

УДК 621.039.4

ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЕ ПЕРСПЕКТИВЫ ТЕРМОЯДЕРНОГО СИНТЕЗА*Бландинский В.Ю., Давиденко В.Д., Зинченко А.С., Моряков А.В., Родионова Е.В.,**Чукбар Б.К., Цибульский В.Ф. (НИЦ «Курчатовский ин-т», г. Москва)*

e-mail: tsibulskiy_vf@nrcki.ru

В настоящее время в оценках пути развития ядерной энергетики происходят значительные изменения уже казалось бы устоявшихся положений. Двухкомпонентная концепция развития ядерной энергетики, в которой согласованно работают быстрые и тепловые реакторы деления, подвергается пересмотру. Ранее предполагалось, что структурное развитие на начальном этапе будет основываться на наращивании мощностей за счет тепловых реакторов, затем появятся быстрые с высоким коэффициентом воспроизводства $\sim 1,5$ и более. Это позволит при нарастающем дефиците природного урана организовать замкнутый топливный цикл с эффективной переработкой облученного топлива и удовлетворить потребность в делящихся изотопах путем их наработки в быстрых реакторах. Предполагалось, что в системе доля тепловых реакторов будет составлять примерно 60%, быстрых — около 40%. Тепловые реакторы примут на себя неудобства работы в энергетической системе — адаптированный к требованиям потребителя мощностной ряд, переменный график нагрузки, обеспечение неэлектрических потребностей системы и др. Быстрые реакторы будут преимущественно в базисе и производить топливо из сырьевых изотопов для себя и тепловых реакторов.

Современные тенденции. Тяжелые аварии на АЭС привели к необходимости существенно ужесточить требования к безопасности. По этой причине в проекты быстрых реакторов, ориентированных на интенсивную наработку топлива, были внесены значительные коррективы, и новые концептуальные разработки быстрых реакторов уже рассматриваются с коэффициентом воспроизводства, близким к 1, с невысокой энергонапряженностью активной зоны. Новая концепция развития ядерной энергетики предполагает в перспективе отказ от тепловых реакторов, фактически замену тепловых реакторов быстрыми. Предлагаемое направление развития ядерной энергетики может не реализоваться, и концепция доминирования быстрых реакторов окажется ошибочной. Такая позиция во многом

обоснована. Имеющиеся альтернативы свидетельствуют о вариантах развития ядерной энергетической системы в существенно более привлекательной конфигурации.

Наиболее заметные системные недостатки организации ядерной энергетики преимущественно на основе быстрых реакторов очевидны. Даже если предположить, что быстрый реактор не имеет недостатков, есть неустранимые системные трудности.

1. Основная часть вновь наработанного делящегося изотопа (плутония) в быстрых реакторах будет содержаться в активной зоне, там же будет производиться энергия и образовываться основное количество радиоактивных продуктов деления. Это высокоактивное топливо следует быстро подвергнуть химической переработке. При переработке радиоактивные изотопы будут высвобождены из облученного топлива. Большое количество радионуклидов покинут герметичный твэл и распределятся по рабочему помещению. Несмотря на то что радиоактивность будут стараться удерживать под контролем, именно она обусловит основной риск потенциальных инцидентов по разным причинам — от человеческого фактора до спланированных диверсий.

2. Быстрые реакторы должны будут заменить собой тепловые почти полностью. Поскольку нужного прототипа быстрых реакторов нет, замена будет происходить постепенно, не ранее середины XXI в. и продлится не менее двух веков [1]. За это время может быть создан и реализован более привлекательный профиль атомной отрасли. И усилия по созданию идеального быстрого реактора окажутся напрасными.

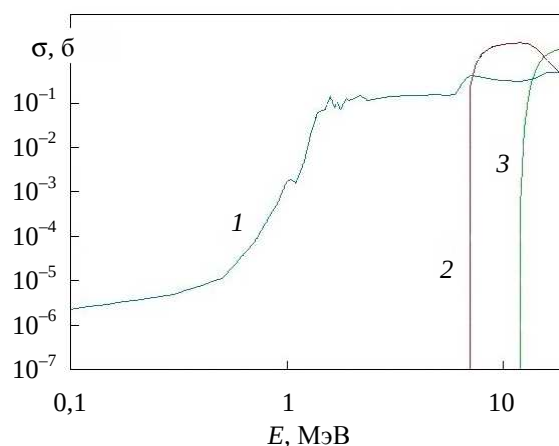
3. Многократное рециклирование плутония приведет к образованию значительного количества трансурановых элементов и потребует их уничтожения. Необходимо будет организовать еще и трансмутацию этих изотопов, процесс с большим риском аварии, также способной привести к значительному радиоактивному загрязнению окружающей среды.

