УДК 621.039.623

КОНЦЕПЦИЯ ГИБРИДНОГО ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО РЕАКТОРА СИНТЕЗ-ДЕЛЕНИЕ НА ОСНОВЕ ТОКАМАКА С БЛАНКЕТОМ НА ОТВАЛЬНОМ УРАНЕ

*С.В. Мирнов¹, Г.Г. Гладуш¹, А.А. Гостев¹, А.В. Лопаткин², И.Б. Лукасевич², И.Е. Люблинский³*¹АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», Москва, Троицк, Россия²АО «НИКИЭТ» им. Н.А. Доллежала, Москва, Россия³АО «Красная Звезда», Москва, Россия

Цель работы — провести масштабную оценку возможностей использования токамака как ДТ-реактора синтеза в качестве источников быстрых нейтронов для облучения отвального урана с целью получения энергии. Поскольку в настоящее время на АЭС используется уран, обогащённый ^{235}U до 4,5%, то более 90% добываемого природного урана идёт в отвал, т.е. в атомной энергетике не используется. В мире накопилось более 1 500 000 т отвального урана обогащением 0,2—0,3%, и он будет накапливаться далее по мере развития атомной энергетике на тепловых нейтронах. Промышленные АЭС на быстрых нейтронах, которые могли бы использовать отвальный уран, пока находятся на стадии разработки. Поэтому возможность энергетического использования отвального урана по альтернативной технологии может приобрести актуальность. Предлагаемый способ производства энергии не потребует частой переработки облучённого топлива для перезагрузки плутония, как в случае быстрых реакторов с замкнутым циклом, а потому он менее опасен радиационно. Кроме того, гибридный энергетический реактор такого рода работает в глубоко подкритическом режиме, т.е. он более безопасен и в эксплуатации. В качестве базового термоядерного источника нейтронов (ТИН), способного создавать мощные потоки термоядерных нейтронов, мы выбрали токамак-реактор — физический аналог с параметрами ИТЭР, снабжённый бланкетом с отвальным ураном. Отвод тепла предполагается осуществлять металлическим теплоносителем, а не водой, как в случае ИТЭР. Это нужно для того, чтобы спектр нейтронов оставался по возможности жёстким и скорость деления ^{238}U была максимальной. Согласно оценкам (материалы «Комиссии Росатома по выбору путей оптимального развития термоядерной энергетики России на основе токамаков» 2009 г.) такой источник, будучи окружён идеальным (~20 см) бланкетом природного урана, был бы способен на каждый акт деления (200 МэВ) обеспечить создание четырёх атомов ^{239}Pu . В том же качестве мог бы быть использован и отвальный уран. Оценки указывали на то, что в стационарном режиме работы с коэффициентом использования установленной мощности (КИУМ) около 70% «идеальный реактор» на отвальном уране мог бы поставлять в сеть около 1,5 ГВт электрической мощности. Проведённый анализ показал, что необходимость воспроизводства трития и собственные энергозатраты примерно в 3 раза снижают эту величину. Высокое значение КИУМ в таком ТИН планируется обеспечить путём защиты его первой стенки от эрозионного воздействия горячей плазмы литием.

Ключевые слова: токамак, бланкет, нейтроны, уран, литий, тритий, плутоний, реакция деления.

THE CONCEPT OF A HYBRID FUSION-FISSIION REACTOR BASED ON TOKAMAK USING A BLANKET WITH DEPLETED URANIUM

*S.V. Mirnov¹, G.G. Gladush¹, A.A. Gostev¹, A.V. Lopatkin², I.B. Lukasevic², I.E. Lyublinsky³*¹JSC «SSC RF TRINITI», Moscow, Russia²JSC «NIKIET» them. N.A. Dollezhal, Moscow, Troitsk, Russia³JSC «Krasnaya Zvezda», Moscow, Russia

The aim of the work is to conduct a large-scale assessment of the possibilities of using tokamak as a DT fusion reactor as a source of fast neutrons for irradiating depleted uranium in order to generate energy. Since uranium enriched in ^{235}U to 4.5% is currently used at nuclear power plants, more than 90% of the extracted natural uranium goes to the depletion, that is, it is not used in nuclear power engineering. More than 1 500 000 t of depleted U (with an enrichment of 0.2—0.3%) have accumulated in the world and it will accumulate further as the nuclear power engineering develops on thermal neutrons. Industrial fast-neutron nuclear power plants, which could use the depleted U, are still under development. Therefore, the depleted uranium using as an alternative for energy production may become reasonable. The proposed method of energy production does not require frequent reprocessing of irradiated fuel to reload plutonium, as in the case of fast reactors with a closed cycle, and therefore dangerous radiation is less. In addition, a hybrid power reactor of this kind operates in a deeply subcritical mode, that is, it is safer in operation. We chose the tokamak reactor - a physical analogue with ITER parameters - equipped with a depleted uranium blanket as the basic sources of fast neutrons capable of generating powerful neutron fluxes. Heat removal is supposed to be carried out by a metal coolant, and not by water, as in the case of ITER. This is necessary so that the neutron spectrum remains as rigid as possible and the fission rate of ^{238}U is maximum. According to estimates (materials from the Rosatom commission on the choice of optimal development of termonuclear energy of Russia based on tokamak, 2009), such a source, being surrounded by an ideal (~20 cm) blanket of natural uranium, would be capable of creating 4 ^{239}Pu atoms for each fission (200 MeV). Depleted uranium could be used in the same capacity. Estimates indicated that in the stationary mode of operation (the capacity factor of about 70%) an «ideal reactor» with depleted uranium could supply about 1.5 GW of electrical power to the network. The analysis showed that the need for reproduction of tritium and its own energy consumption reduce this value by about three times. A high value of the capacity factor in such a source of fast neutrons is planned to be ensured by protecting its first wall from the erosive effects of hot plasma with lithium.

