

УДК 621.039.61:539.125.523.348

ТРЕХМЕРНАЯ МОДЕЛЬ ТЕРМОЯДЕРНОГО РЕАКТОРА МАЛОЙ МОЩНОСТИ ДЛЯ ОЦЕНКИ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК БЛАНКЕТОВ

А.А. Борисов, Н.А. Дерябина

НИИ «Курчатовский институт», Москва, Россия

В последние годы академик РАН Е.П. Велихов с коллегами-ядерщиками изложил своё видение решения проблемы наработки делящегося топлива для тепловых ядерных реакторов в blankets термоядерных реакторов. В этих статьях было показано, что количество ^{233}U , необходимое для работы реактора на тепловых нейтронах мощностью 3,2 ГВт (тепл.), может быть наработано в blanketе термоядерного реактора мощностью 400 МВт (тепл.). Большинство работ, посвящённых использованию гибридных термоядерных реакторов (ГТР) для наработки делящегося материала, выполнено, исходя из общих фундаментальных ядерных свойств изотопов по их взаимодействию с нейтронами, имеющими разную энергию, без использования адекватных геометрических моделей реакторов. В настоящей работе этот пробел восполняется созданием и описанием трёхмерной нейтронно-физической модели, максимально воспроизводящей конфигурацию и конструкцию компонентов термоядерного реактора и служащей базовым инструментом для анализа нейтронно-физических характеристик ГТР, в первую очередь, скорости наработки делящихся изотопов ^{233}U и ^{239}Pu .

Ключевые слова: гибридный термоядерный реактор, трёхмерная модель термоядерного реактора, наработка делящегося топлива, blanket с расплавом ториевой соли, изменение концентрации делящегося материала со временем.

3D-MODEL OF A LOW-POWER THERMONUCLEAR REACTOR FOR ESTIMATION OF BLANKET NEUTRON CHARACTERISTICS

A.A. Borisov, N.A. Deryabina

NRC «Kurchatov Institute», Moscow, Russia

In recent years, academician E.P. Velikhov and his colleagues outlined their vision of solving the problem of fissile fuel production for thermal nuclear reactors in thermonuclear reactor blankets. It was shown in these articles that the amount of ^{233}U required to operate a 3.2 GW (th) thermal reactor can be produced in a blanket of a 400 MW (th) fusion reactor. Most of the works devoted to the use of hybrid thermonuclear reactors (GTR) for the production of fissile material have been carried out based on the general fundamental nuclear properties of isotopes in their interaction with neutrons having different energies, without using adequate geometric models of reactors. In the present work, this gap is filled by the creation and description of a 3D-fusion reactor model that maximally reproduces the configuration and design of the reactor components and serves as a basic tool for analyzing the GTR neutron characteristics, primarily the production rate of fissile isotopes ^{233}U (^{233}U) and ^{239}Pu .

Key words: hybrid fusion reactor, 3D-model of a fusion reactor, fissile fuel production, blanket with molten thorium salt, change in the concentration of fissile material over time.

DOI:10.21517/0202-3822-2020-43-4-75-87

ВВЕДЕНИЕ

В последние годы академик Е.П. Велихов совместно со специалистами-ядерщиками озвучили свое видение наработки ядерного горючего для тепловых ядерных реакторов (ЯР) в blanketе термоядерного реактора [1]. Они показали, что годовое потребление ^{233}U (~1250 кг) в тепловом реакторе мощностью 3200 МВт (тепл.) может быть наработано за тот же период времени в blanketе гибридного термоядерного реактора (ГТР) мощностью 470 МВт (тепл.).

Следует отметить, что проекты ГТР прорабатывались профессором В.В. Орловым с сотрудниками [2—4] в середине 1980-х годов именно как системы, подпитывающие тепловые ЯР в ядерной энергетике. Тогда они были ориентированы на обязательное получение в blanketе коэффициента наработки трития $K_T > 1,05$ (полное воспроизводство сгоревшего трития в плазме реактора), имели большую тепловую мощность >6 ГВт и нейтронную нагрузку на первую стенку не ниже 1 МВт/м^2 , что требовало иметь установку с большим размером вакуумной камеры (с большим радиусом $R \geq 6 \text{ м}$). В настоящее время для ряда российских учёных считается привлекательным термоядерный реактор малых размеров с большим радиусом камеры $R \sim 3 \text{ м}$ и малой термоядерной мощностью 5—40 МВт.

За четыре десятка лет, прошедших с того времени, как начался анализ характеристик ГТР, у специалистов существенно изменилось понимание этих систем. Особенную роль в этом сыграло их участие в международной кооперации над проектом ИТЭР. Параллельно с этим существенно изменились в лучшую сторону и программные коды, которые необходимы для обоснования правильности выбора конструкторских решений в области проектирования термоядерного реактора: программы нейтронно-физических расчётов, теплофизических характеристик, прочностных и т.д.

Большинство научных работ [5—10], посвящённых использованию ГТР как наработчика делящегося материала выполнено, исходя из общих фундаментальных ядерных свойств изотопов по их взаимодействию с нейтронами различной энергией без использования адекватных геометрических моделей реакторов. В настоящей работе предлагается восполнить этот пробел с создания и описания трёхмерной нейтронной модели, максимально воспроизводящей геометрическую конфигурацию и конструкцию элементов термоядерного реактора, которая явилась бы базовым инструментом для анализа нейтронно-физических характеристик ГТР и, в первую очередь, скорости наработки делящихся ^{233}U и ^{239}Pu в бланкете.

НЕЙТРОННАЯ МОДЕЛЬ ГИБРИДНОГО ТЕРМОЯДЕРНОГО РЕАКТОРА ГТР-40

При создании новой трёхмерной нейтронной модели (именуемой далее по тексту ГТР-40) большая часть элементов конструкции — положение магнитов и контуры вакуумного корпуса, а также геометрических параметров систем были заимствованы из концептуального проекта термоядерного источника нейтронов ТИН термоядерной мощностью 40 МВт [11]. При создании своей концептуальной нейтронной модели ГТР-40, особенно в части бланкета, конструкция которого не приобрела окончательного вида, было решено следовать принципу разумности и подобности одинаковых систем, а также основываться на знаниях конструкции ИТЭР и содержании ранних российских проектов ГТР [3, 4].

Нейтронная модель ГТР-40 представляет собой сектор в 60° в тороидальном обходе между плоскостями, смещёнными относительно центральной плоскости ZX на угол -40° и $+20^\circ$. Она содержит следующие компоненты реактора: здание и криостат, три (из 16) тороидальных и восемь полоидальных магнитов, соленоид, сплошной вакуумный корпус, инжекторный канал, бланкет, первую стенку и диверторные кассеты. Общий вид трёхмерной нейтронной модели ГТР-40 показан на Рис. 1.

Под бланкетом в нейтронной модели понимается набор модулей, установленных между плазмой и внутренней поверхностью вакуумного корпуса (ВК) (см. рис. 1). Каждый модуль, имеющий форму усечённого сектора, может быть ориентирован боковыми гранями или вдоль магнитных линий, или поперёк них, следуя передней поверхностью за профилем плазмы. Модуль ограничен стальными стенками, внут-

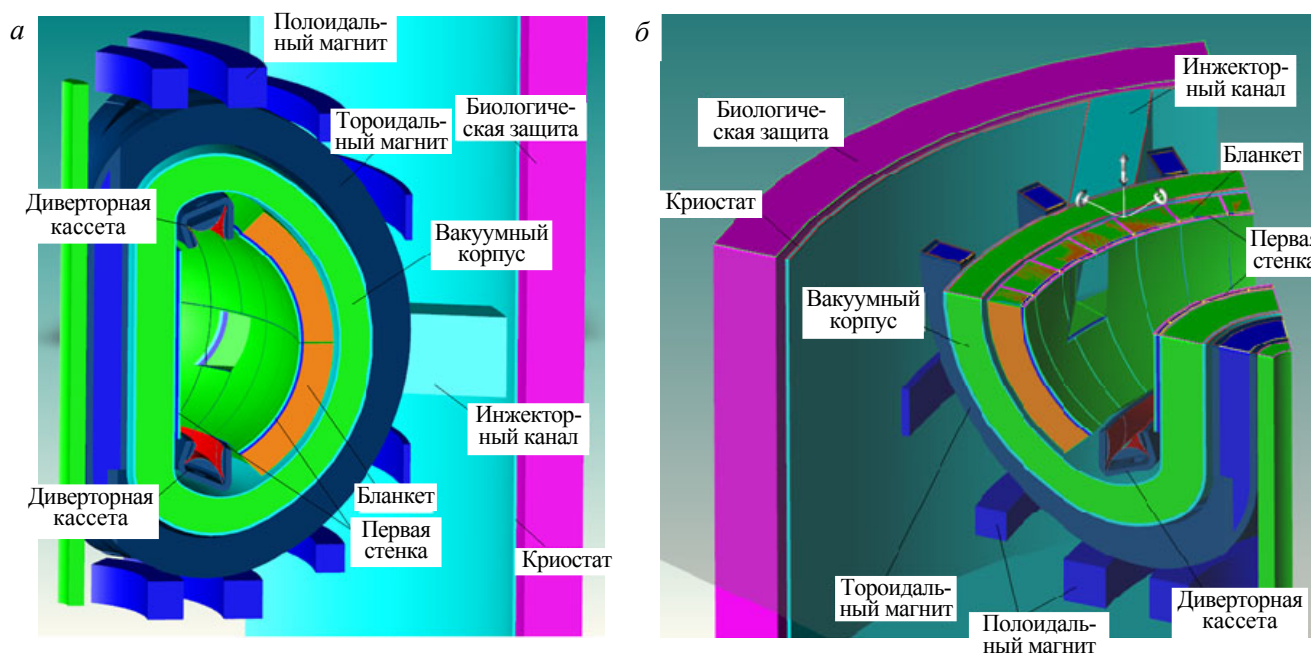


Рис. 1. Вид модели ГТР-40: а — общий вид со стороны боковой границы сектора; б — вид на горизонтальный разрез реактора

