

ГИБРИДНАЯ ТОРИЕВАЯ РЕАКТОРНАЯ УСТАНОВКА С ИСТОЧНИКОМ ТЕРМОЯДЕРНЫХ НЕЙТРОНОВ НА ОСНОВЕ МАГНИТНОЙ ЛОВУШКИ

**А.В. Аржанников, И.В. Шаманин*, С.В. Беденко*, В.В. Приходько,
С.Л. Синицкий, В.М. Шмаков**, В.В. Кнышев*, И.О. Луцик***

*Институт ядерной физики им. Г.И. Будкера Сибирского отделения РАН
630090 г. Новосибирск, пр. академика Лаврентьева, д. 11*

** Национальный исследовательский Томский политехнический университет
634050, г. Томск, пр. Ленина, д. 30*

*** Российский федеральный ядерный центр – Всероссийский научно-исследовательский институт технической физики им. академика Е.И. Забабахина
456770, г. Снежинск, ул. Васильева, д. 13*

Р

Представлены результаты компьютерного моделирования нейтронно-физических процессов, протекающих в высокотемпературном газоохлаждаемом ториевом реакторе для 30-ти разных вариантов загрузки активной зоны. Для обеспечения надежной и длительной работы реактора (не менее семи лет) подобраны доля дисперсной фазы и стартовый состав топлива. Приведены параметры длинной магнитной ловушки с высокотемпературной плазмой, которая обеспечивает генерацию дополнительных нейтронов за счет протекающих в плазме термоядерных реакций и реакций типа (n, xn) . Продемонстрирована принципиальная возможность замещения приосевой области активной зоны исследуемого реактора длинной магнитной ловушкой с высокотемпературной плазмой для случаев D-D- и D-T-реакций. Получено пространственно-энергетическое распределение выхода этих нейтронов на внешней поверхности магнитной ловушки. Продемонстрирована перспективность использования плазменного D-T-источника нейтронов для модификации приосевой области активной зоны реактора.

Исследуемый реактор с приосевым источником дополнительных нейтронов предназначен для изучения теплофизических и нейтронно-физических характеристик дисперсионного торий-плутониевого топлива с целью улучшения его свойств. Результаты исследований представляют интерес с позиции продвижения к будущей термоядерной энергетике через создание гибридной технологии на базе ториевого реактора с источником дополнительных нейтронов в виде длинного плазменного столба. Расчетные модели созданы с использованием верифицированных расчетных кодов программ WIMS-D5B (ENDF/B-VII.0), MCU5TPU (MCUDB50), MCNP5 (ENDF/B-VII.0), Serpent 1.1.7 (ENDF/B-VII.0) и PRIZMA (ENDF/B-VII.I).

Ключевые слова: плазменный источник нейтронов, ториевый гибридный реактор, эволюция ядерного топлива.

© А.В. Аржанников, И.В. Шаманин, С.В. Беденко, В.В. Приходько, С.Л. Синицкий, В.М. Шмаков, В.В. Кнышев, И.О. Луцик, 2019

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время Томский политехнический университет проводит серию экспериментов по изучению свойств ядерного топлива нового поколения для высокотемпературной газоохлаждаемой ториевой реакторной установки (ВГТРУ) [1 – 3]. Топливо нового поколения, разрабатываемое в университете, представляет собой топливный ядерный материал и матрицу с улучшенными механическими, теплофизическими и нейтронно-физическими свойствами. Поскольку активная зона реактора с таким топливом не исследовалась ранее в нейтронно-физических экспериментах, возникла потребность в создании установки, позволяющей проводить необходимые эксперименты. В качестве такой установки группой сотрудников Института ядерной физики им. Г.И. Будкера и Томского политехнического университета предложен подкритический стенд [4], предназначенный для изучения нейтронно-физических характеристик дисперсионного топлива. Стенд представляет сборку топливных блоков, осевая область которой замещается длинной магнитной ловушкой [5 – 7] с высокотемпературной плазмой, обеспечивающей генерацию термоядерных нейтронов.

В работе описаны результаты компьютерного моделирования нейтронно-физических процессов, протекающих в активной зоне ВГТРУ для 30-ти различных вариантов загрузки. В ходе эксперимента подбираются доля дисперсной фазы (ω_f) и состав стартового делящегося нуклида для организации устойчивой работы реактора, исследуется возможность модификации осевой части активной зоны в соответствии с концепцией, предложенной авторами в [4]. С позиции продвижения в области фундаментальных знаний, цель данных исследований состоит в расширении и углублении понимания возможностей, которые открываются с освоением технологий термоядерной энергетики будущего. С точки зрения решения актуальных прикладных задач можно констатировать, что эти результаты лягут в основу организации устойчивой работы газоохлаждаемого ториевого реактора в длительном рабочем цикле с высокой степенью выгорания тория и плутония.

ЧИСЛЕННЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ

Базовая конфигурация активной зоны

Активная зона ВГТРУ [1 – 3] состоит из шестигранных графитовых топливных блоков, имеющих каналы для размещения топливных таблеток и прохода гелия (рис. 1). Она окружена двумя рядами графитовых блоков той же конфигурации, но без отверстий для топлива. Сверху и снизу зона закрыта также графитовыми блоками, но там они уложены только в один ряд. Топливный блок имеет 76 каналов малого диаметра для топливных таблеток и семь каналов большего диаметра для гелия. Размер «под ключ» 0,207 м, высота 0,8 м. Размер «под ключ» графитового блока, который закрывает активную зону сверху и снизу, 0,207 м, но его высота 0,3 м.

