 Th-U 燃料循环的加速器核系统称为“能量放大器 (EA)”。

如果导热剂采取 Pb/Bi 共熔体, 则在发生小破口 LOCA 事故时, 具有自封闭的能力, 不致引起堆芯事故。

由于 ^{238}Pu , ^{237}Np , ^{241}Am 的缓发中子份额都比 ^{235}U 小 (β 分别为 0.22%, 0.4% 及 0.13%, 均小于 ^{235}U 的 0.68%), 因此如果在常规的快堆中加入过多的 MA, 把快堆作为“嬗变”炉, 则有效 β 值会进一步降低。从物理上讲, β 值的降低对反应堆的动态性能有不利的影响 (法国利用 CAPRA 快堆嬗变 MA 的研究, 只针对 ^{237}Np , 而对于 ^{241}Am , ^{243}Cm 及 LLFP 等嬗变仍寄希望于 AD-RCNPS^[1]), 而加速器外中子源驱动的次临界系统正可以克服这一缺点。

表 5 不同核反应中产生一个中子的能耗比较

中子源	中子产额	中子能量值 / (MeV/n)
高压倍加速器 400 keV d+T-Ti 靶	4×10^3 n/d	10000
低能强流加速器 35 MeV d+Li (液态)	2.5×10^3 n/d	10000
中能电子直线加速器 100 MeV e+ ^{238}U	5×10^2 n/d	2000
中能质子直线加速器 1000 MeV p+Pb	20 n/p	50
(L = 60 cm, $\phi = 10$ cm)		

3.5 中能强流加速器作为产生外中子源的驱动器

从能量平衡的角度讲, 我们希望产生一个外源中子的能量值最低, 而在系统内, 中子用于转换核燃料与嬗变核废料的效用最高。表 5 列出了现在已知的产生中子核反应的能耗。表 6 给出了两种外源中子驱动系统内中子用途的不同点。这可以看作是加速器驱动次临界反应堆系统的科学合理性的物理基础的最简略表述。

表 6 ADS 及混合堆中子余额用途

中子余额用途	
加速器驱动	聚变反应堆驱动
	产氦 0.6~0.7 nT
转换核燃料	转换核燃料
嬗变核废料	嬗变核废料

4 AD-RCNPS 系统的可行性

加速器驱动核能系统的物理基础是: 核物理基础研究所积累的对核反应规律的认识; 技术基础是几十年来对反应堆物理及技术研究开发的成就; 中能强流加速器近 30 年来运行与研究的成果和放射化学流程的多途径研究成果。因此它有坚实的基础。同时它又是在原有基础上对新的核反应规律、堆物理、加速器物理及反应堆工程与加速器工程的新原理等综合应用的创新和发展。

(I) 30~100 mA 量级强流中能加速器的现实性

在美国 LANL 已有一台 800 MeV/1 mA 的直线加速器 (LAMPF) 运行了

近 30 年。在该加速器上的束流动力学研究已取得了实质性进展,对束流不稳定性的了解已达到可作定性模拟的程度。根据它的经验及近若干年来低能段演示性实验的结果,表明建设 1 GeV/40 mA 的直线型加速器,在当前物理限制及技术条件下是可以达到的。欧洲的个别研究组认为采用多级回旋加速器组合有可能达到 1 GeV/10 mA 的水平,但其技术开发程度不如直线型加速器深入。

(2) 高功率次临界堆的中子通量、功率水平与已开发的(或商业应用的)同型临界堆大体相当,我们上述所举的两个实例,是在有相当研究开发深度的实验型反应堆(快堆)或已商用的电站堆(CANDU)的基础上做的,所有参数都在现有技术允许的范围内。

(3) 外中子源靶上的热负载是相当高的,但 Pb/Bi 熔融靶技术的引进,有可能解决问题。

综上所述,从总体上讲 AD-RCNPS(国外文献上通称 ADS)系统在技术上是可行的。

5 ADS 研究的问题及态势

ADS 综合利用 20 世纪核科学、技术的多方面成果和依托核工业已有的基础,因此有技术上的可能性。在结构上,加速器、靶和次临界堆相对独立,耦合比较简单,易于检修。中能强流质子加速器方面主要的物理问题与技术困难清楚,解决的技术途径也清楚,没有不可克服的困难。次临界系统可采用成熟的堆型。中子产生靶方面也有一定的技术积累和相当的经验。

AD-RCNPS 的研究除应深入进行物理基础研究,如有外源驱动的次临界堆物理,相关的核物理基础及强流加速器物理外,还应开发适应核废物“减量”并“减容”相关的新的放化流程的研究。当然还有材料科学的若干问题。因此是对核科学技术综合性的创新。

当前,国际上除对 ADS 系统进行物理基础研究外,还利用已有加速器的有关经验及数据,对这一系统开展工程上的可靠性(R)、可使用性(A)、可维修性(M)、可监测性(I)(简称 RAMI)分析、研究。这四个要求中,可靠性 R 是核心。