Key words: tokamak, blanket, neutrons, uranium, lithium, tritium, plutonium, fission reaction.

DOI: 10.21517/0202-3822-2019-42-2-22-30

ВВЕДЕНИЕ

Традиционный вектор развития дейтерий-тритиевого управляемого термоядерного синтеза (УТС) с перспективой создания практически неисчерпаемого источника электроэнергии предполагает, как известно, прямое энергетическое использование его основного продукта — «быстрого» (14 МэВ) нейтрона путём его торможения в бланкете, окружающем «горячую» зону, где, собственно, и протекает реакция синтеза. Воспроизводство горючего — трития предполагается при этом осуществлять за счёт реакции захвата тепловых нейтронов на ${}^6\text{Li}$, размещённом в том же энергопроизводящем бланкете. Нейтронный дефицит предлагается компенсировать путём использования различных размножителей нейтронов. Многочисленные расчёты, проводившиеся ранее различными специалистами, показывают, с что коэффициент воспроизводства трития, получаемого таким образом, в лучшем случае достигает значения 1,03—1,05, что вносит известный риск в решение задачи УТС, так как тритий является одним из самых дорогостоящих продуктов существующего рынка. Между тем дополнительное помещение в бланкет реактора УТС ${}^{238}\text{U}$ либо ${}^{232}\text{Th}$, способных делиться под действием нейтронов ДТ-синтеза, может существенно улучшить ситуацию. Помимо производства трития, необходимого для поддержания квазистационарной ДТ-реакции синтеза, в таком гибридном бланкете становится возможной наработка ${}^{239}\text{Pu}$ и ${}^{233}\text{U}$ — потенциальных «горючих» ядерной энергетики. Как следует из воспоминаний А.Д. Сахарова [1] и материалов «Атомного проекта СССР», идея использования урана и тория в качестве сырья для производства расщепляющихся ${}^{239}\text{Pu}$ и ${}^{233}\text{U}$ родилась практически одновременно с идеей управляемого термоядерного синтеза на уровне 1950, 1951 гг. Её реализацией вплотную заинтересовались в 1970—1980 гг., когда прогресс токамаков сделал реальным создание термоядерных источников нейтронов (ТИН) на базе ДТ-УТС мегаваттного уровня. Достижения этого периода были суммированы в сборнике «Синтез—деление» [2]. Эти работы были продолжены под руководством И.Н. Головина и В.В. Орлова [3], но временно пресечены чернобыльской аварией. На новом уровне с учётом вновь приобретённого 20-летнего опыта развития токамаков этот вопрос был снова поднят в ходе работы «Комиссии Росатома по выбору путей оптимального развития термоядерной энергетики России на основе токамаков» 2009 г. [4]. Была подтверждена предложенная ранее И.Н. Головиным трёхступенчатая схема движения от современных токамаков к гибриднему реактору промышленного уровня. Первая ступень ТИН-0 (у И.Н. Головина ТБ-0) — безнейтронный вариант (в отдельных случаях дейтериевый) с целью отработки квазистационарного режима работы токамака. Вторая ступень ТИН-1 — квазистационарный ДТ-токамак с длительностью рабочего импульса масштаба 100 с, со средней нейтронной нагрузкой на первую стенку 0,2—0,3 МВт/м² (энергией, переносимой током нерассеянных термоядерных нейтронов через единицу поверхности первой стенки разрядной камеры токамака) и нейтронным компонентом термоядерной мощности 30—50 МВт при КИУМ (коэффициенте использования установленной мощности) — отношении фактической энерговыработки реакторной установки за определённый период эксплуатации к проектной энерговыработке при работе без остановок на номинальной мощности, равном 0,5—0,7, для отработки макетов энергетических и воспроизводящих тритий бланкетов. Третья ступень ТИН-2 — квазистационарный (стационарный) токамак со средней нагрузкой термоядерных нейтронов на первую стенку ~0,5 МВт/м² и полной мощностью, переносимой термоядерными нейтронами, около 400 МВт при КИУМ не меньше 0,7.

С учётом современного состояния проектов токамаков прототипами ТИН-0 могли бы стать действующие зарубежные токамаки EAST, KSTAR, а также вступающие в строй в 2020 г. японский JT-60SA и наш Т-15. Прототипом ТИН-1 могло бы стать дальнейшее развитие JT-60SA либо наш проект ДЕМО-ТИН с геометрическими размерами, близкими к JET ($R = 3,2$, $a = 1$ м и током около 5 А). Физическим прототипом ТИН-2 мог бы стать сооружаемый ИТЭР. Наконец, физическим прототипом уже промышленного ТИН мог бы стать проектируемый в Европе Евро-ДЕМО с $R = 10$, $a = 3$ м (аналог проекта ИТЭР 1998 г. [5]) со средней нагрузкой термоядерных нейтронов на первую стенку около 1 МВт/м² (~ $5 \cdot 10^{17}$ н/(м²·с)). Заметим, что все эти оценки сделаны в предположении справедливости известной

