

ЭЛЕМЕНТЫ УПРАВЛЕНИЯ ПОДКРИТИЧНОСТЬЮ В РЕАКТОРНОЙ СИСТЕМЕ С ПРОТЯЖЕННЫМ ПЛАЗМЕННЫМ ИСТОЧНИКОМ НЕЙТРОНОВ С УЧЁТОМ ТЕМПЕРАТУРЫ

В.В. Кнышев, А.Г. Каренгин, И.В. Шаманин

*Национальный исследовательский Томский политехнический университет
634050, г. Томск, проспект Ленина, 2*



Подобраны материалы компенсирующих стержней и выгорающих поглотителей для компенсации избыточной реактивности бланкетной части установки и организации возможности её управления в связке с плазменным источником нейтронов.

Выгорающий поглотитель – слой диборида циркония ZrB_2 толщиной 100 микрон, наносимый на поверхность топливных компактов. В качестве материала компенсирующих стержней выбраны стержни из карбида бора B_4C диаметром 0.01 м, размещаемые в каналах для прокачки гелия и используемые для перевода всей системы в состояние с $k_{eff} = 0.95$. Установка на протяжении всего рабочего цикла находится в подкритическом состоянии, управление её работой осуществляется с помощью потока нейтронов из плазменного источника.

Расчётные исследования выполнены с использованием верифицированных расчётных кодов WIMS-D5B (ENDF/B-VII.0) и MCU5TRU (MCUDB50) и современного константного обеспечения.

Моделирование нейтронно-физических характеристик установки проведено с учетом изменения внутренней структуры и температуры материалов микрокапсулированного топлива и топливного компакта, вызванных длительным облучением, миграцией осколков деления и газообразных химических соединений.

Ключевые слова: реакторная система «синтез-деление», плазменный источник нейтронов, критичность, выгорающий поглотитель, система управления и защиты.

ВВЕДЕНИЕ

Высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы (ВТГР) в силу особенностей состава конструкции активной зоны и её компоновки обладают благоприятными характеристиками в отношении ядерной безопасности и надежности [1]. В ВТГР выбор единичной мощности энергоблока осуществляется из условия возможности отвода остаточного энергосвечения и исключения выхода продуктов деления из топлива в теплоноситель и окружающую среду. В этих установках практически исключено расплавление активной зоны, состоящей, в основном, из керамики и графита, которые способны длительно

© В.В. Кнышев, А.Г. Каренгин, И.В. Шаманин, 2021

работать в диапазоне температур от 1000 до 3000 К [2]. При потере теплоносителя не происходит резкого возрастания температуры, что обусловлено высокой теплоемкостью активной зоны. Применение в качестве теплоносителя гелия исключает химические реакции с топливом и конструкционными материалами, и при его использовании отсутствуют проблемы, связанные с фазовыми превращениями [3]. Кроме того ВТГР имеют большой отрицательный температурный коэффициент реактивности [1 – 4], обеспечивая тем самым надежную эксплуатацию в переходных режимах и в режимах маневрирования мощностью.

Традиционные реакторные установки работают в критическом режиме, а управление цепной реакцией деления заключается во влиянии на баланс нейтронов в размножающей среде активной зоны. Режим работы исследуемой системы, состоящей из бланкета (энергогенерирующая часть установки) и внешнего плазменного источника термоядерных нейтронов, отличается от традиционного режима работы реактора, однако принцип управления в целом тот же и заключается во влиянии на баланс нейтронов в активной бланкетной части установки. Эффективный коэффициент размножения загруженного бланкета исследуемой установки компенсируется до значений 0,95 – 0,98 и сохраняется на заданном уровне с помощью элементов и систем управления критичностью. Плазменный источник генерирует дополнительные нейтроны и в связке с системой управления обеспечивает безопасную эксплуатацию всей установки [5, 6], повышая таким образом ядерную безопасность, поскольку при выключении этого источника из режима генерации вся бланкетная часть перейдет в глубокоподкритическое состояние ($k_{\text{eff}} < 0,95$).

Эффективность компенсирующих систем зависит от ряда параметров, исследуемых авторами в [7 – 9] и других работах. Наибольший интерес представляет изучение влияния меняющихся теплофизических свойств бланкетной части установки на её нейтронно-физические характеристики и эффективность компенсирующей системы [8, 9]. Принимая во внимание эти факторы, а также особенность эксплуатации исследуемой подкритической установки, выбор материалов выгорающих поглотителей, разработка модели и схем размещения компенсирующих стержней (КС) при длительной эксплуатации и глубоком выгорании делящегося материала является актуальной задачей, рассматриваемой в работе.