研究系统的 RAMI 有两方面的作用:在技术层面上将确定科学与技术研究、发展的重点,推进系统经济及安全性的研究;在社会影响层面上,将为管理规程的确定及政府发放许可证提供依据,同时也将影响公众的接受度^[1]。

ADS 的可靠性主要决定于高功率质子加速器(HPPA)运行的稳定性。HPPA 不稳定性表现为加速器的“失束”现象,其主要原因在于离子源及加速结构的射频系统事故。离子源事故主要来自高压打火,失束时间一般小于一秒,可

自动恢复；射频系统事故引起的失束在 5 分钟以上者，需人工介入。

HPPA 失束对次临界堆的影响有两方面：一是由于堆内中子学行为改变引起堆功率的变化，其时间常数为秒级；二是由于功率骤变引起受外源中子直接（或贴近）影响的材料的温度变化，引起热应力，导致材料疲劳与蠕变而影响寿命。这些材料包括束窗、核燃料包壳及处于反应堆高温区的上部结构等。前者的时间常数略大于堆功率变化的时间常数，后者的时间常数与反应堆导热剂（或冷却剂）性能有关。

国际社会初步分析的结论认为把 HPPA 的事故概率降低一个数量级是完全可以做到的；经过努力降低两个数量级，则大体可与现在商业运行的压水堆核电站的非计划停堆概率相当。因此，ADS 有可能成为构成具有合理 RAMI 的工程系统。图 3 表示一个可能的工程系统构成。这种构成不仅提高了系统的运行可靠性，也兼顾了产能、转换核燃料与嬗变核废料不同的目的。

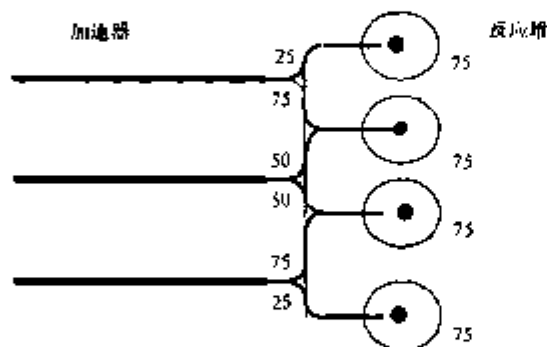


图 3 AD-RCNPS 工程系统构成

除对 HPPA 的研究开发外，法国与俄罗斯利用其快临界装置，开展外源驱动的次临界堆内中子学研究。所用外源分别有静态的 ^{252}Cf 源及脉冲 14 MeV 中子源，法国的研究工作是在 MASURCA 上做的，称 MUSE。

加速器驱动放射性洁净核能系统是一种具有良好资源效益、安全效益、环境效益的新型核能系统。20 世纪 80 年代末至 90 年代初，对加速器驱动次临界堆的研究逐渐形成国际热点。美、法、俄、日、西欧、韩国等均强化了对加速器驱动核能系统的研究与某些有关技术的开发。近年来，还制定了建设不同规模的原理验证（或技术集成）装置的十年研究、开发计划，如表 7 所示。

我国研究者提出的第一阶段计划分两步走。第一步，2000~2004 年的研究目标是：对 ADS 这一可持续发展核能的新技术路线进行物理和技术基础研

表7 加速器驱动核能系统研究的当前国际动态举例

国别	计划名称	目标及计划内容	预期进度	
美国	APT计划	加速器产氚 ●建造 1.5 GeV/100 mA 加速器	2000年	建成10 MeV/100 mA LEDA (氚能示范加速器)
			2005年	把LEDA的经验转移给 ATW用加速器的示范试验
	ATW	嬗变核废料 ●设计 1 GeV/40 mA 加速器 ●系统研究 中子学、核设计、低功率 (1 MW) Pb/Bi 靶及回路、kg 级电化学 后处理流程模拟	2005年	小范加速器部件研究 小范用快堆预研及设计
			2009年	完成示范装置用的加速器 设计及快堆设计、燃料组件研究
			2015年	30 MWt 全量程缩小
			2025年	840 MWt 全尺寸缩小
日本	OMEGA计划	NSP计划嬗变核废料 及其它综合利用研究 ●加速器 1.7 GeV/5.3 mA	2000年	部件研究、注入器预研
			2005年	1.7 GeV/1.5 mA
			2010年	1.7 GeV/5.3 mA
			2015年	30 MWt 实验系统
		●系统研究 核设计、核反应截面、 靶及靶工、铀系化学	2020年	60 MWt 实验系统
			2025年	300 MWt 小范系统
			2030年	800 MWt 商用系统
西欧、法国、西班牙、意大利等	EA计划	核能开发、铀资源利用 1 加速器 二级回旋1 GeV/6 mA 直线加速器1 GeV/30 mA		
		2 系统 核设计、系统分析、零 功率实验、材料模拟研 究	2000年	概念研究、零功率实验、 窗材料模拟
			十年计划	EA 250, 250 MWt 实验系统
韩国	KOMAC HYPER	1 嬗变核废料 2 核能后续选择 3 多用途科学装置	2007年	建成1 GeV/10 mA KOMAC
			2015年	建成15 MWt 试验装置