Рис. 1. Прототипы ТИН

Напомним, что в настоящее время промышленные АЭС используют уран, обогащённый ^{235}U до 4,5%. При этом всего лишь 1% добываемого природного урана используется в ядерной энергетике, остальное идёт «в отвал». В мире накопилось более 1 500 000 т отвалного урана (с остаточным обогащением ^{235}U менее 0,3%). Очевидно, что он будет накапливаться и далее по мере развития атомной энергетики на тепловых нейтронах. Промышленные АЭС на быстрых нейтронах, которые могли бы использовать отвалный U, к настоящему времени ещё находятся на стадии становления. Поэтому возможность энергетического использования отвалного урана по альтернативной технологии может приобрести актуальность [5].

Заметим, что предлагаемый способ производства энергии не потребует частой переработки облучённого топлива для перезагрузки плутония в отличие от того, как это ожидается в случае быстрых реакторов с замкнутым циклом [7]. Другим преимуществом гибридного энергетического реактора такого рода является то, что он работает в глубоко подкритическом режиме, т.е. более безопасен в эксплуатации. Наконец, без серьёзных технических переделок в нём может быть осуществлено дожигание долгоживущих минорных актинидов — отходов АЭС. Современное состояние исследований комплекса этих вопросов представлено в [4, 8], обзоре [9] и монографии [10]. В недавней работе [11] детально анализируются преимущества «гибридного» направления развития ядерной энергетики по сравнению с «чистым» термоядерным синтезом. В настоящей работе мы ограничимся анализом перечисленных проблем.

В качестве первого базового примера рассмотрим ТИН-2, по физическим параметрам подобный ИТЭР, но с отвалным ураном в бланкете и стационарным (квазистационарным) режимом работы. Отвод тепла будем осуществлять металлическим теплоносителем (свинцом), а не водой, как в случае ИТЭР. Это нужно для того, чтобы спектр нейтронов оставался по возможности жёстким для дополнительной генерации нейтронов за счёт реакций типа (n, xn) ($x = 1, 2, 3$) и деления на ^{238}U , что увеличивает энерговыделение в бланкете и наработку ^{239}Pu . Согласно проекту ИТЭР должен будет вырабатывать поток быстрых (14 МэВ) нейтронов мощностью около 400 МВт на протяжении рабочего импульса от 400 до 1000 с. Следуя предварительным оценкам [4], такой источник, будучи окружён идеальным (толщиной около 30 см) бланкетом из природного урана, был бы способен на каждый акт деления (200 МэВ) обеспечить получение четырёх атомов ^{239}Pu . В том же качестве может быть использован и отвалный уран.

Оценки показывают, что в стационарном режиме работы (КИУМ около 70%) «идеальный реактор» на отвалном уране без тритиевого воспроизводства мог бы поставлять в сеть около 1,5 ГВт электрической мощности. Высокое значение КИУМ, необходимое для энергетического реактора, планируется обеспечить путём защиты его первой стенки литием от эрозионного воздействия горячей плазмы. Согласно результатам экспериментов на токамаке T-11M (АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», комплекс установки ТСП) циркулирующий вблизи стенки поток ионов лития может смягчить взаимодействие плазма—стенка [12] путём преобразования тепловой энергии бомбардирующих стенку частиц в более «мягкое» ультрафиолетовое излучение и в пределе обеспечить стационарную циркуляцию топлива и продуктов эрозии стенок ТИН. Учитывая это, авторы посчитали целесообразным рассмотреть возможность создания стационарного (квазистационарного) гибридного реактора, обеспечивающего решение следующих задач (по мере их важности):

- надёжное воспроизводство трития со средним коэффициентом воспроизводства трития $K_{\text{ВТ}} > 1,15$;
- производство делящегося топлива (^{239}Pu) для реакторов деления;
- производство электроэнергии, необходимой для стационарной эксплуатации ТИН.

«Физики ИТЭР» [6]. ИТЭР предстоит подтвердить либо дополнить её. Наглядное представление об относительных размерах всех трёх прототипов ТИН даёт рис. 1, где они изображены символически в одном масштабе.

Тем самым вся линейка ТИН приобретает сегодня конкретные очертания и становится возможным на примере ^{238}U оценить энергетический эффект, который могло бы дать введение актинидов в бланкет токамака-реактора ДТ-синтеза. С целью снижения материальных затрат авторы ограничились так называемым отвалным ураном разделительного производства [3].

Были рассмотрены три варианта модулей твэльного типа, использующих тесно перемежающееся распределение лития, урана и свинца, а также один с дуальным (пространственно-разделённым) распределением. Ввиду необходимости учёта большого количества различных нуклидов и их реакций, а также неоднородности задачи для получения надёжных результатов были использованы численные методы расчётов. Как и в [13], нейтронно-физические расчёты проводились методом Монте-Карло (код MCNP-4B).