МАТЕРИАЛЫ И МЕТОДЫ

На рисунке 1 показана схема исследуемой установки [5]. Приосевая область её активной части заменена цилиндрической вакуумной камерой, содержащей высокотемпературную плазму, генерирующую дополнительные нейтроны в результате термоядерных реакций D-D и D-T. К этой «плазменной» части пристыкована камера для инъекции пучков высокоэнергетичных нейтральных атомов дейтерия и трития [10, 11]. Магнитное поле на этих двух участках вакуумной камеры, содержащих высокотемпературную плазму, обеспечивает термоизоляцию плазмы от стенок камеры в радиальном направлении [12]. Параметры магнитного поля и плазменного источника нейтронов для подпитки бланкетной части установки, а также конфигурация и состав бланкета приводятся в работах [5, 12, 13].

Конструктивно бланкет состоит из гексагональных графитовых блоков, имеющих каналы для размещения топлива и прокачки гелия, окруженных двумя рядами графитовых блоков, выполняющих функцию отражателя. Сверху и снизу бланкетная часть закрыта графитовыми блоками, уложенными в один ряд. Топливный блок имеет 76 каналов малого диаметра для топлива и семь каналов большего диаметра для гелия. Размер «под ключ» 0,207 м, высота 0,8 м. Размер «под ключ» графитовых блоков, закрывающих бланкетную часть сверху и снизу, 0,207 м, высота 0,3 м. Микрокапсулированное

топливо (микротопливо) для графитовых топливных компактов представляет собой сферические керны из $(Th,Pu)O_2$ диаметром $0.350 \cdot 10^{-3}$ м, покрытые слоями PuC и Ti_3SiC_2 толщиной $0.90 \cdot 10^{-4}$ м и $0.35 \cdot 10^{-4}$ м соответственно. Микротопливо диспергировано в графитовую матрицу топливного компакта, на поверхность которого дополнительно нанесён внешний силовой слой из SiC . Диаметр топливного компакта $10.17 \cdot 10^{-3}$ м, высота $20 \cdot 10^{-3}$ м, толщина внешнего SiC -слоя – $0.3 \cdot 10^{-3}$ м.

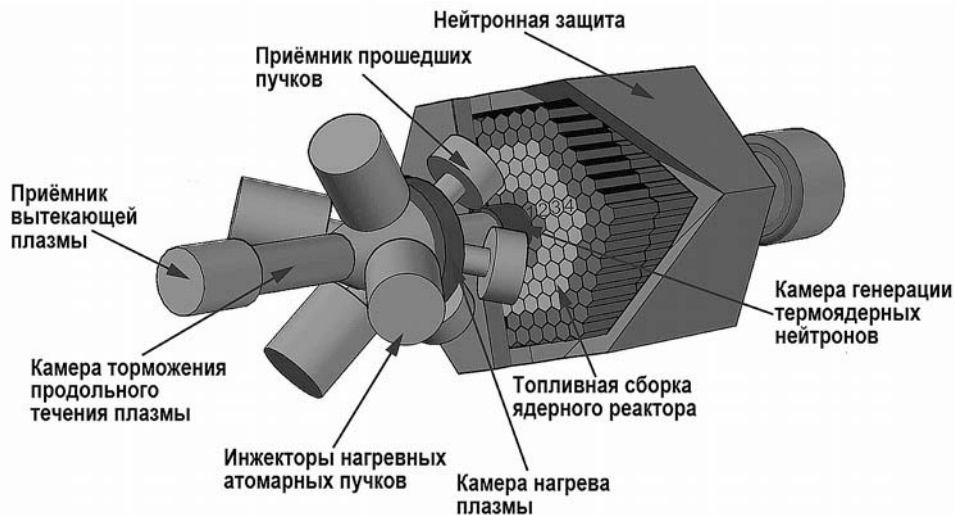


Рис. 1. Подкритическая установка с плазменным источником нейтронов [5]

Расчёт температуры в топливном компакте

Оценка максимальной температуры топлива на начало кампании рассчитана из условия объемного $q_v(z,r)$ и поверхностного $q_s(z,r)$ тепловыделения в топливном блоке. При номинальной мощности установки в 60 МВт максимальные значения $q_v^{\max}(z,r)$ и $q_s^{\max}(z,r)$ соответственно равны $8,41 \cdot 10^4$ и $2,01 \cdot 10^4$ кВт/м³.

Выполненные в [13] расчётные исследования показали, что при тепловой мощности 60 МВт длительность топливной кампании установки составляет 3000 эфф. сут. Столь длительная эксплуатация приводит к существенному изменению нуклидного состава микротоплива и его структуры, накоплению и миграции осколков деления и газообразных химических соединений и, как следствие, к изменению теплофизических свойств [9] и температуры топлива [8].