ри которых выделены функциональные зоны: первая стенка, зона для наработки делящегося материала, зона отражателя и (или) производства трития, зона коллекторов для подачи и отвода теплоносителя. Нейтронная модель имеет только внешний бланкет.

В двух диверторных областях — на нижних и верхних усах сепаратрисы — размещены диверторные кассеты с водяным охлаждением, в каждой из которых купол и приёмные пластины защищены бериллиевыми экранами от излучения плазмы. В верхней и нижней диверторных областях нейтронной модели размещается по три кассеты. Каждая из них имеет угловую ширину $\sim 10^\circ$ и установлена с зазором 2 см к соседним кассетам. В настоящей модели ГТР вместо внутреннего бланкета смоделирована лишь первая стенка, аналогичная той, что имеет внешний бланкет.

Были рассмотрены два типа внешнего бланкета: вариант, в котором модули заполнены цилиндрическими твэлами тепловыделяющей сборки ВВЭР, и вариант, где через модули непрерывно прокачивается расплавленная соль. В каждом из них в нейтронной модели смоделирована первая стенка, состоящая из трёх слоёв, заполненных гомогенной смесью материалов. Первый (внешний) слой — смесь с долями материалов в объёме слоя: 92% Be и 8% пустоты. Его толщина равна 1 см. Второй слой толщиной 2,9 см — смесь 83% Cu—Cr—Zr, 9% воды, 4% стали SS316 и 4% пустоты. Третий слой толщиной 4,85 см наполнен на 81% сталью SS316, 16% водой и 3% пустоты. Внешний бланкет ГТР-40 располагается напротив внутренней первой стенки вдоль внешней части ВК. Его полоидальный профиль повторяет профиль ВК. Суммарная толщина слоёв первой стенки равна 8,75 см, толщина модулей бланкета — ~ 50 см.

В тестовых расчётах по оценке нейтронно-физических параметров ГТР-40 принято, что все модули объединены в бланкете без зазоров. Бланкет имеет гомогенный состав материалов и упрощён до нескольких чередующихся радиальных слоёв. В этом случае получаемые результаты для ГТР-40 будут, вероятно, самыми оптимистичными, что тем не менее позволит в дальнейшем выбрать наиболее перспективный вариант для создания уже гетерогенной трёхмерной конфигурации бланкета реактора. Гомогенный состав бланкетов рассчитывался, исходя из гетерогенной конфигурации каждого типа бланкета.

Контур вакуумного корпуса в модели создан тороидальными поверхностями. В горизонтальном сечении $PZ = 0,0$ см внутренняя часть вакуумного корпуса ограничена радиусами 141—213 см, а внешняя часть — 495—555 см. Внешний стальной лист ВК имеет толщину 5 см, внутренний — 3 см. Пространство между стальными листами ВК заполнено гомогенной композицией материалов со следующими долями: 44,12% воды (плотностью $0,946 \text{ г/см}^3$), 41,82% борированной стали SS304B4 (1% бора В); 10,14% стали SS316L(N)-IG и 3,92% стали XM-19 [12]. Толщина внутренней части ВК равна ~ 64 см, наружной — ~ 52 см. В нейтронной модели ВК не имеет каких-либо проходок или портов. В настоящей нейтронной модели (сектор 60°) через ВК проходит лишь пустой инжекторный канал, имеющий поперечное прямоугольное сечение 50 на 100 см, ось которого повёрнута относительно оси координат модели X на угол 54° . Толщина стальных стенок канала в зоне бланкета ВК равна 1 и 20 см за его границей.

Вокруг ВК в нейтронной модели размещены три тороидальных магнита (ТМ) около вертикальных плоскостей, повёрнутых относительно центральной плоскости модели ZX на углы $+10^\circ$, -10° и -30° . Внутренняя часть корпуса ТМ заполнена гомогенной смесью материалов: сталь, гелий, изоляция и др., состав которой заимствован из нейтронной модели ИТЭР Clite2 [13]. Также в модели размещено восемь полоидальных магнитов.

Криостат реактора выполнен в виде стального цилиндрического слоя толщиной 5 см с радиусом ~ 800 см, взятым от центральной вертикальной оси Z . За ним установлены бетонные стены биологической защиты толщиной 100 см. В центре нейтронной модели перед внутренней ногой ТМ моделируется стальной цилиндрический соленоид с внешним радиусом 60 и высотой 920 см.

В тестовых расчётах нейтронной модели ГТР-40 в качестве сырьевого топлива использован торий ^{232}Th без добавок в него ^{233}U или ^{239}Pu в начальной загрузке.

ИСТОЧНИК НЕЙТРОНОВ

Для нейтронных расчётов в модели ГТР-40 принято, что реактор имеет термоядерную мощность 40 МВт, т.е. полный выход термоядерных нейтронов источника со средней энергией 14,1 МэВ равен $1,42 \cdot 10^{19}$ н./с, или в расчёте на 60° сектор $2,37 \cdot 10^{18}$ н./с.

Центр плазмы установлен в точке с радиусом 333,0 см относительно вертикальной оси координат, находящейся в точке (0, 0, 0) системы прямоугольных координат геометрической модели, и на высоте, равной 9 см. Вид объёмного распределения плазмы, созданный для расчётов концептуальной нейтронной модели ГТР-40 в вертикальном её сечении, показан на Рис. 2, а.

График распределения нейтронной нагрузки на первую стенку модели ГТР-40 для данного объёмного источника нейтронов показан на Рис. 2, б. Для внешнего blankets максимальная нагрузка будет между полоидальными углами 10° и 25° и равна $1,71 \text{ МВт/м}^2$. На поверхности внутренней первой стенки около сечения $PZ = 9 \text{ см}$ она равна $1,64 \text{ МВт/м}^2$.

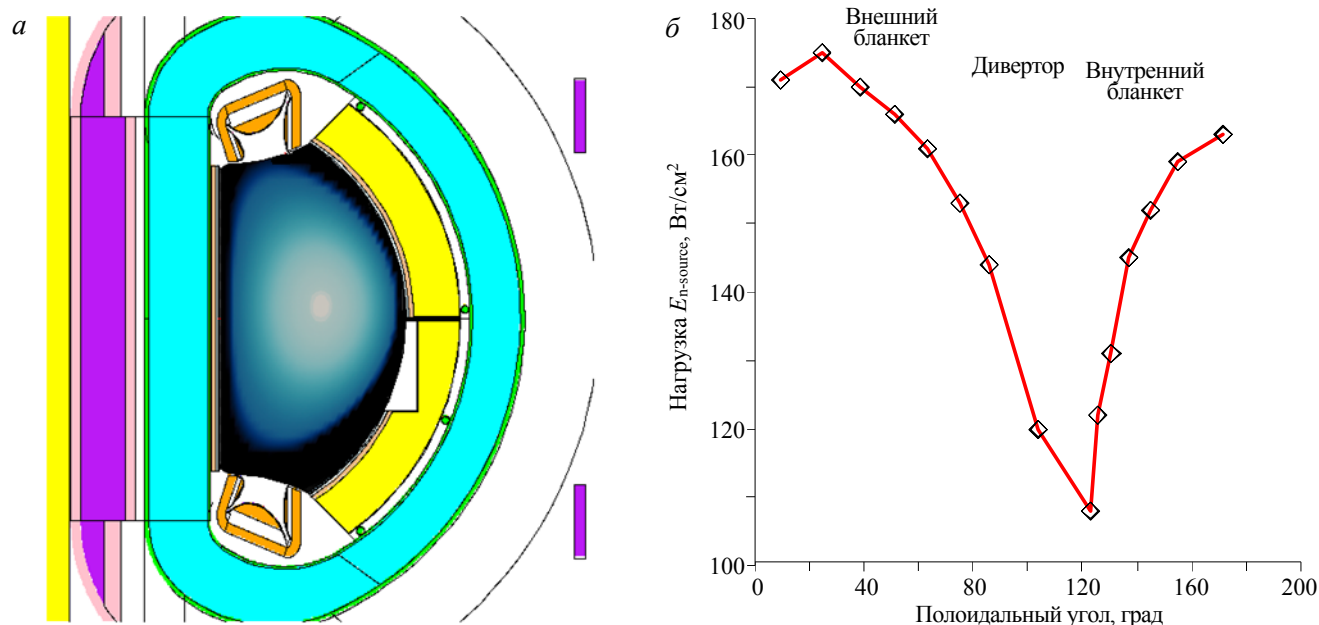


Рис. 2. Распределение плотности плазмы в вертикальном сечении модели ГТР-40 (а) и нагрузки источника нейтронов со средней энергией 14,1 МэВ на первую стенку реактора в зависимости от полоидального угла (б)