ЧИСЛЕННЫЕ РАСЧЁТЫ

Однородная загрузка. Для проведения первых расчётов по анализу blanketа для термоядерной установки с основной функцией получения энергии на основе деления ^{238}U использовалась двумерная расчётная модель, изображённая на рис. 2, с зеркальными границами со всех торцов, кроме задней стенки отражателя/защиты. Со стороны плазмы также задана граница с зеркальным отражением. Толщина области blanketа, предназначенной для заполнения ураном, варьировалась. ^{238}U задавался для простоты в металлическом виде (плотность 19 г/см^3) или в виде оксида (плотность $9,0 \text{ г/см}^3$). Поток нейтронов на первую стенку приходил из плазмы энергией $E = 14,1 \text{ МэВ}$. Таким образом, получаемые результаты представляют собой локальные оценки характеристик модуля идеального blanketа без учёта потерь нейтронов в диверторной области, в портах обслуживания и в местах отвода теплоносителей.

При анализе баланса были учтены существенный вклад реакции (n, xn), а также то обстоятельство, что среднее количество рождённых в делении нейтронов составляет примерно 3,5. Количество делений при использовании урана в виде оксида оказалось существенно ниже, чем при использовании урана в металлическом виде. Это — следствие замедления нейтронов на ядрах кислорода, вызывающего смягчение спектра, тогда как ^{238}U делится лишь в жёстком спектре при энергии нейтрона более 1 МэВ [14]. Поэтому при разработке модуля для выработки энергии с загрузкой ^{238}U гораздо предпочтительней было использовать уран в металлическом виде. Расчёты показали,

что для металлического урана обеднённого состава $0,3\% \text{ } ^{235}\text{U}$ (в отвальном уране) с толщиной активной зоны 33 см количество делений на один падающий на первую стенку нейтрон энергией $E = 14,1 \text{ МэВ}$ составляет $0,944$, а количество захватов на ^{238}U на нейтрон составляет $3,74$. При этом добавка в нейтронный баланс от реакций (n, xn) в расчёте на тот же падающий на первую стенку нейтрон равна $0,662$ [15]. Таким образом, расчёты показали, что количество захватов на ^{238}U с последующим образованием плутония примерно в 4 раза превышает количество делений. С течением времени по мере накопления плутоний также будет давать вклад в энерговыделение, так как его сечение деления в жёстком спектре достаточно велико [11]. Влияние образующихся продуктов деления на нейтронный баланс в быстром спектре оказывается незначительным.

Твэльная схема модуля. Для организации съёма тепла с blanketа рассматривалась конструктивная схема модуля, в которой активиды заключены в твэлы. Охлаждение обеспечивалось свинцом, протекающим в специальных каналах. Для передачи тепла от твэлов в межтвэльном пространстве в расчётной модели задавался жидкий литий. Диаметр твэла равен $1,1 \text{ см}$, толщина стенки $0,05 \text{ см}$. Эта схема модуля аналогична blanketу для трансмутации минорных актинидов проекта JUST-T [13]. Конструкция модуля blanketа представлена на рис. 2. Красный цвет — ванадиевый сплав, все конструктивные материалы, включая оболочки твэлов и каналы для теплоносителя, выполнены из него; зелёный — первая стенка задана гомогенно в составе 20% свинца и 80% ванадиевого сплава; голубой — твэлы с делящимся материалом; синий — свинец; жёлтый — металлический литий (плотность $0,45 \text{ г/см}^3$). Литий обогащён до 90% изотопом ^6Li , 10% — ^7Li .

Как указано, расчёты выполнялись для двумерной модели с граничными условиями зеркального отражения, поэтому получаемые результаты представляют собой локальные оценки характеристик иде-

Рис. 2. Расположение модулей blanketа в ТИН-2 (ИТЭР) (а) и схема модуля blanketа с твэльной структурой (пять твэлов на один свинцовый канал) с однородной первой стенкой толщиной 2 см (б)

ального бланкета без учёта потерь нейтронов. Из всего набора рассмотренных вариантов для дальнейшего исследования был выбран вариант модуля с минимальной толщиной первой стенки (1 см). Существенное уменьшение количества делений при увеличении толщины первой стенки отмечалось в [14]. Компоновка: восемь твэлов на один канал со свинцом, с топливом в виде отвального металлического урана. Для него в табл. 1 представлен нейтронный баланс. Обращает на себя внимание тот факт, что в компоновках со сплошным заполнением ураном количество захватов на ^{238}U в 4—5 раз превосходило количество делений. Однако из табл. 1 видно, что количество захватов на ^{238}U сопоставимо с количеством делений. Такое изменение пропорций характерно для всех реальных компоновок, поскольку захват происходит, в основном, на низкоэнергичных нейтронах и в реальной компоновке у этого процесса на ^{238}U появляется сильный конкурент — захват на ^6Li . Поэтому количество захватов на уране резко снижается.

Т а б л и ц а 1. Основные нейтронно-физические характеристики в расчёте на один падающий на первую стенку нейтрон для варианта модуля с толщиной первой стенки 1 см, компоновкой восемь твэлов на один канал со свинцом, с топливом в виде отвального металлического урана

Количество делений	Количество захватов ^{238}U	Количество реакций (n , xn)	Добавка в баланс от (n , xn)
0,476	0,574	0,470	0,548

Из табл. 1, 2 видно, что литий не только снижает производство плутония, но и существенно уменьшает число делений ^{238}U . Последний эффект обусловлен смягчением спектра нейтронов из-за их рассеяния на лёгких ядрах лития. Таким образом, из-за лития снижается энерговыделение в 2 раза и в 4 раза уменьшается производство плутония. При этом КВТ весьма высок (см. табл. 2). Повысить энерговыделение можно за счёт накопления со временем и деления плутония ввиду большой величины сечения его деления.