Микрокапсулированное топливо для топливных таблеток ВГТРУ представляет собой сферический топливный керн из $(Th, Pu)O_2$ диаметром 350 мкм, покрытый последовательными слоями PuC и Ti_3SiC_2 . Эти топливные керны диспергированы в графитовую матрицу цилиндрических топливных таблеток, которые размещаются в топливном блоке.

На первом этапе исследований, который нашел отражение в работах [1 – 3], использовались три типа топливных таблеток с условными обозначениями 0817, 1017 и 1200. Диаметры этих типов топливных таблеток различны: $8,17 \cdot 10^{-3}$, $10,17 \cdot 10^{-3}$ и $12,00 \cdot 10^{-3}$ м соответственно. В то же время высота топливных таблеток ($20 \cdot 10^{-3}$ м) и толщина их внешнего SiC -слоя ($0,3 \cdot 10^{-3}$ м) одинаковы для всех типов.

В [1] авторами показано, что увеличение диаметра топливной таблетки приводит к уменьшению начального запаса реактивности ρ_{inf} . При этом время работы реак-

тора зависит от исходного количества Pu, Th и накопившихся изотопов ^{241}Pu и ^{233}U . При использовании топливной таблетки типа 0817 ^{239}Pu быстро выгорает, а ^{233}U и ^{241}Pu не успевают накопиться в количествах, необходимых для обеспечения устойчивой работы реактора. Поэтому после 1250-ти дней работы реактора в активной зоне остается слишком мало ^{239}Pu , и происходит резкое падение ρ_{inf} до нуля. Использование таблеток типа 1017 ($d\rho_{\text{inf}}/dt \approx 0,011\%/сут$) и 1200 ($d\rho_{\text{inf}}/dt \approx 0,007\%/сут$) приводит к накоплению ^{233}U , ^{241}Pu и более длительной работе реактора. Для таблеток типа 0817 и 1017 выгорание ^{239}Pu практически одинаковое и составляет ~95 – 98%, концентрации важных (с точки зрения радиационной безопасности) минорных актиноидов во всех вариантах на конец облучения также практически одинаковые.

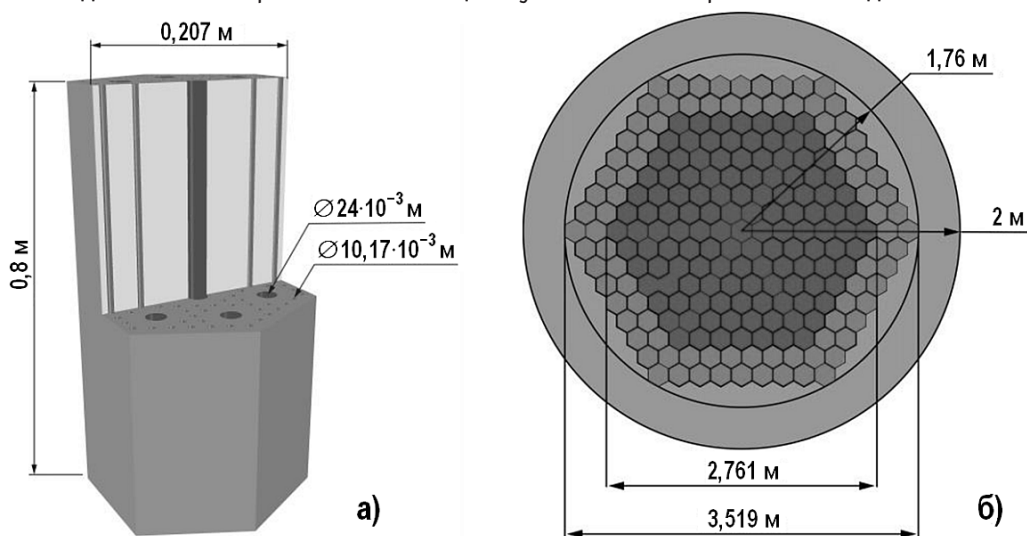


Рис. 1. Активная зона реактора: а) – топливный блок; б) – поперечное сечение

Следовательно, наилучшим с точки зрения длительности кампании является вариант загрузки активной зоны топливными таблетками типа 1200. Дальнейшие расчеты (в которых исследовалась ячейка бесконечной регулярной решетки [9]) показали, что в реакторе с топливной таблеткой типа 1200 увеличение ω_f ($\omega_f = V_{\text{микротвэл}} \cdot N / V_{\text{матрица}}$) приведет к значительному снижению количества выгоревшего ($\eta(^{239}\text{Pu}) = (N(t_{\text{start}}) - N(t_{\text{end}})) / N(t_{\text{start}})$) ^{239}Pu . Поэтому для лучшего выгорания ^{239}Pu выбрана топливная таблетка типа 1017.

Нейтронно-физические расчеты различных вариантов загрузки активной зоны

На втором этапе компьютерных расчетов исследуется цилиндрическая ячейка реактора, которая является эквивалентной системой Вигнера-Зейтца. Топливная часть ячейки гомогенизирована, расчеты выполнены в программе WIMSD-5B (<http://www.oecd-nea.org>, The Nuclear Energy Agency) [10]. Для расчета эффективного коэффициента размножения k_{eff} вводится аксиальный и радиальный геометрический параметр B , рассчитанный с учетом перехода от реального размера активной зоны к эквивалентной системе Вигнера-Зейтца. В качестве граничных условий на боковой поверхности ячейки использовались «белое зеркало» и «трансляционная симметрия» на торцах. На рисунке 2 показаны результаты расчета 30-ти вариантов загрузки активной зоны с топливными таблетками типа 1017.