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЁТОВ ПОТОКОВ НЕЙТРОНОВ И ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЯ

Расчёт нейтронно-физических параметров ГТР-40 выполнен с использованием кода MCNP-4A [14] и библиотеки ядерных данных FENDL-2.1 [15] для объёмного источника термоядерных нейтронов со средней энергией 14,1 МэВ. Статистическая погрешность нейтронных параметров, значение которых приведено далее, будет менее 5%.

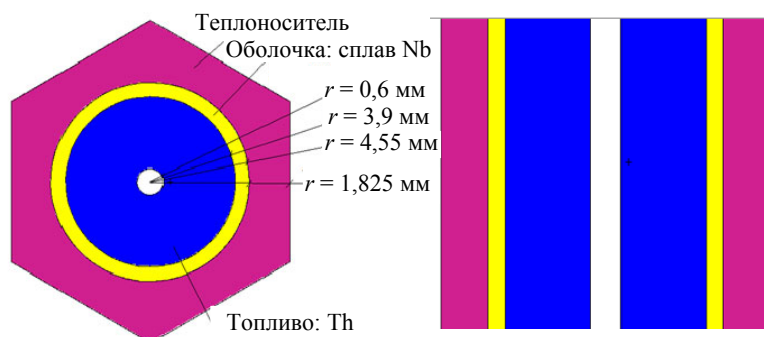


Рис. 3. Фрагменты сечений ячейки со стержневым ТВЭлом

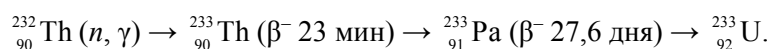
ТВЭЛЬНЫЙ БЛАНКЕТ

Для твэльного варианта blankets за основу была взята конфигурация тепловыделяющей решётки реактора ВВЭР-1000. Фрагмент сечений ячейки этой решётки показан на рис. 3. В горизонтальном сечении ячейка имеет форму правильного шестиугольника, в центре которого установлен твэл (тепловыделяющий элемент активной зоны реактора) диаметром 9,1 мм. Расстояние между центрами соседних твэлов равно 12,75 мм, расстояние между их стенками 3,65 мм. Радиус твэла составляет 4,55 мм при толщине оболочки из сплава Zr (2,5% Nb) 0,65 мм. Центральное отверстие в твэле имеет радиус 0,6 мм, металлический подслои между топливом и оболочкой в твэле не учитывается.

В такой ячейке объёмная доля топлива равна 0,3314, теплоносителя 0,5380, циркониевого покрытия 0,1226 и пустоты 0,0080. В гомогенном слое бланкета нейтронной модели для металлического тория Th плотностью 11,7 г/см³ число ядер тория равно $0,010069 \cdot 10^{24}$ ядер/см³.

В качестве теплоносителя исходного варианта твэльного бланкета использована вода (0,95 г/см³). В реакторе полное число нейтронов на один нейтрон источника составляет 1,414 н. Основной дополнительный вклад к нейтрону источника дают нейтроны реакции $(n, 2n)$. Он составляет 0,361 н. Нейтронов деления в бланкете рождается всего 0,0526 н. для числа делений ядер тория 0,0156. Полное число реакций $(n, 2n)$ определяется множением нейтронов источника в материалах первой стенки и равно 0,252 н. (0,061 во внутренней и 0,191 во внешней стенке бланкета). В материалах бланкета число реакций $(n, 2n)$ составляет 0,067, диверторных каскет — 0,019, вакуумного корпуса — 0,018.

В материалах гомогенной смеси бланкета Th, Zr и H₂O поглощается 0,560 н. Число радиационных захватов нейтронов в тории равно 0,497 н., т.е. 35% от полного числа нейтронов в реакторе. Эта реакция радиационного захвата нейтронов ядрами тория является началом цепочки превращений, обеспечивающих появление ²³³U:



В первой стенке внешнего бланкета поглощается 0,293 н. Материалы внутренней первой стенки поглощают 0,096 н., диверторных каскет — 0,216 н., вакуумного корпуса — 0,250 н.

В бланкете по радиальным его слоям толщиной ~6 см в зоне наработки ²³³U число реакций радиационного захвата нейтронов ядрами тория составляет (в единицах н.): 0,143, 0,133, 0,086, 0,065, 0,028, 0,018, 0,013, 0,0098, т.е. наработка урана уменьшается по радиусу твэльного бланкета толщиной ~50 см в ~15 раз. В первой половине бланкета толщиной ~25 см наработка ²³³U равна 0,427 реакций (86%), во второй — 0,069 реакций (14%).

ПОТОК НЕЙТРОНОВ

Максимальный полный по энергии поток нейтронов, равный $\sim 6,0 \cdot 10^{13}$ н./(см²·с), будет в слоях первой стенки реактора. По радиусу зоны наработки урана внешнего бланкета он уменьшается от значения $\sim 3,0 \cdot 10^{13}$ н./(см²·с) до $\sim 1,0 \cdot 10^{12}$ н./(см²·с). Во внутреннем стальном слое ВК, расположенном за внешним бланкетом (в сечении $PZ = 9$ см), полный поток нейтронов составит $1,23 \cdot 10^{12}$ н./(см²·с), поток быстрых нейтронов энергией $>0,1$ МэВ — $5,8 \cdot 10^{11}$ н./(см²·с), во внешнем стальном слое ВК эти величины равны $5,15 \cdot 10^{10}$ н./(см²·с) и $2,47 \cdot 10^{10}$ н./(см²·с) соответственно. Во внутреннем корпусе тороидальных магнитов полный по энергии поток нейтронов равен $3,62 \cdot 10^{10}$ н./(см²·с) и энергией $>0,1$ МэВ — $1,67 \cdot 10^{10}$ н./с, во внешнем слое корпуса магнита — $2,48 \cdot 10^{10}$ н./(см²·с) и $0,99 \cdot 10^{10}$ н./(см²·с) соответственно.

Во внутренней части реактора во внутреннем стальном слое ВК, расположенном за внутренней первой стенкой, полный по энергии поток нейтронов составит $2,28 \cdot 10^{13}$ н./(см²·с) и энергией $>0,1$ МэВ — $1,82 \cdot 10^{13}$ н./(см²·с), во внешнем стальном слое ВК — $4,85 \cdot 10^9$ н./(см²·с) и $3,05 \cdot 10^9$ н./(см²·с) соответственно. Во внутреннем корпусе внутренней ноги тороидального магнита полный по энергии поток нейтронов равен $4,22 \cdot 10^9$ н./(см²·с) и быстрый $2,41 \cdot 10^9$ н./(см²·с), во внешнем — $8,48 \cdot 10^6$ н./(см²·с) и $1,90 \cdot 10^6$ н./(см²·с) соответственно. Поток нейтронов в 100-групповой энергетической шкале в нескольких зонах бланкета показан на рис. 4.