究,完成系统总体概念研究并优选出符合我国国情的裂变能可持续发展的系统和开展若干重要部件的预研,对该系统所涉及的物理过程进行分解式研究,例如在脉冲外源驱动的零功率堆上验证中子学行为,在强流质子加速器注入段上验证强流束物理问题等,为进一步进行总体集成研究奠定科学基础。第二步(到2010年),我们希望建设以中国原子能科学研究院的池式反应堆为核心,配以150 MeV/3~5 mA 加速器驱动的“原理验证”装置(如图4所示),用以对系统原理进行总体验证及综合利用。这将为进一步研究与开发奠定技术基础。

我们的十年计划设想,比较符合我国的实际情况,且每阶段的成果都有明确的物理目标和应用前景,都能有所“回报”,因此投资风险较小。

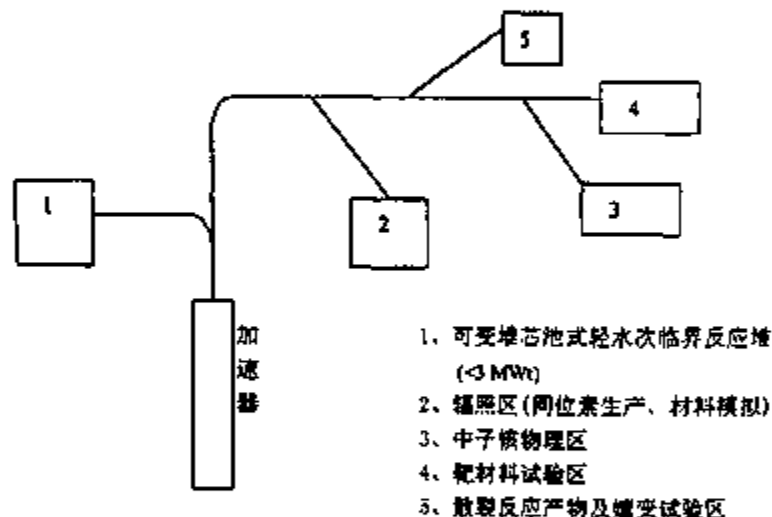


图4 原理验证装置概念图

6 结 语

新的物理概念的引进,往往会导致科学、技术上的变革,但其实用化必须经过概念研究、原理验证、技术验证、集成示范等相当长的阶段。在这个阶段中,工业界的支持(至少舆论上的支持)是十分重要的。表7中,国外的一些计划现已有工业界的参与,如法国的法马通公司参加了EA-250的技术(概念)设计;日本的三菱公司与美国的西屋公司已合作开始了次临界堆中子学的研究和“标准”程序开发等。

我们期望我国在核能事业的起步阶段,即能开始关注二三十年后将面对的问题,共同努力使我国的核能成为我国能源构成中重要的、可持续发展的、不可或缺的部分。

参 考 文 献

- 1 法、意、西班牙专家技术工作组. 加速器驱动次临界系统内部报告. 附录 9.1 节. 1998 年 10 月 12 日
- 2 OECD/NEA 组织. “高功率质子加速器应用及其对 ADS 的影响”会议文集. 1998 年 11 月及 1999 年 11 月

A New Option for Exploitation of Future Nuclear Energy ——Accelerator Driven Radioactive Clean Nuclear Power System

DING Dazhao

China Institute of Atomic Energy, Beijing, 102413

Abstract: Nuclear energy is an effective, clean and safe energy resource. But some shortages of the nuclear energy system presently commercial available obstruct further development of the nuclear energy by heavy nuclear fission. Those are final disposal of the high level radioactive waste, inefficient use of the uranium resource and safety issue of the system. Innovative technical option is seeking for by the nuclear scientific community in recent ten years in aiming to overcome these obstacles, namely, accelerator driven sub-critical system (ADS). This hybrid system may bridge over the gap between presently commercial available nuclear power system and the full exploitation of the fusion energy. The basic principle of ADS is described and its capability in waste transmutation, conversion of the nuclear fuel are demonstrated by two examples—AD-fast reactor and AD-heavy water thermal reactor. The feasibility of ADS and some projects in US, Japan, etc are briefly discussed. The rationale in promoting the R&D of ADS in China is emphasized as China is at the beginning stage of its ambitious project in construction of the nuclear power.

Key words: accelerator driven sub-critical system (ADS), radioactive waste transmutation, nuclear fuel breeding