Результаты компьютерного моделирования показали, что увеличение ω_f больше 17 – 18% (см. рис. 2а) в спектре $\phi_{Vn}(E)$ исследуемого реактора целесообразно, но только в гибридном исполнении активной зоны [4, 8], так как это не приведет к

заметному увеличению топливной кампании реактора.

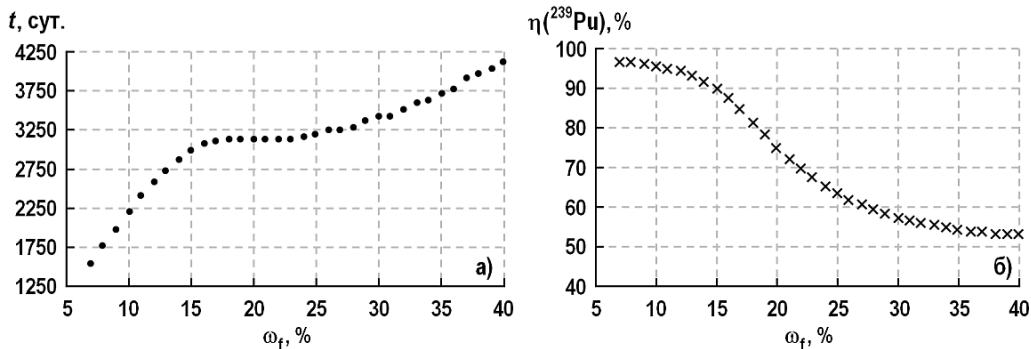


Рис. 2. Нейтронно-физические параметры эквивалентной системы: а) – зависимость времени облучения t от ω_f ; б) – зависимость $\eta(^{239}\text{Pu})$ от ω_f

Таким образом, для дальнейших исследований выбрана топливная таблетка типа 1017, $\omega_f = 17\%$. По данным результатов, полученным в WIMS, реактор с такой топливной таблеткой проработает 3110 эффективных суток на мощности $P = 60$ МВт. Плотность потока нейтронов в активной зоне $\phi_{v_n} = 8,14 \cdot 10^{13}$ нейтрон·см⁻²·с⁻¹ (9,41% нейтронов с энергией E_n до 4эВ, 35,57% нейтронов с E_n от 4 эВ до 183,2 кэВ и 55,02% нейтронов с E_n от 183,2 кэВ до 10,5 МэВ), $k_{\text{eff}} = 1,24$, $\rho_{\text{initial}} \approx 19,35\%$, $d\rho/dt \approx 6,2 \cdot 10^{-3}\%$ /сут. Выгорание ^{239}Pu 85% ($\eta = (N(0) - N(3110))/N(0)$), ^{232}Th – 9,66%.

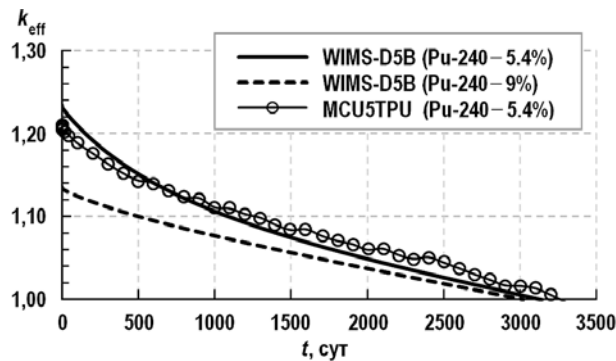


Рис. 3. Зависимость $k_{\text{eff}}(t)$

Нейтронно-физический расчет, выполненный в WIMS, продублирован в программе MCU5TPU [11], результаты проиллюстрированы на рис. 3.

Большой начальный запас реактивности ρ_{initial} (см. рис. 3) необходимо скомпенсировать выгорающим поглотителем. При решении задачи по выбору выгорающего поглотителя представляет интерес поиск именно такого поглотителя, дочерние нуклиды которого окажут благоприятное влияние на развитие цепной реакции деления. В работах [12, 13] в качестве такого поглотителя авторы предлагают использовать $^{231}\text{PaO}_2$. Особенность изотопа ^{231}Pa состоит в том, что его трансмутация приводит к образованию ^{232}U и ^{233}U , а изотоп ^{233}U является делящимся материалом. Это означает, что ^{231}Pa выполняет функции выгорающего поглотителя и источника нового делящегося материала. Однако наработка ^{231}Pa в количествах, необходимых для реализации концепции, предложенной в [13], затруднительна. В то же время в небольших количествах ^{231}Pa можно эффективно использовать в качестве выгорающего поглотителя, например, в активной зоне исследуемого реактора. В [14] авторы в качестве выгорающего материала предлагают использовать ^{240}Pu . В исходном составе топлива наличие изотопа ^{240}Pu приводит к заметному накоплению ^{241}Pu ,

который хорошо делится эпитепловыми нейтронами. Итак, в рассмотренном выше варианте загрузки активной зоны начальный запас реактивности скомпенсирован изотопом ^{240}Pu : его содержание в топливе увеличено с 5,4 до 9%, а содержание ^{239}Pu , соответственно, уменьшено на 3,6%. Использование ^{240}Pu в ВГТРУ не приводит к нежелательному увеличению реактивности в середине топливного цикла, как это происходит в активной зоне реактора PWR [14], кроме того, ^{240}Pu позволяет уменьшить dp/dt в 1,51 раза.

