

ГИБРИДНАЯ РЕАКТОРНАЯ УСТАНОВКА «СИНТЕЗ-ДЕЛЕНИЕ»: НЕЙТРОННЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ

С.В.Беденко*, **И.О. Луцик**, ****, **А.А. Матюшин*****, **С.Д. Полозков***,
В.М. Шмаков****, **Д.Г. Модестов******, **В.В. Приходько******,
А.В. Аржанников*****

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

** *АО «Сибирский химический комбинат»*

635039, г. Северск, ул. Курчатова, д. 1

*** *АО Опытное конструкторское бюро «Гидропресс»*

142103, г. Подольск, ул. Орджоникидзе, д. 21

**** *ФГУП «РФЯЦ-ВНИИТФ им. академика Е.И. Забабахина»*

456770, г. Снежинск, ул. Васильева, д. 13

***** *Институт ядерной физики им. Г.И. Будкера СО РАН*

630090, г. Новосибирск, пр. академика Лаврентьева, д. 11



Исследуются нейтронные характеристики рабочего состояния гибридного ядерно-термоядерного реактора. Реактор представляет собой установку, состоящую из модифицированной активной зоны высокотемпературного газоохлаждаемого ториевого реактора и протяженного плазменного источника нейтронов, пронизывающего приосевую область активной части установки. Предлагаемая установка имеет удобный для региональной энергетики уровень генерируемой мощности (60 – 100 МВт), приемлемые геометрические размеры и сравнительно низкий уровень радиоактивных отходов.

В работе демонстрируются оптимизационные нейтронно-физические исследования, цель которых – нивелировать возникающие оффеты радиального поля энерговыделения, формирующиеся в объеме топливной части бланкета в процессе длительной эксплуатации и за счет импульсного режима работы плазменного источника D-T-нейтронов.

Исследования выполнены путем совместного использования разработанных ранее моделей и прецизионного программного кода на основе метода Монте-Карло SERPENT 2.1.31. При моделировании использовались оцененные ядерные данные в поточечном представлении, конвертированные из библиотеки ENDF-B/VII.1, а также дополнительные данные для рассеяния нейтронов в графите из библиотеки ENDF-B/VII.0, основанные на формализме $S(\alpha, \beta)$.

Ключевые слова: гибридная реакторная установка «синтез-деление», плазменный генератор D-T-нейтронов, нейтронные исследования.

ВВЕДЕНИЕ

Термоядерные исследования ведутся в межгосударственных масштабах и нацелены на перспективу выхода на промышленное производство энергии после 2050 г. На

© **С.В.Беденко, И.О. Луцик, А.А. Матюшин, С.Д. Полозков, В.М. Шмаков, Д.Г. Модестов, В.В. Приходько, А.В. Аржанников, 2021**

этом пути в 2020 г. исследователям Корейского института термоядерной энергии (KFE) удалось достичь удержания плазмы в тороидальной магнитной ловушке (токамаке KSTAR [1]) в течение 20-ти секунд при температуре 100 млн. градусов (данные на декабрь 2020 г.), что на сегодня является абсолютным рекордом по реализованной совокупности параметров. Достигнутый учёными результат позволяет утверждать, что международная программа по сооружению токамака ИТЭР будет завершена с получением из плазмы такого количества энергии, которое превышает затраты энергии на получение и удержание плазмы.

Станции по производству энергии с использованием токамаков будут иметь исключительно большие размеры и мощность, и будут строиться в отдалённом будущем. Наши исследования сосредоточены на направлениях, имеющих перспективу выхода в область практического использования термоядерной энергии в более короткий срок [2 – 6]. Цель исследований – создание подкритической реакторной установки «синтез-деление» (рис. 1), концепция которой предложена и развивается Институтом ядерной физики им. Г. И. Будкера СО РАН (г. Новосибирск), Томским политехническим университетом (г. Томск) и Российским федеральным ядерным центром – ВНИИТФ им. академика Е.И. Забабахина (г. Снежинск).

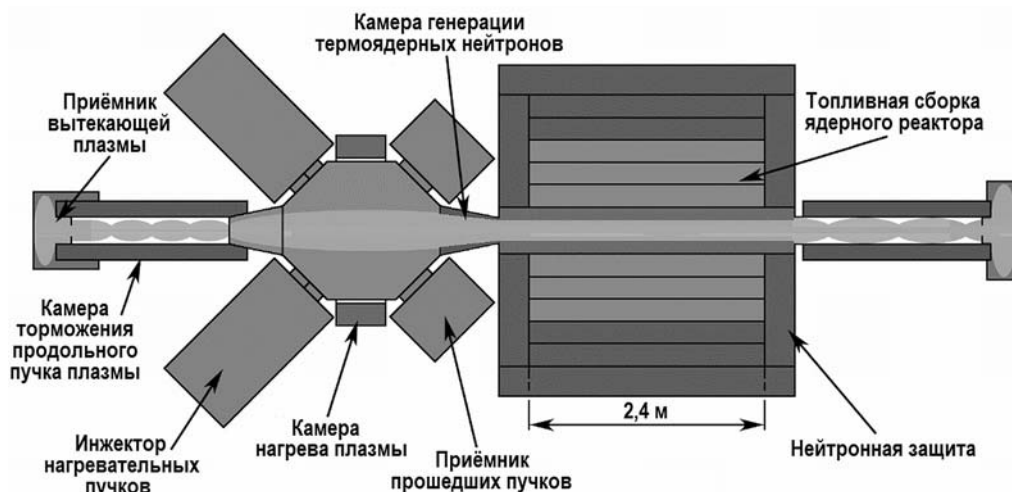


Рис. 1. Концептуальный дизайн гибридной реакторной установки «синтез-деление» [3]