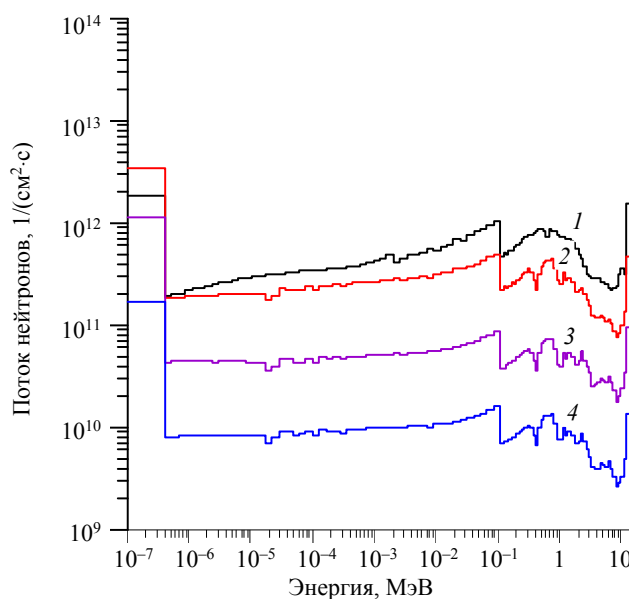


Рис. 4. Спектральный поток нейтронов в бланкете F_{tot} , н./(см²·с): 1 — первая стенка, $6,11 \cdot 10^{13}$; 2 — первый слой с торием, $3,03 \cdot 10^{13}$; 3 — средний слой с торием, $6,10 \cdot 10^{12}$; 4 — внешний слой с торием, $1,07 \cdot 10^{12}$

На рис. 5 показаны распределения полного потока нейтронов в нейтронной модели всего реактора в нескольких его сечениях. На рисунке горизонтальное сечение $PZ = 9$ см проходит над инжекторным каналом, $PZ = -20$ см — через него.

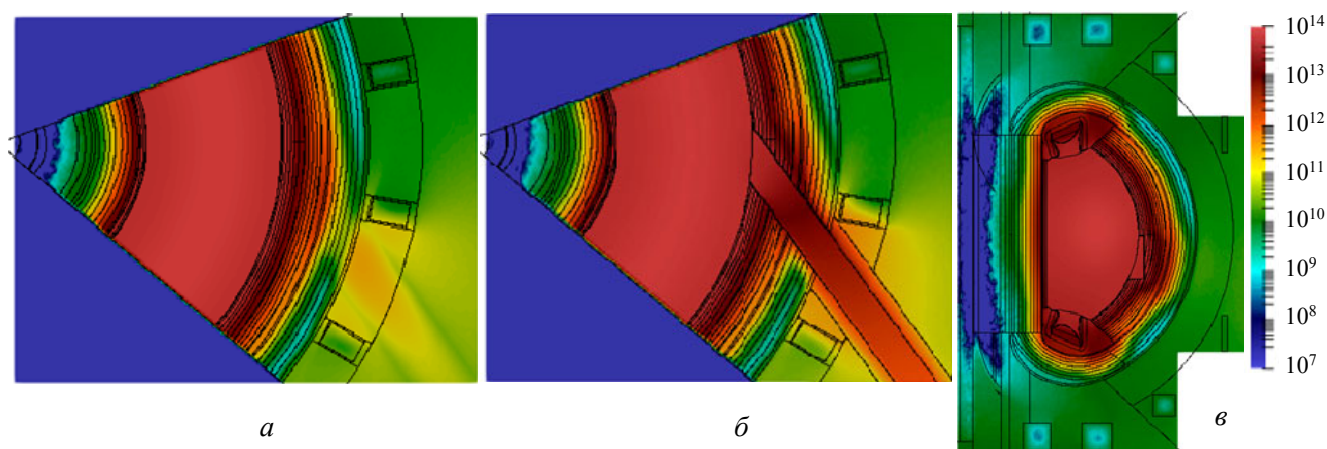


Рис. 5. Распределение полного по энергии потока нейтронов в сечениях реактора, нормированное на 40 МВт термоядерной мощности: *a* — $PZ = 9$ см; *б* — $PZ = -20$ см; *в* — $PY = 0$ см

ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЕ

Согласно расчётам энерговыделение в материалах внешнего blankets реактора, содержащего смесь тория, циркония и воды, составляет 30,7 МВт, в материалах остальной конструкции реактора — 15,7 МВт. Таким образом, при термоядерной мощности 40 МВт полная тепловая мощность, выделяемая в реакторе, равна 46,4 МВт. Из них в первой стенке реактора выделяется 68% энергии, или 31,6 МВт (23,3 МВт во внешней и 8,3 МВт во внутренней).

На рис. 6 показано трёхмерное распределение удельного энерговыделения в материалах фрагмента реактора в виде цветной палитры красок, на рис. 7 — распределение энерговыделения в горизонтальном сечении нейтронной модели, проходящем по инжекторному каналу.

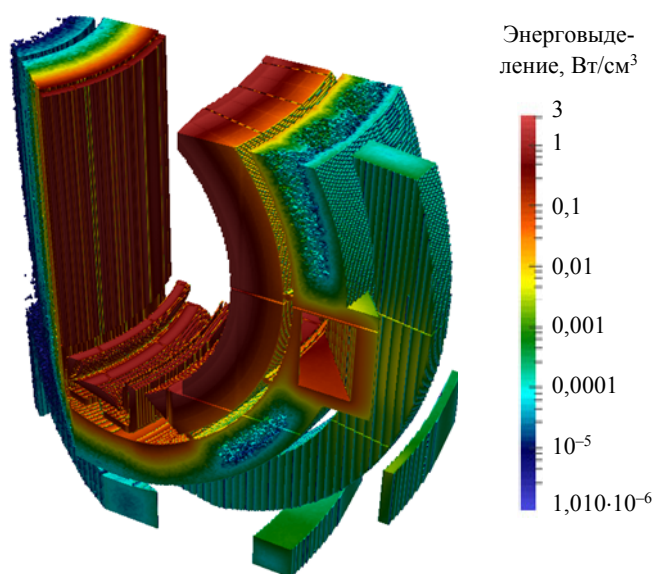


Рис. 6. Вид трёхмерного распределения энерговыделения в материалах фрагмента нейтронной модели реактора, нормированного на 40 МВт термоядерной мощности реактора

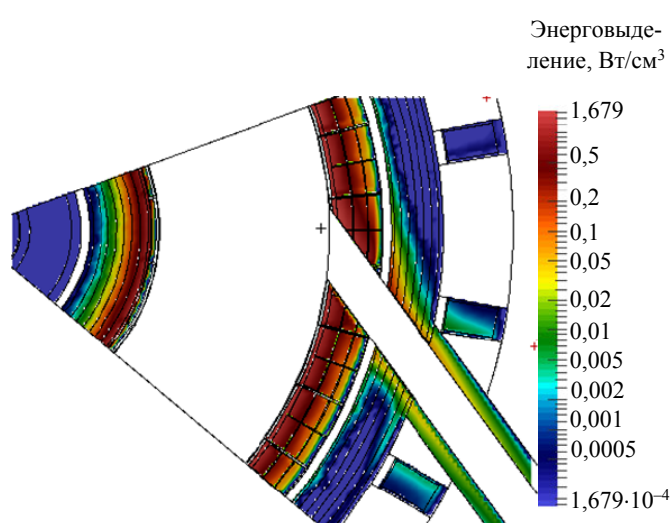


Рис. 7. Двумерное распределение энерговыделения в материалах нейтронной модели реактора в сечении $PZ = -20$ см, нормированное на 40 МВт термоядерной мощности реактора

На рис. 8 показаны графики изменения удельного энерговыделения по радиусу нейтронной модели реактора для его внутренней и внешней частей. Максимальное значение удельного энерговыделения $\sim 1,2 \text{ Вт/см}^3$ ожидается в материалах первых стенок реактора вдоль линии пересечения плоскостей $PZ = 9 \text{ см}$ и $PY = 0 \text{ см}$. Во внутренней части ВК оно уменьшается по радиусу от $0,8 \text{ Вт/см}^3$ до 40 мВт/см^3 . Во внешнем blankets удельное энерговыделение уменьшается по радиусу от 1 Вт/см^3 до 30 мВт/см^3 , в ВК, расположенном за ним, — до 80 мВт/см^3 . Удельное энерговыделение в тороидальном магните находится на уровне $\sim 100 \text{ мВт/см}^3$.