Расчетная модель приосевой области активной зоны и параметры источника термоядерных нейтронов

На рисунке 4 [4] приведена схема исследуемого стенда, в которой приосевая область активной зоны реактора заменена цилиндрической вакуумной камерой, содержащей высокотемпературную плазму, генерирующую высокоэнергетичные нейтроны в результате D-D- и (или) D-T-термоядерных реакций. К этой плазменной части модифицированной активной зоны присоединена камера для инъекции пучков высокоэнергетичных нейтральных атомов дейтерия и трития. Магнитное поле на этих двух участках вакуумной камеры, содержащих высокотемпературную плазму, обеспечивает термоизоляцию этой плазмы от стенок камеры в радиальном направлении.

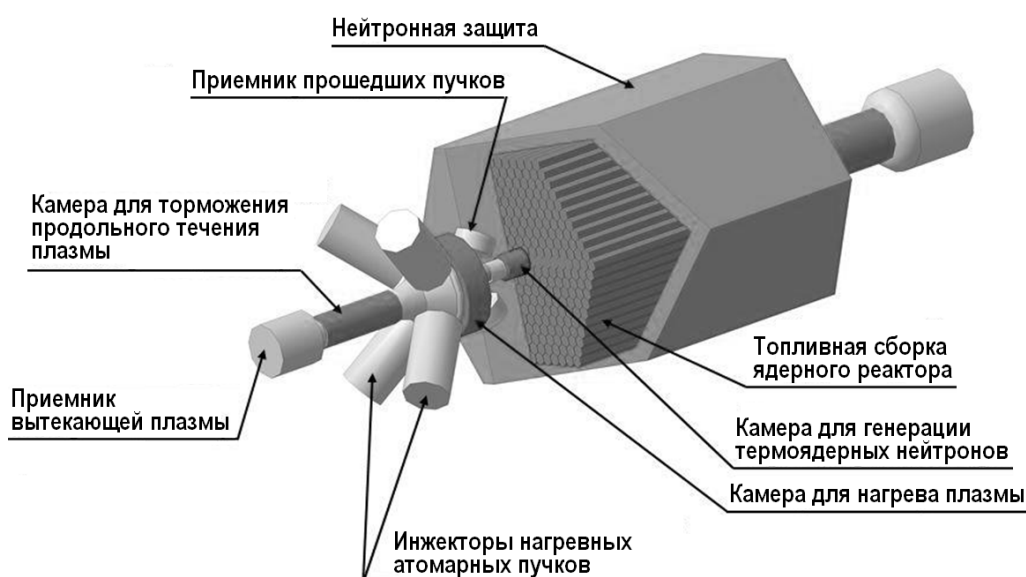


Рис. 4. Модифицированная активная зона реактора

Термоизоляция плазмы вдоль силовых линий магнитного поля обеспечивается участками камеры с гофрированным магнитным полем, которые примыкают к обоим концам камеры с высокотемпературной плазмой. На рисунке 4 эти участки с гофрированным полем названы камерами для торможения продольного течения плазмы. Суммарная длина двух участков камеры с высокотемпературной плазмой и примыкающих к ним двух участков с гофрированным магнитным полем составляет около 12-ти метров. Камера для генерации термоядерных нейтронов в приосевой области активной зоны соответствует ее геометрическим размерам и имеет требуемую длину около трех метров.

Распределение индукции магнитного поля по оси протяженной (12-метровой) плазменной магнитной ловушки выбиралось из соображений максимального нейтронного выхода на участке плазмы в активной зоне при условии хорошей однородности радиального потока нейтронов. Этот выбор сделан в работе [7], в которой

построены распределения плотности горячих ионов (средняя энергия 50 кэВ, $n_{DD} = 1,5 \cdot 10^{14}$ ион·см⁻³) по оси Z плазменной камеры и удельного выхода нейтронов на погонный сантиметр плазменного столба ($I_n = 6,00 \cdot 10^{13}$ нейтрон·см⁻¹·с⁻¹, см. рис. 5).

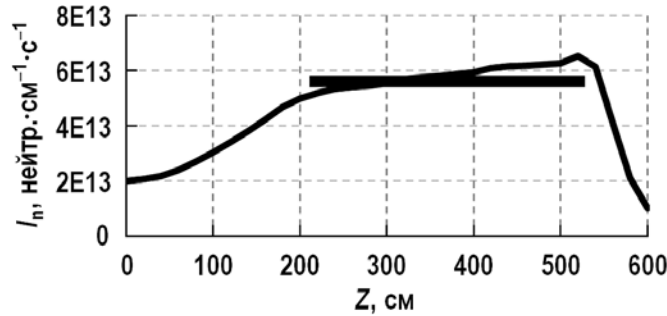


Рис. 5. Распределение плотности I_n D-D-нейтронов по координате Z

В той части плазменного столба, которая размещена в активной зоне (на рис. 5 этот участок плазмы выделен отрезком), удельный выход нейтронов меняется незначительно. Тем не менее, учитывалась неоднородность плазмы при моделировании источника D-D- и D-T-нейтронов для цилиндрической и сужающейся (конической) формы плазменного столба. Расчетная модель этого узла устройства показана на рис. 6 (широкое основание плазменного столба имеет радиус 17 см, узкое – 13 см).