Исследуемая реакторная установка является гибридным реактором, активная зона (бланкет) которого состоит из сборки топливных блоков унифицированной конструкции высокотемпературного газоохлаждаемого ториевого реактора (ВГТРУ, Томский политехнический университет, Томск [7 – 9, 17]) и протяжённой магнитной газодинамической ловушки (ГДЛ), пронизывающей приосевую область активной зоны (Институт ядерной физики им. Г.И. Будкера СО РАН, Новосибирск) [10 – 12]. Такой гибридный ядерно-термоядерный реактор имеет удобный для региональной энергетики уровень генерируемой мощности (~ 60 – 100 МВт), приемлемые геометрические размеры, небольшой объём отработавшего топлива и низкий уровень радиоактивных отходов в сравнении с распространёнными LWR.

В работе демонстрируются оптимизационные нейтронные исследования, цель которых – нивелировать возникающие оффеты радиального поля энерговыделения, формирующиеся в объёме топливной части бланкета в процессе длительной эксплуатации и за счет импульсного режима работы плазменного источника D-T-нейтронов. Расчёты выполнены с использованием прецизионного программного кода на основе метода Монте-Карло SERPENT 2.1.31 [13, 14].

МАТЕРИАЛЫ И МЕТОДЫ

Нейтронно-физическая модель установки

Исследуемая реакторная установка (см. рис. 1) состоит из плазменного источника D-T-нейтронов (ПИН) [10 – 12] и бланкетной энергогенерирующей части, в основе которой положена концепция активной зоны многоцелевой высокотемпературной газоохлаждаемой ториевой реакторной установки малой мощности [9] с модифицированной под ПИН приосевой областью. Такая модифицированная активная зона, по сути, представляет собой бланкет, составленный из правильных шестигранных графитовых топливных блоков, содержащих в цилиндрических каналах таблетки, заполненные микрокапсулированными оксидами тория и плутония (рис. 2). При такой компоновке бланкета его размеры, а следовательно, и производительность, можно варьировать за счёт изменения числа установленных в нём топливных и безтопливных блоков.

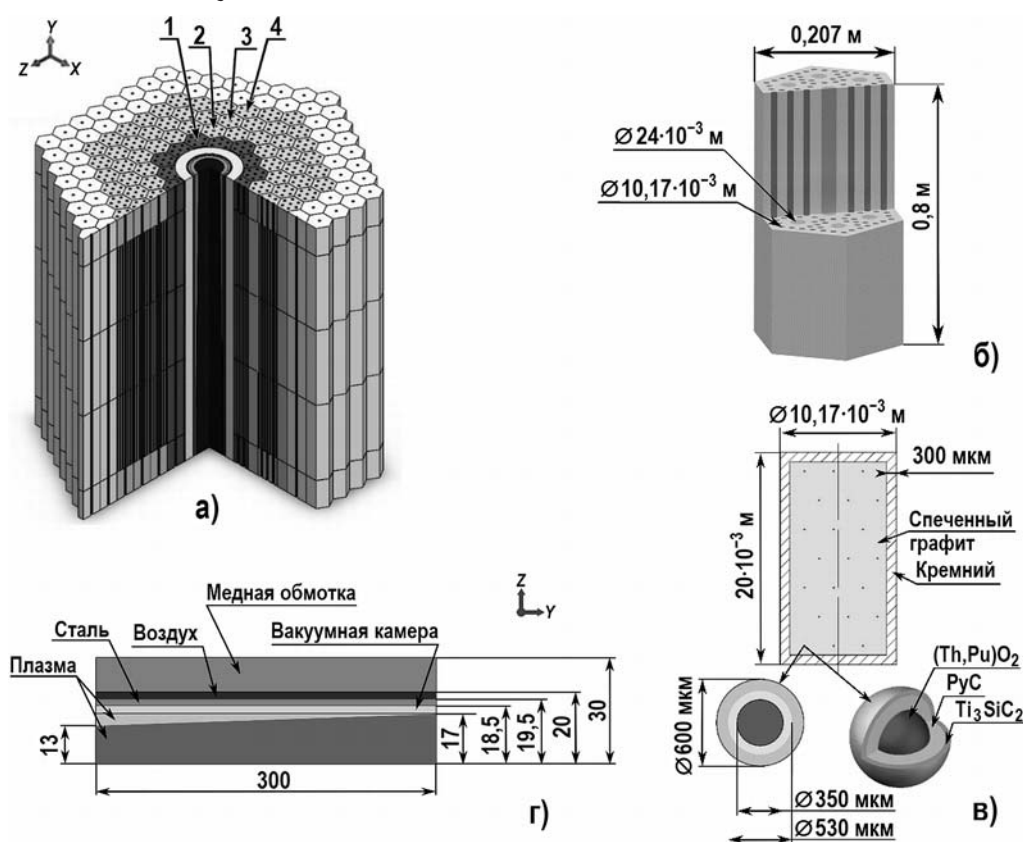


Рис. 2. Схема конструкторского решения гибридной реакторной установки «синтез-деление»: а) – расчетная 3D-модель установки, включающая в себя бланкет с Th-Pu-топливом и протяжённый ПИН (1 – 4 – номера рядов с топливными и безтопливными блоками); б) – топливный блок унифицированной конструкции [9]; в) – топливная таблетка [7, 9]; г) – расчетная модель магнитной ловушки (размеры приведены в сантиметрах)