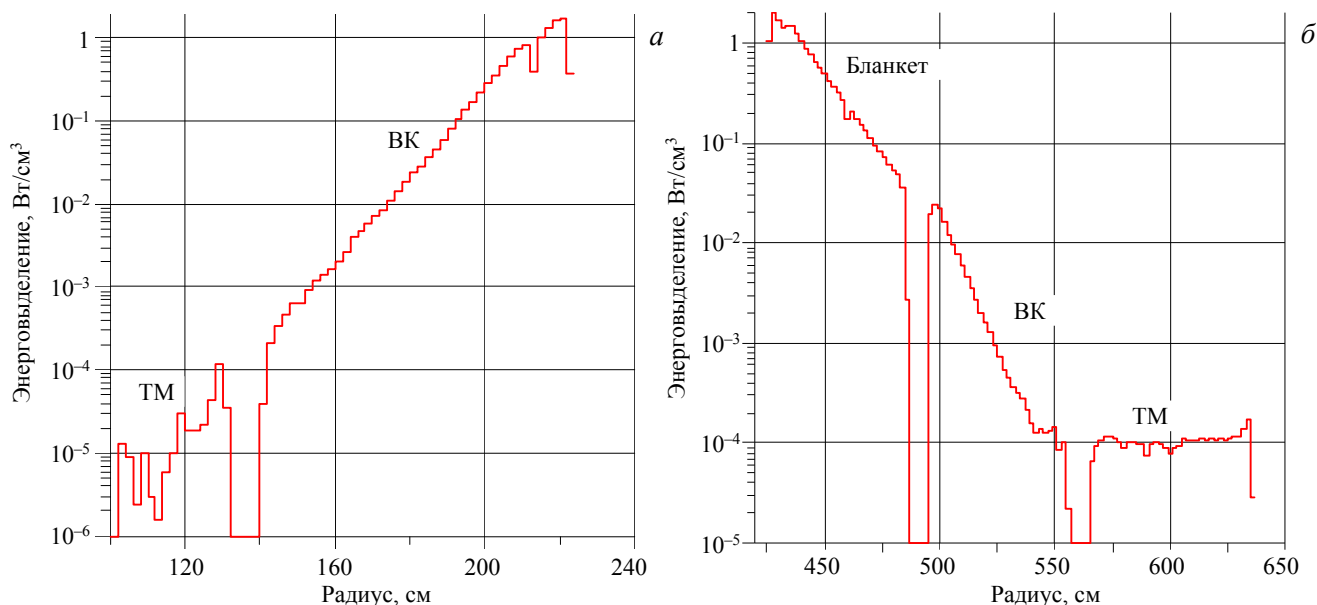


Рис. 8. Радиальное распределение удельного энерговыделения в реакторе в сечении $PZ = 9 \text{ см}$, нормированное на 40 МВт термоядерной мощности реактора: *а* — внутренняя часть реактора; *б* — внешняя часть реактора

ВАРИАЦИИ КОНФИГУРАЦИИ ТВЭЛЬНОГО БЛАНКЕТА

На графиках рис. 9 показано изменение числа скоростей реакций в зависимости от толщины слоя материала, заменяющего слой с ториевой смесью blankets. В варианте на рис. 9, *а* засыпка бериллия

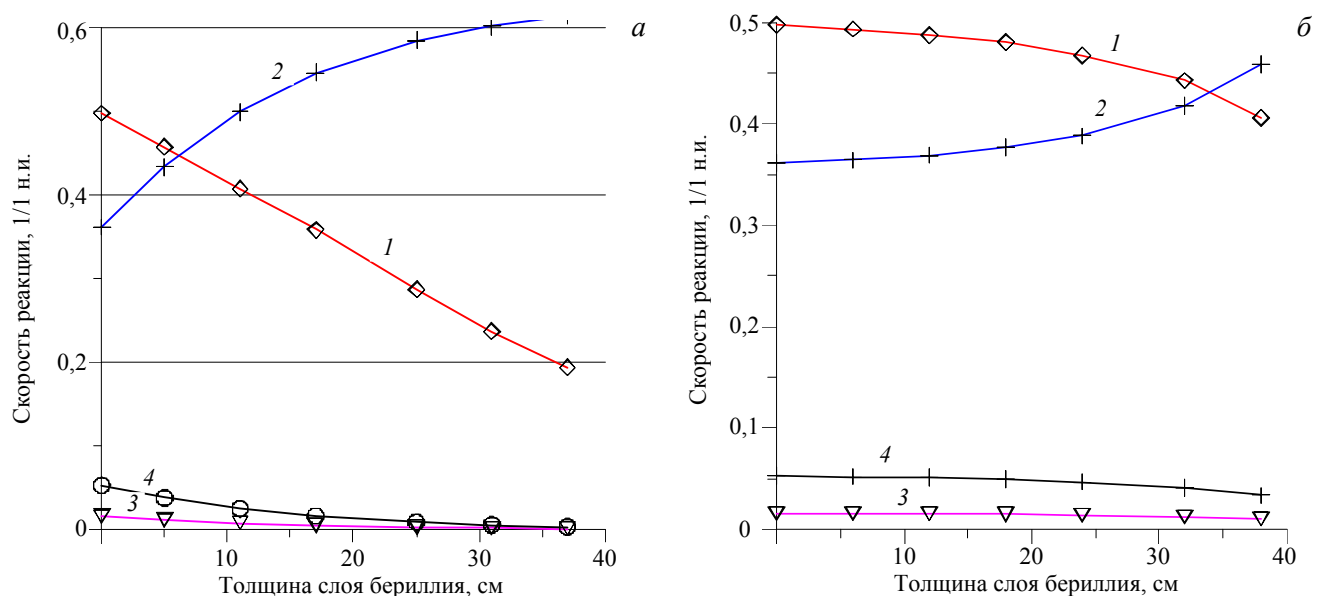


Рис. 9. Изменение скоростей реакций при замене торийсодержащих слоёв blankets на бериллий: *а* — замещение первых слоёв blankets с торием на бериллий; *б* — замещение последних слоёв blankets с торием на бериллий; 1 — $^{232}\text{Th} (n, \gamma)$; 2 — $(n, 2n)$; 3 — $^{232}\text{Th} (n, f)$; 4 — $^{232}\text{Th} (n, \nu f)$

была размещена в лицевых слоях зоны наработки урана, уменьшая толщину зоны с торием. В этом варианте бериллий должен выступать как дополнительный размножитель нейтронов. Когда бериллий заменяет половину ториевой зоны, число реакций (n , $2n$) увеличивается от 0,361 до 0,584. При этом скорость наработки ^{233}U сокращается от 0,497 до 0,287 реакций. Графики варианта на рис. 9, б соответствуют размещению засыпки бериллия в наружных слоях ториевой зоны blanketа. В этом варианте он является отражателем, уменьшая утечку нейтронов из blanketа. Для варианта, когда наружная половина ториевой зоны заменена на засыпку бериллия, скорость реакции (n , $2n$) увеличивается от 0,361 до 0,377 реакций, а наработка ^{233}U уменьшается от 0,497 до 0,480 реакций. Вариант на рис. 9, б показывает, что более чем двукратное уменьшение массы загруженного тория в blanket реактора приводит к уменьшению наработки ^{233}U лишь на ~6%, что соответствует снижению за первый непрерывный год работы реактора массы нарабатываемого ^{233}U от 86,4 до 81,3 кг.

Размещение литийсодержащего материала в blanketе взамен слоя ториевой смеси, как и переход от водяного теплоносителя blanketа к свинцовому или газовому, не приводит к увеличению скорости наработки ^{233}U .

ИЗМЕНЕНИЕ КОНЦЕНТРАЦИИ ДЕЛЯЩЕГОСЯ МАТЕРИАЛА ОТ ВРЕМЕНИ ОБЛУЧЕНИЯ

Оценка изменения выгорания тория и наработки урана в зависимости от времени непрерывной работы реактора со смесью тория, циркония и воды выполнена для варианта, в котором вторая половина внешнего blanketа заполнена бериллиевой засыпкой. Как отмечено, двукратное уменьшение массы загруженного тория в blanketе реактора приводит к уменьшению наработки ^{233}U лишь на ~6%.

Расчёт сделан в упрощённом виде, когда убыль ядер тория и наработка ядер ^{233}U определялись с учётом только двух реакций: деления ядер ^{232}Th и ^{233}U и радиационного захвата нейтронов этими ядрами. Эти реакции являются определяющими в изменении изотопного состава делящихся ядер в этом blanketе реактора.

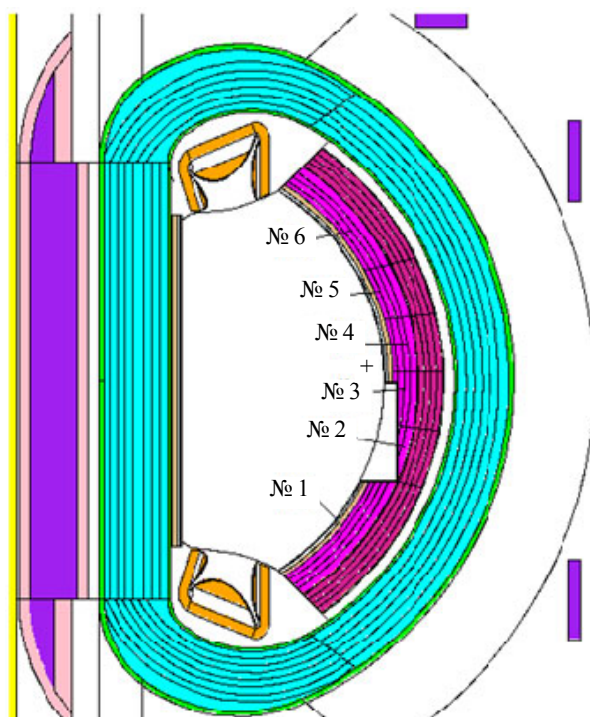


Рис. 10. Сечение нейтронной модели для оценки изменения изотопного состава

Кроме того, геометрическая нейтронная модель в этих расчётах была детализирована. В полоидальном обходе blanketа он был разделён на шесть зон, имитирующих возможное положение будущих модулей (рис. 10). В каждой из этих зон располагалось по четыре слоя с торием, в которых отслеживалось изменение его изотопного состава. Таким образом, учитывалось радиальное изменение как по толщине blanketа скоростей реакций, так и по высоте (в полоидальном обходе), определяемое изменением нейтронной нагрузки на первую стенку. Деление blanketа по высоте на зоны может показать, как изменяется наработка ^{233}U от модуля к модулю, что является важным при выборе номера модуля и момента времени его извлечения с целью переработки ториевой смеси и выделения ^{233}U .