Для расчёта эволюции нуклидного состава топлива, оценки дозовой нагрузки и флюенса нейтронов используется программный код MCU5TPU (MCUDB50). Геометрический модуль MCU-5 позволяет моделировать 3D-системы с геометрией любой сложности при использовании комбинированного подхода, основанного на описании сложных систем комбинациями элементарных тел и поверхностей [14]. Библиотека нуклидов MCU-5 включает в себя большой перечень изотопов и позволяет выполнять расчёты эволюции нуклидного состава и расчёты на критичность.

Расчёты влияния нуклидного состава топливного компонента, теплофизических свойств бланкетной части установки и температуры на нейтронно-физические характеристики и эффективность компенсирующей системы выполнены для эквивалентной двумерной цилиндрической ячейки по моделям из работ [7, 15, 16]. Эти модели позволяют дополнительно учесть механизмы диффузии осколков деления и миграцию газообразных химических соединений, образующихся при взаимодействии высвобождаемого в микротопливе кислорода с осколками деления и материалом первого покрытия. Расчёт миграции и диффузии продуктов деления и образующихся химических соединений

в матрицу топливного компакта выполнен с учетом задерживающей способности основного диффузионного барьера топливного керна [8, 17].

Расчёт компенсирующих элементов

Бланкетная часть установки представляет собой модифицированную активную зону ВТГР со спектром нейтронов, близким к эпитепловому. Поэтому при выборе эффективных материалов для КС и выгорающих поглотителей (ВП) использовались соединения, традиционно применяемые в высокотемпературных реакторах: B_4C ; B_4C-SiC , $Dy_2O_3TiO_2$, CrB_2+Al , Gd_2O_3 , ZrB_2 , $AgInCd$, $Mo+Eu_2O_3$, $Hf-Zr$ и другие [7].

Задачу пассивной реактивности с помощью КС и ВП следует решать в связке с плазменным источником нейтронов, который совместно с системой КС и ВП необходим для компенсации эффектов, вызванных выгоранием ядерного топлива, шлакованием и отравлением бланкета во время старта и при длительной эксплуатации. Эта задача решена в диффузионном 69-групповом приближении путем совместного использования программного кода WIMS-D5B (ENDF/B-VII.0) [18] и итерационного метода решения уравнения переноса нейтронов [19]. В расчётах учтены описанные выше эффекты, приводящие к изменению теплофизических свойств бланкета и температуры топливной части компакта.

После определения эффективного в рабочем спектре нейтронов поглощающего нейтроны материала проводят расчёты ВП и КС. При этом формируется оптимальная схема размещения КС в бланкете установки.

РЕЗУЛЬТАТЫ

Расчёт температуры

Расчёт, результаты которого представлены на рис. 2, 3, выполнен для наиболее энергонапряжённого топливного блока установки на начало кампании. Температура теплоносителя на выходе ограничена отметкой в 1300 К, допустимая скорость прокачки гелия 50 м/с. Выбор температуры неслучаен – исследуется дополнительная возможность использования высокотемпературного тепла для реализации технологии преобразования метана в водород.

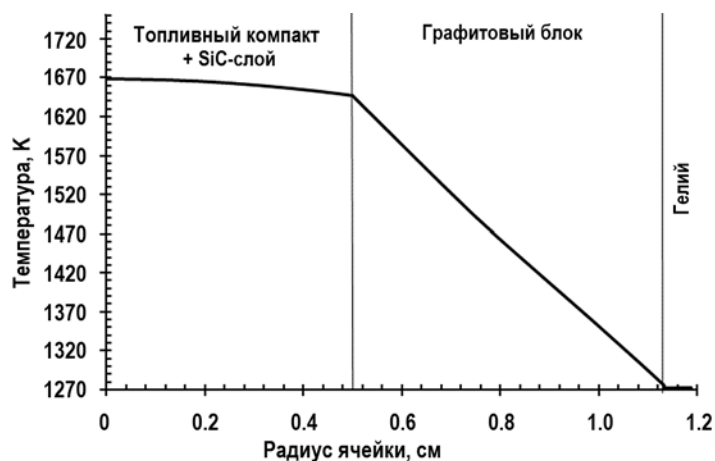


Рис. 2. Распределение температуры по расчётным ячейкам

Накопление осколков деления, газообразных соединений и их миграция в условиях длительного облучения приводят к росту температуры в керне [8, 15 – 17]. По результатам расчёта температура в кернах через 1500 сут вырастет на 40 К после запуска установки. К концу топливной кампании температура в кернах повысится суммарно на 70 К. Таким образом, подбор материалов для КС и ВП необходимо выполнять с учетом

структурных и других изменений, приводящих к росту температуры и влияющих на эффективность компенсирующей системы и нейтронно-физических параметров blankets.