ПИН (схема расчётной модели на рис. 2г) исследуемой установки, размещённый в приосевой области, представляет собой цилиндрическую вакуумную камеру, в которой магнитное поле удерживает высокотемпературную плазму. Цилиндрическая камера, предназначенная для генерации D-T-нейтронов, соответствует по диаметру и длине размерам приосевой области бланкета с ядерным топливом.

Зона плазменного шнура (рис. 2а, г) – зона рождения нейтронов и является объемным изотропным моноэнергетическим источником нейтронов интенсивностью $I_{v6} = 1,76 \cdot 10^{12} \text{ н} \cdot \text{с}^{-1} \cdot \text{см}^{-3}$ ($5,7610^{17} \text{ н} \cdot \text{с}^{-1}$ со всего объема плазмы) [4] и продольным

профилем (рис. 3а) для оптимального решения ν_6 из работы [4]. Этот оптимальный продольный профиль плотности выхода нейтронов использован в расчетах по определению энергетического распределения плотности потока нейтронов (рис. 3б), поступающих из ПИН в бланкетную часть установки. Пространственное (см. рис. 3а) и энергетическое (см. рис. 3б) распределения нейтронов являются входными наборами данных для нейтронно-физических расчетов по 3D-модели (см. рис. 2а).

Следует отметить, что в исследуемой конфигурации «плазменный источник нейтронов – подкритический бланкет» высокотемпературный плазменный шнур формируется в импульсно-периодическом режиме и распространяется от приосевой области по всей мультиплицирующей части в корреляции по времени с ПИН.

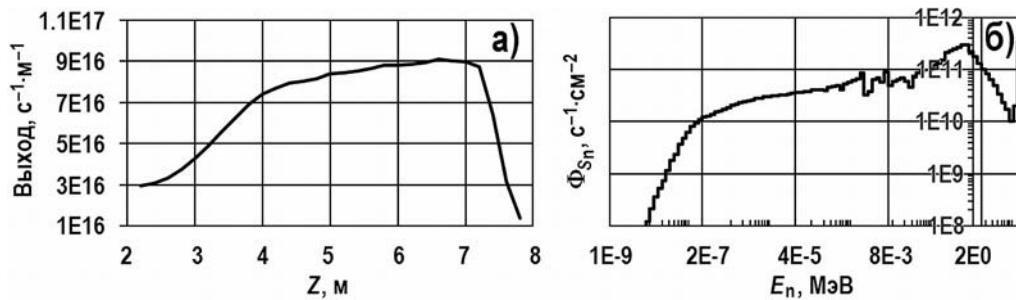


Рис. 3. Пространственное и энергетическое распределения плотности потока нейтронов: а) – продольный профиль выхода нейтронов $I_n(z)$ на погонный метр длины плазменного столба [4]; б) – энергетическое распределение плотности потока нейтронов

Результаты моделирования (рис. 4) показали, что влияние импульсно-периодического режима работы ПИН наиболее заметно проявляется в первых прилегающих к ПИН рядах топливных блоков (рис. 4а, слой 5 входит в расчётную область второго ряда топливных блоков).

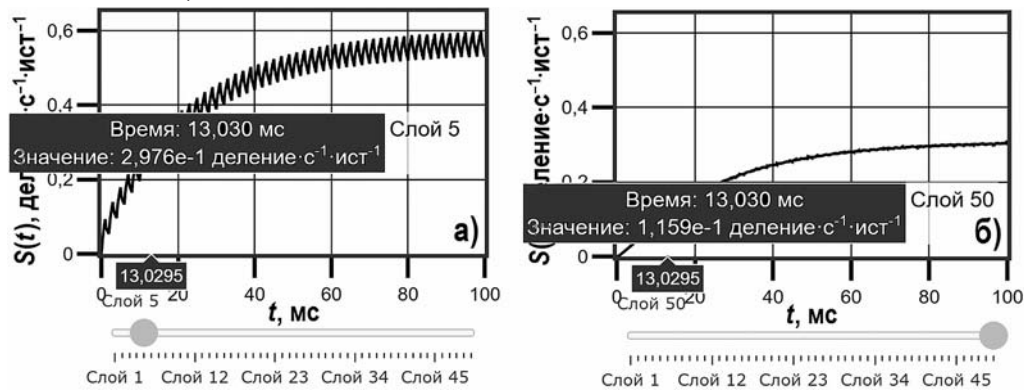


Рис. 4. Скорость делений в бланкете, запитываемом от импульсного ПИН. Номера слоёв, указанные на шкале, – расчётные области равного объёма, на которые поделена бланкетная часть установки, для вывода более точных данных о скорости делений в топливных блоках 2 – 4

На периферии топливной части (рис. 4б, слой 50 входит в расчётную область четвертого периферийного ряда топливных блоков) влияние нестационарности эмиссии нейтронов проявляется весьма слабо, и в условиях определенной скважности следования импульсов такой нестационарностью можно пренебречь во всех топливных блоках. Этот результат позволил в дальнейших оптимизационных нейтронно-физических исследованиях заменить импульсный источник нейтронов на квазистационарный.

