

УДК 621.039.6

СОВРЕМЕННЫЙ ВЗГЛЯД НА ГИБРИДНЫЙ ТЕРМОЯДЕРНЫЙ РЕАКТОР

*Б.В. Кутеев, В.И. Хрипунов (ИЯС РНЦ «Курчатовский институт»,
Россия, 123182 Москва, пл. Академика Курчатова, д. 1)*

Наиболее очевидное полезное использование термоядерных нейтронов состоит в получении с их помощью высокопотенциального тепла и электроэнергии. Гибридные системы синтеза и деления открывают дополнительные возможности по наработке большого количества ядерного топлива для последующего использования в обычных ядерных реакторах, по трансмутации радиоактивных отходов в стабильные или короткоживущие изотопы и др. Такой, ставший уже традиционным подход к термоядерным системам предполагает создание реакторов-токамаков большой единичной мощности, работающих в базовом режиме для производства электроэнергии, наработки ядерного топлива или переработки отходов. Современный взгляд на гибридные системы сформировался в результате разработки проектов ускорительных и термоядерных источников нейтронов. Его суть состоит в том, что зона термоядерной реакции рассматривается как источник («генератор») термоядерных нейтронов, управляющий цепной ядерной реакцией в подкритическом blankets или активной зоне деления, в которых происходит размножение («усиление») нейтронов и энергии. В настоящей работе с указанных позиций обсуждаются специфические особенности кинетики нейтронов слабо подкритических гибридных систем и возможные области их коммерческого применения. Представляется, что благодаря снижению требований к плазмозфизической части, нейтронным свойствам подкритической части и ожидаемой повышенной безопасности такие системы могут быть реализованы в ближайшем будущем на основе уже существующих ядерных технологий, что будет способствовать внедрению термоядерного синтеза в ядерную энергетику.

Ключевые слова: гибридные системы синтеза и деления, подкритический blankets, производство энергии и топлива, трансмутация.

CURRENT VIEW ON THE HYBRID FUSION REACTOR. B.V. KUTEEV, V.I. KHRIPUNOV. The most common utilization capability of neutrons generated with a fusion plasma is to create high-grade heat and electrical power. In addition, there are many other applications that may effectively use fusion neutrons in the so-called fusion-fission hybrid systems: to breed plenty of fissile fuels in a fissionable blanket for use in complementary fission plants; to transmute fission nuclear wastes to stable elements or short-lived isotopes and others. In principle, this traditional approach would be ideally suited to a large tokamak fusion power plant, providing baseload electrical power generation for a large utility or an additional fuel for a park of nuclear power plants. The current view on the hybrids was evolved in the process of accelerator and fusion driven system development. According to this view a fusion system core may be considered as a source (or «generator») of high energy neutrons that controls the chain fission reactions in a subcritical fission blanket or core as a multiplier (or «amplifier») of neutrons and energy. Specific nuclear features and neutron kinetics in fusion-driven systems of a low subcriticality, their possible applications and commercial potential are considered in the paper. Due to a good neutron performance, enhanced safety and easing requirements to the relatively easy-achieved plasma parameters, they are seem to be realizable based mainly on the well-developed power fission reactor technologies, promoting in that way an early inclusion of fusion in the nuclear power industry.

Key words: fusion-fission hybrid systems, subcritical blanket, energy and fuel production, transmutation.

ВВЕДЕНИЕ

Гибридные термоядерные реакторы (ГТР), в которых энергия и делящиеся материалы производятся за счет одновременно протекающих в них термоядерных и ядерных реакций, активно обсуждались практически с момента начала работ по термоядерным системам различного назначения в середине прошлого века. Одновременно анализировались возможности производства энергии и наработки ядерного топлива с использованием генераторов нейтронов на основе ускорителей заряженных частиц, в которых рождение нейтронов происходит в реакциях деления и глубокого расщепления при взаимодействии с тяжелыми элементами ионов водорода с энергией около 1 ГэВ.

Детальный анализ ГТР был выполнен в 70-е годы прошлого столетия. Наиболее полно воззрение международного сообщества того времени на ГТР отражено в сборнике [1]. Традиционно на плазменную часть ГТР возлагалась задача производства максимально возможного количества термоядерных нейтронов. Нейтроны высокой энергии, рождающиеся в реакции D+T, должны были в глубоко подкритическом гибридном blankets ($k_{эф} \ll 1$), содержащем сырьевой изотоп ^{238}U , размножиться в 4—5 раз и произвести энергию ~200 МэВ на одно деление ядра урана. С учетом затрат чуть более одного нейтрона, необходимого для воспроизводства трития, в гибридном blankets предполагалось наработать также 3—4 ядра плутония на один исходный термоядерный нейтрон. Отсюда следовало, что главная роль гибридного реактора в глобальной энергетике должна состоять в максимально возможной наработке делящихся изотопов для последующего эффективного их использования в качестве искусственного топлива в промышленных ядерных реакторах.

Со стороны российских исследователей наибольший вклад в разработку этого направления внесли коллективы И.Н. Головина и В.В. Орлова [2, 3]. На основе развитых в России представлений был предложен проект гибридного термоядерного реактора-токамака (ГТРТ) [4] и эскизный проект опытного термоядерного

реактора ОТР [5]. При проектировании ОТР были использованы знания, полученные и обобщенные при разработке другого проекта так называемого «чистого» термоядерного реактора ИНТОР, выпущенного международным сообществом под руководством S. Mori, W.M. Stacey Jr., Б.Б. Кадомцева и G. Grieger'a [6].

Работы данного периода, показавшие потенциальные перспективы далеких от критичности гибридных реакторов-токамаков для промышленного производства энергии и топлива, практически исключали применение для этих целей ускорителей субгигаваттного уровня мощности, предполагавшегося в [7]. Указанное положение сохранялось до середины 1990-х годов.

К сожалению, вследствие повышенного внимания (прежде всего в США) к проблеме нераспространения материалов и технологий, пригодных для создания ядерного оружия, а также после тяжелых аварий на атомных электростанциях, включая крупнейшую из них в Чернобыле в 1986 г., «токамачное» сообщество утратило интерес к гибридным системам. Научные разработки ГТР на долгие годы были практически закрыты. (Это утверждение не относится к Китаю, в котором работы по ГТР, начатые профессором Чу, продолжают и по сей день [8].)

Интенсивные исследования были сосредоточены на «чистом» термоядерном реакторе-токамаке без делящихся материалов. Успехи последних десятилетий в экспериментальной демонстрации на установках TFTR и JET [9, 10] реакции синтеза мощностью ~ 16 МВт в течение нескольких секунд предопределили успешное развитие проекта международного экспериментального реактора-токамака ИТЭР [11] с термоядерной мощностью 500 МВт и позволили в 2006 г. приступить к его сооружению. Основной целью создания ИТЭР является демонстрация возможности длительной реакции синтеза в дейтерий-тритиевой плазме, в которой доля мощности за счёт внутреннего нагрева альфа-частицами сопоставима или примерно в два раза превышает вводимую извне мощность. На языке специалистов по ядерным реакторам такой режим можно называть «подкритическим» (формулировка И.Н. Головина), поскольку скорость термоядерных реакций определяется внешним источником нагрева в отличие от гораздо более трудно достижимого стационарного режима с «зажиганием», не требующего дополнительного нагрева плазмы, что по своей физической сути аналогично достижению критического состояния ядерного реактора.

Привлекательными особенностями «чистых» ТЯР являются отсутствие проблемы, связанной с нераспространением ядерных материалов, и заметно меньшее количество радионуклидов, образующихся в процессе получения энергии. Последнее возможно при условии успешной разработки и использовании малоактивируемых конструкционных материалов, таких, как ферритные стали и ванадиевые сплавы, которые характеризуются относительно более коротким периодом времени, необходимым для дезактивации, и быстрым распадом радионуклидов в естественных условиях.

Несмотря на огромный прогресс в области разработки «чистых» систем, исследования последних лет объективно свидетельствуют о том, что они всё ещё остаются на уровне НИОКР. Для промышленного применения «чистого» термоядерного синтеза необходимо дополнительно разработать, экспериментально продемонстрировать работоспособность и эффективность и развить в необходимых масштабах следующие принципиальные типы конструкций и технологий:

— технологию создания и поддержания плазмы с доминирующим внутренним термоядерным нагревом;

— технологию управления параметрами плазмы в пристеночной зоне и в зоне дивертора, гарантирующую длительную работу (>30 лет) в условиях ограниченного и кратковременного дистанционного обслуживания;

— технологию создания материалов для первой стенки плазменной камеры токамака, способных выдерживать эффективные нейтронные нагрузки до $3\text{--}5$ МВт/м² и радиационные повреждения до 200 смещений на атом (сна), устойчивых к газообразованию в результате реакций с энергичными нейтронами и коррозионно-совместимых с высокотемпературными теплоносителями.

Несомненно, в долгосрочной перспективе активная работа над указанными проблемами имеет хорошие шансы на успех.

Однако ясное осознание необходимости продолжения научно-исследовательской и конструкторско-технологической стадии для систем «чистого» термоядерного синтеза, а также отсутствие обоснованных технических решений указанных проблем в ближней перспективе и стремление к ускоренному использо-

ванию токамаков для промышленного производства электроэнергии привели к ревизии отношения к гибридным системам. На возврат интереса к ГТР было указано П. Ребю [12] и Е.П. Велиховым [13] в 2006 г.

В отличие от «токамачного» сообщества, занятого проблемами ИТЭР и «чистых» энергетических ТЯР, «ускорительное» сообщество продолжало кропотливый анализ возможностей применения ускорительных нейтронов. Данный процесс стимулировался необходимостью всестороннего анализа причин аварий на ядерных электростанциях и невозможностью практической реализации ускорителей с необходимыми параметрами в рамках традиционного подхода к гибридным системам.

И этот анализ принес замечательные плоды. Новые моменты в подходе к разработке ГТР, как нам представляется, связаны с продуктивной идеей ускорительного сообщества, сформулированной К. Руббиа в работах 90-х годов прошлого столетия [14, 15]. К. Руббиа и его последователи четко осознали, что зону гибридного реактора, содержащую делящиеся материалы, можно рассматривать как «активную зону» (или «бланкет») с эффективным коэффициентом размножения нейтронов $k_{эф}$. В состоянии, близком к критическому, т. е. когда эффективный коэффициент размножения нейтронов этой зоны близок к единице ($k_{эф} \sim 1$), такой «подкритический бланкет» в результате реакций деления загруженных в него изотопов урана или плутония способен обеспечить «усиление» энергии и скорости генерации нейтронов внешнего источника, обусловленного работой ускорителя заряженных частиц [16, 17]. Коэффициент «усиления» интенсивности внешнего источника нейтронов активной зоной деления может достигать величины $\sim 1/\beta = 150\text{—}500$, где β — доля запаздывающих нейтронов в этой зоне. (Строго говоря, β — это отношение числа предшественников запаздывающих нейтронов к полному числу нейтронов в системе, и лишь для стационарных условий доля запаздывающих нейтронов в точности равна β .)

Необходимо отметить, что в среде специалистов по ядерным реакторам усилительные свойства подкритических активных зон реакторов деления были давно известны. В 1959 г. схема нейтронного усилителя, состоящего из критической и подкритической зон, была описана в работе [18], а более детальный анализ такой схемы был выполнен Г.И. Марчуком в работе [19]. Там же на основе комбинации необходимых замедлителей и поглотителей нейтронов была сформулирована идея создания направленного тока нейтронов из зоны с быстрым спектром нейтронов в зону с тепловым спектром. Позднее в одной из ранних работ об электрическом бридинге [7] также приводились соотношения для коэффициента «усиления» (размножения) числа нейтронов, рождающихся в подкритических системах. Однако, как видно, только внутреннее осознание соответствующими специалистами ранее известных физических явлений способно дать новые результаты.

И всё же осознание значения $k_{эф}$, забытого в рамках первоначального анализа гибридных систем, произошло, что помогло существенно снизить требования к величине тока ускорителей. Было показано, что при повышении эффективного коэффициента размножения нейтронов в подкритической зоне деления мощность ускорителя можно уменьшить в десятки раз, до технически реализуемого уровня в единицы мегаватт, что кардинально изменяет в лучшую сторону перспективы ускорительного варианта гибридного реактора.

В среде «ускорительщиков» такой процесс осознания проходил на фоне существенного роста мощности стационарных нейтронных источников на базе ускорителей. Современные ускорители вышли на уровень мощности ~ 1 МВт, а в десятилетней перспективе планируется достижение уровня 5 МВт [20]. Уже сегодня заметен существенный прогресс в понимании основ безопасности активных зон, управляемых нейтронными источниками, и появились первые концептуальные проработки энергетических установок, основанные на принципе «усиления». В результате МАГАТЭ теперь уже в практическом направлении и на совершенно другом уровне были инициированы работы по системам, управляемым ускорителями, в том числе, например, в одной связке с перспективными быстрыми ядерными реакторами для переработки радионуклидов [21—26].

Только в последние годы прогрессивные взгляды ускорительного сообщества стали находить понимание в «токамачной среде» и стало ощущаться оживление интереса к ГТР [27—30]. В рамках традиционного подхода гибридные термоядерные реакторы в последнее время вновь рассматриваются П. Ребю, М.П. Грязневичем и Э.А. Азизовым [12, 31, 32].

По сути дела отличие современного взгляда на ГТР от традиционного состоит в изменении понимания функции, которую выполняет в такой системе термоядерный источник нейтронов. В настоящее вре-

мя ядерная часть гибридной системы всё чаще рассматривается как «усилитель нейтронного тока», а фактически — как размножитель числа нейтронов внешнего термоядерного источника и внутреннего источника запаздывающих нейтронов в ядерной части системы. При этом главная роль термоядерной части состоит в обеспечении устойчивой стационарной ядерной реакции в подкритической активной зоне с быстрым спектром нейтронов, т.е. фактически в управлении процессами в реакторе на быстрых нейтронах. Естественным следствием многократного размножения нейтронов в ядерной части является возложение на нее функции воспроизводства трития, сгорающего в термоядерной реакции, с использованием уже освоенных тритиевых технологий.

Такой подход к ГТР с термоядерным источником нейтронов на основе токамака приводит к заключению о том, что уровень мощности в единицы мегаватт, достигнутый на установках TFTR и JET уже в 1990-е годы, достаточен для создания гибридных энергетических систем гигаваттного масштаба. Таким образом, задача создания гибридного термоядерного реактора-токамака из концептуальной стадии может быть переведена в практическую область. Для её решения при существенном снижении плазменных и нейтронных нагрузок на первую стенку и дивертор не потребуется разработка новых радиационно-стойких конструкционных материалов, снижается необходимость ускоренных широкомасштабных исследований неизвестной на сегодня физики и техники термоядерной плазмы с доминирующей ролью внутреннего нагрева плазмы за счет альфа-частиц.

Современный подход существенно изменяет взгляд на место гибридных систем в глобальной энергетике. Наиболее перспективными на сегодня представляются специализированные системы для замыкания ядерного топливного цикла, перерабатывающие трансурановые элементы и продукты деления, наработанные в промышленных ядерных реакторах.