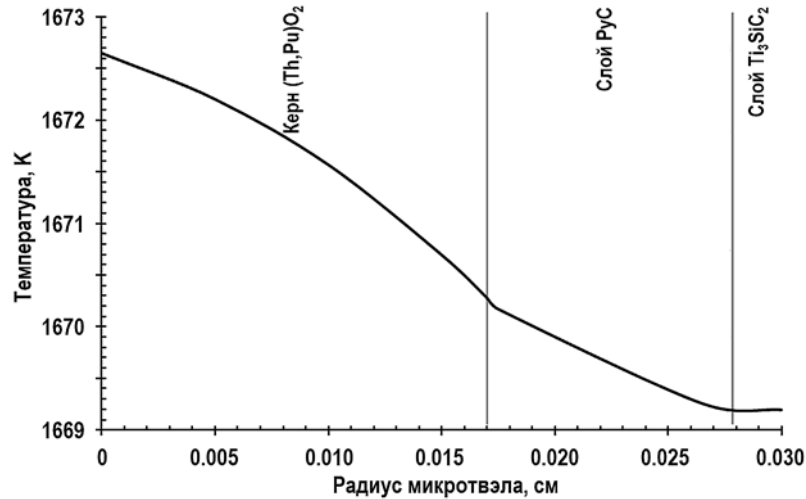


Рис. 3. Распределение температуры в микрокапсулированном топливе

Результаты исследований материалов микротоплива и топливного компакта показали, что условия эксплуатации не превышают разрешенные рабочие максимумы [16, 20] при флюенсе быстрых нейтронов $\sim 1 \cdot 10^{18} \text{ м}^{-2}$. В этих условиях радиационные изменения в керне и покрытиях незначительны, прочностные характеристики основных диффузионных барьеров стабильны [21, 22]. Дополнительный барьер безопасности создается графитовой матрицей и внешним силовым покрытием.

Компенсирующие материалы и размещение компенсирующих элементов

Анализ полученных результатов показал, что лучшими вариантами компенсации реактивности являются нанесение слоя ZrB_2 толщиной $0.1 \cdot 10^{-3} \text{ м}$ на поверхность топливных компактов и использование B_4C (табл. 1) в качестве материала для КС (рис. 4).

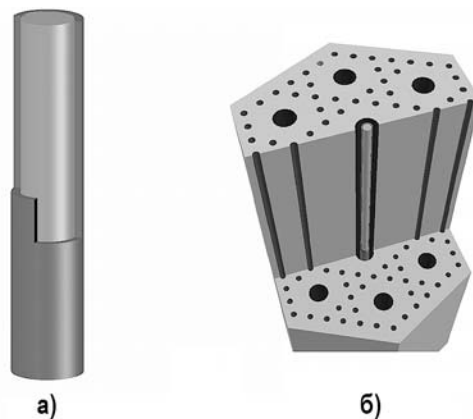


Рис. 4. Модель размещения канала с подвижным КС: а) – канал под КС; б) – размещение канала в топливном блоке

В таблице 1 приведены результаты расчёта веса КС, размещаемого в центре установки, в относительных единицах. Для сравнения проведен расчёт КС из Gd_2O_3 и Eu_2O_3 диаметрами 0.01, 0.03 и 0.05 м.

Использование ZrB_2 позволяет снизить эффективный коэффициент размножения до значения $k_{\text{eff}} = 1.069833$. Дальнейший перевод blankets в подкритическое состояние до

$k_{eff} = 0.95$ осуществлен за счёт КС диаметром 0.01 м, размещаемых в каналах для гелия. Требуемое количество стержней равно 138. Схема размещения КС в топливном блоке приведена на рис. 4.