Следует обратить внимание на то, что выход на стационар во всей мультиплицирующей области наблюдается в промежутке времени от 100 мс до 1 с. За секунду полное число делений в бланкете возрастает до 20-ти (в расчёте на один нейтрон, поступаю-

щий из ПИН в бланкет в радиальном направлении). Эта величина в дальнейшем не меняется, обеспечивая разогрев бланкета со скоростью не более 10 КЧч^{-1} при постоянной нейтронной эмиссии из ПИН на уровне $5,764 \cdot 10^{17} \text{ нЧс}^{-1}$, что соответствует требованиям теплотехнической надежности при старте установки из «холодного» состояния.

Методы расчетных исследований

Нейтронные исследования выполнены с использованием прецизионного программного кода на основе метода Монте-Карло SERPENT 2.1.31 [13]. При моделировании использовались оцененные ядерные данные в поточечном представлении, конвертированные из библиотеки ENDF-B/VII.1 [14], а также дополнительные данные для рассеяния нейтронов в графите из ENDF-B/VII.0, основанные на формализме $S(\alpha, \beta)$ [15]. В каждом расчете разыгрывалось $1 \cdot 10^9$ историй, что позволило обеспечить точность искомого решения, равную 0,01%, а также учесть нелинейность в интенсивности размножения нейтронов в бланкетной части установки. Отметим, что число разыгрываемых в системе нейтронов не соответствует реальному значению нейтронов, испускаемых ПИН, по этой причине результат расчета нормирован на один нейтрон, испущенный источником в единицу времени (деление $\cdot \text{с}^{-1} \cdot \text{ист}^{-1}$).

РЕЗУЛЬТАТЫ И ОБСУЖДЕНИЕ

Нейтронно-физическая оптимизация установки выполнена за счет профилирования энерговыделения по радиусу топливной части бланкета путем изменения содержания доли Pu . Для того, чтобы снизить энерговыделение в приосевой области, первый ряд топливных блоков еще до профилирования сразу заменён на графитовые блоки с отверстиями под гелиевый теплоноситель (см. рис. 2а). Топливные блоки рядов 2 – 4 (см. рис. 2а) загружены топливными таблетками с объемной долей дисперсной фазы $\omega = 17\%$ (рис. 5в). Результаты расчета пиковых значений мощности энерговыделения для топливных блоков до и после профилирования приведены на рис. 5а, 5б соответственно (в процентах от общей мощности).

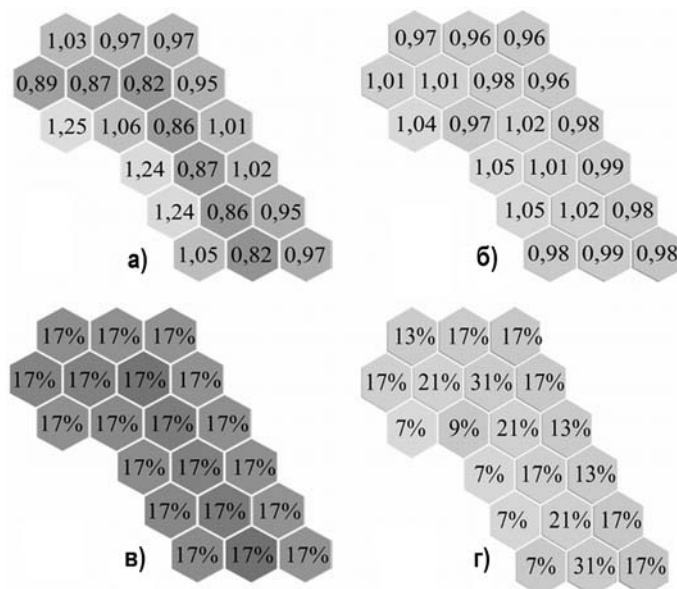


Рис. 5. Картограмма (1/3 часть бланкета) загрузки и энерговыделения в процентах до и после профилирования топливной части бланкета установки

Как и следовало ожидать, наиболее энергонапряженная часть находится в первом, прилегающим к ПИН, ряду. Расчет показал, что максимальное пиковое значение энерго-

выделения непрофилированного бланкета достигает уровня 1,25% (см. рис. 5а).

После профилирования (см. рис. 5б) радиальный профиль энерговыделения стал более равномерным, при этом коэффициент неравномерности (отношение максимального значения мощности энерговыделения в блоке к суммарной мощности энерговыделения во всем бланкете) снижен до величины 1,05; полученная при этом картограмма загрузки показана на рис. 5г.

Требуемое для таких систем значение подкритичности достигнуто за счет применения выгорающих поглотителей (ВП). В таблицу 1 сведены пять наиболее удачных вариантов компенсации реактивности. Эти результаты демонстрируют решение условно-критической задачи, т.е. решение получено при $P_{th} = \text{const}$ и в отсутствие генерации дополнительных нейтронов в плазменном источнике.