Существенно, что новый подход к ГТР ставит задачу создания заметно меньших по размерам и, соответственно, по капитальным затратам термоядерных источников нейтронов мегаваттного уровня, которые могут также найти применение в других областях ядерной техники и технологии.

Новый подход к гибридным системам применительно к токамакам используют В. Стейси [33—36] и Й. Ву и др. [8, 37—41], а для открытых ловушек — Ш. Тачановский [42, 43].

В более отдалённой перспективе функция гибридных систем с неглубокой подкритичностью ($k_{эф} \sim 1$) представляется в обеспечении почти стократного увеличения мощности термоядерных систем (до сотен МВт) и длительности их эксплуатации (до 30 лет). Отдельно следует отметить, что реализация подкритических систем с быстрым спектром нейтронов, работающих на топливе с низким обогащением, потенциально способна усилить позиции реакторов на быстрых нейтронах в большой ядерной энергетике. При этом весьма актуальным на современном этапе становится детальный анализ безопасности и экономической эффективности таких систем.

В данной работе принципиальные особенности гибридного термоядерного реактора и отдельные проблемы его создания рассматриваются как с традиционной, так и с формирующейся современной точки зрения.

Основное изменение парадигмы развития ядерных и термоядерных энергетических систем — это отказ от их сепаратного существования и взаимной конкуренции, имевших место в течение длительного периода времени, в пользу поиска синергетических путей с максимальным использованием положительных свойств каждой из них. Этот процесс происходит в условиях нарастающего осознания взаимной полезности и жесткой конкуренции на коммерческом поле энергетических источников различных типов.

Прогресс в понимании нейтронно-физических процессов, происходящих в гибридных ТЯР, позволяет сформулировать новые предложения по повышению безопасности ядерных энергетических установок, определяющей их приемлемость для общества, коммерческую привлекательность и, в конечном счёте, вклад в глобальную энергетику.

Завершая введение, хотелось бы привести мнение В.В. Орлова, как одного из ключевых специалистов по ядерным реакторам на быстрых нейтронах и как разработчика первого гибридного ОТР, о возможном месте в будущей ядерной энергетике систем различных типов [44]: «В концепции быстрого реактора (БР) «естественной безопасности» БРЕСТ решение, наряду с проблемой ресурсов топлива проблем безопасности (аварии на АЭС, отходы, распространение оружия), достигается не усложнением и удорожанием БР, как в гибридных системах («ускорительных» или «термоядерных»), а путём использо-

вания природных качеств безопасности БР-ов и выбором адекватных технических решений. Пока БРЕСТ не осуществлён, «ускорительщики» и «термоядерщики», разумеется, продолжат изучение своих вариантов. Но следовало бы с самого начала хотя бы теоретически определить условия, при которых они смогут конкурировать с БР-ами».

Можно надеяться, что приведенные в статье соображения будут способствовать успешному поиску таких условий.

ОСНОВНЫЕ ФУНКЦИОНАЛЬНЫЕ ВОЗМОЖНОСТИ И ТИПЫ ГТР

Основные функциональные элементы и физические процессы, учитываемые при традиционном подходе к ГТР, показаны на рис. 1.

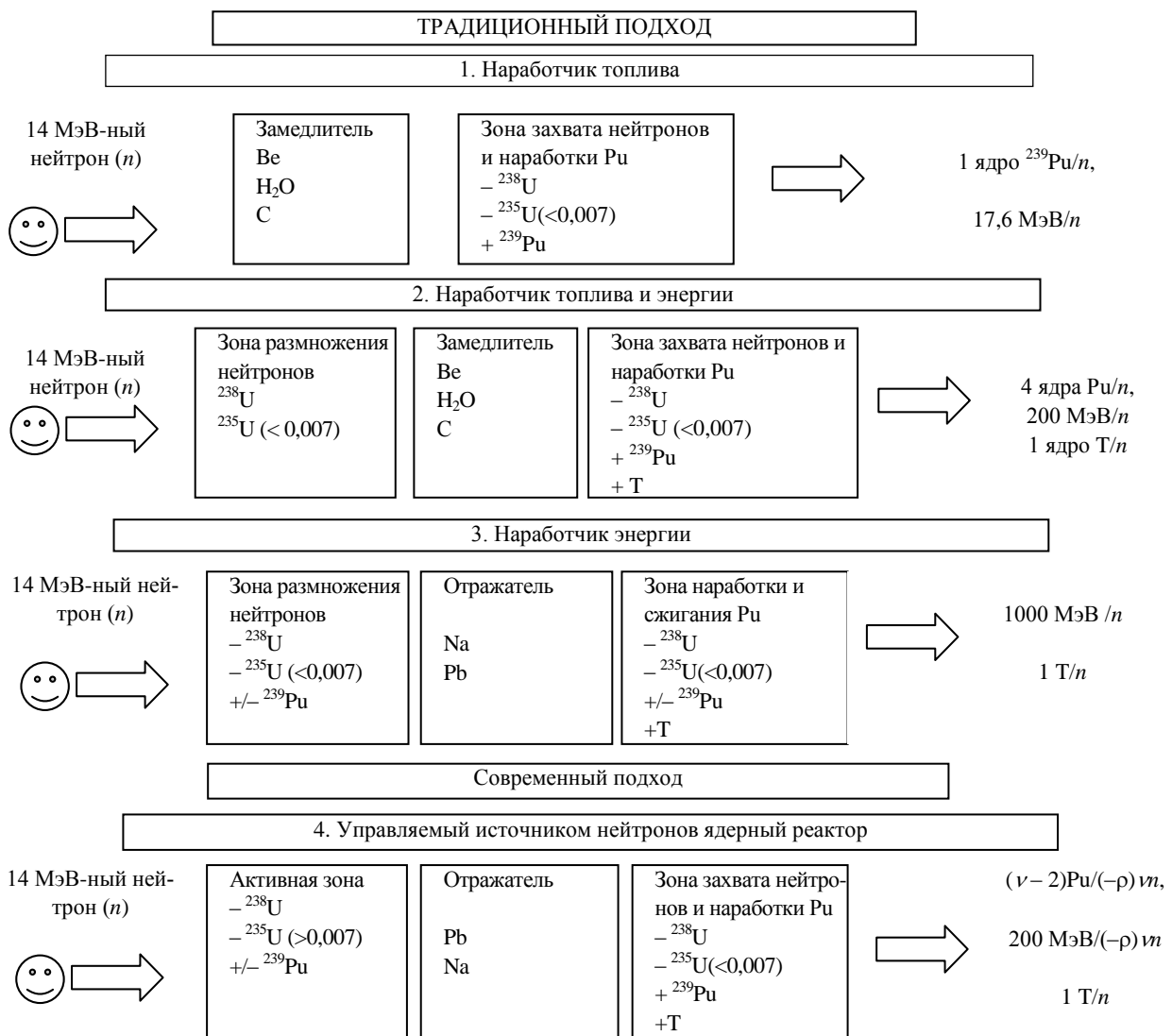


Рис. 1. Принципиальная схема функциональных зон и нейтронно-физических процессов в ГТР: ν — число мгновенных нейтронов при акте деления ($\sim 2,9$); ρ — отрицательная реактивность ($\sim -0,003$)

Наиболее простой вариант гибридного реактора-наработчика топлива предполагает замедление 14 МэВ-ного термоядерного нейтрона, возникающего в зоне плазмы в результате термоядерной реакции, до значений энергии, обеспечивающих его эффективное поглощение ядром ^{238}U с последующей трансмутацией в ядро плутония. Всего в функциональных элементах такой системы выделяется только энергия термоядерного синтеза 17,6 МэВ на одну реакцию синтеза (и на один исходный термоядерный нейтрон). В качестве сырьевого материала в зоне наработки можно использовать как естественный, так и обедненный уран, а в качестве замедлителей — любые материалы, слабо поглощающие нейтроны, та-

кие, как бериллий, вода, графит. Тритий в данном случае должен воспроизводиться вне реактора-наработчика.

Более сложный вариант наработчика топлива и энергии предполагает, что при взаимодействии быстрого термоядерного нейтрона с ураном происходит расщепление ядер ^{238}U и в blankets, содержащем делящиеся материалы, выделяется энергия ~ 200 МэВ/деление и образуется около 5 дополнительных нейтронов на один исходный термоядерный нейтрон. (Следует отметить, что энергия деления, вообще говоря, зависит от энергии нейтрона, вызвавшего это деление, от времени, прошедшего после акта захвата, и от типа делящегося изотопа. Около 10 МэВ уносят из реакторной установки антинейтрино [45]. Поэтому в рассмотрении такого рода принято считать, что средняя тепловая энергия, остающаяся в системе, составляет ~ 193 МэВ как при делении ^{235}U тепловыми нейтронами, так и при делении ^{238}U быстрыми нейтронами, что соответствует скорости деления $\sim 3,1 \cdot 10^{10}$ (делений/с)/Вт.)

При этом один из образующихся нейтронов необходимо затратить на воспроизводство одного ядра трития, а четыре нейтрона можно израсходовать на образование плутония из ^{238}U . Наиболее эффективно наработка плутония и трития (в реакции с изотопом ^6Li) происходит после замедления нейтронов на ядрах замедлителей.

Наконец, в наиболее сложном типе реактора-наработчика энергии одновременно происходит как образование плутония, так и его сгорание. При этом на один исходный нейтрон реакции синтеза образуется примерно одно ядро трития и выделяется до 1000 МэВ тепловой энергии.

Коэффициент усиления термоядерной мощности в таком варианте ГТР достигает 60, хотя размножение числа нейтронов остается достаточно низким, с коэффициентом на уровне 5. Надо заметить, что детально такой вариант ГТР ранее не обсуждался, но понятно, что он технически реализуем только при использовании подкритических blankets (или подкритических активных зон реакторов деления).

Современный подход к ГТР с использованием подкритических систем позволяет рассчитывать на возможность достижения режимов с большими коэффициентами умножения энергии, до нескольких сотен раз. Для этого термоядерные нейтроны сразу же или после формирования необходимого энергетического распределения взаимодействуют с подкритической активной зоной деления, использующей обогащенное топливо и достаточно близкой к состоянию критичности. При этом избыточные нейтроны используются как на производство плутония, так и на воспроизводство трития. Большие коэффициенты усиления термоядерной мощности достигаются за счет сжигания делящихся материалов в активной зоне ГТР. При быстром спектре нейтронов в активной зоне гибридный реактор такого типа будет полностью обеспечивать себя топливом и нарабатывать дополнительно ядерное топливо с производительностью, близкой к производительности быстрых реакторов равной тепловой мощности.

Следует отметить, что при традиционном подходе к ГТР в нейтронном балансе обычно учитывается только одно поколение нейтронов, рождающихся при взаимодействии исходного 14 МэВ-ного термоядерного нейтрона с материалами blankets из природного или обедненного урана. При этом аккуратно учитываются реакции с выходом нейтронов при неупругих столкновениях нейтронов первого поколения. Вклад в нейтронный баланс вносят реакции деления ^{238}U ($\sim 4,6$ нейтронов/деление), а также реакции размножения нейтронов типа $(n, 2n)$ и $(n, 3n)$. Учет всех мгновенных нейтронов деления приводит к значению коэффициента размножения нейтронов в первом столкновении $M_1 \sim 3,35$. Один из нейтронов необходим для того, чтобы обеспечить воспроизводство трития, «сгоревшего» в реакции синтеза. Таким образом, на производство плутония оказывается возможным использовать до 2,35 нейтрона на один исходный термоядерный нейтрон.

Отметим, что в ранних работах по ГТР с глубоко подкритическими blankets на естественном или обедненном уране (с коэффициентом размножения нейтронов $k_{\text{эф}}$ на уровне $\sim 0,5$ — $0,6$) наработка плутония, по оценкам Р. Костофа, достигала до 4 атомов плутония на один термоядерный нейтрон (см. в [1]: R.N. Kostoff. «Hybrids: Promise, Problems, and Progress»). При этом для простоты в энергетическом балансе учитывалась только энергия, выделяющаяся в системе при производстве термоядерного нейтрона, и энергия деления ^{238}U .

В термоядерном реакторе, работающем в режиме плазменного усиления мощности дополнительного нагрева с коэффициентом усиления Q , определяемым как отношение термоядерной мощности к мощности внешнего нагрева, энергетическая стоимость производства одного термоядерного нейтрона равна

17,6 МэВ/ Q . При больших значениях Q , вблизи условия зажигания, энергетическая ценность термоядерного нейтрона крайне низка. Однако уже при $Q < 0,3$ она становится сопоставимой с затратами энергии на получение нейтронов в ускорительных системах. Энергетически дешевые нейтроны крайне выгодны для наработки топлива, особенно если учесть, что один нейтрон способен «произвести на свет» одно ядро делящегося изотопа с энергоемкостью ~ 200 МэВ/деление.

Обратим внимание на то, что для ГТР с подкритической зоной деления сравнение энергетической стоимости термоядерного нейтрона со стоимостью нейтрона деления теряет смысл, поскольку последний (ядерный нейтрон) не стоит ничего. Однако при рождении нейтрона деления исчезает энергозапас делящегося материала с энергоемкостью около 60 МэВ на нейтрон, который термоядерный нейтрон восполняет при трансмутации сырьевого ^{238}U в плутоний в «объеме» ~ 1000 МэВ на нейтрон. Естественно, что при затратах более 1000 МэВ на один термоядерный нейтрон, т.е. при $Q < 0,02$, производство термоядерных нейтронов для наработки топлива в ГТР становится энергетически нецелесообразным.

Усиление мощности дополнительного нагрева плазмы в гибридном реакторе-токамаке происходит пропорционально отношению энергии деления в blankets к энергии реакций синтеза в плазменной камере $\sim Q \cdot 200/17,6$. Это отношение пропорционально числу нейтронов, вызвавших деление, за вычетом затрат нейтронов на воспроизводство трития и некоторой доли нейтронов, истраченных на производство ядерного топлива.

Максимальный коэффициент усиления термоядерной мощности при $Q = 1\text{—}2$ по оценкам составляет $\sim 14\text{—}25$.

Примером отечественного ГТР, выполненного по традиционной схеме, является Опытный термоядерный реактор (ОТР). Проект ОТР, выпущенный в 1988 г. [5], утвердил перспективы гибридных термоядерных реакторов с размерами, близкими к ИТЭР [9]. Однако, несмотря на ожидаемый положительный энергетический баланс, экономическая эффективность ОТР вызвала сомнения, поскольку для ОТР, как первого крупного демонстрационного экспериментального реактора (большой радиус ОТР $R = 6,3$ м, малый радиус $a = 1,5$ м), были необходимы большие материальные и финансовые затраты, сопоставимые с затратами на нынешний ИТЭР.

В проекте TIVER — американского аналога ОТР [6] показана возможность уменьшения размеров плазмы до значений, характерных для современного токамака JET ($R = 3$ м, $a = 0,83$ м).

Следует заметить, что в настоящее время ускорительные системы, основанные на традиционных схемах ГТР, по-видимому, вообще не имеют никаких шансов на их включение в ядерную энергетику. Так, согласно оценкам [7], мощность пучка для энергетического реактора с ускорителем должна достигать 300 МВт, а с учетом КПД теплового преобразования энергии в электричество, необходимое для питания ускорителя, — вообще 1 ГВт.