Таблица 1

Результаты расчёта веса одного стержня СУЗ

Материал	k_{eff} начальное	k_{eff} со стержнем	ρ системы	$d\rho$ (вес одного стержня)
Диаметр стержня 0.01 м				
B ₄ C	1.207558	1.207012	0.171508	0.000375
Eu ₂ O ₃	1.207558	1.207119	0.171581	0.000301
Gd ₂ O ₃	1.207558	1.207235	0.171661	0.000222
Диаметр стержня 0.03 м				
B ₄ C	1.207558	1.205919	0.170757	0.001126
Eu ₂ O ₃	1.207558	1.206108	0.170887	0.000996
Gd ₂ O ₃	1.207558	1.206296	0.171016	0.000866
Диаметр стержня 0.05 м				
B ₄ C	1.207558	1.205016	0.1701355	0.001747
Eu ₂ O ₃	1.207558	1.20537	0.1703792	0.001503
Gd ₂ O ₃	1.207558	1.20542	0.1704136	0.001469

Канал под КС выполнен из стали марки ХН55МВЦ-ВИ(ИД) (ЧС57-ВИ(ИД)) [23], которая хорошо себя зарекомендовала в условиях длительного реакторного облучения.

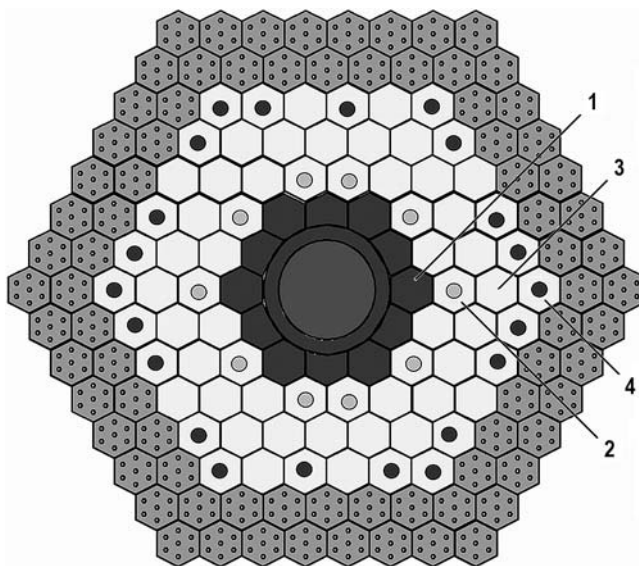


Рис. 5. Схема размещения блоков с КС в активной части установки

Моделирование различных вариантов размещения КС в блоках и положения блоков в бланкете позволило получить оптимальную схему их размещения, которая представ-

лена на рис. 5 (цифры указывают номера рядов топливных блоков). Таким образом, во втором ряду бланкета размещено 10 блоков с полностью погруженными КС, в четвертом ряду таких блоков 22. Во втором ряду бланкета размещается по 5 КС в блоке, в четвертом – по 4 КС. В результате такого размещения значение эффективного коэффициента размножения снижено приблизительно до 0.9494, что соответствует необходимому значению для работы установки.

ОБСУЖДЕНИЕ

Показанная на рис. 5 схема размещения топливных блоков с КС позволяет существенно сократить затраты на материалы (масса ВП для КС из всех рассмотренных в табл. 1 минимальна), выровнять профиль энерговыделения и добиться требуемой подкритичности.

Отметим, что использование плазменного 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 [6], т.е. значительно быстрее, чем это происходит в активной зоне традиционного реактора.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Наиболее удачным способом компенсации реактивности является нанесение слоя ZrB_2 толщиной $0,1 \cdot 10^{-3}$ м на поверхность топливного компакта и использование КС, изготовленных из V_4C диаметром 0.01 м, размещаемых в каналах для теплоносителя. Технологии нанесения покрытий и изготовления спечённого V_4C успешно разрабатываются научными коллективами Томского политехнического университета.

Выбор материалов для выгорающего поглотителя и компенсирующих стержней выполнен с учётом изменений внутренней структуры микрокапсулированного топлива и топливного компакта, вызванных длительным облучением, миграцией осколков деления и газообразных химических соединений, влияющих на теплофизические свойства и температуру топливной части компакта.

Исследование выполнено при финансовой поддержке РФФИ в рамках научных проектов № 19-38-90132 и № 19-29-02005

Литература

1. Алексеев П.Н., Субботин С.А., Стукалов В.А., Щепетина Т.Д. Система атомных станций малой мощности как фактор национальной безопасности. // Академия энергетики. – 2015. – Т. 2. – № 64. – С. 74-79.
2. Алексеев П.Н., Кухаркин Н.Е., Удянский Ю.Н., Щепетина Т.Д., Белов И.А., Субботин С.А., Седов А.А., Дудников А.А., Кашка М.М., Башаев В.В. Перспективные ЯЭУ с топливом на основе микротвэлов для атомных судов. // Атомная энергия. – 2005. – Т. 99. – Вып. 1. – С. 3-8.
3. Гребенник В.Н., Кухаркин Н.Е., Пономарев-Степной Н.Н. Высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы – инновационное направление развития атомной энергетики. – М.: Энергоатомиздат, 2008. – 136 с.
4. Шаманин И.В. ВТГР с сторийсодержащим ядерным топливом: нейтронно-физические преимущества. // Альтернативная энергетика и экология – ISJAEE. – 2008. – № 11. – С. 48-52.
5. Аржанников А.В., Шаманин И.В., Беденко С.В., Приходько В.В., Сеницкий С.Л., Шмаков В.М., Кнышев В.В., Луцки И.О. 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/>

пре.2019.2.04.