Таблица 1

Результаты расчета различных вариантов компенсации реактивности бланкета установки

Вариант расчёта	Масса тяж. мет., кг	Масса Pu, кг	Масса ВП, кг	Время облучения (250 МВт-сут/кг), г.
01_непрофилированный бланкет (АкЗ)	290,77	147,57	–	3,32
02_профилированный бланкет (АкЗ)	302,33	153,44	–	3,45
03_ZrB ₂	305,05	154,82	5,23	3,48
04_Gd ₂ O ₃ Hom	277,12	157,76	22,86	3,16
07_Er ₂ O ₃ Hom	238,34	160,48	56,18	2,72
09_HfO ₂ Hom	235,96	157,85	57,73	2,69
11_Pa-231Hom	233,78	157,41	76,04	3,53

Выгорающий поглотитель использовался в двух вариантах размещения (см. табл. 1): гомогенно (в составе микрокапсул топлива, см. расчетные варианты: 04_Gd₂O₃Hom, 05_Er₂O₃Hom, 06_HfO₂Hom и 7_Pa-231Hom) и гетерогенно, в виде микронного слоя на поверхности топливной таблетки (см. расчетный вариант: 03_ZrB₂).

Варианты 01 и 02 – непрофилированная и профилированная топливные части бланкета установки соответственно. Вариант 03_ZrB₂ – гетерогенный способ размещения ВП, представляющий собой технологическое решение, предложенное в [16]. Для вариантов расчета 04_Gd₂O₃Hom, 07_Er₂O₃Hom, 09_HfO₂Hom и 11_Pa-231Hom использовано гомогенное размещение ВП. В этих расчетах ВП размещался в микрокапсулах топливных таблеток за счет уменьшения содержания в них Th, тем самым масса делящегося материала оставалась прежней (см. табл. 1).

Анализ результатов, приведенных в табл. 1, показал, что лучшими вариантами компенсации реактивности, с точки зрения нейтронно-физических характеристик, являются варианты 03_ZrB₂ и 07_Er₂O₃Hom (см. табл. 1 и рис. 6).

В дальнейших исследованиях использовался вариант 03_ZrB₂, поскольку технология нанесения подобных покрытий разработана в Томском политехническом университете [16]; более того, при использовании ZrB₂ выбег бора и высвобождаемая реактивность существенно меньше в сравнении с тем же технологическим решением в базовой конфигурацией ВТГРУ [9, 17]. Кроме того, масса ВП минимальна из всех представленных в табл. 1 вариантов, а длительность топливной кампании составляет 3480 эфф.сут при достигнутом выгорании 250 МВт-сут на килограмм тяжелых металлов.

Отметим, что система стержней, предназначенных для управления и аварийной защиты, в исследуемой конфигурации не рассчитывалась, так как установка на протяже-

нии всего рабочего цикла находится в подкритическом состоянии (см. рис. 6, расчетные варианты: 03_ZrB₂, 04_Gd₂O₃Hom и 11_Pa-231Hom), а всё управление её работой осуществляется потоком нейтронов из ПИН.

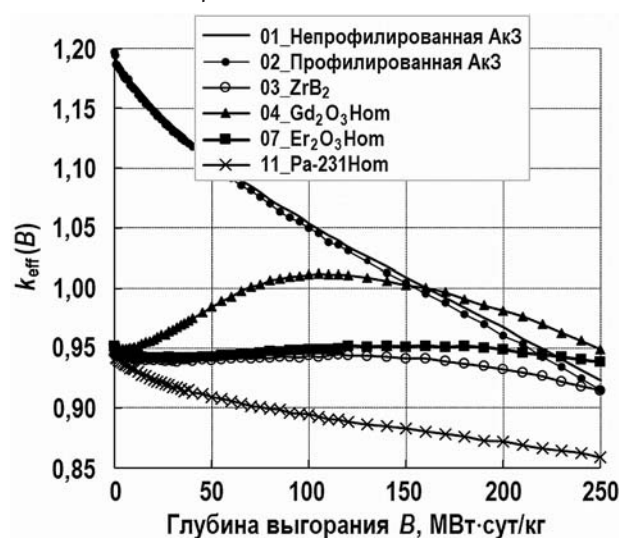


Рис. 6. Зависимость размножающих свойств бланкета от глубины выгорания топлива

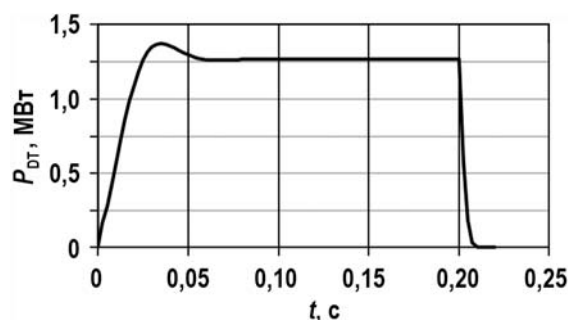


Рис. 7. Временная эволюция мощности, выделяемой в D-T-нейтронах. Инжекция включается в момент $t = 0$ с и выключается через 0,2 с

Отметим также, что использование ПИН в качестве дополнительного источника нейтронов повышает ядерную безопасность установки, так как при отключении инжекции нейтральных атомов генерация нейтронов падает примерно вдвое за первые 2,5 мс и ещё в 20 раз за последующие 5 мс (см. рис. 7).