Термоядерная энергетика. Альтернативой варианту доминирования быстрых реакторов может служить ядерная энергетическая система на основе реакторов синтеза и деления. Предложения по использованию термоядерных реакторов в структуре ядерной энергетики, обеспечивающих существенное повышение нейтронного потенциала системы, были высказаны еще И.В. Курчатовым [2]. Позже появилась концепция гибридного термоядерного реактора, в blankets которого нарабатывается новый делящийся изотоп и производится энергия [3]. В последние годы развитие этой концепции продолжилось [4]. В новом варианте ядерной системы предполагается, что реакторы синтеза (термоядерные реакторы) работают в целях производства ядерного топлива из сырьевых изотопов для реакторов деления, реакторы деления, как и сейчас, производят энергию.

Вывод [5] о невозможности термоядерного синтеза как масштабной энергетической технологии несправедлив, если рассматривается объединенная система, в которой ядерные энергетические технологии (синтез и деление) дополняют одна другую и обеспечивают эффективное выполнение функций.

Создание ядерной энергетической системы с реакторами деления и синтеза наиболее предпочтительно в рамках ториевого топливного цикла. В этом случае доля термоядерных реакторов в системе будет минимальна (менее 10%), искусственный делящийся изотоп ^{233}U , полученный из сырьевого изотопа ^{232}Th , — наилучший вариант для тепловых реакторов. В объединенной ядерной системе проблемы трансурановых элементов просто не будет. Количество нарабатываемых в системе Np , Am , Cm и др. будет пренебрежимо мало. Такая система будет иметь топливный цикл, в котором риск радиоактивного загрязнения окружающей среды будет наименьший.

Критерием реализации этой концепции является нейтронный баланс. Ядерная реакция, на которой будет основано образование нейтронов в термоядерном реакторе, — реакция синтеза трития и дейтерия $\text{D} + \text{T} \rightarrow \text{He} + n + 17,6 \text{ МэВ}$. В результате этой реакции образуется нейтрон энергией 14,1 МэВ и α -частица энергией 3,5 МэВ, которая будет разогревать плазму. Нейтрон большой энергией, пролетев через стенку вакуумной камеры, попадает в blanket



Микросечения размножения нейтронов ^{232}Th по реакции $(n, \text{fission})$ (1), $(n, 2n)$ (2), $(n, 3n)$ (3) при 300 К в библиотеке JENDL-4.0

термоядерного реактора, в котором происходит его размножение. При захвате сырьевым изотопом образуется новый делящийся изотоп. Размножение нейтрона происходит в результате реакций $(n, 2n)$, $(n, 3n)$ и $(n, \text{fission})$ — реакция деления тяжелых ядер (в данном случае сырьевого изотопа). Все эти реакции имеют пороговый характер (см. рисунок). Для максимального повышения числа нейтронов важно, чтобы в составе топливной композиции blanket было минимальное число легких ядер и поглотителей нейтронов.

Для оценки потенциала образования новых делящихся изотопов в термоядерном реакторе выполнена серия расчетов для разных вариантов топливных композиций blanket с торием в качестве сырьевого изотопа. Расчеты выполнены с помощью разных программ и библиотек ядерных данных — программы MCU [6] с библиотекой ENDF/BVI.8, MCNP [7] с библиотекой ENDF/BVII.2, LUCKY [8] с групповой библиотекой. В таблице приведены результаты расчетов захвата нейтронов на ^{232}Th в расчете на один нейтрон источника для топливной композиции с указанным соотношением ядерной концентрации изотопов. В некоторых вариантах предполагалось, что указанное соотношение изотопов не химическое соединение, в нем некоторое количество тория размещивалось с соответствующим количеством нужного изотопа. В последней колонке приведены значения, характеризующие размножение нейтронов за счет реакции деления сырьевого изотопа. В групповой программе LUCKY матрицы сечений для реакций $(n, 2n)$ и $(n, 3n)$ интегрированы с сечениями не-

**Размножение нейтронов энергией $E = 14,1$ МэВ
в бланкете гибридного термоядерного реактора
с ториевой топливной композицией**