Т а б л и ц а 2. Количество делений в расчёте на один падающий на первую стенку нейтрон, коэффициент воспроизводства трития при использовании металлического отвального урана для компоновки восемь твэлов на один свинцовый канал

Толщина первой стенки, см	Металлический отвальный уран: количество делений/КВТ
0	0,517/2,15
1	0,476/2,06

Кинетика выгорания и производства нуклидов. Для варианта модуля с толщиной первой стенки 1 см, компоновкой восемь твэлов на один канал со свинцом, с топливом в виде отвального металлического урана проведён расчёт выгорания при нагрузке на первую стенку $0,5 \text{ МВт/м}^2$ нейтронов с моноэнергетическим спектром 14,1 МэВ. При расчёте выгорания модуль разбивался на три зоны: первые два ряда ячеек (ячейка состоит из свинцового канала и восьми твэлов), следующие четыре ряда ячеек и ещё следующие четыре ряда ячеек. На начало кампании рассчитывался спектр в каждой зоне, после чего рассчитывалось выгорание в каждой зоне согласно полученному для неё спектру. Полученный изотопный состав задавался в твэлы каждой зоны, так что в каждый анализируемый момент времени бланкет содержал три разных состава — отдельно в каждой из трёх зон. Количество делений определяется, в основном, тремя изотопами: ^{238}U , ^{235}U и нарабатываемым ^{239}Pu . Рассчитаны нейтронно-физические характеристики модуля для разных моментов кампании. Результаты представлены в табл. 3. При этом усреднённое по спектру среднее сечение деления ^{238}U в модуле составляет 0,12 бн, ^{235}U — 1,43 бн, ^{239}Pu — 1,67 бн. Энерговыделение в топливе твэлов первого ряда ячеек составляет 60 Вт/см^3 , в последнем ряду ячеек — 5 Вт/см^3 на начало кампании. После 35 лет кампании энерговыделение в топливе твэлов первого ряда ячеек увеличивается до 85 Вт/см^3 , в топливе твэлов последнего ряда ячеек — до 7 Вт/см^3 . Из этой таблицы видно, что увеличение числа делений со временем обусловлено накоплением плутония и его делением и в присутствии лития эффект от производства плутония остаётся невысоким.

Т а б л и ц а 3. Основные нейтронно-физические характеристики (НФХ) модуля по кампании

Длительность работы, лет	Количество делений	Количество нейтронов, добавляющихся в баланс в расчёте на один нейтрон источника от делений на $^{238}\text{U}/^{235}\text{U}/^{239}\text{Pu}$	$K_{\text{эф}}$	КВТ
0	0,476	0,460/0,016/0	0,236	2,06
0,18	0,477	0,460/0,016/0,0008	0,237	2,06
0,35	0,478	0,460/0,016/0,0017	0,238	2,07
0,7	0,480	0,460/0,016/0,003	0,239	2,07
1,8	0,486	0,460/0,017/0,008	0,244	2,08
3,5	0,497	0,462/0,016/0,017	0,251	2,09
7,0	0,519	0,478/0,016/0,033	0,266	2,12
18	0,580	0,480/0,015/0,081	0,306	2,20
35	0,675	0,505/0,014/0,153	0,362	2,33

В случае работы гибридного реактора в режиме трансмутации минорных актинидов (МА) присутствие лития слабо снизит скорость их деления. Максимальное энерговыделение в этом случае составит около 150 Вт/см³ [13], а для ²³⁸U эта величина 60 Вт/см³. Это говорит об отсутствии проблемы наработки трития для гибридного реактора в режиме трансмутации МА.

Количество делящихся изотопов, а также среднее выгорание по модулю в разные моменты кампании приводятся в табл. 4.

Т а б л и ц а 4. Количество основных делящихся изотопов в разные моменты кампании для модуля с твэльной структурой

Длительность работы, лет	Плотность, г/см ³			Выгорание, % тяжёлых атомов (т.а.)
	²³⁸ U	²³⁵ U	²³⁹ Pu	
0	18,944	0,056	0	0
0,18	18,939	0,056	0,002	0,009
0,35	18,934	0,056	0,004	0,018
0,7	18,925	0,056	0,008	0,035
1,8	18,897	0,056	0,021	0,089
3,5	18,850	0,055	0,041	0,179
7,0	18,757	0,054	0,080	0,363
18	18,482	0,050	0,189	0,950
35	18,035	0,045	0,344	2,020

В табл. 5 приводится выгорание в каждой зоне. Видно, что скорость выгорания во второй зоне уступает скорости выгорания в первой зоне в 2 раза, а скорость выгорания в третьей зоне уступает скорости выгорания в первой зоне в 7 раз.

Т а б л и ц а 5. Выгорание по зонам в разные моменты кампании для модуля с твэльной структурой

Длительность работы, лет	Выгорание, % т.а.			Выгорание, % т.а.
	в зоне 1	в зоне 2	в зоне 3	
0	0	0	0	0
0,18	0,020	0,009	0,003	0,009
0,35	0,041	0,018	0,006	0,018
0,7	0,081	0,036	0,011	0,035
1,8	0,204	0,091	0,029	0,089
3,5	0,413	0,183	0,058	0,179
7,0	0,840	0,372	0,116	0,363
18	2,205	0,971	0,301	0,950
35	4,704	2,066	0,633	2,020

Наличие лития в модуле требуется для наработки трития, однако оно ухудшает параметры наработки плутония и соответственно отрицательно влияет на НФХ и энергетические показатели blanketа.