6. *Prihodko 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>.

7. *Калин Б.А., Платонов П.А., Чернов И.И., Штромбах Я.И.* Физическое материаловедение. Том 6. Часть 2. Ядерные топливные материалы. / Под общ. ред. Б.А. Калина. – М.: МИФИ. – 2008. – 604 с.

8. *Русинкевич А.А.* Термодинамические эффекты в переносе продуктов деления в микротопливе при глубоких выгораниях: дисс. канд. техн. наук. – Москва: НИЦ «Курчатовский институт», 2016. – 135 с.

9. *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. – Vol. 2101. – No. 1. DOI: <https://doi.org/10.1063/1.5099594>.

10. *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., Prihodko 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. – Vol. 68. – No. 1. – PP. 1-7.

11. *Yurov D.V., Prihodko V.V., Tsidulko Yu.A.* Nonstationary Model of an Axisymmetric Mirror Trap with Nonequilibrium Plasma. // *Plasma Physics Reports.* – 2016. – Vol. 42. – No. 3. – PP. 210-225.

12. *Arzhannikov A., Bedenko S., Shmakov V., Knyshev V., Lutsik I., Prihodko 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. – Vol. 30. – No. 12. – PP. 1-11. DOI: <https://doi.org/10.1007/s41365-019-0707-y>.

13. *Arzhannikov A.V., Shmakov V.M., Modestov D.G., Bedenko S.V., Prihodko V.V., Lutsik I.O., Shamanin I.V.* 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. – Vol. 52. – No. 11. – PP. 2460-2470.

14. Проект МСУ. Моделирование процесса переноса частиц методом Монте-Карло. Электронный ресурс: <https://msuproject.ru/about.html> (дата доступа 15.08.2020).

15. *Hales J.D., Williamson R.L., Novascone S.R., Perez D.M., Spencer B.W., Pastore G.* Multidimensional Multiphysics Simulation of TRISO Particle Fuel. // *Journal of Nuclear Materials.* – 2013. – Vol. 443. – PP. 531-543.

16. *Дегальцов Ю.Г., Пономарев-Степной Н.Н., Кузнецов В.Ф.* Поведение высокотемпературного ядерного топлива при облучении. – М.: Энергоатомиздат, 1987. – 208 с.

17. *Ponomarev-Stepnoy, N.N., Makarov, V.M., Ivanov, A.S., Belov, I.A., Rusinkevich, A.A., Lindemer, T., McEachern, D., Razvi, J.* Evaluation of the Thermodynamics of Deep Burnup HTGR Fuel with Plutonium Kernels. // *Proc. of the IV-th International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology, HTR 2008.* – 2009. – Vol. 1. – PP. 257-262.

18. *Pazirandeh A., Ghaseminejad S., Ghaseminejad M.* Effects of Various Spacer Grid Modeling on the Neutronic Parameters of the VVER-1000 Reactor. // *Annals of Nuclear Energy.* – 2011. – Vol. 38. – PP. 1978-1986.

19. *Шаманин И.В., Беденко С.В., Нестеров В.Н., Луцки И.О., Прец А.А.* Решение системы многогрупповых уравнений переноса нейтронов в подкритических системах. // *Известия вузов. Ядерная энергетика.* – 2017. – № 4. – С. 38-49. DOI: <https://doi.org/10.26583/пре.2017.4.04>.

20. *Miller G.K.* Stresses in a Spherical Pressure Vessel Undergoing Creep and Dimensional Changes. // *International Journal of Solids and Structures.* – 1995. – Vol. 32. – No. 14. – PP. 2077-2093.

21. *Nappe J.C., Monnet I., Grosseau Ph., Audubert F., Guilhot B., Beauvy M., Benabdesselam M., Thome L.* Structural Changes Induced by Heavy Ion Irradiation in

Titanium Silicon Carbide. // Journal of Nuclear Materials. – 2011. – Vol. 409. – No. 1. – PP. 53-61.