СОВРЕМЕННЫЙ ПОДХОД К ОЦЕНКЕ ЭФФЕКТИВНОСТИ ПОДКРИТИЧЕСКИХ ЗОН В ГТР

В рамках традиционного подхода к анализу гибридных систем наиболее важным процессом представляется размножение нейтронов, происходящее в результате процессов деления изотопов урана или плутония, содержащихся в «активной части» гибридного blankets, вызванного нейтронами термоядерного источника.

При этом, как уже отмечалось, при оценке нейтронного баланса изначально учитываются только нейтроны термоядерного источника, их размножение и потери при первом неупругом столкновении с ядрами материалов, входящих в состав blankets. Считается, что размножение нейтронов последующих поколений пренебрежимо мало и во внимание не принимается.

Более точная современная схема размножения нейтронов в подкритической активной зоне деления с учётом эффективного коэффициента размножения нейтронов $k_{эф}$ показана в табл. 1 [46]. (Здесь и далее под $k_{эф}$ понимается эффективный коэффициент размножения на мгновенных нейтронах.)

Т а б л и ц а 1. Схема размножения нейтронов источника S в подкритической активной зоне [46]

Поколение 1	Поколение 2	Поколение 3	Поколение 4
S	$Sk_{эф}$	$Sk_{эф}^2$	$Sk_{эф}^3$
	S	$Sk_{эф}$	$Sk_{эф}^2$
		S	$Sk_{эф}$
			S

Для множества последовательных поколений данная схема при $k_{эф} < 1$ приводит к очевидному результату для полного числа нейтронов в системе как суммы геометрической прогрессии:

$$N' = S(1 + k_{эф} + k_{эф}^2 + k_{эф}^3 + \dots + k_{эф}^i + \dots) = \frac{1}{1 - k_{эф}} S, \quad (1)$$

здесь N' — скорость генерации нейтронов в стационарном состоянии, н/с; S — интенсивность внешнего источника нейтронов, н/с.

В спектре нейтронов деления со средней энергией нейтронов ~ 3 МэВ, даже при $k_{эф} = 0,6$, соответствующем естественной смеси изотопов ^{235}U и ^{238}U , и без учета потерь ожидается размножение в $\sim 2,5$ раза первичного числа нейтронов термоядерного источника и существенное усиление тепловой мощности.

В том случае, если в подкритической активной зоне поддерживается состояние с отрицательной реактивностью ρ масштаба доли запаздывающих нейтронов β , т.е. когда $\rho \sim -\beta$, коэффициент «усиления» (размножения числа нейтронов источника) может достигать 150—300 в зависимости от типа делящегося материала, так как для урана $\beta \sim 0,0064$, а для смеси изотопов урана и плутония $\beta \sim 0,0035$.

Именно на такое снижение требований к интенсивности управляющего источника термоядерных нейтронов относительно традиционной схемы ГТР можно рассчитывать, если в её состав включены активные зоны с небольшой подкритичностью.

Физически эти соображения становятся абсолютно прозрачными, если обычный ядерный реактор рассматривать как усилитель интенсивности внутренних источников запаздывающих нейтронов.

Мощность реактора P , находящегося в стационарном состоянии, можно представить как

$$P = \frac{E_{fis}}{\nu} (SN + DN)M, \quad (2)$$

здесь SN — интенсивность внешнего источника нейтронов; DN — интенсивность внутреннего источника нейтронов (запаздывающих нейтронов); M — коэффициент умножения числа нейтронов в активной зоне; P — мощность, МВт; E_{fis} — энергия деления, МэВ; ν — среднее число мгновенных нейтронов на один акт деления.

Очевидно, что в стационарно работающем ядерном реакторе без внешнего источника $SN = 0$ и коэффициент усиления в точности равен $M = 1/\beta$. В условиях, когда запаздывающих нейтронов нет, такой же уровень мощности реактора может быть обеспечен за счет равного по интенсивности внешнего нейтронного источника при подкритичности $\rho = -\beta$.

В общем случае

$$P = -\frac{E_{fus} \cdot SN \cdot M}{\nu \cdot \rho}, \quad (3)$$

здесь $\rho = (k_{эф} - 1)/k_{эф}$ — реактивность; E_{fus} — энергия, выделяемая при одном акте синтеза ядер.

Более точное выражение для коэффициента умножения M имеет вид [46]

$$M = \frac{1}{k_{эф}\beta - \Delta k_{эф} + \frac{l_p}{T}}, \quad (4)$$

здесь $\Delta k_{эф} = k_{эф} - 1$; l_p — время жизни мгновенных нейтронов, с; T — характерное время изменения их числа или так называемый период реактора, с.

Указанная формула справедлива при всех значениях $k_{эф}$ и даже, частично, для переходных процессов как в подкритической системе с $k_{эф} < 1$, так и в системе с $k_{эф} = 1$, критической по запаздывающим нейтронам, которую обычно называют просто «критической».

При малой доле запаздывающих нейтронов в системе ($\beta \sim 0$), что характерно для условий запуска ядерного реактора или резкого набора мощности, коэффициент усиления мощности может быть очень большим.

ОЦЕНКА ОЖИДАЕМЫХ ХАРАКТЕРИСТИК ГТР

Следуя этой логике, рассмотрим гибридный термоядерный реактор как связанную систему внешнего источника термоядерных нейтронов и активной зоны подкритического ядерного реактора.

Принципиальной особенностью внешнего источника является независимость создаваемого им нейтронного поля в активной зоне такого реактора-усилителя от источника нейтронов деления в самой этой зоне. Именно этим внешний источник и отличается от внутреннего источника запаздывающих нейтронов, интенсивность которого напрямую связана с уровнем нейтронного потока в самой активной зоне.

Как уже отмечалось, весьма полезной представляется радиотехническая аналогия: термоядерный источник — «генератор» и активная зона деления — «усилитель». При этом генератор работает в критическом режиме, а усилитель — в подкритическом. Следует также отметить, что положительные обратные связи, вообще говоря, могут перевести усилитель в генераторный режим. Именно это качество подкритических систем требует тщательного анализа их безопасности, особенно в аварийных ситуациях, обусловленных активной ролью внешнего источника.

Для сопоставления с так называемыми Accelerator-Driven Systems (ADS), в которых для создания внешнего источника нейтронов используются ускорители заряженных частиц, перейдем снова на электротехнический («ускорительный») язык, приписывая нейтрону заряд электрона $1,6 \cdot 10^{-19}$ Кл. На этом языке интенсивность термоядерного нейтронного источника, управляющего подкритическим реактором деления, можно выразить как $P\beta/200$ А. Для системы с тепловой мощностью 3 ГВт и при доле запаздывающих нейтронов в подкритической зоне с быстрым спектром нейтронов $\beta = 0,0033$ необходимое значение эквивалентного «тока» источника термоядерных нейтронов составит ~ 50 мА.

В ускорительных системах генерация нейтронов происходит в результате реакций расщепления ядер свинцовой мишени под воздействием пучка ускоренных протонов. При этом коэффициент генерации нейтронов достигает 20. Кроме того, выход нейтронов увеличивается ещё в $\sim 1,7$ раза за счет реакций типа (n, xn) . Для получения таких характеристик достаточный ток ускорителя протонов с энергией 1 ГэВ составляет около 1,5 мА. Это значение весьма близко к уровню, достигнутому на источнике NSS в Ок-Ридже [21]. Можно ожидать, что в скором времени появятся системы, в которых такие мощные источники «ускорительных» нейтронов будут применяться для «управления» подкритическими активными зонами реакторов деления. Впрочем, в Европе уже запланировано создание экспериментальных установок GUINEVERE и MIRPHA для демонстрации эффективности трансмутации при совместной работе ускорителя и свинцовой критической сборки ядерного реактора на быстрых нейтронах [47].

Для аналогичных систем с токамаками в качестве источников термоядерных нейтронов, получивших название Fusion Driven Systems (FDS), по нашим оценкам, требуется создание эквивалентного тока термоядерных нейтронов $\sim 50/(3 \cdot 2,5) = 7\text{—}8$ мА. В этих оценках коэффициент усиления при первом столкновении (M_1) принят равным 3, а размножение нейтронов в подкритическом blanketе токамака, выполненного из природного урана, $\sim 2,5$.

Если же мощность реакции синтеза источника термоядерных нейтронов ~ 1 МВт, то эквивалентный ток первичных 14,1 МэВ-ных нейтронов такого источника равен $\sim 1 \text{ МВт} / 17,6 \text{ МэВ} = 60$ мА, что существенно превышает указанные значения.

Однако обеспечить величину коэффициента связи внешнего термоядерного источника нейтронов и активной зоны реактора деления в такой симбиозной системе выше 0,1 непросто. Это приводит к необходимости увеличения требуемой мощности термоядерного источника до мегаваттного уровня. Впрочем, потери нейтронов, обеспечивающих эту связь, могут быть использованы для наработки топлива в blanketе ТЯР. При Q плазмы $\sim 0,1$ мощность дополнительного нагрева не превысит 15 МВт. Естественно, для того чтобы обеспечить требуемую для энергетических систем долговечность системы порядка $\sim 30\text{—}60$ лет, параметры термоядерной части должны быть минимизированы.

Кроме того, источники термоядерных нейтронов малой мощности могут быть востребованы в энергетических системах регионального уровня, а также для пристанционных установок по переработке ядерных радионуклидов.

Увеличение мощности термоядерного нейтронного источника до сотен мегаватт открывает возможности работы с глубоко подкритическими системами, близкими к традиционным схемам гибридных ТЯР. Однако дополнительного анализа требует поведение тепловыделяющих элементов и подтверждение их работоспособности при быстрых изменениях интенсивности термоядерного источника, включая его аварийное выключение.

Следует отметить, что размножение нейтронов в подкритической активной зоне связано с некоторой потерей ядерного топлива, т.е. с его выгоранием. При этом наработка нового ядерного топлива в ГТР с внешним источником становится ниже, чем в системах с малым усилением, приближаясь или даже становясь хуже, чем в реакторах на быстрых нейтронах. Возможно, именно этим обстоятельством объясняется отсутствие интереса к подобным системам в прошлом при анализе различных концепций ГТР.

Максимальная возможная наработка дополнительного ядерного топлива за счет размножения термоядерных нейтронов в подкритической активной зоне, как и в традиционных гибридных системах, оценивается в ~ 4 ядра (например, ^{239}Pu) на один исходный термоядерный нейтрон.

В то же время управляющая функция нейтронного источника представляется полезной, так как расширяет область рабочих режимов реакторов на быстрых нейтронах.

Баланс нейтронов в гибридном реакторе-токамаке. Рассмотрим последовательно баланс нейтронов в гибридной системе, включающей токамак как источник термоядерных нейтронов, устройство связи этого источника с активной зоной деления (нейтроновод) и собственно подкритическую активную зону деления.

Общее количество нейтронов в токамаке определяется размножением термоядерных нейтронов в окружающей плазму бланкете и потерями в бланкете и защитном экране за счет поглощения и утечки, которая, впрочем, может быть уменьшена за счёт применения отражателей нейтронов.

Важную роль в балансе нейтронов играет часть нейтронов, которая через пустые или заполненные материалами каналы (нейтроноводы) выходит за пределы бланкета или даже самого токамака и, собственно, является внешним источником нейтронов для подкритической активной зоны такой симбиозной системы.

Термоядерный нейтрон с энергией 14,1 МэВ, возникающий в реакции синтеза, в зонах, содержащих делящиеся материалы, может принимать участие в ядерных реакциях различных типов, таких, как:

- упругое рассеяние (elastic) со средней потерей энергии $\sim 2m_n/M_n$ на одно столкновение, где m_n — масса нейтрона, M_n — масса ядра, с которым происходит столкновение;
- неупругое рассеяние (inelastic) в реакции (n, n') с порогом $\sim 0,05$ МэВ;
- неупругое рассеяние и размножение (nonelastic) с выходом дополнительного нейтрона в реакции ($n, 2n$), порог которой ~ 5 — 6 МэВ;
- неупругое рассеяние и размножение с выходом двух дополнительных нейтронов (nonelastic) в реакции ($n, 3n$) с порогом 11—12 МэВ;
- реакция деления (fission) с испусканием ν нейтронов деления;
- (n, γ) — реакция радиационного захвата нейтрона (capture) с испусканием мгновенного γ -кванта.

Микроскопические сечения и другие характеристики основных нейтронных реакций для некоторых делящихся изотопов приведены в табл. 2. Сумма указанных сечений дает величину полного сечения σ_t .

Т а б л и ц а 2. Микроскопические сечения основных нейтронных реакций для урана и плутония (барн), выход нейтронов деления и другие параметры [48]

Изотоп	14 МэВ-ные нейтроны								
	σ_t	σ_{el}	σ_{in}	$\sigma_{n, 2n}$	$\sigma_{n, 3n}$	σ_{fis}	σ_c	ν_{fis}	M_1
^{238}U	5,805	2,704	0,698	0,91	0,35	1,136	0,00195	4,57	3,35
^{235}U	5,865	2,871	0,35	0,543	0,041	2,056	0,00016	4,386	3,87
^{239}Pu	5,99	2,984	0,366	0,29	0,0115	2,338	0,0000	4,94	4,61
	Нейтроны деления (~ 2 МэВ)								
	σ_t	σ_{el}	σ_{in}	$\sigma_{n, 2n}$	$\sigma_{n, 3n}$	σ_{fis}	σ_c	ν_{fis}	M_2
^{238}U	7,786	4,804	2,595	0,012	0,000	0,308	0,066	2,601	1,96
^{235}U	7,705	4,566	1,804	0,012	0,000	1,235	0,089	2,6	2,42
^{239}Pu	7,712	4,394	1,46	0,0004	0,000	1,8	0,053	3,12	3,02
	Тепловые нейтроны (0,025 эВ, $\nu = 2200$ м/с)								
	σ_t	σ_{el}	σ_{in}	$\sigma_{n, 2n}$	$\sigma_{n, 3n}$	σ_{fis}	σ_c	ν_{fis}	M_2
^{238}U	12,09	9,36				0,00001	2,717	2,448	~ 0
^{235}U	698,2	15,04				584,4	98,8	2,402	1,91
^{239}Pu	1026	7,968				747,4	270	2,87	1,84
	Пороги реакций, МэВ								
			σ_{in}	$\sigma_{n, 2n}$	$\sigma_{n, 3n}$				
^{238}U			0,045	6,179	11,33				
^{235}U			0,000	5,321	12,19				
^{239}Pu			0,008	5,68	12,7				

Наиболее существенными для баланса нейтронов в системе при первом столкновении с ядрами среды являются процессы с большими потерями энергии. Поэтому процессы упругого и неупругого рассеяния (n, n'), которые при последующих столкновениях нейтронов приводят лишь к диффузии в пространстве скоростей, можно без потери точности из учета генерации нейтронов исключить. Сечения радиационного захвата 14 МэВ-ных нейтронов невелики. Однако для общности, принимая во внимание рост этих сечений с уменьшением энергии нейтронов, будем учитывать этот процесс как вносящий отрицательный вклад в общий нейтронный баланс.

Из трех процессов, увеличивающих число нейтронов в системе, наиболее важным является деление ядер изотопов урана (и плутония), а также $(n, 2n)$ и $(n, 3n)$ — реакции размножения нейтронов.