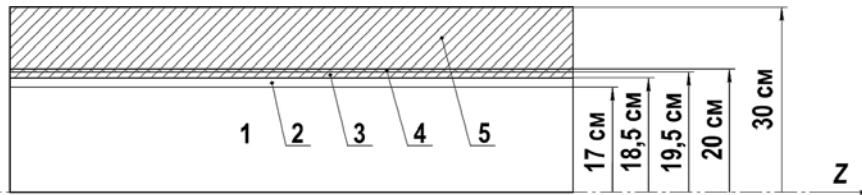


Рис. 6. Расчетная 3D-модель устройства: 1 – плазма; 2 – вакуумная камера; 3 – сталь; 4 – воздушный зазор; 5 – медная обмотка

При численном моделировании предполагалось, что плазменный столб является объемным источником моноэнергетических нейтронов с изотропным распределением скоростей в точке их рождения. Генерация нейтронов осуществляется равномерно по всему объему плазмы, энергия нейтронов 2,45 МэВ для D-D-реакций или 14,1 МэВ для D-T-реакций. Температура всех материалов, из которых выполнены элементы вакуумной камеры и соленоида, выбрана на уровне 0,05 эВ [7]. Поток нейтронов $\phi_{Sn}(E)$ на внешней поверхности в программе регистрируется в энергетической сетке БНАБ-78 (<https://www.ippe.ru/podr/abbn> [15]). Пространственное распределение потока нейтронов $\phi_n(Z)$ вдоль оси Z установки ($\phi_{zn}(Z)$) и по ее радиусу Y ($\phi_{yn}(Z)$) получено путем наложения на модель (см. рис. 6) расчетной сетки размером 1000 на 1000 ячеек. Расчеты выполнены в программах MCNP5 (ENDF/B-VII.0) [16], Serpent 1.1.7 (ENDF/B-VII.0) [17] и PRIZMA (ENDF/B-VII.I) [18].

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ

На рисунке 7 приведены результаты расчета $\phi_{zn}(Z)$ на внешней поверхности устройства для цилиндрической (линии 2, 3) и сужающейся (линия 1) плазмы, расчетная модель и программный код созданы в MCNP5. Суммарный вылет D-D-нейтронов из установки составляет 80,4%, выход нейтронов с боковой и торцевой поверхностей 66,5 ($\phi_{zn} = 6,67 \cdot 10^{12}$ нейтрон·см⁻²·с⁻¹) и 13,9% ($\phi_{yn} = 1,39 \cdot 10^{13}$ нейтрон·см⁻²·с⁻¹) соответственно. Суммарный вылет нейтронов для D-T-плазмы равен 98,5%. Вы-

лет нейтронов через боковую и торцевую поверхности соответственно равен 83,6 ($\varphi_{zn} = 8,39 \cdot 10^{12}$ нейтр.см⁻².с⁻¹) и 14,9% ($\varphi_{yn} = 1,49 \cdot 10^{13}$ нейтр.см⁻².с⁻¹). Из рисунка видно, что $\varphi_{zn}(Z)$ сильно зависит от формы плазменного столба, а $\varphi_{sn}(E)$ отличаются только в 28-й группе (рис. 8а), т.е. в интервале E_n от 14,0 до 14,5 МэВ. Поэтому для нахождения энергетического распределения D-T-нейтронов можно не учитывать неоднородность плазмы и потока нейтронов в радиальном направлении.

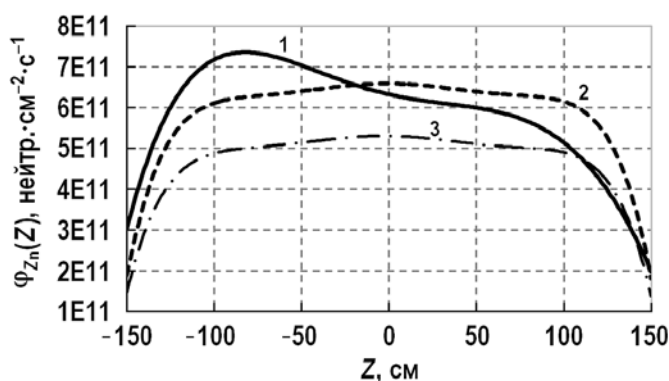


Рис. 7. Пространственное распределение потока D-T-нейтронов на внешней поверхности устройства для сужающейся (1) и цилиндрической (2) формы плазменного столба; 3 – пространственное распределение потока D-D-нейтронов для плазмы цилиндрической формы

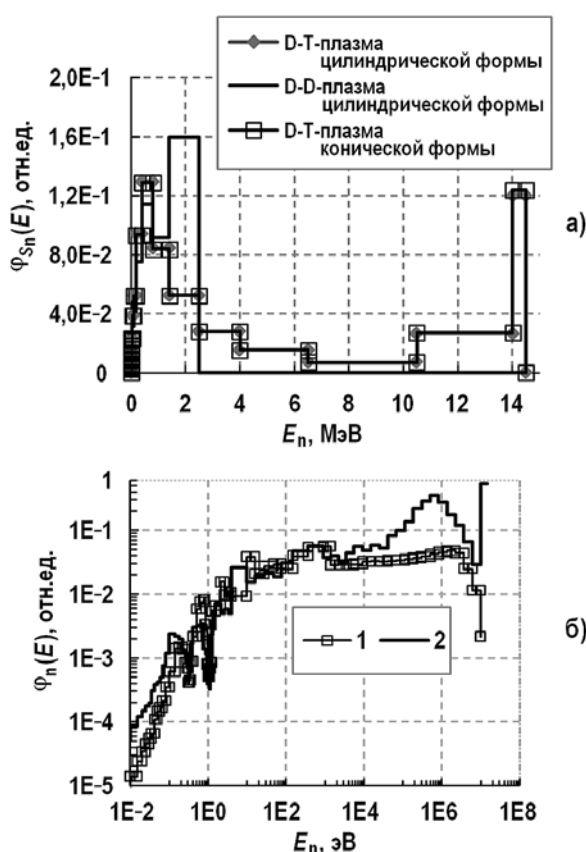


Рис. 8. Спектр потока нейтронов на поверхности плазменного устройства

Спектры $\varphi_n(Z)$ (рис. 7) и $\varphi_{sn}(E)$ (рис. 8а) рассчитаны для $I_n = 6,00 \cdot 10^{13}$ нейтр.см⁻¹.с⁻¹. Для использования нейтронной эмиссии из плазменного источника при изучении нейтрон-