При заполнении модуля только металлическим ураном нейтронный баланс, скорость накопления плутония и энергетические показатели blanketа оказываются более высокими. Для их определения был проведён расчёт модуля с толщиной первой стенки 1 см, толщиной активной зоны 30 см с заполнением её топливом в виде отвального металлического урана (плотностью 19 г/см³). Для такого модуля проведён расчёт выгорания при средней нейтронной нагрузке на первую стенку 0,5 МВт/м² нейтронов с моноэнергетическим спектром 14,1 МэВ. Оказалось, что после 20 лет работы эффективный коэффициент размножения приближается к единице. При работе около 18 лет $K_{эф}$ превышает значение 0,9. В силу высокой скорости деления ²³⁹Pu деление плутония становится преобладающим над делением ²³⁸U. При этом энергонапряжённость выходит на высокие показатели, отвечающие энергетическим установкам. Например, на момент кампании 18 лет, когда $K_{эф}$ примерно равен 0,92, среднее удельное энерговыделение в топливе составляет 333 Вт/см³, при этом удельное энерговыделение в первой зоне составляет 580 Вт/см³, в третьей (дальней) зоне 125 Вт/см³. Такие параметры вполне отвечают промышленным энергетическим показателям. Как подкритическая система согласно нормативным правилам blanket должен обладать $K_{эф}$, не превышающим 0,98. Для обеспечения этого ограничения и формирования удовлетворительных теплофизических показателей потребуется осуществление периодических перегрузок. Указанные длительности кампании отвечают нагрузке на первую стенку 0,5 МВт/м² ИТЭР. При более высокой нейтронной нагрузке на первую стенку, например, 1 МВт/м² формирование удовлетворительных энергетических показателей будет достигать-

ся быстрее — за время порядка 5 лет. Следует отметить, что представленные расчёты выполнены в рамках одной итерации, т.е. спектр и плотность потока в каждой зоне брались из расчёта нулевого шага (для $t = 0$, без выгорания). Такой подход даёт приемлемые результаты для первых 3—4 лет, когда $K_{эф}$ изменяется не очень значительно. Но при заметном изменении $K_{эф}$ плотность потока будет возрастать и динамика роста $K_{эф}$ и накопления плутония окажется выше. Принципиально выводы не изменятся, но срок выхода на энергетические параметры окажется короче.

Бланкет с дуальной гомогенной загрузкой ураном и литием. Поскольку для деления урана предпочтителен жёсткий спектр, а для наработки трития на литии — смягчённый спектр, то представляется логичным разместить уран в части модуля, ближней к плазме, а литий — в дальней от плазмы [14, 16, 17]. Для расчётов была принята модель с толщиной первой стенки 1 см, толщиной области с ураном и литием 40 см. Ближний к плазме объём области толщиной 20 см заполнен отвальным металлическим ураном, дальний от плазмы объём толщиной 20 см заполнен литием обогащением 90% по ^6Li . При расчётах изменения изотопного состава по кампании зона с ураном делится на три подзоны — длиной 6, 8 и 6 см. В каждой из этих подзон отдельно рассчитываются плотность потока нейтронов, спектр и проводится определение изменения изотопного состава.

Из табл. 6 видно, что количество делений на плутонии сравнивается с количеством делений на уране примерно через 14 лет работы. Среднее энерговыделение в топливе через 18 лет работы составляет 190 Вт/см^3 , при этом удельное энерговыделение в первой зоне составляет 330 Вт/см^3 , в третьей (дальней) зоне 60 Вт/см^3 . Такие параметры вполне отвечают промышленным энергетическим показателям. Видно, что удовлетворительный локальный коэффициент воспроизводства три-

Таблица 6. Основные нейтронно-физические характеристики модуля по кампании для модуля с дуальным гомогенным заполнением ураном и литием при нагрузке на первую стенку $0,56 \text{ МВт/м}^2$

Длительность работы, лет	Общее количество делений	Количество захватов на ^{238}U	Количество делений на $^{238}\text{U}/^{235}\text{U}/^{239}\text{Pu}$ в расчёте на один нейтрон источника	$K_{эф}$	КВТ	Среднее по топливу энерговыделение, Вт/см^3
0	0,850	2,60	0,78/0,066/0	0,342	0,99	35
0,35	0,885	2,64	0,79/0,067/0,02	0,358	1,01	36,5
1,8	1,035	2,8	0,84/0,069/0,11	0,416	1,09	42
3,5	1,245	3,1	0,90/0,073/0,23	0,482	1,20	51
7	1,761	3,6	1,06/0,081/0,52	0,594	1,49	71
18	4,797	7,0	1,98/0,13/2,27	0,823	3,17	190
28	19,34	22,7	6,3/0,37/10,8	0,955	11,3	762

тия (порядка 1,5 и более) начинает достигаться после 7 лет работы. Следует отметить, что указанные длительности кампании отвечают средней нагрузке на первую стенку $\sim 0,5 \text{ МВт/м}^2$. При нагрузке на первую стенку, например, 1 МВт/м^2 показатели будут намного оптимистичнее, во-первых, потому что энерговыделение возрастет в 2 раза, во-вторых, динамика роста будет выше в 2 раза. Это означает, что выход на серьёзные энергетические параметры по энергонапряжённости в этом случае произойдёт примерно через 4—5 лет. Следовательно, при разработке гибридного реактора, перспективного для ядерной энергетики, необходимо совершенствовать конструкцию бланкета и увеличивать удельный поток нейтронов.