Таким образом, общее число нейтронов первого и второго поколений, рождающихся при столкновении термоядерных нейтронов с ядрами среды, можно оценить соответственно как

$$M_1 = \frac{\sigma_{n2}2 + \sigma_{n3}3 + \sigma_f \nu - \sigma_c}{\sigma_t - \sigma_{el} - \sigma_{in}} \quad \text{и} \quad M_2 \cong \frac{\sigma_{n2}2 + \sigma_f \nu - \sigma_c}{\sigma_t - \sigma_{el} - \sigma_{in}}. \quad (5)$$

Значения M_1 для бесконечной среды из урана и плутония также приведены в табл. 2. В бланкете из природного урана, содержащего $\sim 0,73\%$ ^{235}U , или из обедненного урана ($\sim 0,35\%$ ^{235}U) основной вклад в размножение нейтронов первого поколения вносит ^{238}U , для которого $M_1 = 3,35$. M_2 — возможный выход нейтронов деления при поглощении одного быстрого или теплового нейтрона ураном или плутонием.

Последующие неупругие столкновения происходят уже с участием нейтронов деления со средней энергией ~ 2 МэВ. Табл. 2 демонстрирует, насколько сильно изменяются сечения неупругих реакций при изменении спектра (средней энергии) нейтронов. Значения сечений реакций и полного числа нейтронов для систем с быстрым спектром нейтронов находятся в промежутке между значениями, характерными для нейтронов спектра деления и для тепловых нейтронов, оставаясь всё же несколько ближе к значениям, характерным для нейтронов спектра деления.

Отметим, что ввиду порогового характера неупругих реакций на ^{238}U при значениях пороговых энергий, заметно превышающих среднюю энергию нейтронов деления, число нейтронов, рождающихся при последующих неупругих столкновениях, резко падает. В то же время рост сечения захвата замедляющихся нейтронов становится доминирующим. Растущий захват нейтронов низких энергий ведет к повышенной наработке плутония и заметному уменьшению полного числа нейтронов.

Корректный учет последовательных поколений нейтронов деления характеризуется эффективным коэффициентом размножения $k_{эф}$. Для оценки максимальной величины $k_{эф}$ можно воспользоваться оценкой для бесконечной среды из природного урана, для которой при близких вкладах в размножение нейтронов изотопов ^{235}U и ^{238}U суммарное значение $k_{эф} = 0,6$. Реальный коэффициент размножения будет, естественно, меньше этого значения.

Коэффициент умножения числа нейтронов в бланкете M_{bl} с $k_{эф}$ определяется известным соотношением [49]

$$M_{bl} = \frac{1}{1 - k_{эф}^{bl}}. \quad (6)$$

С учетом сказанного скорость генерации нейтронов в камере токамака $S_{ток}$ при термоядерной мощности P_f можно рассчитать как

$$S_{ток} = \frac{P_f}{E_f} M_1 M_{bl} = \frac{P_f}{E_f} \frac{M_1}{1 - k_{эф}^{bl}}, \quad (7)$$

здесь E_f — энергия реакции термоядерного синтеза в соответствующих единицах.

При мощности термоядерной реакции 1 ГВт число нейтронов, рождающихся в системе, составит $\sim 3 \cdot 10^{21} \text{ с}^{-1}$. При этом потенциально возможная наработка плутония в такой системе может достигать 32 т/год, правда, без учета сгорания материалов, участвующих в ядерных реакциях деления.

Для оценки той части наработки плутония, которая может пойти на расширенное воспроизводство топлива, указанное значение 32 т/год следует разделить на величину коэффициента умножения числа нейтронов в бланкете, равную $\sim 2,5$, что даёт 12,8 т плутония в год.

Полагая, что для подпитки промышленных ядерных реакторов на тепловых нейтронах требуется примерно 400 кг/(год·ГВт (эл.)), можно ожидать, что один гибридный реактор способен обеспечить топливом 32 ядерных реактора. И наоборот, ТЯР мощностью всего 32 мегаватта способен возместить расходы топлива энергетического ядерного реактора на тепловых нейтронах мощностью 1 ГВт (эл.).

Коэффициент связи бланкета с активной зоной деления. Следует иметь в виду, что в бланкете, содержащем тяжёлые элементы, такие, как уран или свинец, формируется спектр так называемых «быстрых» нейтронов. Нижняя граница спектра (< 20 кэВ) является началом области резонансного захвата нейтронов, например, ^{238}U , где вероятность делений урана невелика. В то же время в основной части спектра от 20 кэВ до 3 МэВ сечение деления урана изменяется незначительно. В результате эффективный коэффициент диффузии нейтронов в такой системе уменьшается с энергией как корень квадратный из энергии, или почти в 10 раз.

С учетом диффузионного характера потерь нейтронов (вследствие их увода из быстрой области спектра) можно рассчитывать на примерно 10-кратное увеличение времени жизни и плотности нейтронов в камере и бланкете токамака по сравнению с нейтронами спектра деления. Этот эффект позволяет рассчитывать на соответствующее возрастание тока нейтронов из токамака через канал или нейтронпровод в активную зону деления, расположенную за пределами токамака.

Предположив, что коэффициент диффузии в области, связывающей термоядерный источник нейтронов и активную зону деления, в десять раз больше, чем в бланкете, а отношение площади сечения нейтронпровода к площади первой стенки токамака $\sim 0,01$, получим коэффициент связи нейтронного источника и активной зоны C , равный $\sim 0,1$. Такой коэффициент связи позволяет иметь ток нейтронов из внешнего термоядерного источника в активную зону деления, близкий к току термоядерных нейтронов ($\sim 0,7$ от него) с учетом размножения термоядерных нейтронов в бланкете в первых двух столкновениях.

В случае если активная зона деления располагается внутри вакуумного корпуса токамака, наличие бланкета из делящихся материалов неприемлемо, поскольку такой бланкет будет вносить значительный вклад в коэффициент усиления активной зоны деления. Для неделящихся материалов типа свинца, вольфрама или молибдена необходимо учитывать размножение нейтронов в реакциях ($n, 2n$) и ($n, 3n$), которое для 14 МэВ-ных нейтронов дает коэффициент размножения ~ 2 , в то время как для природного урана он оценивается в ~ 5 — 7 . Учет переотражения нейтронов внутри камеры в этом случае позволяет рассчитывать на коэффициент связи с активной зоной на уровне $> 0,9$.

Приведенные оценки показывают, что внутреннее расположение зоны деления примерно в 3 раза более эффективно, чем ее расположение вне токамака. Однако при выборе оптимальной схемы реактора нужно внимательно взвесить технические выгоды и потенциальные потери от размещения активной зоны внутри сильного магнитного поля токамака.

Но и при внешнем расположении зоны деления необходимо позаботиться о защите сверхпроводящих магнитов от нейтронного и гамма-излучения этой зоны.

Усиление нейтронного тока в активной зоне деления. В стационарном режиме коэффициент усиления (размножения) нейтронов в активной зоне ядерного реактора определяется его реактивностью

$\rho = \frac{k_{\text{эф}} - 1}{k_{\text{эф}}}$ и характеристиками запаздывающих нейтронов [49]. Значения доли запаздывающих нейтронов β являются характеристикой топлива и нейтронного спектра в активной зоне. Для ядерных реакторов с тепловым спектром нейтронов, работающих на урановом топливе, $\beta_{\text{эф}}$ составляет $\sim 0,0064$. В плутониевом топливе в смеси с ^{238}U значение β уменьшается до 0,0035. Такое изменение $\beta_{\text{эф}}$ определяет быстроедействие систем регулирования и управления ядерным реактором и должно быть учтено при их разработке. Наиболее низкие значения $\beta \sim 0,0001$ характерны для минорных актинидов. Поэтому именно для таких видов топлива, по-видимому, наиболее приемлемы подкритические режимы работы реактора с использованием внешнего источника нейтронов.

Баланс нейтронов в подкритических активных зонах с внешним нейтронным источником детально анализировался специалистами по ядерным реакторам еще в 1960-е годы [49]. В то время наиболее актуальной была задача анализа и диагностики параметров активных зон в подкритических режимах, реализующихся на стадии пуска и выключения реактора. Практически без изменений этот анализ применим к описанию процессов в подкритической активной зоне гибридного реактора и в гибридном реакторе в целом.

Система уравнений, описывающих поведение основной гармонике нейтронов, с учетом генерации внутренних источников запаздывающих нейтронов и внешнего источника $S(t)$, имеет следующий вид [49]:

$$\begin{aligned} \frac{dn}{dt} &= \frac{\rho - \gamma^* \beta}{\Lambda} n + \sum_i \lambda_i C_i^* + \gamma_S S(t); \\ \frac{dC_i^*}{dt} &= \frac{\gamma_i \beta_i}{\Lambda} n - \lambda_i C_i^*, \end{aligned} \quad (8)$$

здесь n — плотность нейтронов; ρ — реактивность; $\gamma^* \beta$ — эффективная доля запаздывающих нейтронов, учитывающая спектральные эффекты и переходные процессы, изменяющие вклад различных нуклидов в суммарный выход запаздывающих нейтронов; Λ — время генерации нейтронов в активной зоне; λ_i — постоянная распада предшественников запаздывающих нейтронов; C_i^* — концентрация предшественников i -й группы запаздывающих нейтронов; $\gamma_S S(t)$ — эффективный вклад внешнего источника в полное число нейтронов в момент времени t ; $\gamma_i \beta_i$ — вклад i -й группы в эффективную долю запаздывающих нейтронов.

В стационарном случае из этой системы уравнений следует выражение для коэффициента усиления (размножения) нейтронов в подкритической активной зоне и соотношение для скорости генерации нейтронов в гибридном термоядерном реакторе:

$$S_{\text{нр}} = \frac{P_f}{E_f} M_1 M_{\text{бл}} C M_{\text{ак}} = \frac{P_f}{E_f} \frac{M_1}{1 - k_{\text{эф}}^{\text{бл}}} \frac{C}{-\rho}. \quad (9)$$

Отсюда следует соотношение для мощности гибридного термоядерного реактора

$$P_{\text{нр}} = \frac{P_f}{E_f} M_1 M_{\text{бл}} C M_{\text{ак}} \frac{E_{\text{fis}}}{\nu} = \frac{P_f}{E_f} \frac{M_1}{1 - k_{\text{эф}}^{\text{бл}}} \frac{C}{-\rho} \frac{E_{\text{fis}}}{\nu}. \quad (10)$$

При мощности реакции синтеза $P_f \sim 1$ МВт, $M_1 = 3,3$, $k_{\text{эф}}^{\text{бл}} = 0,6$, коэффициенте связи $C = 0,1$, $\rho = -\beta = 0,0035$, $E_{\text{fis}} = 210$ МэВ и $\nu = 2,8$ тепловая мощность гибридной системы может составить ~ 1 ГВт. $M_{\text{ак}} = 1/(-\rho)$ — умножение в активной зоне (active core) на запаздывающих нейтронах.

ПРИКЛАДНЫЕ ВОЗМОЖНОСТИ, ДОСТОИНСТВА И НЕДОСТАТКИ ГТР

Различные сферы использования гибридных систем, рассмотренные изначально, представляются возможными и сегодня. Это ГТР как наработчик топлива для реакторов деления, как наработчик и производитель энергии, как производитель энергии, как переработчик некоторых долгоживущих радиоактивных отходов реакторов деления [3, 4, 50—52].

Однако в настоящее время несколько изменились акценты отношения к возможным способам промышленного применения ГТР. Если раньше казалось, что наиболее простыми и реализуемыми в первую очередь будут ГТР — наработчики ядерного топлива, то сегодня в лидеры выходят подкритические системы для переработки отходов и, по мере сокращения затрат на термоядерный или ускорительный нейтронный источник, энергетические системы повышенной безопасности [53—56].

Принципиальные достоинства и недостатки гибридных систем с внешним нейтронным источником по сравнению с критическими реакторами деления на быстрых нейтронах приводятся в табл. 3. В ней сравниваются не только приложения, связанные с трансмутацией радионуклидов, но и другие возможности, такие, как наработка ядерного топлива, развитие ториевого топливного цикла (Th—²³³U) и ядерные реакторы повышенной безопасности. В частности, потенциал улучшенного нейтронного баланса, связанный с уменьшением реакций расщепления в системах с ускорительным источником нейтронов, более востребован бридерами, чем трансмутаторами.

Принципиальным достоинством гибридных систем как трансмутаторов, помимо их безопасности, является снятие ограничения на достижение критического состояния активной зоны, ведущее к расширению возможностей по выбору вариантов конструкции, вида ядерного топлива и состава топливных элементов, технологий их переработки. Однако эти достоинства нужно соотносить с сопутствующими недостатками технического и операционного характера. Например, экономически благоприятное увели-

чение времени топливного цикла ядерного реактора нужно сопоставить с дополнительными затратами на создание более мощного нейтронного источника, способного поддерживать мощность в зоне деления при меньшем коэффициенте усиления.

Т а б л и ц а 3. Достоинства и недостатки подкритических систем

Характеристика	Достоинства подкритических систем	Недостатки подкритических систем
Конструкция, эксплуатация	<p>Возможность реализации новых операционных режимов активной зоны при $k_{эф} < 1$.</p> <p>В частности, возможно создание выжигателей трансурановых элементов и минорных актинидов, доля которых в ядерной энергетике невелика.</p> <p>Пропорциональность мощности реактора величине мощности нейтронного источника упрощает управление реактором</p>	<p>Ускоритель и токамак: недостаточная надежность, ведущая к недопустимым тепловым ударам.</p> <p>Окно и мишень ускорителя: работают в неисследованной области напряжений, коррозии и радиационных повреждений.</p> <p>Подкритическая активная зона: имеет место эффект пикирования мощности в области нейтронного источника.</p> <p>Требуется компромисс между коэффициентом усиления зоны и интенсивностью источника.</p> <p>Общее усложнение реактора.</p> <p>Уменьшение эффективности за счет внутреннего энергопотребления</p>
Безопасность	<p>Запас реактивности до достижения критического состояния на быстрых нейтронах увеличен на величину, не зависящую от доли запаздывающих нейтронов.</p> <p>Это свойство обеспечивает безопасную работу зоны деления с ухудшенными характеристиками, которые типичны для пережигателей минорных актинидов (МА).</p> <p>Исключается достижение избыточной реактивности в конструкциях активных зон с пониженным потенциалом аварий, определяемых реактивностью</p>	<p>Новый диапазон изменения реактивности и переходные процессы в источнике нейтронов должны быть изучены и обеспечены системами управления реактором (быстрые изменения мощности источника, малые отрицательные обратные связи на запаздывающих нейтронах в зонах с трансурановыми элементами и МА)</p>

В гибридных системах с укорительным источником нейтронов важные конструкторские и материало-ведческие проблемы возникают в связи с необходимостью расположения такого источника в центре или над активной зоной реактора деления. Связь ускорителя с ядерным реактором осложняется необходимостью удержания радиоактивных выбросов в аварийных ситуациях, а мишень и материалы стенок нейтронного источника подвергаются интенсивным тепловым, механическим, нейтронным и коррозионным воздействиям, заметно превышающим уровень, освоенный в реакторах на быстрых нейтронах. Поэтому с высокой вероятностью сегодня можно предположить необходимость частой замены окна, через которое пучок заряженных частиц вводится в мишень для производства нейтронов высокой энергии. Сами ускорители требуют доработки для уменьшения потерь пучка, ведущих к повышенной радиоактивности компонентов ускорителя, и снижения числа несанкционированных срывов пучка.