ных и теплофизических свойств Th-Pu-топлива, исследуемого в работах [1 – 4], необходим удельный выход нейтронов на уровне $I_n = 1,80 \cdot 10^{14}$ нейтр·см⁻¹·с⁻¹. Такой уровень выхода нейтронов можно достичь при замене некоторого количества дейтерия на тритий без изменения каких-либо других параметров плазмы. В этом случае спектр $\varphi_{Sn}(E)$ (рис. 8б, линия 2) по абсолютной величине и по спектральному составу будет близок к спектру в реакторе $\varphi_{Vn}(E)$ (рис. 8б, линия 1).

Отметим, что под действием D-T-нейтронов с энергией от 6,5 до 14,5 МэВ (26, 27 и 28 нейтронные группы) (рис. 8а) торий, находящийся в первом ряду сборки, за счет реакций (n, xn) трансмутирует в ²³¹Pa, обеспечивая тем самым активную зону дополнительными нейтронами и делящимся изотопом ²³³U.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В работе выполнено компьютерное моделирование нейтронно-физических процессов в активной зоне высокотемпературного газоохлаждаемого ториевого реактора для 30-ти различных вариантов стартовой загрузки. Подобраны доля дисперсной фазы и состав делящегося нуклида. Приведены параметры длинной магнитной ловушки с высокотемпературной плазмой, которая обеспечивает генерацию дополнительных нейтронов за счет протекающих в плазме термоядерных реакций и реакций типа (n, xn) . Продемонстрирована перспективность использования плазменного D-T-источника нейтронов для модификации приосевой области активной зоны ВТГРУ. Разработанные модели и компьютерные коды активной зоны и источника термоядерных нейтронов позволят перейти к полномасштабным исследованиям по созданию ториевой подкритической сборки с подачей дополнительных нейтронов от термоядерной плазмы в длинной магнитной ловушке.

Благодарности

Работа поддержана Российским научным фондом, Грант № 14-50-00080, и выполнена при поддержке Томского политехнического университета в рамках программы повышения конкурентоспособности ТПУ.

Литература

1. Shamanin I.V., Chertkov Y.B., Bedenko S.V., Mendoza O., Knyshev V.V., Grachev V.M. Neutronic properties of high-temperature gas-cooled reactors with thorium fuel // Annals of Nuclear Energy. – 2018. – Vol. 113. – PP. 286-293.
2. Shamanin I., Bedenko S., Chertkov Y., Gubaydulin I. Gas-Cooled Thorium Reactor with Fuel Block of the Unified Design // Advances in Materials Science and Engineering. – 2015. – Vol. 2015. – PP. 1-8.
3. Шаманин И.В., Беденко С.В., Чертков Ю.Б. Ториевая реакторная установка малой мощности, работающая в сверхдлинной кампании. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2016. – № 2. – С. 121-132.
4. Arzhannikov A.V., Anikeev A.B., Beklemishev A.D. et al. Subcritical Assembly with Thermonuclear Neutron Source as Device for Studies of Neutron-physical Characteristics of Thorium Fuel // AIP Conference Proceedings. – 2016. – Vol. 1771. – No 090004.
5. Beklemishev A., Anikeev A., Astrelin V. et al. Novosibirsk Project of Gas-Dynamic Multiple-Mirror Trap. // Fusion Science and Technology. – 2013. – Vol. 63 (1T). – PP. 46-51.
6. Anikeev A.V., Bagryansky P.A., Beklemishev A.D. et al. The GDT Experiment: Status and Recent Progress in Plasma Parameters. // Fusion Science and Technology. – 2015. – Vol. 68 (1). – PP. 1-7.
7. Yurov D.V., Prikhodko V.V., and Tsidulko Yu.A. Nonstationary model of an axisymmetric mirror trap with nonequilibrium plasma. // Plasma Physics Reports. – 2016. – Vol. 42 (3). – PP. 210-225.
8. Moir R.W., Martovetsky N.N., Molvik A.W., Ryutov Dimitri, and Simonen T.C. Mirror-based hybrids of recent design. // AIP Conference Proceedings. – 2012. – Vol. 1442. – PP. 43-54.