Таким образом, в работе рассмотрены три различных подхода к устройству бланкета гибридного реактора-токамака: сплошное заполнение модуля отвальным ураном, тесно перемежающееся распределение лития, урана и свинца и дуальное пространственно-разделённое распределение урана и лития. В первом случае производство трития не предполагается. Для работы реактора тритий необходимо закупать. Например, чтобы обеспечить работу ТИН-2 (ИТЭР-подобного), необходимо закупать 20 кг трития в год. Современная стоимость этой партии порядка 1 млрд долл. [11]. Мировое производство трития примерно 2 кг в год. То же относится и к случаю дуальной конструкции бланкета, где только через 7 лет гибридный реактор сможет обеспечивать себя тритием. Остаётся использовать твэльную конструкцию, где локальный КВТ больше двух. Поскольку по техническим условиям бланкет гибридного реактора не может располагаться по всей поверхности камеры токамака, приходится размещать его на меньшей площади. Минимальное покрытие стенки около 0,6 обеспечит разумную величину $\text{КВТ} = 1,2$.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В ДЕМО-ТИН с термоядерным выходом около 50 МВт в blanketе с покрытием 0,6 (КВТ на уровне 1,2) могло бы выделяться около 200 МВт тепла, что после конвертирования его в электричество находилось бы, по оценкам, на грани компенсации его энергетических потерь. Ожидаемое производство ^{239}Pu в таком реакторе составило бы около 60 кг в год.

В случае минимально допустимого покрытия стенки 0,6 для ИТЭР-подобного ТИН (КВТ = 1,2) энерговыделение в его blanketе могло бы составить около 1,7 ГВт, эквивалентное примерно 0,6 ГВт электрической мощности при оценочных затратах ТИН на собственные нужды около 0,2 ГВт и производство ^{239}Pu около 0,5 т в год. Усреднённый уровень обогащения плутонием около 1% может быть достигнут примерно через 25 лет его работы.

В максимальном случае сплошного покрытия всей стенки ИТЭР-подобного ТИН при КВТ = 2 энерговыделение в его blanketе могло бы составить около 2,8 ГВт, эквивалентное примерно 0,9 ГВт электрической мощности при оценочных затратах ИТЭР на собственные нужды около 0,2 ГВт и производство ^{239}Pu около 1 т в год.

В случае минимально допустимого покрытия стенки промышленного реактора (EU-DEMO) 0,6 (КВТ = 1,2) энерговыделение в его blanketе могло бы составить около 6 ГВт, эквивалентное примерно 2 ГВт электрической мощности при оценочных затратах на собственные нужды около 0,5 ГВт и производство ^{239}Pu около 2 т в год. Усреднённый уровень обогащения отвального урана плутонием около 1% мог бы быть достигнут примерно через 10 лет его работы.

Таким образом, все рассмотренные токамаки отвечают основным требованиям, предъявляемым к ТИН. Сверх того промышленный реактор (EU-DEMO), снабжённый blanketом из отвального урана, мог бы поставлять в энергосеть до 1,5 ГВт, а ИТЭР-подобный ТИН — до 0,4 ГВт электрической мощности. Следует, однако, подчеркнуть, что все представленные результаты носят предварительный характер «оценок сверху». Стандартные конструкторские решения тепловыделяющих элементов, принятые в ядерной энергетике, должны будут претерпеть серьёзную адаптацию при переходе к реакторам синтеза. Кроме того, как показывает проведённый анализ, для успешной конкуренции на энергетическом рынке гибридным реакторам крайне желательно увеличивать среднюю нагрузку нейтронов синтеза на первую стенку [11]. Другая не менее острая проблема — перевод ТИН в стационарный (либо квазистационарный) режим работы. Очевидно, что при этом придётся отказаться от некоторых материалов и технологических подходов, которые традиционно используются в ходе плазменного эксперимента [18]. На эти вопросы должен дать ответы будущий опыт эксплуатации ИТЕР.

В заключение за полезные обсуждения и критику результатов работы авторы выражают признательность Генеральному директору АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ» Д.В. Маркову и начальнику конструкторского отдела АО «НИКИЭТ» И.В. Данилову.

Публикация подготовлена по результатам исследований, выполненных с использованием оборудования уникальной научной установки «Комплекс установки ТСП». Работа выполнена при поддержке Министерства образования и науки Российской Федерации. Уникальный идентификатор Соглашения RFMEFI59917X0001.