22. *Katoh Yutai, Snead Lance L., Cheng Ting, Shih Chunghao, Daniel Lewis W., Koyanagi Takaaki, Hinoki Tatsuya, Henager Jr. Charles H., Ferrarisd Monica.* Radiation-Tolerant Joining Technologies for Silicon Carbide Ceramics and Composites. // Journal of Nuclear Materials. – 2014. – Vol. 448. – No. 1-3. – PP. 497-511.

23. Жаропрочный сплав на никелевой основе марки ХН55МВЦ-ВИ(ИД). Электронный ресурс: <http://www.cris-m-prometey.ru/science/steel/heat-resistant-alloy-nickel-based-HN55MVTs-VI-for-high-power-plants-with-gas-cooled.aspx>. (дата доступа 15.08.2020).

Поступила в редакцию 30.08.2020 г.

Авторы

Кнышев Владимир Владимирович, инженер-исследователь, аспирант

E-mail: vvk28@tpu.ru

Каренгин Александр Григорьевич, доцент, к.ф.-м.н.

E-mail: karengin@tpu.ru

Шаманин Игорь Владимирович, руководитель отделения, профессор, д.ф.-м.н.

Email: shiva@tpu.ru

UDC 621.039.5

CRITICALITY CONTROL ELEMENTS IN A SUBCRITICAL SYSTEM WITH AN EXTENDED PLASMA NEUTRON SOURCE TAKING INTO ACCOUNT THE TEMPERATURE

Knyshev V.V., Karengin A.G., Shamanin I.V.

National Research Tomsk Polytechnic University

2 Lenin Avenue, 634050 Tomsk, Russia

ABSTRACT

The authors of the article focus on the materials of criticality control elements in a subcritical system with an extended plasma neutron source. The system control elements include a burnable absorber, compensating rods, emergency protection and a maneuvering system.

The purpose of this work is to optimize the effective neutron multiplication factor to a value less than or equal to 0.95, taking into account the temperature rise in micro-fuel with a change in the nuclide composition and accumulation of gaseous compounds in accordance with the operating mode of the subcritical facility with an extended plasma neutron source.

The research was conducted using numerical models and multi-group methods based on the WIMS software package and evaluated nuclear data libraries (ROSFOND, BROND, BNAB, EXFOR and ENDSF).

Boron-containing materials were selected as materials for compensating rods and a burnable absorber, after analyzing the neutron flux density distribution spectrum and temperature rise by ~ 60 – 80°C in micro-fuel during the accumulation of fission products and gaseous compounds. As a burnable absorber, 100 µm thick ZrB₂ sprayed onto all fuel cells was selected. B₄C was chosen as the material for the compensating rods. One fuel block contains 12 compensating rods with a diameter of 0.87 cm and a protective casing made of stainless steel 10XH45Ю. The layout of fuel blocks with

compensating rods is presented. The calculation was carried out in the 69-group approximation using the equivalent Wigner-Seitz cell and the corresponding boundary conditions. The characteristics of emergency protection are selected and additional protection is provided in the event of a malfunction of the emergency protection rods and compensating rods, in the form of BF_3 , injected into the coolant. When choosing the materials and design of the compensating system, we took into account the concomitant effects of neutron absorption and temperature effects.

Key words: plasma neutron source, thorium hybrid reactor, control and protection system, boron, micro-fuel, temperature.

REFERENCES

1. Alekseev P.N., Subbotin S.A., Stukalov V.A., Shchepetina T.D. System of Small Nuclear Power Plants as a Factor of National Security. *Akademiya Energetiki*. 2015, v. 2, no. 64, pp. 74-79 (in Russian).
2. Alexeev P.N., Kukharkin N.E., Udyanskiy Yu.N., Schepetina T.D., Belov I.A., Subbotin S.A., Sedov A.A., Dudnikov A.A., Kashka M.M., Bashaev V.V. Promising Nuclear Power Plants with Fuels on the Basis of Microtvel for Nuclear Ships. *Atomnaya Energiya*. 2005, v. 99, iss. 1, pp. 3-8 (in Russian).
3. Grebennik V.N., Kukharkin N.E., Ponomarev-Stepnoy N.N. *High-Temperature Gas-Cooled Reactors – an Innovative Direction of Nuclear Power Development*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 2008, 136 p. (in Russian).
4. Shamanin I.V. VTGR with Thorium-Bearing Nuclear Fuel: Neutron-Physical Advantages. // *Al'ternativnaya Energetika i Ekologiya. – ISJAE*. 2008, no. 11, pp. 48-52 (in Russian).
5. Arzhannikov A.V., Shamanin I.V., Bedenko S.V., Prikhodko V.V., Sinitsky S.L., Shmakov V.M., Knyshev V.V., Lutsyk I.O. Hybrid thorium reactor plant with magnetic trap source of thermonuclear neutrons. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2019, no. 2, pp. 43-54; DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2019.2.04> (in Russian).
6. 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>.
7. Kalin B.A., Platonov P.A., Chernov I.I., Shtrombakh Ya.I. *Physical Materials Science. Vol. 6. Part 2. Nuclear Fuel Materials*. Ed. by B.A. Kalin. Moscow. MIFI Publ., 2008, 604 p. (in Russian).
8. Rusinkevich A.A. *Thermodynamic Effects in the Transfer of Fission Products in Microfuel during Deep Burn-Up*. Cand. tech. sci. diss. Moscow. National Research Center «Kurchatov Institute» Publ., 2016, 135 p. (in Russian).
9. 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, № 1; DOI: <https://doi.org/10.1063/1.5099594>.
10. 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.
11. Yurov D.V., Prikhodko V.V., Tsidulko Yu.A. Nonstationary Model of an Axisymmetric Mirror Trap with Nonequilibrium Plasma. *Plasma Physics Reports*. 2016, v. 42, no. 3, pp. 210-225.
12. 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, no. 12, pp. 1-11. DOI: <https://doi.org/10.1007/s41365-019-0707-y>.