Эффекты, возникающие при срыве тока ускорителя или токамака, по термомеханическому воздействию аналогичны эффектам в критических ядерных реакторах при быстром изменении реактивности. Вероятность таких срывов на действующих установках на порядки превышает сегодня требования к ядерной части ГТР.

Вместе с тем использование внешнего источника нейтронов уменьшает потенциал аварий, обусловленных неконтролируемыми изменениями реактивности. Это особенно важно для систем, предназначенных для переработки актинидов, которые в процессе работы подвержены деградации параметров безопасности активной зоны.

Системы с источником для трансмутации радионуклидов также имеют интересные достоинства. Однако они должны рассматриваться одновременно с недостатками технического и операционного характера, ведущими к экономическим последствиям.

Для достижения достаточно полного понимания проблемы анализа достоинств и недостатков ГТР необходимо продолжить детальную проработку концептуальных решений.

Ограничения при конструировании активных зон. На практике конструкция зон для пережигания трансурановых элементов (ТРЭ) и минорных актинидов (МА) должна отвечать требованиям безопасности и сохранения критичности во время работы. К ограничителям параметров при конструировании таких систем относятся диапазон возможного изменения реактивности при выгорании, пустотный коэффициент реактивности, коэффициенты Доплера для топлива и доля запаздывающих нейтронов.

К сожалению, в натрий-охлаждаемом быстром ядерном реакторе при использовании МОХ-топлива на базе ТРЭ или МА вместо уранового топлива возникают неблагоприятные тенденции изменения некоторых из перечисленных параметров. Это обстоятельство приводит к тому, что наряду с ускорительными источниками нейтронов для работы с такими топливными композициями начали переосмысливаться и другие, давно забытые концептуальные решения.

Чтобы добиться корректной работы и приемлемых параметров безопасности критической зоны, обычно необходимо смешать ТРЭ или МА с сырьевыми материалами — ураном или торием. Однако такое смешивание уменьшает эффективность трансмутации. Системы с нейтронным источником не требуют смешивания и увеличивают зазор между рабочим значением реактивности и критичностью на мгновенных нейтронах. Последнее обстоятельство особенно важно для пережигателей МА, которые трудно управляемы в критическом режиме, поскольку обладают лишь половинным значением доли запаздывающих нейтронов, характерным для обычных реакторов на быстрых нейтронах.

Важные характеристики безопасности подкритических реакторов. В табл. 4 сравниваются важные параметры безопасности критических и подкритических реакторов.

Т а б л и ц а 4. Сравнительные характеристики критических и подкритических реакторов равной мощности

Параметр	Критический тепловой (U) реактор	Критический быстрый (Pu) реактор	Подкритический тепловой реактор	Подкритический быстрый реактор
Равновесная эффективная доля запаздывающих нейтронов β	0,0064	0,0035	0,0064	0,0035
Реактивность ρ в рабочей точке	0	0	<0	<0
Диапазон изменения реактивности $\Delta\rho$ при скачке	$<\beta - \Delta\rho$	$<\beta - \Delta\rho$	$-(SE_{\text{fis}})/(P\nu) - \beta$	$-(SE_{\text{fis}})/(P\nu) - \beta$
Границы изменения ρ для стационарных режимов	$-\beta, +\beta$	$-\beta, +\beta$	$<+(\beta - \rho), <0$	$<+\beta$
Доля нейтронов внешнего источника в рабочей точке ρ	0	0	$-\rho/(\beta - \rho)$	$-\rho/(\beta - \rho)$
Доля нейтронов внутреннего источника в рабочей точке	1	1	$\beta/(\beta - \rho)$	$\beta/(\beta - \rho)$
Коэффициент усиления нейтронов в рабочей точке M	$1/\beta$	$1/\beta$	$1/(\beta - \rho)$	$1/(\beta - \rho)$
Запас реактивности в долларах	20 \$*	8 \$* (для БРЕСТ ~ 0)	$\rho < 0$	$\rho < 0$
Диапазон допустимого изменения реактивности $\Delta\rho$ для управления мощностью	$-10\beta \rightarrow +0,5\beta$	$-10\beta \rightarrow +0,5\beta$	$<-\rho \rightarrow +0,5\beta$	$<-\rho \rightarrow +0,5\beta$
Допустимая скорость изменения реактивности	~цент/с*	~цент/с*	Не используется	Не используется

* Здесь используются соотношения 1 \$ = β , цент — 0,01 β , наиболее часто встречающиеся в американской литературе по ядерным реакторам.

Условие критичности по запаздывающим нейтронам, обеспечивающее постоянство мощности ядерного реактора, достигается при значении реактивности, равном 0. При изменении мощности реактора от выключенного состояния до состояния с большей мощностью управление критическим реактором осуществляется за счет изменений реактивности. При этом изменение реактивности из рабочей точки в большую сторону не может превышать $+\beta$, так как при этом достигается состояние критичности на мгновенных нейтронах.

Значительные изменения реактивности в отрицательную сторону, в принципе, допустимы без ограничений. Однако практически они также должны ограничиваться, поскольку ведут к нежелательным тепловым ударам в активной зоне.

Особо следует отметить, что скорость изменения реактивности также вносит вклад в изменение скорости и даже знака изменения мощности реактора. Это следует из результатов дифференцирования выражения для мощности

$$P = \frac{E_{\text{fis}}(S + \lambda C)}{\nu(\beta - \rho)} \rightarrow \frac{dP}{Pdt} = \frac{d\rho}{dt} + \lambda\rho \quad [46]. \quad (11)$$

Как видно, в скорость изменения мощности реактора вносят свой вклад как мгновенные, так и запаздывающие нейтроны. Усиление (размножение) мгновенных нейтронов происходит пропорционально производной величине реактивности, а вклад запаздывающих нейтронов пропорционален реактивности. Вклад второго члена зависит от знака реактивности — либо положительного, либо отрицательного в подкритической области, а результирующее изменение мощности определяется конкуренцией двух членов. Так что рост мощности возможен даже в области отрицательных реактивностей при достаточно высокой производной нарастания реактивности, и наоборот [46].

Следует отметить высокую энергетическую стоимость производства запаздывающих нейтронов. Она составляет около 200 МэВ(1/β), т.е. необходимо выработать от 3 до 6 ГэВ энергии, чтобы появился один нейтрон внутреннего источника. Данное обстоятельство определяет и высокую инерционность критического реактора, которая с точки зрения управления является весьма благоприятным фактором. Эволюция интенсивности внутреннего источника может приводить к колебаниям мощности реактора, что, несомненно, усложняет управление. Можно предположить, что более низкое значение доли запаздывающих нейтронов и соответствующее удорожание систем обеспечения безопасности являются причинами того, что соотношение коммерческой установленной мощности тепловых и быстрых реакторов составляет на сегодня ~350 к 1.

Смещение рабочей точки подкритического реактора в область отрицательных значений реактивности во многом устраняет угрозы, связанные с реактивностными авариями. Фактически, как следует из табл. 4, даже сопоставимый по интенсивности с внутренним источником внешний источник нейтронов смещает рабочую точку быстрого реактора в зону, типичную для тепловых ядерных реакторов. А более мощный источник с отрицательной реактивностью в несколько долларов практически исключает эти угрозы. Даже скачки реактивности, не превышающие рабочую реактивность более, чем на один доллар, не вызывают крайне тяжелых аварийных ситуаций, и их развитие может управляться посредством изменения мощности внешнего источника.

Доля нейтронов внешнего источника, необходимая для обеспечения заданного значения отрицательной реактивности, равна доле внутреннего источника при реактивности -1 \$ и возрастает по мере роста отрицательной реактивности. Отрицательные значения реактивности, заметно превышающие 1 \$, незначительно повышают безопасность системы.

Однако возможность работы с отрицательными значениями реактивности может быть использована в системах с нарастающим запасом реактивности, например, в наработчиках топлива, для увеличения длительности кампании облучения топлива.

Отдельно отметим, что отрицательная реактивность уменьшает статический коэффициент размножения нейтронов в рабочей точке. При -1 \$ коэффициент размножения уменьшается в два раза, при -2 \$ — в три раза и т.д. Такое уменьшение коэффициента размножения принципиально важно для устойчивости работы такого усилителя при наличии в системе положительных обратных связей. Однако малые коэффициенты усиления (размножения) повышают требования к мощности источника. Поэтому практический интерес представляют системы с рабочей точкой вблизи -1 \$.

Допустимый диапазон быстрого изменения реактивности с помощью стержней регулирования в критических реакторах ограничен положительными добавками ~ +0,5 \$ и отрицательными добавками ~ -10 \$. Для подкритических систем допустимые добавки положительной реактивности увеличиваются на рабочее значение ρ. Однако, скорее всего, такая возможность не будет использоваться для регулирования подкритических систем, а управление будет осуществляться путём изменения интенсивности внешнего источника нейтронов.

Практически этот запас отрицательной реактивности может оказаться полезным для предотвращения ряда аварий, вызванных скачками реактивности (например, в результате положительного пустотного коэффициента при вскипании теплоносителя вблизи тепловыделяющего элемента и др.).

Что касается скорости изменения реактивности, то подкритические системы свободны от необходимости в ее быстрых изменениях. Изменение же мощности внешнего источника не влияет на реактивность, воздействуя только на генерируемую реактором тепловую мощность.

Медленные изменения реактивности, необходимые для поддержания заданного отрицательного значения ρ , могут понадобиться и быть полезными для оптимизации работы подкритического реактора. Обратим внимание, что медленные компенсации избыточной реактивности на уровне до 20 \$ в тепловых реакторах и до 8 \$ в реакторах на быстрых нейтронах имеют свою техническую историю. В последнее время для частичной компенсации начальной избыточной реактивности и для увеличения глубины выгорания топлива наметилась тенденция всё более широкого использования в тепловыделяющих элементах ядерных реакторов так называемых выгорающих поглотителей — материалов с высоким сечением поглощения нейтронов, таких, как гадолиний. Подобный подход применим и к гибридным системам с использованием выгорающих топливных добавок для выравнивания изменений $k_{эф}$ в течение топливной кампании.

ПРОБЛЕМЫ КОММЕРЧЕСКОГО ВНЕДРЕНИЯ ГТР

Для анализа коммерческого будущего ГТР, так же как и для других ядерных систем, необходимо оценить их возможную стоимость, безопасность, определить количество радиоактивных отходов и понять, содействует ли их применение нераспространению ядерного оружия [57].

Что касается стоимости термоядерного источника нейтронов на основе токамаков (ТИН), то, по результатам разработок TFTR, JET, JT-60SA и ITER, при мощности 5—10 МВт она может составлять не менее 500 млн долларов. Хотя предполагаемая в гибридном реакторе подкритическая активная зона по своим параметрам близка к традиционной активной зоне реактора деления, понадобятся дополнительные затраты на ее доработку, включая оптимизацию используемой топливной композиции и топливного цикла в целом, и на обеспечение её связи с нейтронным источником.

Предварительные оценки стоимости компонентов топливной составляющей, взятые из российских и американских источников, и ожидаемые экономические характеристики ТИН в целом таковы:

- стоимость урановой руды — 30 \$/кг;
- стоимость природного урана — 554 \$/кг;
- стоимость обогащенного урана (4,5%) — 1384 \$/кг;
- стоимость однократного UOX-топлива — 1735 \$/кг;
- стоимость ^{235}U в UOX-топливе — 38 555 \$/кг;
- стоимость 1 т ^{235}U (1 ГВт·год) — 38 М\$;
- при мощности 5 МВт ТИН производит топлива на 3,34 М\$/год;
- при термоядерной мощности более 50 МВт ТИН за счет топлива окупает затраты на сооружение (до 1 млрд. \$);
- ТИН с термоядерной мощностью 1 ГВт производит 17,58 т плутония в год, т.е. на 12,5 ГВт тепловой и 4 ГВт электрической мощности, — 668 М\$/год;
- стоимость произведенной электроэнергии (при 1 руб./кВт·ч) — 1200 М\$/год.

Можно предположить, что термоядерный нейтронный источник и его гибридная зона добавляют к стоимости промышленного ядерного реактора с выходной мощностью ~1 ГВт(эл.) не менее 1 млрд \$. США. При этом текущая стоимость единицы установленной мощности (~3 к\$/кВт) возрастёт на 30%.

Поскольку суммарные затраты на сооружение ГТР в 8 раз превысят затраты на сооружение современной газовой электростанции, такой ГТР не имеет никаких экономических перспектив.

Однако если в демонстрационных экспериментах удастся практически доказать возможность существенного снижения затрат на обеспечение безопасности подкритических систем с внешним источником относительно соответствующих затрат, необходимых для современных критических реакторов деления, то экономические показатели гибридных систем могут быть существенно улучшены.

Действительно, во время ядерного бума 70-х годов прошлого века стоимость ядерных электростанций отличалась от стоимости газовых электростанций не более чем на 20%. Но сегодня на обеспечение безопасности современных атомных электростанций требуется до 80% их стоимости. Отсюда следует, что стоимость

термоядерного нейтронного источника для электростанции мощностью 1 ГВт(эл.) должна укладываться в суммарный бюджет, необходимый для обеспечения безопасности современной АЭС, т.е. ~2,5 млрд \$.

Приведенные оценки указывают на то, что необходимые условия для коммерческого применения ГТР имеются, однако их достаточность должна быть доказана на основе детального анализа потенциальных преимуществ от использования подкритических систем.

Ядерная безопасность подкритических систем будет, несомненно, выше, чем безопасность критических систем, резко возрастая по мере увеличения отрицательной реактивности от уровня, характерного для ядерных станций при $\rho = 0$, и почти не изменяется в области $\rho < -\beta$.

Может оказаться, что именно вклад в обеспечение безопасности окажется основным и для продвижения быстрых реакторов на рынок энергии, оставляя возможности для их дальнейшего развития в рамках стратегии создания реакторов-усилителей.

Несмотря на благоприятный прогноз будущего ГТР, современный уровень разработки не позволяет сделать заключения относительно их безопасности ввиду отсутствия достаточно проработанных концепций и проектов.

Если говорить о радиоактивных отходах и опасных технологиях, используемых в ГТР, то они практически совпадают с тем, что характерно для ядерных реакторов на быстрых нейтронах.

Технология переработки топлива ГТР может иметь свои особенности в связи с возможным использованием новых высокоактивных топливных компонентов. Дополнительные проблемы возникают в связи с использованием и воспроизводством трития в ГТР на основе термоядерного источника нейтронов. Не менее сложные химико-технологические проблемы могут возникнуть для систем на основе ускорителей из-за расширения спектра нейтронов в сторону высоких энергий. Однако ожидается, что в целом задачи управления топливным циклом ГТР будут сходными с аналогичными задачами для ядерных реакторов на быстрых нейтронах.

Что касается проблемы нераспространения ядерного оружия, то по своим характеристикам отработанное топливо ГТР вполне соответствует технологическим возможностям как по переработке неразделённых смесей трансурановых элементов, так и по переработке разделённых смесей плутония и минорных актинидов. Считается, что совместная переработка трансурановых элементов больше соответствует требованиям нераспространения.