9. Беденко С.В., Кнышев В.В., Кузнецова М.Е., Шаманин И.В. Особенности формирования остаточного излучения дисперсионного микрокапсулированного ядерного топлива // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2018. – № 3. – С. 75-87.
10. Nuclear Energy Agency. Computer Programs NEA-1507 WIMSD5. WIMSD5, Deterministic Multigroup Reactor Lattice Calculations. Электронный ресурс: <http://www.oecd-nea.org/tools/abstract/detail/nea-1507/> (дата доступа 05.01.2019).
11. Проект МСУ. Моделирование процесса переноса частиц методом Монте-Карло. Электронный ресурс: <https://msuproject.ru/rabout.html> (дата доступа 05.01.2019).
12. Куликов Г.Г., Куликов Е.Г., Шмелев А.Н., Ансэ В.А. Протактиний-231 – новый выгорающий поглотитель нейтронов. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2017. – № 3. – С. 195-204.
13. Shmelev A.N., Kulikov G.G., KurnaeV V.A., Apse V.A. Hybrid Fusion-Fission Reactor with a Thorium Blanket: Its Potential in the Fuel Cycle of Nuclear Reactors // Physics of Atomic Nuclei. – 2015. – Vol. 78. – No 10. – PP. 1100-1111.
14. Hussain A., Xinrong C. Small PWR core design with coated particle based fuel with a novel composition // Progress in Nuclear Energy. – 2010. – Vol. 52 (6). – PP. 531-535.
15. Абагян Л.П., Базазянц Н.О., Николаев М.Н., Цибуля А.М. Новая система групповых констант для расчета быстрых реакторов. // Атомная энергия. – 1980. – Т. 48. – Вып. 2. – С. 117-118.
16. MCNP. Monte Carlo N-Particle Transport Code. Электронный ресурс: <https://mcnp.lanl.gov/> (дата доступа 05.01.2019).
17. Leppaanen J., Pusa M., Viitanen T., et al. The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013. // Annals of Nuclear Energy. – 2015. – Vol. 82. – PP. 142-150.
18. Kandiev Y.Z., Kashaeva E.A., Khatuntsev K.E., et al. PRIZMA status. // Annals of Nuclear Energy. – 2015. – Vol. 82. – PP. 116-120.

Поступила в редакцию 14.01.2019 г.

Авторы

Аржанников Андрей Васильевич, главный научный сотрудник, профессор, др. физ.-мат. наук
E-mail: arzhan1@ngs.ru.

Шаманин Игорь Владимирович, руководитель отделения, профессор, др. физ.-мат. наук
E-mail: shiva@tpu.ru.

Беденко Сергей Владимирович, доцент, канд. физ.-мат. наук
E-mail: bedenko@tpu.ru.

Приходько Вадим Вадимович, старший научный сотрудник, канд. физ.-мат. наук
E-mail: v.v.prikhodko@inp.nsk.su

Синицкий Станислав Леонидович, старший научный сотрудник, канд. физ.-мат. наук
E-mail: s.l.sinitsky@inp.nsk.su

Шмаков Владимир Михайлович, ведущий научный сотрудник, канд. физ.-мат. наук.
E-mail: v.m.shmakov@vniitf.ru

Кнышев Владимир Владимирович, аспирант НИ ТПУ
E-mail: vvk28@tpu.ru.

Луцик Игорь Олегович, аспирант НИ ТПУ
E-mail: iol4@tpu.ru.

UDC 621.039.5

HYBRID THORIUM ENERGY PRODUCING SUBCRITICAL STAND WITH A FUSION NEUTRON SOURCE BASED ON A MAGNETIC TRAP

Arzhannikov A.V., Shamanin I.V.* , Bedenko S.V.* , Prikhodko V.V., Sinitsky S.L.* , Shmakov V.M.** , Knyshev V.V.* , Lutsik I.O.*

Budker Institute of Nuclear Physics SB RAS, Russia
11, Acad. Lavrent'ev Pr., Novosibirsk, 630090 Russia

* National Research Tomsk Polytechnic University
30, Lenin Pr., Tomsk, 634050 Russia

** All-Russian Research Center VNIITF
13, Vasilyeva Str, Snezhinsk, 456770 Russia

ABSTRACT

The article presents computer-simulated neutron-physical processes occurring in a high-temperature gas-cooled thorium reactor for 30 different core loading options. To ensure the reactor reliable and long-term operation (for at least 7 years), the dispersed phase proportion and the fuel starting composition were selected. The parameters are given of a long magnetic trap with a high-temperature plasma, ensuring the generation of additional neutrons due to fusion reactions occurring in the plasma and due to (n, xn)-type reactions occurring on the outer surface of magnetic trap. It is also shown that it is principally possible to replace the near-axial region of the reactor core by a long magnetic trap with high-temperature plasma for the cases of D-D and D-T reactions. The spatial-energy distribution of the output of these neutrons on the outer surface of the magnetic trap has been obtained. The prospects of using a plasma D-T neutron source to modify the near-axial region of the reactor core are demonstrated.

The considered reactor with a near-axial source of additional neutrons is designed to study the thermophysical and neutron-physical characteristics of the dispersive thorium-plutonium fuel in order to improve its properties. The obtained results are of interest in terms of advancing to future fusion power through the creation of a hybrid technology based on a thorium reactor with a source of additional neutrons in the form of a long plasma column. Calculation models were created using verified calculation program codes, including WIMS-D5B (ENDF/B-VII.0), MCU5TPU (MCUDB50), MCNP5 (ENDF/B-VII.0), Serpent 1.1.7 (ENDF/B-VII.0), and PRIZMA (ENDF/B-VII.I).

Key words: plasma neutron source, thorium hybrid reactor, nuclear fuel evolution.

REFERENCES

1. Shamanin I.V., Grachev V.M., Chertkov Y.B., Bedenko S.V., Mendoza O., Knyshev V.V. Neutronic properties of high-temperature gas-cooled reactors with thorium fuel. *Annals of Nuclear Energy*. 2018, v. 113, pp. 286-293.
2. Shamanin I., Bedenko S., Chertkov Y., Gubaydulín I. Gas-Cooled Thorium Reactor with Fuel Block of the Unified Design. *Advances in Materials Science and Engineering*. 2015, v. 2015, pp. 1-8.
3. Shamanin I.V., Bedenko S.V., Chertkov Yu.B. Thorium-loaded low-power reactor

installation operated with super-long fuel residence time. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2016, v. 2016, no. 2, pp. 121-132 (in Russian).