13. Arzhannikov A.V., Shmakov V.M., Modestov D.G., Bedenko S.V., Prikhodko V.V., Lutsik I.O., Shamanin I.V. 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.
14. MCU Project. *Monte Carlo Simulation of Particle Transport Process*. Available at: <https://mcuproject.ru/rabout.html> (accessed Aug. 05, 2020) (in Russian).
15. Hales J.D., Williamson R.L., Novascone S.R., Perez D.M., Spencer B.W., Pastore G. Multidimensional Multiphysics Simulation of TRISO Particle Fuel. *Journal of Nuclear Materials*. 2013, v. 443, pp. 531-543.
16. Degaltsov Yu.G., Ponomarev-Stepnoy N.N., Kuznetsov V.F. *High-Temperature Nuclear Fuel Behavior during Irradiation*. Moscow. Energoatomizdat Publ., 1987, 208 p. (in Russian)
17. Ponomarev-Stepnoy, N.N., Makarov, V.M., Ivanov, A.S., Belov, I.A., Rusinkevich, A.A., Lindemer, T., McEachern, D., Razvi, J. Evaluation of the Thermodynamics of Deep Burnup HTGR Fuel with Plutonium Kernels. *Proc. of the IV-th International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology, HTR2008*. 2009, v. 1, pp. 257-262.
18. Pazirandeh A., Ghaseminejad S., Ghaseminejad M. Effects of Various Spacer Grid Modeling on the Neutronic Parameters of the VVER-1000 Reactor. *Annals of Nuclear Energy*. 2011, v. 38, pp. 1978-1986.
19. Shamanin I.V. Bedenko S.V. Nesterov V.N. Lutsik I.O. Prets A.A. Solution of Neutron Transport Multigroup Equations System in Subcritical Systems. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2017, v. 4, pp. 38-49; DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2017.4.04> (in Russian).
20. Miller G.K. Stresses in a Spherical Pressure Vessel Undergoing Creep and Dimensional Changes. *International Journal of Solids and Structures*. 1995, v. 32, no. 14, pp. 2077-2093.
21. Nappe J.C., Monnet I., Grosseau Ph., Audubert F., Guilhot B., Beauvy M., Benabdesselam M., Thome L. Structural Changes Induced by Heavy Ion Irradiation in Titanium Silicon Carbide. *Journal of Nuclear Materials*. 2011. v. 409, no. 1. pp. 53-61.
22. Katoh Yutai, Snead Lance L., Cheng Ting, Shih Chunghao, Daniel Lewis W., Koyanagi Takaaki, Hinoki Tatsuya, Henager Jr. Charles H., Ferraris Monica. Radiation-Tolerant Joining Technologies for Silicon Carbide Ceramics and Composites. *Journal of Nuclear Materials*. 2014, v. 448, no. 1-3, pp. 497-511.
23. Heat-Resistant Nickel-Base Alloy, Grade HN55MVTs(VI). Available at: <http://www.crisp-prometey.ru/science/steel/heat-resistant-alloy-nickel-based-HN55MVTs-VI-for-high-power-plants-withgas-cooled.aspx>. (accessed Aug. 05, 2020) (in Russian).

Authors

Knyshev Vladimir Vladimirovich, Research Engineer, PhD Student

E-mail: vvk28@tpu.ru

Karengin Alexander Grigorievich, Associate Professor, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: karengin@tpu.ru

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

E-mail: shiva@tpu.ru