Эта технология может реализовываться как в быстрых, так и тепловых системах. ГТР имеют перспективы, если не будут выбраны экстремистские стратегии развития, полностью ориентирующиеся только на одни тепловые ядерные реакторы или только на одни реакторы на быстрых нейтронах.

Современные стратегии трансмутации актинидов и ГТР. Анализ нейтронного баланса показывает, что полное замыкание топливного цикла энергетической системы реакторов деления облегчается при добавлении в энергетическую систему критических или подкритических систем с быстрым спектром нейтронов [24]. С точки зрения использования ресурсов и производства актинидов идеальной была бы система, использующая только реакторы с полностью замкнутым топливным циклом. Понятно, что быстрые реакторы способны переработать уран и торий с эффективностью, близкой к 100%, производя лишь небольшое количество отходов, содержащих минорные актиниды.

На практике, однако, быстрая замена тепловых ядерных реакторов быстрыми реакторами потребует значительных технических и финансовых инвестиций, которые пока что не представляются оправданными вследствие неясности долгосрочного будущего ядерной энергетики. К тому же работа действующих тепловых ядерных реакторов в течение 10—15 лет не будет ограничиваться имеющимися запасами урана.

Такая ситуация привела к рассмотрению многочисленных промежуточных подходов к трансмутации, учитывающих региональные и политические аспекты данной проблемы. Общей чертой обсуждаемых подходов является сохранение в ядерной энергетике высокой доли тепловых реакторов. Табл. 5 дает обзор основных эволюционных и инновационных подходов к разработке стратегии и их движущих сил.

Эволюционный подход, принятый в Европе и Японии, нацелен на замыкание топливного цикла и предусматривает последовательные шаги, начиная с рециклинга плутония в тепловых реакторах, а потом и в быстрых реакторах. При этом используются обычная переработка и технология MOX-топлива. На последнем этапе МА уничтожаются частично или практически полностью в специализированных быстрых реакторах с замкнутым топливным циклом, работающих во втором звене двухзвенного цик-

ла, либо они рециклируются как мишени в обычных реакторах на тепловых нейтронах. Эволюционный подход имеет то преимущество, что он может подстраиваться под приоритеты переработки плутония и актинидов, а новые технологии необходимы только для ограниченного числа пережигателей актинидов, которые должны обеспечивать переработку для обширного парка как тепловых, так и быстрых реакторов (БР).

Т а б л и ц а 5. Основные стратегии трансмутации актинидов [24]

Инновационный подход — совместная переработка трансурановых элементов (ТРЭ)	Эволюционный подход — отдельная переработка плутония и минорных актинидов (МА)
<p>Основная движущая сила — нераспространение делящихся материалов.</p> <p>ТРЭ сгорают в замкнутом топливном цикле.</p> <p>Требуются новые топливные технологии (металлическое топливо, расплавы солей и т.д.).</p> <p>Сухая переработка пригодна для замкнутого цикла и активных топлив.</p> <p>Технологии безурановых топлив пока не продемонстрированы.</p> <p>Различные типы пережигателей ТРЭ:</p> <p>— <u>сжигатели ТРЭ в БР</u>. Требуются топлива с сырьевым компонентом, что ограничивает соотношение легководных (ЛВР) и быстрых реакторов (БР) величиной ~2 (возможен переход к стратегии БР);</p> <p>— <u>сжигатели ТРЭ в подкритических системах с быстрым спектром</u>. Возможность использования топлив без урана и увеличение отношения ЛВР/БР до 3 (возможен переход к стратегии подкритических систем — усилителей энергии);</p> <p>— <u>сжигатели ТРЭ в тепловых реакторах</u>. Требуется топливо с сырьевым компонентом (например, для французского проекта жидкосолевого реактора AMSTER);</p> <p>— <u>сжигатели в подкритических системах с тепловым спектром нейтронов</u>. Возможность использования топлива без урана и достижения очень малых загрузок «тяжёлых» элементов (проект Аргонской национальной лаборатории ATW (accelerator transmutation of waste)).</p>	<p>Основная движущая сила — полезное использование плутония и продуктов деления. Плутоний сжигается в частично замкнутом цикле:</p> <p>— после 2—3 облучений в тепловом ядерном реакторе плутоний передается на быстрые реакторы;</p> <p>— быстрый реактор на MOX-топливе требует наличия сырьевого компонента, ограничивая тем самым соотношение ЛВР/БР величиной ~4;</p> <p>— сжигание плутония не требует разработки подкритических технологий;</p> <p>— переход к чисто развитию БР, использующих MOX-топливо, возможен;</p> <p>— пригодны существующая технология MOX-топлива и PUREX-переработка.</p> <p>МА сжигаются в специализированных системах замкнутого цикла:</p> <p>— двухзвенная стратегия требует разработки нового типа реактора с быстрым спектром;</p> <p>— подкритические усилители могут использовать больше МА и поддержать до 15 обычных ядерных реакторов на тепловых нейтронах;</p> <p>— подкритические усилители имеют преимущества по безопасности;</p> <p>— требуется новая технология изготовления и переработки высокоактивного топлива.</p> <p>Альтернативные возможности переработки МА:</p> <p>— гетерогенный рециклинг Am и Cm в мишенях (Np может сжигаться вместе с Pu);</p> <p>— связывание МА в очень устойчивой матрице.</p>
<p>Примечание: Стратегии трансмутации, включающие критические и подкритические системы с быстрым спектром нейтронов, которые наиболее разработаны на сегодня, выделены подчеркиванием.</p>	

Инновационный подход, вначале предложенный США, нацелен на одновременную переработку плутония и минорных актинидов, чтобы избежать использования технологий с высоким риском распространения ядерных материалов. После начального выделения урана из облученного топлива легководных реакторов (ЛВР) актиниды рециклируются в сжигателях трансуранов с замкнутым циклом на основе пирохимических процессов без дальнейшего разделения актинидов. Для реализации этой стратегии необходимо число реакторов-сжигателей в 4—6 раз больше, чем для пережигателей минорных актинидов. Но они и не обязаны работать с быстрым спектром нейтронов. Тем не менее большинство рассмотренных и оцененных критических и подкритических сжигателей тяготеют к быстрому спектру нейтронов. Исключением являются только концепции AMSTER и тепловой АТМ (см. [24]).

Вклад различных реакторов в энергетику в рамках различных стратегий развития по данным работы [24] показан на рис. 2.

Рассматриваются следующие возможные варианты стратегий:

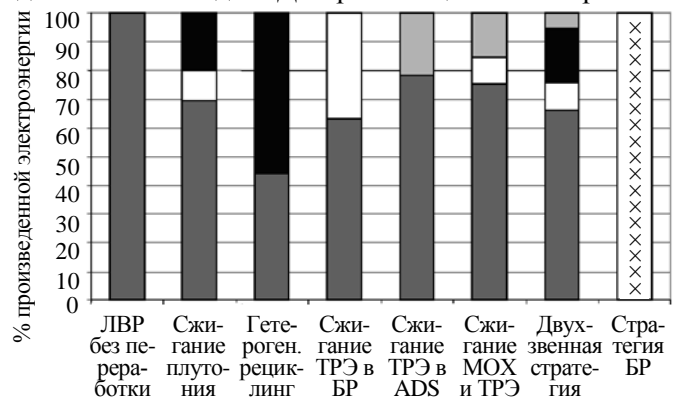


Рис. 2. Вклад различных реакторов в энергетику в рамках различных стратегий развития [24] (ADS — Accelerator-Driven Systems): ■ — ADS; ⊠ — продвинутое БР; ■ — БР-MOX; □ — ЛВР-MOX; ■ — ЛВР-UOX

- только тепловые реакторы в незамкнутом топливном цикле;
- сжигание плутония, требующее дополнительно к ЛВР развития БР на МОХ-топливе и улучшения характеристик быстрых реакторов;
- гетерогенный рециклинг топлива в ЛВР и БР на МОХ-топливе;
- сжигание трансурановых элементов (ТРЕ) ЛВР в быстрых реакторах;
- сжигание ТРЕ ЛВР в подкритических реакторах;
- использование МОХ-ТРЕ-топлива в улучшенных быстрых реакторах и подкритических реакторах;
- двухзвенная технология выделения плутония для БР и минорных актинидов для подкритических реакторов;
- только быстрые реакторы в замкнутом цикле.

Как видно, три из восьми рассмотренных вариантов предполагают активное использование подкритических реакторов с долей их участия в энергетике от 5 до 22%.

Концепции и проекты современных ГР. В последние годы активно разрабатываются концепции гибридных реакторов, в основном использующих ускорительные нейтроны [21, 24]. Типичная схема реактора с ускорительным источником нейтронов (ADS) показана на рис. 3.

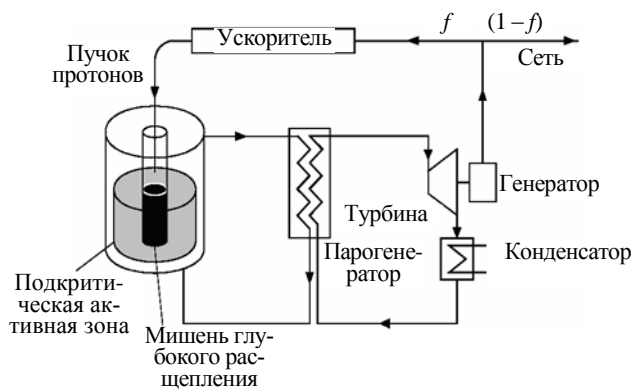


Рис. 3. Концептуальная схема ADS

В большинстве проектов ADS рассматриваются ускорители протонов, производящие непрерывные пучки заряженных частиц с энергией около 1 ГэВ. Для этого используются либо линейные ускорители (так называемые «линаки» — от англ. «linear accelerator systems»), либо циклотроны. Мощные ускорители имеют долгую историю развития, и сегодня уровень мощности 10 МВт для циклотронов и 100 МВт для линаков представляется практически достижимым при КПД около 50%.

Протоны направляются на мишень, где за счет реакций глубокого расщепления ядер мишени формируется источник нейтронов высокой энергии,

облучающих активную зону реактора деления. В качестве мишени используется тяжелый металл в твердом или жидком состоянии. Генерация нейтронов достигает десятков единиц на один протон.

Конструкция активной зоны деления очень близка к конструкции обычного ядерного реактора. Реактор представляет собой кольцевую активную зону, в центре которой располагается нейтронный источник. В активной зоне может быть сформирован как быстрый, так и тепловой спектр нейтронов. Топливо в активной зоне может содержать или не содержать сырьевые компоненты.

Преобразование энергии в таких системах аналогично тому, как это делается в критических ядерных реакторах. Мощность таких гибридов варьируется от 100 до 1000 МВт. Из-за необходимости рециркуляции электроэнергии при использовании нейтронного источника полезный выход энергии по сравнению с критическим ядерным реактором уменьшается на ~15%, а выброс тепла увеличивается на 20%.

Имеется европейский план разработки реактора такого типа и соответствующего ускорительного нейтронного источника [21].

Интенсивные нейтронные источники широкого профиля, использующие подкритические активные зоны в качестве окончательного каскада усиления, также обсуждаются в работах японских исследователей [23].

Каскадный подкритический жидкосолевой реактор (CSMSR) предложен в работе [56]. Данная концепция базируется на четырех ключевых составляющих:

- жидкосолевом топливе;
- подкритическом реакторе, управляемом ускорителем;
- каскадной схеме подкритического реактора;
- неводной технологии переработки ядерного топлива.

Предполагается, что реактор будет использоваться для замыкания топливного цикла легководных реакторов деления.

Для работы в подкритическом режиме с $k_{эф} = 0,95$ при тепловой мощности 1 ГВт потребуется внешний нейтронный источник с интенсивностью 10^{17} н/с при термоядерной мощности $\sim 0,3$ МВт.

Достоинства подкритических систем в комбинации с достоинствами жидкосолевых для данного реактора включают:

- полное устранение физических причин для реактивных аварий;
- отсутствие неустойчивостей, характерных для критического жидкосолевого реактора;
- эффективное управление реактором;
- использование части нейтронов для трансмутации продуктов деления и актинидов.

Упрощённая принципиальная схема такого гибридного реактора-трансмутатора с ускорительным источником нейтронов показана на рис. 4.

Пучок ускорителя создает нейтронный источник за счет реакций глубокого расщепления ядер топливной композиции в области С-1. Эти нейтроны размножаются с коэффициентом ~ 29 при значении $k_{эф} = 0,95$. В области С-2 эти нейтроны умножаются до значения $N \sim n_2 W_{12}$, где $W_{12} \sim 0,4$ — вероятность инициирования деления топлива в секции С-2 нейтронами, родившимися в секции С-1. В этом случае при $k_{эф} = 0,95$ число делений в секции С-2 на один первичный нейтрон достигает величины $N_f \sim (n_2 / (1 - k_{эф})) W_{12} \sim 100$. Помимо солевой композиции (LiF, BeF₂, MF₃), где M — минорные актиниды плюс уран, плутоний или торий, С-1 содержит также соли — поглотители нейтронов XF₃, где X — Gd, Sm, которые уменьшают вероятность W_{21} проникновения нейтронов из области С-2 в область С-1. Для обеспечения условия $W_{21} \sim 0$ достаточно добавить $\sim 10^{-3}$ Gd в соль в зоне С-1. Такая добавка уменьшает вероятность W_{21} до 10^{-2} — 10^{-3} , уменьшая количество нейтронов в С-1 всего лишь на $\sim 0,5\%$.

В традиционной схеме для подкритического реактора с $k_{эф} = 0,95$ и тепловой мощностью 1 ГВт требуется ускоритель с мощностью пучка 50 МВт. Каскадная схема позволяет уменьшить мощность ускорителя примерно в 10 раз без ухудшения параметров безопасности и вместо ускорителей протонов использовать также и ускорители электронов. В этом случае ускоритель потребляет 1% от полной электрической мощности, производимой реактором CSMSR, вместо 10%, необходимых для ускорителя протонов.

Гибридные системы на основе токамаков наиболее активно разрабатываются Стейси (США) [35] и Ву (Китай) [37]. Общий вид одного из реакторов такого типа показан на рис. 5, его параметры приведены в табл. 6.