Состав бланкета	Вычислительные программы	^{232}Th (n, γ)	^{232}Th (n, xn)	^{232}Th ($n, \text{fission}$)
^{232}Th	MCNP	2,53	1,06	0,47
	MCU	2,62	1,11	0,51
	LUCKY	2,47	—	0,61
$^{232}\text{Th}^{16}\text{O}_2$	MCNP	1,89	0,69	0,31
	MCU	1,92	0,71	0,21
	LUCKY	1,97	—	0,41
$^{232}\text{Th}^{19}\text{F}_4$	MCNP	1,66	0,51	0,23
	MCU	1,65	0,52	0,2
	LUCKY	1,71	—	0,29
$^{232}\text{Th}^{32}\text{Si}_2$	MCNP	1,65	0,6	0,27
	MCU	—	—	—
	LUCKY	1,84	—	0,34
$^{232}\text{Th}^{12}\text{C}_{2,56}$	MCNP	1,98	0,71	0,32
	MCU	2	0,52	0,42
	LUCKY	1,98	—	0,41
$^{232}\text{Th}^{12}\text{C}_{1,28}$	MCNP	2,2	0,85	0,38
	MCU	2,25	0,88	0,38
	LUCKY	2,18	—	0,49
$^{232}\text{Th}^{12}\text{C}_{0,51}$	MCNP	2,41	0,98	0,44
	MCU	2,45	1	0,42
	LUCKY	2,34	—	0,56

упругого рассеяния. Это не позволяет определить скорость этих реакций отдельно.

В целом расчетные данные согласуются между собой, что дает основание рассчитывать на эффективное размножение нейтронов энергией 14,1 МэВ в бланкете гибридного реактора. Представленные в таблице результаты вычислений показывают теоретический потенциал размножения таких нейтронов. В бесконечной среде из тория он равен $\sim 2,6$, т.е. один нейтрон размножается за счет реакций ($n, 2n$) и ($n, 3n$) примерно в 2 раза и за счет деления ^{232}Th в 1,5 раза. Расчеты по разным программам и с разными библиотеками отличаются примерно на 10%. Указанные различия обусловлены использованием разных библиотек ядерных данных.

С учетом указанной погрешности представленные результаты могут служить консервативным ориентиром для оценки параметров воспроизводства делящихся изотопов в бланкете термоядерного реактора. Определяющим фактором, который снижает размножающую способность бланкета, является наличие в нем лег-

ких рассеивающих изотопов, в том числе ^{16}O , ^{19}F , имеющих еще и реакцию неупругого рассеяния нейтронов при высокой энергии. Расчеты указывают на перспективное использование ^{12}C для изготовления оболочек топливных элементов, заполняющих бланкет. Использование графита можно рассматривать в качестве одного из вариантов конструктивного решения. Даже в том варианте, когда ядер углерода больше тория в 2,5 раза, коэффициент размножения нейтронов близок к 2. Это означает, что при правильной организации нейтронного баланса в бланкете можно получить одно ядро нового делящегося изотопа ^{233}U и одно ядро трития.

Конечно, на практике будут потери нейтронов и для их компенсации потребуются дополнительные нейтроны. Такие нейтроны можно получить разными способами. Например, можно часть трития, который необходим для реакции синтеза, производить в активной зоне реактора деления. Потенциал такого способа пополнения нейтронами высок. В реакторах деления на тепловых нейтронах для топливного цикла с ^{233}U коэффициент воспроизводства равен примерно 0,8, т.е. на одно сожженное ядро ^{233}U можно получить 0,8 ядра трития. Это с избытком покрывает все потери нейтронов. Можно уменьшить содержание углерода в бланкете термоядерного реактора, т.е. сделать оболочку топливного элемента тоньше. Потенциал этого предложения — 0,2—0,3 дополнительных нейтрона. Еще один путь — допустить небольшое деление накопленного в бланкете ^{233}U . Разумный потенциал этого варианта, который не приведет к значимому увеличению продуктов деления тяжелых ядер в бланкете, составляет более 0,5 нейтрона.

Заключение. Важность эффективного размножения нейтронов в бланкете гибридного реактора тем более высока, что позволяет отказаться от переработки облученного топлива реакторов деления. Нейтронов в системе будет достаточно, чтобы скомпенсировать убыль делящихся изотопов при производстве энергии в реакторах деления их наработкой из сырьевого изотопа в бланкете термоядерного реактора.

Извлечение вновь наработанного ^{233}U из топливной композиции бланкета будет сопровождаться снижением радиоактивности примерно в 100—1000 раз по сравнению с вариантом выделения делящихся изотопов из отработавшего топлива реакторов деления. Это

обеспечит минимальный риск радиоактивного загрязнения окружающей среды.