Этот результат свидетельствует о том, что снижение генерации дополнительных нейтронов в бланкете протекает значительно быстрее, чем это происходит в активной зоне традиционного реактора.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

В работе проведены нейтронно-физическая и теплофизическая оптимизации рабочего состояния установки:

- выполнено профилирование энерговыделения по радиусу топливной части бланкета путем локального изменения содержания доли Pu в объеме бланкета, полученная при этом картограмма загрузки проиллюстрирована на рис. 5г;

- подобраны материалы выгорающих поглотителей для компенсации избыточной реактивности бланкетной части и для организации возможности управления ею в связке с ПИН (см. табл. 1 и рис. 6). Размещение выгорающего поглотителя (ZrB₂, Gd₂O₃, B₄C,

Er_2O_3 , HfO_2 , ^{231}Pa) рассмотрено по двум вариантам: гомогенно, когда он входил в состав микрокапсул топлива, и гетерогенно, когда ВП использовался в виде микронного слоя на поверхности топливной таблетки.

Система управления реактивностью и использование постоянных компенсаторов реактивности для данной конфигурации бланкета не предусмотрена, так как установка находится в подкритическом состоянии (см. расчетные варианты 03_ZrB₂, 07_Er₂O₃Hom, 11_Pa-231Hom) на протяжении всего рабочего цикла, и всё управление режимом работы осуществляется за счёт варьирования потока нейтронов, поступающего из ПИН.

Благодарность

Работа поддержана РФФИ. Грант № 19-29-02005.

Литература

1. South Korea's 'Artificial Sun' Just Set a New World Record For High-Temperature Plasma. Электронный ресурс: <https://www.sciencealert.com/south-korea-s-artificial-sun-just-set-a-new-world-record-for-high-temperature-plasma> (дата доступа 11.08.2021).
2. Arzhannikov A., Bedenko S., Shmakov V. et al. Gas-cooled thorium reactor at various fuel loadings and its modification by a plasma source of extra neutrons. // Nuclear Science and Techniques. – 2019. – Vol. 30. – Iss. 181. DOI: <https://doi.org/10.1007/s41365-019-0707-y>.
3. Arzhannikov A.V., Shmakov V.M., Modestov D.G. et al. Facility to study neutronic properties of a hybrid thorium reactor with a source of thermo-nuclear neutrons based on a magnetic trap. // Nuclear Engineering and Technology. – 2020. – Vol. 52. – No. 11. – PP. 2460-2470. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.net.2020.05.003>.
4. Prikhodko V.V., Arzhannikov A.V. Simulations of fusion neutron source based on the axially symmetric mirror trap for the thorium hybrid reactor. // Journal of Physics: Conference Series. – 2020. – Vol. 1647. DOI: <https://doi.org/10.1088/1742-6596/1647/1/012004>.
5. Аржанников А.В., Шаманин И.В., Беденко С.В. и др. Гибридная ториевая реакторная установка с источником термоядерных нейтронов на основе магнитной ловушки. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2019. – № 2. – С. 43-54. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe/2019.2.04>.
6. Yang W., Zeng Q., Chen C., et al. Shielding design and neutronics calculation of the GDT based fusion neutron source ALIANCE. // Fusion Engineering and Design. 2021. – Vol. 164. – 112221. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2020.112221>.
7. Bedenko S.V., Ghal-Eh N., Lutsik I.O., Shamanin I.V. A fuel for generation IV nuclear energy system: Isotopic composition and radiation characteristics. // Applied Radiation and Isotopes. – 2019. – Vol. 147. – PP. 189-196. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.apradiso.2019.03.005>.
8. Bedenko Sergey, Karengin Alexander, Ghal-Eh Nima et al. Thermo-physical properties of dispersion nuclear fuel for a new-generation reactors: A computational approach. // AIP Conference Proceedings. – 2019. – Vol. 2101. – No. 1. DOI: <https://doi.org/10.1063/1.5099594>.
9. Шаманин И.В., Беденко С.В., Чертков Ю.Б., Губайдулин И.М. Газоохлаждаемый ядерный реактор с ториевым топливом на основе топливного блока унифицированной конструкции. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2015. – № 3. – С. 124-134. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2015.3.13>.
10. Газодинамическая магнитная ловушка. Институт ядерной физики им. Г.И. Будкера СО РАН. Электронный ресурс: <http://inp.nsk.su> (дата доступа 11.08.2021).
11. Beklemishev A., Anikeev A., Astrelin V. et al. Novosibirsk Project of Gas-Dynamic Multiple-Mirror Trap. // Fusion Science and Technology. – 2013. – Vol. 63. – PP. 46-51. DOI: <https://doi.org/10.13182/FST13-A16872>.

12. *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. – No. 1. – PP. 1-7. DOI: <https://doi.org/10.13182/FST14-867>.

13. *Leppanen 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. – Vol. 82. – PP. 142-150. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2014.08.024>.

14. Evaluated Nuclear Data Library Descriptions. – Nuclear Energy Agency. Электронный ресурс: https://oecd-nea.org/dbdata/data/nds_eval_libs.htm (дата доступа 11.08.2021).