Наиболее полный анализ выполнен в работах Стейси, который уже приступил к анализу топливного цикла гибридного ре-

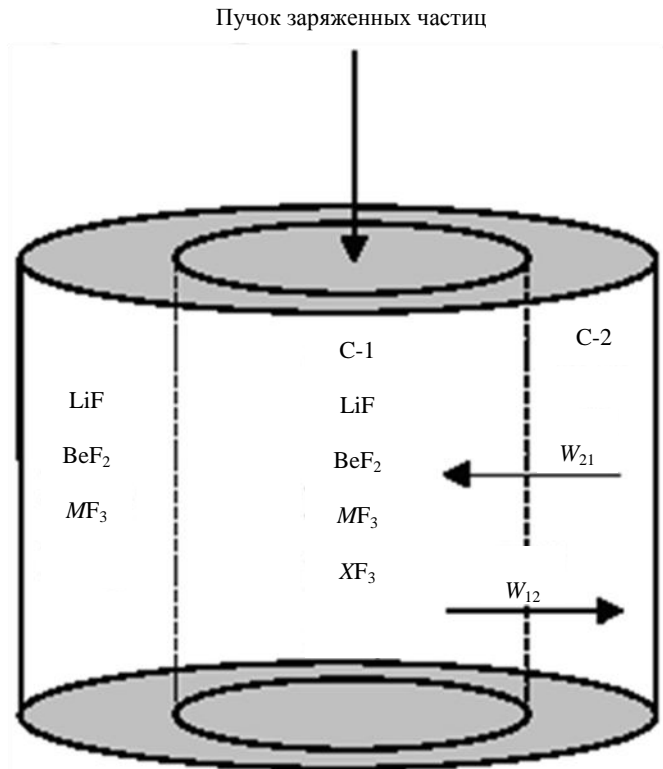


Рис. 4. Принципиальная схема реактора-трансмутатора: С-1 — первый каскад — быстрая активная зона с коэффициентом размножения, $k_{1\infty} > 1$; С-2 — второй каскад — тепловая активная зона трансмутации, $k_{2\infty} < 1$; M — актиниды; X — поглотитель тепловых нейтронов

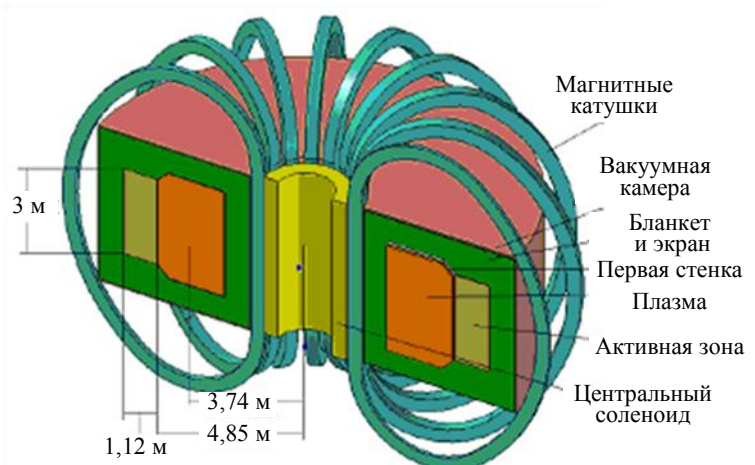


Рис. 5. Схема гибридного термоядерного реактора GCFTR-3 [35]

актора-токамака и аварийных ситуаций.

В проекте [35] кольцевая активная зона, содержащая делящиеся материалы, помещена в магнитное поле токамака. Характерные размеры плазмы близки к размерам JET. Для нагрева и генерации тока в плазме предлагается использовать системы, реализующие нижнегибридный и ионный циклотронный методы нагрева. В качестве тепловыделяющих элементов предполагается использовать сферические многослойные капсулы, заполненные трансурановым топливом с оболочками из карбида кремния и графита. В качестве теплоносителя используется гелий при давлении 60 атмосфер. Мощность термоядерной части достигает 500 МВт, а общая тепловая мощность реактора — более 3 ГВт.

Т а б л и ц а 6. Характеристики термоядерного нейтронного источника [36] в сравнении с ИТЭР [58, 59]

Параметр	$I = 9$ МА	$I = 10$ МА	$I = 15$ МА (ИТЭР)
Мощность реакции синтеза, МВт	403	500	500
Выход нейтронов, 10^{19} с^{-1}	14,2	17,7	17,7
Мощность доп. нагрева, МВт	98,6	98,2	73
Усиление в плазме Q_{pl}	4,1	5,1	10
Нормализованная бета, %	2,85	2,85	2,0
Тороидальная бета, %	4,036	4,485	2,8
Время удержания энергии τ_E , с	0,726	0,737	3,4
H_{95} -фактор (неопределённости τ_E)	1,13	1,06	1,0
Мощность L—H-перехода, МВт	27,1	28,7	51
Запас устойчивости q_{95}	5,47	4,0	3,0
Запас вольт-секунд, Вб	98,5	107,3	120
Бутстреп-ток, МА	2,63	2,55	~2,3—4,2
Эффективность генерации тока	0,456	0,58	~0,3
Электронная плотность, 10^{20} м^{-3}	1,84	2,05	1,13
Магнитное поле, Тл	5,9	5,9	5,3
Средняя нейтронная нагрузка на первую стенку, МВт/м ²	1,45	1,8	0,56
Тепловой поток, МВт/м ²	0,32	0,65	0,15

В китайском проекте [37] также выполнен анализ аварийных ситуаций, однако разработка топливного аспекта находится на начальном уровне, без деталей, что снижает и ценность такого анализа.

Следует отметить, что «токамачные» сообщества Европы и России на сегодняшний день практически не вовлечены в процесс анализа и разработки гибридных систем, если не считать активности М.П. Грязневича совместно с бразильскими и китайскими исследователями [31, 60].

Определенная деятельность в области трансмутаторов отмечается также в ТРИНИТИ [32]. Однако эти работы ориентированы на токамаки, близкие к сферическим, с аспектным отношением $A = 2$, с теплыми обмотками и с малыми магнитными полями ~ 2 Тл, которые практически исключают получение необходимой термоядерной мощности при разумном уровне затрат на нагрев плазмы.

В Европе усилиями Ш. Тачановского [42] продвигается линия открытых ловушек. Однако анализ касается в основном параметров активной зоны деления без ясного понимания, каким образом обеспечить плазменные параметры открытых систем, необходимые для нейтронного источника мегаваттного уровня мощности.

Сравнение характеристик активных зон, управляемых ускорителями и термоядерными системами, проведено в Принстоне D.L. Jassby и J.A. Schmidt'ом [28]. Согласно анализу, энергетические характеристики современных нейтронных источников на базе ускорителей и токамаков примерно сопоставимы. Вопрос о том, какой из подходов окажется более перспективным, будет определяться на стадии опытной и достаточно длительной эксплуатации ускорительных и термоядерных источников. На обоих направлениях — и ускорительном, и термоядерном имеются серьезные инженерные и технологические проблемы, без решения которых их внедрение в ядерный топливный цикл не представляется возможным.

С учетом современного состояния систем дополнительного нагрева и генерации тока в плазме представляет интерес разработка проекта термоядерного нейтронного источника с параметрами токамака T-15 при максимальной мощности дополнительного нагрева до ~ 15 МВт. При вытянутости плазмы ~ 2 и увеличении магнитного поля до уровня, предполагаемого в ИТЭР, установка с большим и ма-

лым радиусами $R = 2,4$ м и $a = 0,7$ м соответственно вполне способна обеспечить мегаваттный уровень термоядерной мощности.

На основе сказанного можно прийти к заключению о том, что для развития быстрых критических и подкритических систем необходимы фундаментальные исследования в области получения ядерных данных, развитие методов нейтронных вычислений, дальнейшая разработка технологии ядерного топлива, конструкционных материалов и жидких металлов, технологий переработки материалов мишеней ускорительных систем, технологии мощных ускорителей, а также технологий стационарно работающих токамаков с тритиевой плазмой.

Экспериментальные исследования в первую очередь требуются в области разработки топливных композиций и топливных элементов. Ни одна концепция не может рассматриваться серьезно, если не определена спецификация топлива, что означает описание его реальных характеристик, технологии изготовления, условий эксплуатации и переработки.

Поскольку особенности ядерного топлива играют основную роль в сценариях, предполагающих не только минимизацию отходов, но и развитие ядерной энергетики в целом, международное разделение усилий, направленных на разработку нитридного, оксидного и металлического ядерного топлива, желательно организовать таким образом, чтобы оптимально использовать ресурсы существующих лабораторий, работающих с высокоактивным топливом.

В этой связи доступность стендов для облучения топливных композиций, в особенности в быстром спектре нейтронов и при больших дозах облучения, является наиболее важным моментом. Желательно на международном уровне выступить с инициативой согласования научно-исследовательских программ с целью оптимизации имеющихся ресурсов.

Для технико-экономических оценок разных вариантов топливных циклов на основе пиротехнических процессов необходима демонстрация их работоспособности на определенном уровне.

Анализ безопасности подкритических систем должен в первую очередь определить пути устранения гипотетических аварий (Hypothetical Core Disruptive Accident). Если такие аварии в процессе эксплуатации потенциально возможны, то должен быть предложен и разработан быстрый механизм отрицательной обратной связи, устраняющий их развитие.

Для сопоставления между собой отдельных этапов продвинутых топливных циклов, включая геологическое захоронение отработанного топлива, необходимы оценки их стоимости.

ПРОБЛЕМЫ СИНЕРГЕТИЧЕСКОГО РАЗВИТИЯ ЯДЕРНОЙ И ТЕРМОЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

При активном развитии гибридных систем совершенно иначе можно подойти к решению классической проблемы термоядерной энергетики, связанной с воспроизводством трития. Дело в том, что воспроизводство трития для собственных нужд в термоядерном реакторе является довольно сложной технической и технологической проблемой. Согласно многим проектам чистых (негибридных) термоядерных реакторов [6] коэффициент воспроизводства трития на уровне 1,1 без использования делящихся материалов достигается с большим трудом.

Применение делящихся материалов в корне изменяет ситуацию с воспроизводством трития. Термоядерная часть ГТР производит лишь малую долю нейтронов, тогда как на последней стадии «усиления тока» термоядерных нейтронов в гибридной зоне, содержащей делящиеся материалы, возникает значительное количество нейтронов. Из них до 1,8 нейтрона на одно деление, за вычетом потерь и затрат на воспроизводство выгоревших делящихся материалов, можно использовать для наработки дополнительного ядерного топлива и воспроизводства трития. Учитывая высокую вероятность реакции ${}^6\text{Li}$ с нейтронами теплового спектра, ведущей к образованию трития, можно надеяться, что применение лития в экранах, окружающих активную зону гибридного ТЯР, способно полностью обеспечить воспроизводство трития для термоядерной части данного реактора, а также наработать дополнительное количество трития для других реакторов-токамаков. Особо отметим, что такая схема открывает возможности получения трития при низких температурах и, следовательно, на низком уровне проницаемости трития через конструкционные материалы.

Ясно, что интенсивные нейтронные источники открывают принципиально новые возможности, компенсируя затраты на обеспечение безопасности систем с малыми значениями β и низкими значениями коэффициента Доплера, характеризующего отрицательную обратную связь реактивности с мощностью, обусловленную увеличением резонансного поглощения нейтронов делящимися материалами при увеличении температуры топлива. Кроме того, новый подход расширяет возможности конструирования, которые могут быть использованы для увеличения отношения числа легководных реакторов к числу реакторов-размножителей.

По сравнению с эволюционным развитием гибридных систем инновационный подход требует дополнительных вложений в создание более сложных пережигателей актинидов.

Из нейтронно-физических соображений следует, что не все реакторы могут работать в режиме замкнутого топливного цикла. Для достижения равновесного состояния зоны важным параметром является отношение скорости производства и выгорания актинидов η_{ec} . Глобальный баланс производства нейтронов при полном выжигании актинидов или их смеси в реакции деления можно оценить в терминах избыточного числа нейтронов D . Если η_{ec} меньше единицы, то в такой зоне не может поддерживаться цепная реакция деления, а отрицательное значение величины D (дефицит нейтронов) указывает на то, что актиниды или их смесь не могут быть полностью трансмутированы. Параметры такой зоны зависят от изотопного состава начальной топливной композиции, нейтронного спектра и уровня нейтронного потока.

Значения величин η_{ec} и D приведены в табл. 7 для различных концепций гибридных реакторов, а также для быстрого реактора, заправленного урановым топливом [24].

Т а б л и ц а 7. Нейтронный баланс параметров различных равновесных зон [24]

Первичное топливо	Тепловой пережигатель ТРЭ (ADS)		Быстрый пережигатель ТРЭ (ADS)		Пережигатель МА (ADS)		Критический быстрый реактор	
	η_{ec}	D	η_{ec}	D	η_{ec}	D	η_{ec}	D
^{238}U	0,92	-0,24	1,28	0,64	1,28	0,64	1,41	0,85*
Плутоний	1,15	0,40	1,8	1,34	1,74	1,28	2,03	1,53
Минорные актиниды	0,89	-0,37	1,37	0,86	1,33	0,79*	1,52	1,10
Трансурановые радионуклиды	1,1	0,30*	1,75	1,29*	1,69	1,23	1,96	1,48

* Значения относятся к системе, оптимизированной под начальную топливную композицию.

В [24] рассматривались различные начальные топливные композиции. Содержание плутония и трансурановых элементов соответствует топливу, облученному в PWR с глубиной выгорания 50 ГВт-сут на тонну делящегося материала. При этом предполагалось, что минорные актиниды произведены в первом цикле облучения «двухзвенной стратегии» (см. рис. 4). Как видно, МА не могут быть трансмутированы полностью в системах с тепловым спектром нейтронов, тогда как системы на быстрых нейтронах дают больше избыточных нейтронов.

Интересно, что системы, управляемые нейтронным источником, дают меньше избыточных нейтронов, чем критический быстрый реактор. Это является следствием смягчения спектра нейтронов за счет высокого содержания циркония в топливе без урана. Избыток нейтронов, очевидно, благоприятен, если системы используются для трансмутации.

Таким образом, как показано в таблице, оба подхода к системам для трансмутации приводят к одинаковому заключению: тепловые реакторы типа PWR, загруженные на 30% MOX-топливом, имеют такой же нейтронный баланс, как и тепловые системы с нейтронным источником.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Развитие инновационных технологий замкнутого топливного цикла ядерных электростанций и повышение их безопасности ставят на повестку дня задачу создания нейтронного источника мегаваттного уровня, интенсивность которого не зависит от нейтронных потоков в нем и полностью регулируется внешним вводом мощности. Такой источник мог бы обеспечить управление работой активных зон быстрых реакторов в подкритическом состоянии, что необходимо для создания систем,

работающих на топливе с малыми долями запаздывающих нейтронов, характерными для плутония и минорных актинидов.

Возможность усиления (размножения) нейтронов в подкритичном гибридном blanketе с отрицательной реактивностью существенно снижает требования к нейтронному источнику относительно требований, предъявляемых к промышленным ТЯР, и позволяет уже сегодня начать инженерные проработки конструкций на основе ускорителей, токамаков, открытых ловушек. При анализе нейтронных источников необходимо ориентироваться на их включение в составе энергетических систем, обеспечивая их длительную эксплуатацию в течение 30—60 лет, на использование доступных материалов и технологий и, в максимальной степени, на уже проверенные технические решения.

В то время как на ИТЭР — первом экспериментальном реакторе промышленного масштаба будет продолжено решение физических и технологических проблем будущих энергетических ТЯР, токамаки с размерами Т-15 и JET уже сегодня вполне пригодны для того, чтобы обеспечить термоядерную мощность мегаваттного уровня при мощности систем для дополнительного нагрева плазмы ~15 МВт. Токамак Т-15 может рассматриваться в этом контексте как прототип нейтронного источника для отработки технологии непрерывного режима и обслуживания.

Основными проблемами для токамаков будут генерация тока и надежность систем дополнительного нагрева. Проблемы материалов и дивертора в режиме управляющего нейтронного источника можно считать решенными. Проблем в области новой физики плазмы, возможных при работе ИТЭР, для токамаков мегаваттного уровня мощности не существует совсем.