Оценка изменения выгорания была сделана для полного времени непрерывного облучения 16 лет. Пересчёт изотопного состава тория и урана в смеси выполнялся с временным шагом в три года облучения, кроме первого временного интервала,

который составлял 1 год. Для варианта на графике рис. 11, *а* показаны кривые изменения наработки массы ^{233}U по трём зонам (модулям), расположенным выше горизонтальной плоскости $PZ = 9$ см (в нижних модулях параметры будут идентичными), и для всего реактора. Если в первый год облучения наработка урана составляла 82 кг, то за год в последнем расчётном интервале она уже равна 64 кг, т.е. она уменьшилась на 22%.

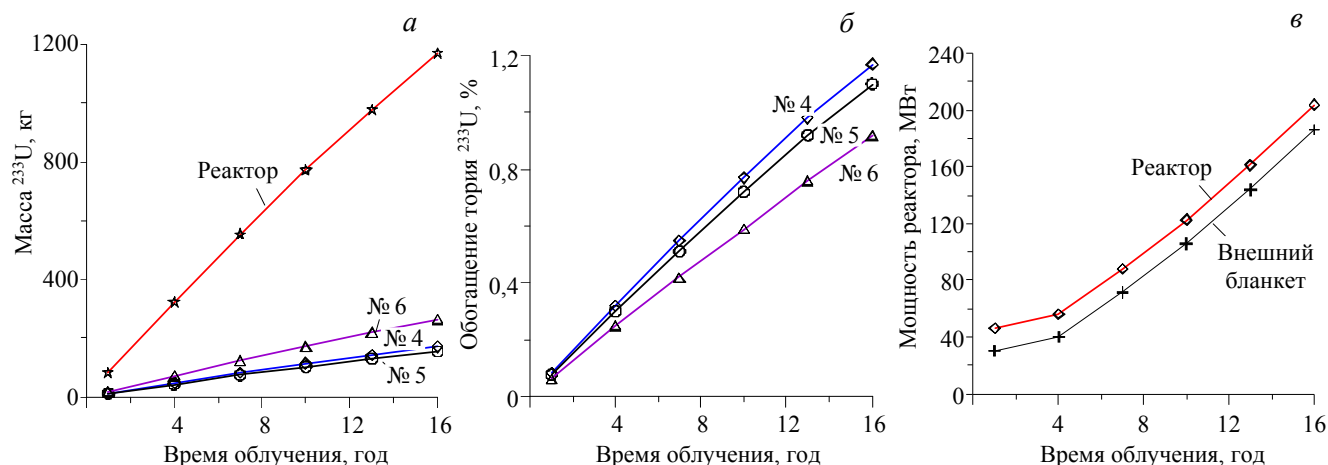


Рис. 11. Изменение от времени непрерывного облучения массы ^{233}U , нарабатываемой в трёх верхних модулях (№ 4, № 5, № 6) и во всём реакторе (*а*), среднее по объёму обогащение тория ^{233}U (*б*) и мощность ториевой части (внешнего) бланкета и всего реактора (*в*)

В варианте на рис. 11, *б* показаны графики изменения от времени непрерывного облучения среднего по слоям с торием содержания ^{233}U . На графике рис. 11, *в* показана кривая изменения мощности внешнего бланкета с торием и ураном, а также всего реактора. Мощность внешнего бланкета за 16 лет увеличивается с 30,7 до 181 МВт, всего реактора — с 46 до 203 МВт.

За всё время непрерывного облучения полный источник нейтронов увеличивается от 1,41 до 2,22 н. Прирост числа нейтронов в системе происходит за счёт увеличения деления и соответственно выхода нейтронов деления от 0,0526 до 0,857 н.дел. Скорость радиационного захвата ядрами тория меняется от 0,50 до 0,646 реакций. Таким образом, масса ^{233}U в реакторе после первого года облучения составит 81,8 кг, после 16 лет непрерывного облучения — 1170 кг.

Средняя доля ^{233}U в ториевой смеси для трёх верхних модулей нейтронной модели увеличивается от 0,082 (№ 4), 0,076 (№ 5), 0,062% (№ 6) после первого года облучения до 1,17, 1,1, 0,92% после 16 лет соответственно. В центральном модуле (№ 4) обогащение по слоям модуля на этот момент составляет 1,45, 1,28, 1,08, 0,99% (см. рис. 11, *б*).

БЛАНКЕТ С ЖИДКИМ РАСПЛАВОМ СОЛИ

Бланкет солевого реактора состоит из набора стальных баков — модулей, через которые осуществляется прокачка жидкого расплава соли. В качестве исходного варианта топлива была взята трёхкомпонентная композиция эвтектики ^7LiF — BeF_2 — ThF_4 плотностью $3,25 \text{ г/см}^3$, имеющая следующее массовое соотношение компонентов: 74% ^7LiF , 16% BeF_2 и 10% ThF_4 [16].

Особенностью использования жидкого расплава соли является её высокая температура — не ниже 500°C . Поэтому в качестве материала баков бланкета в нейтронной модели использована жаропрочная сталь — коррозионно-стойкий сплав Хастеллой С-276 плотностью $8,35 \text{ г/см}^3$ на основе никеля, хрома и молибдена. Жидкосолевой бланкет может быть удобным для загрузки и выгрузки топлива, а также процесса непрерывного извлечения как продуктов деления ядер, так и делящегося изотопа в процессе работы реактора без его остановки.

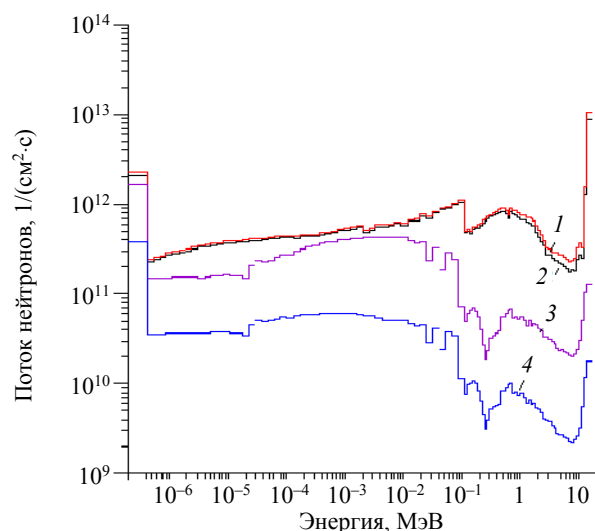


Рис. 12. Спектральный поток нейтронов в жидкосолевом blankets F_{tot} , н./($\text{см}^2 \cdot \text{с}$): 1 — первая стенка, $6,03 \cdot 10^{13}$; 2 — первый слой с торием, $4,81 \cdot 10^{13}$; 3 — средний слой с торием, $8,95 \cdot 10^{12}$; 4 — внешний слой с торием, $2,96 \cdot 10^{12}$

жидкосолевым расплавом blankets. Характер его изменения оказывается близким к распределению в реакторе с твэльным blankets.

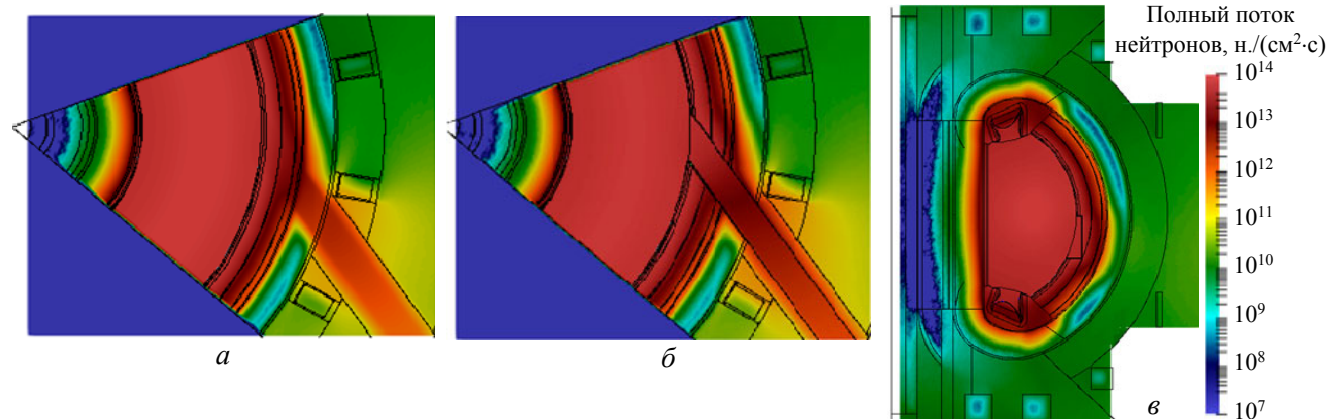


Рис. 13. Распределение полного потока нейтронов в сечениях нейтронной модели реактора с жидкосолевым blankets, нормированное на 40 МВт термоядерной мощности, в горизонтальных сечениях $PZ = 0$ см (а) и $PZ = -40$ см (б) и вертикальном $PY = 0$ см (в)

Мощность, выделяемая в материалах внешнего blankets с жидкосолевым расплавом, составляет 25,4 МВт, в элементах конструкции оставшейся части реактора — 16,5 МВт.