REFERENCES

1. **Sakharov A.D.** Magnetic fusion reactor (1950—1951). — In book: *Memoirs*. Ch. 9. — M.: Nauka i zhizn'(Science and life), 1991, № 1, pp. 4—6 (in Russian).
2. **Fusion-fission.** Proceedings of the 2nd Soviet-American seminar, 14.03—01.04.1977. — M.: Atomizdat, 1978 (in Russian).
3. **Kadomtsev B.B., Orlov V.V.** Thermonuclear fusion and atomic energetics. — In coll.: *Itogi nauki i tekhniki. Ser. Fizika plazmy (Results of science and technology. Ser. Plasma physics)*, 1985, issue 6 (in Russian).
4. **Rosatom Commission** on the choice of ways of optimal development of thermonuclear energetics in Russia on the basis of tokamaks. INF RRC «Kurchatov Institute» 2009. (Summary: Mirnov S.V., Lopatkin A.V. «CTF — from physics to industrial applications». MEI, 2009; Proceedings of STC «Problems of thermonuclear energetics and plasma technologies». Moscow

- 17—18 September 2009 — M.: Pub.house of MEI, 2009, pp. 20—28; Mirnov S.V. — Fizika plazmy (Plasma Physics), 2012, vol. 38, № 12, pp. 1011—1021) (in Russian).
5. **ITER Physics Basis.** — Nuclear Fusion, 1999, vol. 39, Special Issue.
6. **Progress in the ITER physics basis.** — Nuclear Fusion, 2007, vol. 47.
7. **Velikhov E.P., Koval'chuk M.V., Tsibul'skiy V.F. et al.** — VANT. Ser. Termoyadernyi sintez (Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Thermonuclear Fusion), 2017, vol. 40, issue 4 (in Russian).
8. **U.S. DOE «Fission Fusion».** Rep. of Res. Needs Workshop (ReNeW). Gaithersburg, Maryland, Sept. 30 — Oct. 2, 2009.
9. **Kuteev B.V., Khripunov V.I.** Current view on the hybrid fusion reactor. — VANT. Ser. Termoyadernyi sintez (Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Thermonuclear Fusion), 2009, issue 1, p. 3 (in Russian).
10. **Azizov E.A., Gladush G.G., Mineev A.B.** CTF with magnetic confinement and development of fusion-fission hybrid reactor based on tokamak. — M.: Trovant, 2016. 320 p. (in Russian).
11. **Orlov V.V., Ponomarev L.I.** Nuclear problems of thermonuclear energetics. — Atomnaya energiya (Atomic energy), 2018, vol. 124, issue 2, pp. 105—113 (in Russian).
12. **Mirnov S.V. et al.** — Nucl. Fusion, 2015, vol. 55, p. 123015.
13. **Azizov E.A., Gladush G.G., Lopatkin A.V., Lukasevich I.B.** — Atomnaya energiya (Atomic energy), 2011, vol. 110, issue 2, p. 84 (in Russian).
14. **Gornostaev B.D., Gur'ev V.V., Epinat'ev A.M., Kolbasov B.N., Kotov V.V., Kuz'min E.M., Orlov V.V., Pistunovich V.I., Smetannikov V.I., Shatalov G.E., Shchipakin O.L.** Experimental-industrial hybrid maker of fissile fuel. — In coll.: Fusion-fission. Proceedings of the 2nd Soviet-American seminar. 14.03 — 01.04. 1977. — M.: Atomizdat, 1978 (in Russian).
15. **Mirnov S.V., Gladush G.G., Gostev A.A., Lyublinskiy I.E., Lopatkin A.V., Lukasevich I.B.** — In coll.: Materials of V International scientific technical conference «Innovative projects and technologies of nuclear energetics» (ISTC NIKIET 2018) (publ. on site <http://istc-2018.nikiyet.ru:8080/apex/fp=301:114:0>) (in Russian).
16. **Lukasevich I.B., Popov V.E., Sysoev A.G.** Meeting on stationary regimes and technological systems of fusion neutron source. NRC «Kurchatov Institute», 26 February 2018 (in Russian).
17. **Kovalenko V.G., Lukasevich I.B., Popov V.E., Sysoev A.G.** Meeting on stationary regimes and technological systems of fusion neutron source. NRC «Kurchatov Institute», 25 February 2016 (in Russian).
18. **Mazul I.V.** Alternative divertor target concepts for next step fusion devices. — Nucl. Fusion, 2016, vol. 56.

AUTHORS

Mirnov S.V. JSC «SRC of RF, Troitsk Institute for Innovation and Fusion Research», ul. Pushkovykh 12, 142190 Troitsk, Moscow, Russia

Gladush G.G. JSC «SRC of RF, Troitsk Institute for Innovation and Fusion Research», ul. Pushkovykh 12, 142190 Troitsk, Moscow, Russia

Gostev A.A. JSC «SRC of RF, Troitsk Institute for Innovation and Fusion Research», ul. Pushkovykh 12, 142190 Troitsk, Moscow, Russia; Gostev@triniti.ru

Lopatkin A.V. Joint Stock Company «N.A. Dollezhal Research and Development Institute of Power Engineering» (JSC «NIKIET»), ul. M. Krasnosel'skaya 2/8, 107140 Moscow, Russia

Lukasevich I.B. Joint Stock Company «N.A. Dollezhal Research and Development Institute of Power Engineering» (JSC «NIKIET»), ul. M. Krasnosel'skaya 2/8, 107140 Moscow, Russia

Lyublinsky I.E. Joint Stock Company «Krasnaya Zvezda», Elektrolitnyi proezd 1a, 115230 Moscow, Russia; lyublinski@yandex.ru

Received 31 October 2018

Revised 20 March 2019

Accepted 26 March 2019

Problems of Atomic Science and Technology
Ser. Thermonuclear Fusion, 2019, vol. 42, issue 2, pp. 22—30