При немедленном начале проектных работ гибридный реактор, управляемый нейтронным источником-токамаком, может быть создан к 2020 г. Первый шаг разумно сделать на уран-плутониевом МОХ-топливе.

Наработка делящихся материалов за счет термоядерных нейтронов без использования усиления нейтронов в blanketе с делящимися компонентами требует существенного увеличения плазменного Q , решения проблем «горящей» плазмы, разработки радиационно-стойких конструкционных материалов и решения проблемы дивертора. Такая система может рассматриваться только в долгосрочной перспективе.

Возможной перспективой для глобальной энергетики при полном пережигании природного урана через производство плутония является переход от ядерных реакторов, работающих в критическом режиме с нулевой реактивностью, к подкритическим режимам нейтронного усилителя с отрицательной реактивностью.

На первом этапе усилительный режим может разрабатываться как базовый режим для систем, предназначенных для переработки минорных актинидов и других радионуклидов с малой долей запаздывающих нейтронов. В дальнейшем внедрение подкритических систем-усилителей будет ограничиваться экономическими соображениями и стимулироваться требованиями обеспечения безопасности ядерной энергетики и прежде всего реакторов на быстрых нейтронах.

По-видимому, экономика усилительных систем в значительной степени определяется затратами на убеждение общества принять ядерную энергетику на быстрых нейтронах, а также ожидаемым упрощением (и удешевлением) систем, обеспечивающих безопасность ядерных реакторов при их эксплуатации в подкритических режимах.

Поскольку возможность запуска ториевого топливного цикла в ядерной энергетике видится только в долгосрочной перспективе, опытные образцы ГТР логично проектировать для оптимального решения задач уран-плутониевого топливного цикла.

Хотелось бы выразить признательность Виктору Владимировичу Орлову и Михаилу Петровичу Грязневичу, как известным специалистам по ядерным и термоядерным системам, за внимательное и заинтересованное обсуждение данной работы и за высказанные критические замечания.

REFERENCES

1. **Fusion-fission.** Proceedings of the II soviet-american seminar. 14 March — 1 April 1977. — М.: Atomizdat, 1978 (in Russian).

2. **Golovin I.N., Shatalov G.E., Kolbasov B.N.** Some problems of the hybrid thermonuclear reactors. — Proceedings of the USSR Academy of Sciences, 1975, № 6, pp. 26—34 (in Russian).
3. **Golovin I.N., Kolbasov B.N., Orlov V.V., Pistunovich V.I., Shatalov G.E.** The nuclear fuel problem and fusion-fission hybrid reactors. IAEA-TC-145/25. — Vienna: IAEA, 1978.
4. **Velikhov E.P., Glukhikh V.A., Gur'ev V.V., Kadomtsev B.B., Kolbasov B.N. et al.** Hybrid tokamak fusion reactor for production of fissile fuel and electric power. — *Atomnaya energiya (Atomic energy)*, 1978, vol. 45, issue 1, pp. 3—9 (in Russian).
5. **Project** of experienced fusion reactor EFR. I.V. Kurchatov Institute of Atomic Energy, D.V. Efremov Scientific Research Institute of Electrophysical Apparatus, N.A. Dollezhal Research and Design Institute of Energotechnics, 1988 (in Russian).
6. **International tokamak reactor (INTOR).** — Vienna: IAEA, Zero Phase (1980), Phase Two A. Part I (1983), Phase Two A. Part III, vol. 2 (1988).
7. **Vasil'kov R.G., Gol'danskiy V.I., Orlov V.V.** About the electric breeding. — *UFN (APhS)*, 1983, issue 3, pp. 435—464 (in Russian).
8. **Wu Y., FDS Team.** The fusion-fission hybrid reactor for energy production. — In: *A Practical Path to Fusion Application*. 22nd IAEA Fusion Energy Conf. Geneva, Switzerland, 13—18 October 2008.
9. **Hawryluk R.J. et al.** Fusion plasma experiments on TFTR: a 20 year retrospective. — *Physics of Plasmas*, 1998, vol. 5, № 5, p. 1577.
10. **Jacquino J. et al.** Overview of ITER Physics Deuterium-Tritium Experiments in JET. <http://www.iop.org/Jet/fulltext/JETP98031.PDF>.
11. **ITER Technical Basis 2002.** ITER EDA Documentation Series No.24. — Vienna: IAEA, 2002.
12. **Rebut P.H.** Alfvén Prize Lecture. — Proceed. 33rd EPS Conf. Plasma Physics. Rome, Italy, 2006.
13. **Velikhov E.P.** — In: IAEA Fusion Energy Conf. Chengdu, China, October 16—21, 2006.
14. **Rubbia C. et al.** Conceptual Design of a Fast Neutron Operated High Power Energy Amplifier. CERN/AT/95-44ET, 1995.
15. **Rubbia C., Rubbia J.** A Tentative Programme Towards a Full Scale Energy Amplifier. CERN/LHC/96-11/(EET), 1996.
16. **Bowman C.** Accelerator-driven systems for nuclear waste transmutation. — *Ann. Rev. Nucl. Part. Sci.*, 1998, vol. 48, pp. 505—556.
17. **Takahashi H., Zhang J.** Accelerator-driven light water fast reactor. — In: III Intern. Conf. on Accelerator-Driven Transmutation Technology & Applications. Prague, June 1999, CD ROM Tu-O-F21.
18. **Dubovskiy B.G.** — *Atomnaya energiya (Atomic energy)*, 1959, vol. 4, issue 5, p. 456. (in Russian).
19. **Marchuk G.I., Dubovskiy B.G., Smelov V.V., Milyutina Z.N.** To the calculation of partitioned nuclear-power installations. — In coll.: *Investigation of reactor systems critical parameters.* — M.: Gosatomizdat, 1960, p. 107 (in Russian).
20. **Gardner I.S.K. et al.** A review of spallation neutron source accelerators. — In: 6th European Particle Accelerator Conf. (EPAC 98). Stockholm, Sweden, 22—26 Jun 1998.
21. **IAEA-RC-870.3.** TWG-FR/132 Third Research Coordination Meeting (RCM) of the Coordinated Research Project on «Studies of Advanced Reactor Technology Options for Effective Incineration of radioactive Waste», 2007.
22. **Kerdraon D. et al.** Characterization and extrapolation of a conceptual experimental accelerator driven system. — In: The European Technical Working Group on Accelerator Driven System, a European Roadmap for Developing Accelerator Driven Systems (ADS) for Nuclear Waste Incineration. April 2001.
23. **Kawase J., Inoue M.** Neutron Factory Project at KURRI. — In: Proc. of the Second Asian Particle Accelerator Conf. Beijing, China, 2001.
24. **Nuclear Energy Agency.** Accelerator-driven Systems (ADS) and Fast Reactors (FR) in Advanced Nuclear Fuel Cycles. A Comparative Study. NEA, 2002. See: www.nea.fr/html/ndd/reports/2002/3109/nea3109ch1-2.pdf; www.nea.fr/html/ndd/reports/2002/3109/nea3109ch4.pdf.
25. **Advanced Fuel Cycle Initiative (AFCI) Program Plan.** 1 May 2005. The Pass to Sustainable Nuclear Energy. Basic and Applied Research Opportunities for Advanced Fuel Cycle. Sept.2005. http://afci.sandia.gov/downloads/2005_AFCI_Program_Plan.pdf
26. **Kim D., Kazimi M.S., Driscoll M.J., Todreas N.E.** The Economics of Transmutation Fuel Cycles. www.iaea.org/inis/aws/fnss/fulltext/te_1356_9.pdf.
27. **Manheimer W.** Back to the future: the historical, scientific, naval, and environmental case for fission fusion. — *Fusion Technology*, 1999, vol. 36, pp. 1—15.
28. **Jasby D.L., Schmidt J.A.** Electrical Energy requirements for ATW and Fusion Neutrons. PPPL. Princeton, New Jersey, Feb. 2000. <http://www.osti.gov/bridge/servlets/purl/751584-o250ml/webviewable/751584.pdf>.
29. **Manheimer W.** The fusion hybrid as a key to sustainable development. — *J. of Fusion Energy*, 2004, vol. 23, № 4, p. 223.
30. **McNamara B.** A Briefing on Futures with Fission & Fusion, March 2008. <http://gt-mhr.ga.com/Fission%20&%20Fusion%20Futures%20March%202008.pdf>.
31. **Gryaznevich M.** A Small Tokamak for Energy Production. UKAEA Culham Presentation, 2008.
32. **Azizov E.A., Gladush G.G., Dokuka V.N., Khayrutdinov R.R.** Numerical studies of plasma parameters of tokamak-reactors for transmutation of minor actinides remaining in the spent nuclear fuel. — *VANT. Ser. Termoyadernyi sintez (Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Thermonuclear Fusion)*, 2007, issue 3, p. 3 (in Russian).
33. **Hoffman E.A., Stacey W.M.** Comparative fuel cycle analysis of critical and sub-critical fast reactor transmutation systems. — *Nuclear Technol.*, 2003, vol. 144, p. 83.
34. **Stacey W.M. et al.** A sub-critical, gas-cooled fast transmutation reactor with a fusion neutron source. — *Nuclear Technology*, 2005, vol. 150, p. 162.
35. **Stacey W.M. et al.** Advances in the Sub-Critical, Gas-Cooled, Fast Transmutation Reactor Concept. GA 30332-0425, May 2006.
36. **Stacey W.M.** Tokamak D-T fusion neutron source requirements for closing the nuclear fuel cycle. — *Nuclear Fusion*, 2007, vol. 47, pp. 217—221.

37. **Wu Y.C., Qian J.P., Yu J.N.** The fusion-driven hybrid system and its material selection. — *J. of Nuclear Materials*, 2002, vol. 307—311, Part 2, pp. 1629—1636.
38. **Zheng S.Wu, Zhu X., Wang W., Wang H., Liu S. et al.** Conceptual design of the fusion-driven subcritical system FDS-I. — *Fusion Eng. Des.*, 2006, vol. 81, pp. 1305—1311.
39. **Zhu X., Zheng S., Li J.** Analysis on fuel cycle schemes in the fusion-driven subcritical system, (FDS-I). — *Ibid.*, pp. 851—857.
40. **Zheng S., Wu Y.** Neutronic safety analysis in severe transients of the dual-cooled waste transmutation blanket for the FDS-I. — *Ibid.*, pp. 1425—1429.
41. **Bai Y., Chen H., Ke Y., Wang W., Zheng S.** Preliminary transient thermal analysis for safety of the dual-cooled waste transmutation blanket for the FDS-I. — *Ibid.*, pp. 1397—1401.
42. **Taczanowski S.** Transmutations of radioactive nuclides in accelerator-driven subcritical systems. — *Postepy Techniki Jadrowej*, 1998, vol. 41, pp. 437—441.
43. **Taczanowski S., Kopec M.** Investigations of neutronics of subcritical systems with use of MCNP code. — IAEA-TECDOC-1356. — Vienna: IAEA, 2000, pp. 228—239.
44. **Orlov V.V.** Private message. M., October 2008 (in Russian).
45. **Nemirovskiy P.E.** The division energy of uranium isotopes and transuranium elements. Preprint IAE-3230/2. — M., 1980 (in Russian).
46. **Robert G. Sater, Nukefacts ...and fictions.** The Nuclear Reactor Operator Training. <http://www.pipeline.com/~rstater/nuke1.html>, 2004.
47. **Utilization and Reliability of High Power Proton Accelerators.** — In: Workshop Proceeding. OECD Publishing, Mol, Belgium, 6—9 May 2007.
48. **See: 4.7.2 Neutron Cross-Sections.** — In: Kaye & Laby — Tables of Physical & Chemical Constants. National Physical Laboratory, UK. 1995.
49. **Kipin Dzh.R.** Physical foundations of the nuclear reactors kinetics. — M.: Atomizdat, 1967 (in Russian).
50. **Deriglazov V.V., Polikhovskaya N.E., Shatalov G.E., Khripunov V.I.** Prospects of the hybrid reactor-tokamak use for direct enrichment of WWER-1000 reactors tvel: Preprint IAE-5517/8. — M., 1992 (in Russian).
51. **Kevrolev V.V., Shatalov G.E., Orlov V.V.** The ability of actinides «burning» in the fusion reactor blanket. Report IAE № 40/3680, 1978 (in Russian).
52. **Serikov A., Shatalov G., Sheludjakov S., Shpansky Yu., Vasiliev N.** Possibility of fusion power reactor to transmute minor actinides of spent nuclear fuel. — *Fusion Engineering and Design*, 2002, vol. 63—64, pp. 93—99.
53. **Shvedov O.V., Volkov E.B., Igumnov M.M., Kozodaev A.M., Lazarev N.V.** Electronuclear systems — nuclear power installations of new generation. — *Atomnaya energiya (Atomic energy)*, 2004, vol. 97, issue 2, pp. 145—152 (in Russian).
54. **LaBar M.P.** The Gas Turbine — Modular Helium Reactor: A Promising Option for Near Term Deployment. GA-A23952. General Atomics 3550 General Atomics Court San Diego, CA 92121-1122.
55. **Maddox J.W.** Fuel Cycle Optimization of a Helium-Cooled, Subcritical, Fast Transmutation of Waste Reactor with a Fusion Neutron Source. PhD Thesis. May 2006. www.frc.gatech.edu/theses/maddox_james_w_200605_mast.pdf.
56. **Dudnikov A., Alekseev P., Kotkin N., Men'shikov L., Subbotin S.** Transmutation of longlived radioactive waste in critical and cascade sub-critical molten salt reactors. — In: Proc. of the 3rd Intern. Conf. on Accelerator-Driven Transmutation Technologies and Applications (ADTTA'99). Prague, June 7—11, 1999.
57. **Future of atomic energetics.** Massachusetts Institute of technology interdisciplinary study. <http://www.seu.ru/programs/atomsafe/books/FAE1.pdf>; http://www.kayelaby.npl.co.uk/atomic_and_nuclear_physics/4_7/4_7_2.html#spectra (in Russian).
58. **Project Integration Document (PID).** Ed. by J. How. ITER_D_2234RH Vers. 3.0, Jan. 2007.
59. **Progress in the ITER Physics Basis.** — *Nuclear Fusion*, 2007, vol. 47.
60. **Galvão R.M.O., Ludwig G.O., Bosco E. Del, Andrade M.C.R., Li J., Wan Y., Wu Y., McNamara B., Edmonds P., Gryaznevich M., Khairutdinov R., Lukash V., Danilov A., Dnestrovskij A.** Physics and engineering basis of multi-functional compact tokamak reactor concept. — In: 22nd IAEA Fusion Energy Conf. Geneva, Switzerland, 13—18 October 2008.

AUTHORS

Kuteev B.V. NRC “Kurchatov Institute”, pl. Kurchatova 1, 123182 Moscow, Russia; kuteev@nfi.kiae.ru

Khripunov V.I. NRC “Kurchatov Institute”, pl. Kurchatova 1, 123182 Moscow, Russia; khripuv@nfi.kiae.ru

Received 28 November 2008

Problems of Atomic Science and Technology
Ser. Thermonuclear Fusion, 2009, issue 1, pp. 3—29.