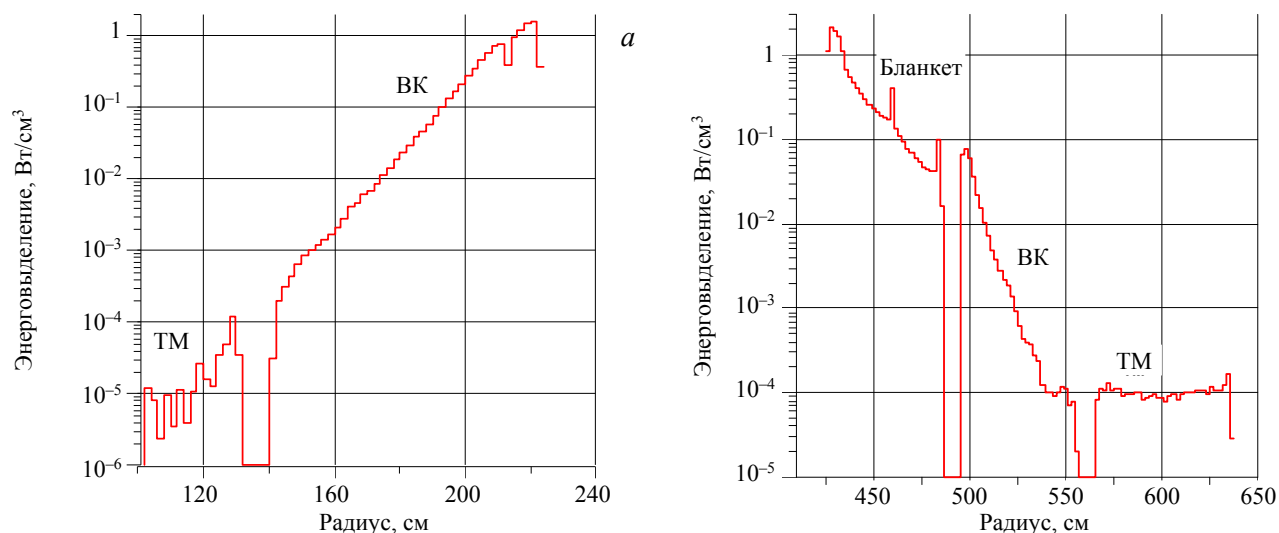


Рис. 14. Радиальное распределение удельного энерговыведения в нейтронной модели реактора с жидкосолевым blankets в сечении $PZ = 9$ см, нормированное на 40 МВт термоядерной мощности: а — внутренняя часть реактора; б — внешняя часть реактора

Основным химическим элементом жидкосолевой композиции является фтор. В расчётной нейтронной модели литий (для упрощения) взят в виде изотопа ^7Li .

ПОТОК НЕЙТРОНОВ

На рис. 12 показаны графики потока нейтронов в 100 энергетических группах в четырёх точках солевого blankets. На рис. 13 показаны двумерные распределения полного по энергии потока нейтронов в двух горизонтальных и вертикальном сечениях нейтронной модели реактора с жидкосолевым blankets.

ЭНЕРГОВЫДЕЛЕНИЕ

На рис. 14 показаны графики изменения удельного энерговыведения по радиусу реактора с

ВАРИАЦИИ КОМПОЗИЦИИ БЛАНКЕТА

На рис. 15 показаны графики изменения скоростей некоторых реакций в зависимости от величины массовой доли тетрафторида тория в солевом расплаве, изменяющейся от 5 до 50% (вариант на рис. 15, а). Для всех композиций число реакций (n , $2n$) в системе почти не меняется, находясь в пределах 0,32—0,33 реакций, что объясняет уровень полного источника нейтронов, не превышающего 1,35 н. Увеличение массовой доли тория существенно влияет на скорость радиационного захвата нейтронов ядрами тория. Десятикратное увеличение массовой доли тория от 5 до 50% за первый год непрерывного облучения обеспечивает трёхкратное увеличение скорости наработки ^{233}U — от 17 до 51 кг. Это определяется увеличением скорости радиационного захвата нейтронов от 0,097 до 0,273 реакций при небольшом уменьшении наработки трития в ^7Li от 0,068 до 0,051 ядер.

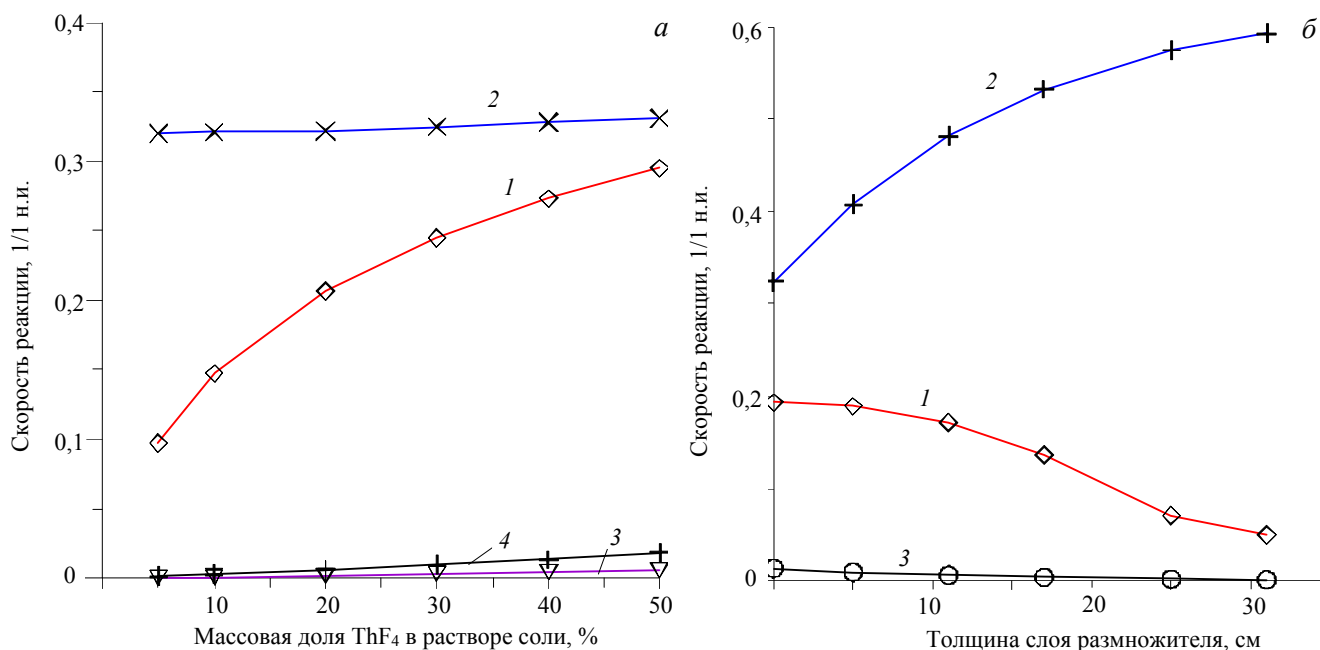


Рис. 15. Изменение скоростей реакций от массовой доли тетрафторида тория в жидкосолевом расплаве (а), при замене расплава соли в лицевых слоях blankets на бериллий для варианта с массовой долей ThF_4 30%: 1 — $^{232}_{90}\text{Th}(n, \gamma)$; 2 — $(n, 2n)$; 3 — $^{232}_{90}\text{Th}(n, \text{fission})$; 4 — $^{232}_{90}\text{Th}(n, \text{vf})$ (б)

Графики на рис. 15, б соответствуют вариантам, когда солевой расплав в лицевых слоях blankets заменён на бериллиевую засыпку, а доля тетрафторида тория равна 30%. Бериллий перед расплавом соли (см. рис. 15, б) позволяет существенно увеличить полный источник нейтронов. Для варианта, в котором половина зоны с торием заменена на бериллиевую засыпку, число реакций (n , $2n$) увеличивается от 0,325 до 0,576. Однако удаление слоёв жидкого расплава соли с торием приводит к уменьшению скорости радиационного захвата нейтронов ядрами тория в blankets от 0,245 до 0,090 реакций.