Опираясь на расчеты, можно оценить долю гибридных термоядерных реакторов — менее 10% тепловой мощности системы, следовательно, и экономическое обременение всей системы будет невелико даже в случае, если они будут дороже реакторов деления.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Андрианова Е.А., Цибульский В.Ф. Быстрые реакторы с умеренным воспроизводством и структура ядерной энергетики. — Атомная энергия, 2018, т. 125, вып. 2, с. 71—74.
2. Курчатов И.В. О возможности создания магнитных термоядерных реакторов. — В сб.: Собрание научных трудов. М.: Наука, 2012, т. 5, с. 78—81.
3. Велихов Е.П., Глухих В.А., Гурьев В.В. и др. Гибридный термоядерный реактор-токамак для произ-

водства делящегося топлива и электроэнергии. — Атомная энергия, 1978, т. 45, вып. 1, с. 3—8.

4. Велихов Е.П., Ковальчук М.В., Ильгисонис В.И. и др. Эволюционное развитие атомной энергетики в направлении крупномасштабной ядерной энергетической системы с реакторами деления и синтеза. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Термоядерный синтез, 2017, т. 12, вып. 3, с. 9—18.
5. Орлов В.В., Пономарев Л.И. Ядерные проблемы термоядерной энергетики. — Атомная энергия, 2018, т. 124, вып. 2, с. 105—111.
6. Алексеев Н.И., Большагин С.Н., Гомин Е.А. и др. Статус MCU-5. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2011, вып. 4, с. 4—8.
7. MCNP — a General Monte Carlo N-Particle Transport Code. Vers. 5. X-5 Monte Carlo Team. LA-UR-03-1987.
8. Моряков А.В. Программа LUCKY. Решение уравнения переноса нейтронов и гамма-излучения с использованием параллельных технологий. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Физика ядерных реакторов, 2010, вып. 4, с. 18—29.

Поступила в Редакцию 13.12.18

УДК 621.039.56

КИНЕТИКА ИМПУЛЬСНОГО БУСТЕРА С ИНЖЕКЦИЕЙ ПРОТОНОВ

Пепельшев Ю.Н., Попов А.К., Сумхуу Д. (ОИЯИ, г. Дубна, Московская обл.)

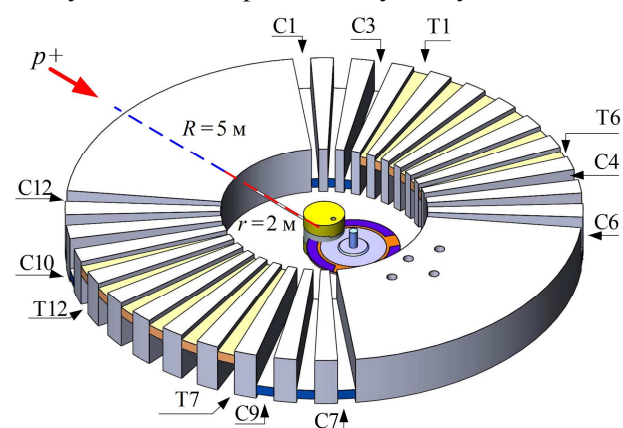
e-mail: pepel@jinr.ru

В качестве импульсных источников нейтронов, управляемых ускорителями заряженных частиц, в основном используются неразмножающие мишени из неделящегося материала [1]. Плотность потока на поверхности нейтронного источника многократно усиливается при использовании неразмножающей мишени в размножающей среде (среде из делящегося материала). Такой источник малой мощности с ускорителем электронов многие годы работал в ОИЯИ [2]. Использование в качестве инжектора ускорителя протонов, а не электронов позволяет получить более высокий выход нейтронов. Импульсный источник такого типа с размножающей подкритической сборкой (импульсный бустер) на основе плутония с мишенью из вольфрама предлагается рассмотреть взамен ИБР-2М после его останова [3]. В связи с этим практический интерес представляет анализ кинетики импульсного бустера, управляемого пучком ускоренных до высокой энергии (сотни МэВ) протонов. Особенно важны расчет импульсных характеристик активной зоны, параметров модулятора реактивности и обоснование базового уровня подкритичности.

Модель кинетики импульсного бустера.

В качестве примера импульсного бустера рассмотрим высокопоточный импульсный источник, предлагаемый как вариант для замены ИБР-2М (рис. 1, 2).

Активная зона источника с топливом из диоксида плутония разделена на две части, между которыми размещен вращающийся диск, выполняющий функцию мишени для протонного пучка и одновременно модулятора реактивности для уменьшения фона между импульсами. Ось



Р и с. 1. Общий вид импульсного бустера с инжекцией протонов на внутреннюю вольфрамовую мишень