15. SERPENT 1.1.0 thermal scattering libraries based on JEF-2.2, JEFF3.1, ENDF/B-VI.8 and ENDF/B-VII. Электронный ресурс: http://montecarlo.vtt.fi/download/SSS_THERMAL.pdf (дата доступа 11.08.2021).

16. *Линник С.А., Гайдачук А.В., Шаманин И.В.* Источник плазмы тлеющего разряда с эффектом полого катода для модификации свойств поверхности и нанесения покрытий. // *Известия томского политехнического университета. Инжиниринг георесурсов*. – 2011. – Т. 318. – С. 86-88.

17. *Shamanin I.V., Chertkov Y.B., Bedenko S.V. et al.* Neutronic properties of high temperature gas cooled reactors with thorium fuel. // *Annals of Nuclear Energy*. – 2018. – Vol. 113. – PP. 286-293. DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2017.11.045>.

Поступила в редакцию 19.08.2021 г.

Авторы

Беденко Сергей Владимирович, доцент, канд. физ.-мат. наук

E-mail: bedenko@tpu.ru

Луцик Игорь Олегович, аспирант

E-mail: iol4@tpu.ru

Матюшин Антон Андреевич, инженер-конструктор

E-mail: matyushinanton1994@gmail.com

Шмаков Владимир Михайлович, зав. лаб., канд. физ.-мат. наук

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

Модестов Дмитрий Геннадьевич, старший научный сотрудник, канд. физ.-мат. наук

E-mail: d.g.modestov@vniitf.ru

Полозков Сергей Дмитриевич, аспирант

E-mail: sdp2@tpu.ru

Приходько Вадим Вадимович, старший научный сотрудник, канд. физ.-мат. наук

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

Аржанников Андрей Васильевич, главный научный сотрудник, профессор,

др. физ.-мат. наук

E-mail: A.V.Arzhannikov@inp.nsk.su

HYBRID «FUSION-FISSION» REACTOR FACILITY: NEUTRONIC RESEARCH

Bedenko S.V.*, Lutsik I.O.**, Matyushin A.A.***, Polozkov S.D.*,
Shmakov V.M.****, Modestov D.G.****, Prikhodko V.V.*****,
Arzhannikov A.V.*****

* National Research Tomsk Polytechnic University

30 Lenin Ave, 634050 Tomsk, Russia

** Siberian Chemical Plant JSC

1 Kurchatova Str, 635039 Seversk, Russia

*** ОКБ Hidropress JSC

21 Ordzhonikidze Str, 142103 Podolsk, Russia

**** All-Russian Research Center VNIITF

13 Vasilyeva Str, 456770 Snezhinsk, Russia

***** Budker Institute of Nuclear Physics SB RAS

11 Acad. Lavrent'ev Ave, 630090 Novosibirsk, Russia

ABSTRACT

Global thermonuclear research is aimed at the commercial energy production after 2050. Scientists of Korean Institute of Fusion Energy (KFE) achieve 20 seconds plasma confinement in toroidal magnetic trap (Korea Superconducting Tokamak Advanced Research) at temperature of 100 million degrees which is currently an absolute record for the implemented set of parameters. The research result of scientists allows asserting that the international program for the ITER tokamak construction will be completed and the energy production from plasma will exceed the energy costs for obtaining and retaining plasma.

Power generation stations using tokamaks will have an exceptionally large size and power, and will be build in the distant future. Our research is focused on prospect of practical using of nuclear fusion power at a shorter time. The purpose of our research is to creation a subcritical «fusion-fission» facility the concept of which is proposed and developed by the G.I. Budker Institute of Nuclear Physics SB RAS (Novosibirsk), Tomsk Polytechnic University and the Russian Federal Nuclear Center – VNIITF n.a. Academician E.I. Zababakhin (Snezhinsk).

The facility under study is a hybrid reactor. The reactor core (blanket) is consisted of the assembly of fuel blocks of a unified design of a high-temperature gas-cooled thorium reactor and an extended magnetic gas-dynamic trap penetrating the axial part of the reactor core (G.I. Budker Institute of Nuclear Physics SB RAS, Novosibirsk).

Such a hybrid nuclear fusion reactor has a convenient level of facility power for regional energy (~ 60 – 100 MW_{th}), acceptable geometric dimensions and insignificant volume of spent nuclear fuel and radioactive waste generation in comparison to most common reactors such as LWR.

In this paper we provide optimization neutron studies the purpose of which is to neutralize the offsets of the radial energy release field formed in the volume of the fuel part of the blanket due to prolonged operation time and pulsed work mode of the D-T-neutron plasma source.

The main goal of the study was to reduce blanket's power peaking factor, that depends on time-dependent neutron flux distribution and periodic pulse mode operation

parameters of the D-T fusion neutron source. Neutron transport simulations were done with Monte-Carlo code SERPENT 2.1.31. Evaluated point-wise nuclear data including $S(\alpha, \beta)$ thermal scattering data for graphite of ENDF-B/VII.0 library were used for simulation.

Acknowledgment

The reported study was funded by RFBR according to the research project № 19-29-02005.

Key words: hybrid «fusion-fission» reactor facility, plasma generator of D-T-neutrons, neutronic research.