4. Arzhannikov A.V., Anikeev A.B., Beklemishev A.D., Ivanov A.A., Shamanin, I.V., Dyachenko, A.N., Dolmatov O.Yu. Subcritical Assembly with Thermonuclear Neutron Source as Device for Studies of Neutron-physical Characteristics of Thorium Fuel. *AIP Conference Proceedings*. 2016, v. 1771, no. 090004.

5. Beklemishev A., Anikeev A., Astrelin V., Bagryansky P., Burdakov A., Davydenko V., Gavrilenko D., Ivanov A., Ivanov I., Ivantsivsky M., Kandaurov I., Polosatkin S., Postupaev V., Sinitsky S., Shoshin A., Timofeev I., Tsidulko Y. Novosibirsk Project of Gas-Dynamic Multiple-Mirror Trap. *Fusion Science and Technology*. 2013, v. 63 (1T), pp. 46-51.

6. Anikeev A.V., Bagryansky P.A., Beklemishev A.D., Ivanov A.A., Korobeinikova O.A., Kovalenko Yu.V., Lizunov A.A., Maximov V.V., Murakhtin S.V., Pinzhenin E.I., Prikhodko V.V., Savkin V.Ya., Soldatkina E.I., Solomakhin A.L., Yakovlev D.V., Zaytsev K.V. The GDT Experiment: Status and Recent Progress in Plasma Parameters. *Fusion Science and Technology*. 2015, v. 68 (1), pp. 1-7.

7. Yurov D.V., Prikhodko V.V., and Tsidulko Yu.A. Nonstationary model of an axisymmetric mirror trap with nonequilibrium plasma. *Plasma Physics Reports*. 2016, v. 42(3), pp. 210-225.

8. Moir R.W., Martovetsky N.N., Molvik A.W., Ryutov Dimitri, and Simonen T.C. Mirror-based hybrids of recent design. *AIP Conference Proceedings*. 2012, v. 1442, pp. 43-54.

9. Bedenko S.V., Knyshev V.V., Kuznetsova M.E., Shamanin I.V. Peculiarities of residual radiation formation of disperse microencapsulated nuclear fuel. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2018, no. 3, pp. 75-87 (in Russian).

10. Nuclear Energy Agency. *Computer Programs NEA-1507 WIMSD5*. WIMSD5, Deterministic Multigroup Reactor Lattice Calculations. Available at: <http://www.oecd-nea.org/tools/abstract/detail/nea-1507/> (accessed Jan 05, 2019).

11. MCU Project. *Monte Carlo modelling of particle transport*. Available at: <https://mcuproject.ru/rabout.html> (accessed Jan 05, 2019) (in Russian).

12. Kulikov G.G., Kulikov E.G., Shmelev A.N., Apse V.A. Protactinium-231 – new burnable neutron absorber. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2017, no. 3, pp. 195-204 (in Russian).

13. Shmelev A.N., Kulikov G.G., Kurnaev V.A., Apse V.A. Hybrid Fusion-Fission Reactor with a Thorium Blanket: Its Potential in the Fuel Cycle of Nuclear Reactors. *Physics of Atomic Nuclei*. 2015, v. 78, no. 10, pp. 1100-1111.

14. Hussain A., Xinrong C. Small PWR core design with coated particle based fuel with a novel composition. *Progress in Nuclear Energy*. 2010, v. 52 (6), pp. 531-535.

15. Abagyan L.P., Bazazyants N.O., Nikolaev M.N., Tsiboulya A.M. New Group Constant System to Calculate Fast Reactors. *Atomnaya Energiya*, 1980, v. 48, iss. 2, pp. 117-118 (in Russian).

16. MCNP. *Monte Carlo N-Particle Transport Code*. Available at: <https://mcnp.lanl.gov/> (accessed Jan 05, 2019).

17. Leppaanen J., Pusa M., Viitanen T., Valtavirta V., Kaltiaisenaho T. The Serpent Monte Carlo code: Status, development and applications in 2013. *Annals of Nuclear Energy*. 2015, v. 82, pp. 142-150.

18. Kandiev Yu.Z., Kashaeva E.A., Khatuntsev K.E., Kuropatenko E.S., Lobanova L.V., Lukin G.N., Malakhov A.A., Malyshkin G.N., Modestov D.G., Mukhamadiev R.F., Orlov V.G., Samarin S.I., Serova E.V., Spirina S.G., Vakhonina T.V., Voronina N.A., Zatsepin O.V. PRIZMA status. *Annals of Nuclear Energy*. 2015, v. 82, pp. 116-120.

Authors

Arzhannikov Andrey Vasilyevich, Chief Researcher, Professor, Dr. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: arzhan1@ngs.ru.

Shamanin Igor Vladimirovich, Professor, Dr. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: shiva@tpu.ru.

Bedenko Sergey Vladimirovich, Associate Professor, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: bedenko@tpu.ru.

Prihodko Vadim Vadimovich, Senior Researcher, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: v.v.prihodko@inp.nsk.su

Sinitsky Stanislav Leonidovich, Senior Researcher, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: s.l.sinitsky@inp.nsk.su

Shmakov Vladimir Mikhailovich, Leading Researcher, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: v.m.shmakov@vniitf.ru

Knyshev Vladimir Vladimirovich, PhD Student

E-mail: vvk28@tpu.ru.

Lutsik Igor Olegovich, PhD Student

E-mail: iol4@tpu.ru.