REFERENCES

1. South Korea's 'Artificial Sun' Just Set a New World Record For High-Temperature Plasma. Available at: <https://www.sciencealert.com/south-korea-s-artificial-sun-just-set-a-new-world-record-for-high-temperature-plasma> (accessed Aug. 11, 2021).
2. Arzhannikov A., Bedenko S., Shmakov V., Knyshev, V., Lutsik I., Prikhodko V., Shamanin I. Gas-Cooled Thorium Reactor at Various Fuel Loadings and its Modification by a Plasma Source of Extra Neutrons. *Nuclear Science and Techniques*. 2019, v. 30, iss. 181; DOI: <https://doi.org/10.1007/s41365-019-0707-y>.
3. Arzhannikov A.V., Shmakov V.M., Modestov D.G., et al. Facility to Study Neutronic Properties of a Hybrid Thorium Reactor with a Source of Thermonuclear Neutrons Based on a Magnetic Trap. *Nuclear Engineering and Technology*. 2020, v. 52, no. 11, pp. 2460-2470; DOI: <https://doi.org/10.1016/j.net.2020.05.003>.
4. Prikhodko V.V., Arzhannikov A.V. Simulations of Fusion Neutron Source Based on the Axially Symmetric Mirror Trap for the Thorium Hybrid Reactor. *Journal of Physics: Conference Series*. 2020, v. 1647; DOI: <https://doi.org/10.1088/1742-6596/1647/1/012004>.
5. Arzhannikov A.V. Shamanin I.V. Bedenko S.V. Prikhodko V.V. Sinitsky S.L. Shmakov V.M. Knyshev V.V. Lutsik I.O. Hybrid Thorium Energy Producing Subcritical Stand with a Fusion Neutron Source Based on a Magnetic Trap. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2019, no. 2, pp. 43-54; DOI: <https://doi.org/10.26583/npe/2019.2.04> (in Russian).
6. Yang W., Zeng Q., Chen C., Chen Z., Song J., Wang Z., Yu J., Yakovlev D., Prikhodko V. Shielding Design and Neutronics Calculation of the GDT Based Fusion Neutron Source ALLIANCE. *Fusion Engineering and Design*. 2021, v. 164, 112221; DOI: <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2020.112221>.
7. Bedenko S.V., Ghal-Eh N., Lutsik I.O. and Shamanin I.V. A Fuel for Generation IV Nuclear Energy System: Isotopic Composition and Radiation Characteristics. *Applied Radiation and Isotopes*. 2019, v. 147, pp. 189-196; DOI: <https://doi.org/10.1016/j.apradiso.2019.03.005>.
8. Bedenko Sergey, Karengin Alexander, Ghal-Eh Nima, Alekseev Nikita, Knyshev Vladimir, Shamanin Igor Thermo-Physical Properties of Dispersion Nuclear Fuel for a New-Generation Reactors: A Computational Approach. *AIP Conference Proceedings*. 2019, v. 2101, no. 1; DOI: <https://doi.org/10.1063/1.5099594>.
9. Shamanin I.V., Bedenko S.V., Chertkov Yu.B., et al. Gas-Cooled Thorium Reactor with Fuel Block of the Unified Design. *Izvestiya Vysshikh Uchebnykh Zawedeniy. Yadernaya Energetika*. 2015, no., 3, pp. 124-134; DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2015.3.13> (in Russian).
10. Gas-Dynamic Multiple-Mirror Trap, Budker Institute of Nuclear Physics of Siberian Branch Russian Academy of Sciences. Available at: <http://inp.nsk.su> (accessed Aug. 11, 2021) (in Russian).
11. 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, pp. 46-51; DOI: <https://doi.org/10.13182/FST13-A16872>.

12. 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, no 1, pp. 1-7; DOI: <https://doi.org/10.13182/FST14-867>.
13. 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; DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2014.08.024>.
14. *Evaluated Nuclear Data Library Descriptions*. Nuclear Energy Agency. Available at: https://oecd-nea.org/dbdata/data/nds_eval_libs.htm (accessed Aug. 11, 2021).
15. SERPENT 1.1.0 Thermal Scattering Libraries based on JEF-2.2, JEFF3.1, ENDF/B-VI.8 and ENDF/B-VII. Available at: http://montecarlo.vtt.fi/download/SSS_THERMAL.pdf (accessed Aug. 11, 2021).
16. Linnik S.A., Gaydachuk A.V., Shamanin I.V. Glow Discharge Plasma Source with Hollow Cathode Effect for Surface Modification and Coating Application. *Izvestiya Tomskogo Politehnicheskogo Universiteta. Inzhiniring Georesurov*. 2011, v. 318, pp. 86-88 (in Russian).
17. 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, v. 113, pp. 286-293; DOI: <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2017.11.045>.

Authors

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

E-mail: bedenko@tpu.ru

Lutsik Igor Olegovich, PhD Student

E-mail: iol4@tpu.ru

Matyushin Anton Andreevich, Engineer

E-mail: matyushinanton1994@gmail.com

Polozkov Sergey Dmitrievich, PhD Student

E-mail: sdp2@tpu.ru

Shmakov Vladimir Mikhailovich, Head of Lab., Cand. Sci. (Phys.-Math.)

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

Modestov Dmitry Gennadyevich, Senior Researcher, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: d.g.modestov@vniitf.ru

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

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

Arzhannikov Andrey Vasilievich, Professor, Dr. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: A.V.Arzhannikov@inp.nsk.su