ИЗМЕНЕНИЕ КОНЦЕНТРАЦИИ ТОРИЯ В ЖИДКОСОЛЕВОМ РАСПЛАВЕ В ЗАВИСИМОСТИ ОТ ВРЕМЕНИ ОБЛУЧЕНИЯ

Расчёт изменения изотопного состава blankets — сырьевого материала Th и делящихся ядер ^{233}U в зависимости от времени облучения выполнен для варианта с 30%-ным содержанием тетрафторида тория в солевом расплаве, а также в предположении, что он изменяется за счёт двух реакций: деления и радиационного захвата изотопов тория и урана. Кроме того, предполагалось, что в процессе непрерывного облучения разные радиальные слои жидкосолевого расплава при прокатке его через blankets перемешиваются так, что при каждом новом интервале расчёта плотность ядер тория и урана была одинаковой по всей толщине blankets и соответствовала среднему значению по всему объёму. В данном расчёте выгорания изотоп ^{233}U не извлекался из расплава соли.

Графики изменения трёх параметров жидкосолевого расплава в зависимости от непрерывного облучения представлены на рис. 16. После 16 лет непрерывного облучения масса ^{233}U составит 620 кг, содержание изотопа ^{233}U в тории — 1,35%. Полная тепловая мощность внешнего бланкета реактора увеличивается от 28 МВт после первого года облучения до 65,6 МВт после 16 лет. Энерговыведение в оставшейся конструкции реактора слабо изменяется со временем облучения и составляет 16—17 МВт.

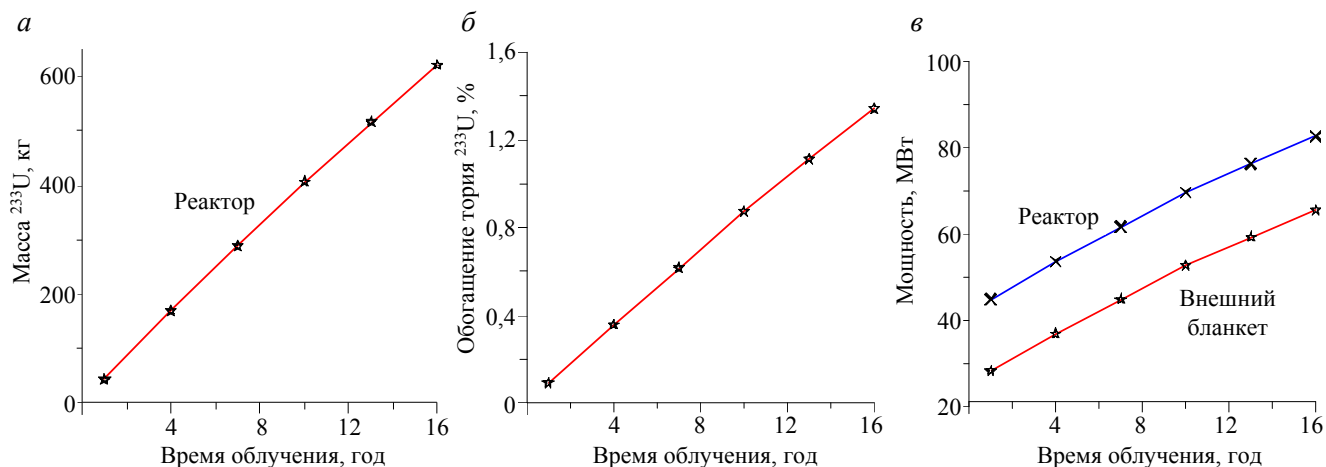


Рис. 16. Изменение от времени непрерывного облучения массы ^{233}U (а), среднего по объёму содержания ^{233}U в тории (б), мощности реактора и внешнего бланкета (в)

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Для изучения нейтронно-физических параметров гибридного термоядерного реактора мощностью 40 МВт создана его трёхмерная геометрическая модель ГТР-40. Нейтронная модель ГТР-40 представляет собой сектор в 60° в тороидальном обходе. Она содержит следующие компоненты реактора: биологическую защиту и криостат, три тороидальных и восемь полоидальных магнитов, соленоид, вакуумный корпус, инжекторный канал, бланкет, первую стенку и диверторные кассеты. Нейтронная модель имеет только внешний бланкет. Вместо внутреннего бланкета смоделирована лишь первая стенка, аналогичная той, что имеет внешний бланкет.

Проведены тестовые расчёты с использованием нейтронной модели ГТР-40 с объёмным источником нейтронов и двумя типами бланкета: вариант, в котором модули заполнены твэлами, содержащими металлический торий, тепловыделяющие сборки теплового реактора, и вариант, где через модули непрерывно прокачивается расплавленная соль с тетрафторидом тория.

В твэльном бланкете с водяным теплоносителем полный источник нейтронов в реакторе на один нейтрон источника равен 1,414 н. Для термоядерной мощности 40 МВт полная тепловая мощность, выделяемая в реакторе, равна 46,4 МВт. Максимальное удельное энерговыведение составляет $\sim 1,2$ Вт/см³, которое ожидается в материалах первых стенок реактора в его центральной плоскости. Удельное энерговыведение в ТМ находится на уровне ~ 100 мкВт/см³.

Оценка изменения выгорания тория и наработки урана в зависимости от времени непрерывной работы реактора сделана в упрощённом виде, когда убыль ядер тория и наработка ядер ^{233}U определялись с учётом только двух реакций: деления ядер и радиационного захвата нейтронов для полного времени непрерывного облучения ~ 16 лет. В твэльном бланкете за всё время непрерывного облучения скорость радиационного захвата нейтронов торием увеличивается от 0,50 до 0,69 реакций. Это соответствует изменению выхода ^{233}U от 81,8 кг после первого года непрерывного облучения до 1170 кг после 16 лет непрерывного облучения.

Проанализирован бланкет, заполненный расплавом соли $^7\text{LiF}-\text{BeF}_2-\text{ThF}_4$ плотностью 3,25 г/см³ при температуре выше 540°C , имеющей следующее массовое соотношение компонентов: 74% ^7LiF , 16% BeF_2 и 10% ThF_4 . Увеличение массовой доли тория существенно влияет на скорость радиационного захвата нейтронов ядрами тория. Десятикратное увеличение массовой доли тория от 5 до 50% обеспечивает трёхкратное увеличение скорости наработки ^{233}U за первый год непрерывного облучения: от 17 до

51 кг, что соответствует увеличению скорости радиационного захвата от 0,097 до 0,273 реакций при небольшом уменьшении наработки трития в реакции на ^7Li от 0,068 до 0,051 ядер.

Мощность, выделяемая в материалах реактора, составляет ~42 МВт. После 16 лет непрерывного облучения среднее содержание ^{233}U в тории составит 1,35%, масса делящегося ^{233}U — 620 кг. Полная тепловая мощность внешнего blankets реактора увеличивается от 28 МВт после первого года облучения до 65,6 МВт после 16 лет. Энерговыведение в оставшейся конструкции реактора слабо изменяется со временем облучения и составляет 16—17 МВт.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Велихов Е.П., Ковальчук М.В., Ильгисонис В.И., Игнатьев В.В., Цибульский В.Ф., Андрианова Е.А., Бландинский В.Ю. Ядерная энергетическая система с реакторами деления и синтеза — стратегический ориентир развития отрасли. — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2017, т. 40, вып. 4, с. 5.
2. Синтез-деление. Труды II советско-американского семинара. 14 марта — 1 апреля 1977 г. — М.: Атомиздат, 1978.
3. Опытный термоядерный реактор (ОТР). Отчёт Отделения физики плазмы Института атомной энергии. Инв. № 40/5024 от 24.12.1981.
4. Опытный термоядерный реактор. Эскизный проект. Т. 1. Обоснование плазменных и нейтронных параметров ОТР. Отчёт Отделения физики плазмы Института атомной энергии. Инв. № 40/5494 от 13.12.1985.
5. Велихов Е.П., Ковальчук М.В., Азизов Э.А., Игнатьев В.В., Субботин С.А., Цибульский В.Ф. Термоядерный источник нейтронов для производства ядерного топлива. — Атомная энергия, 2013, т. 114, вып. 3, с. 160—165.
6. Велихов Е.П., Ковальчук М.В., Азизов Э.А., Игнатьев В.В., Субботин С.А., Цибульский В.Ф. Гибридный термоядерный реактор для производства ядерного горючего с минимальным радиоактивным загрязнением топливного цикла. — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2014, т. 37, вып. 4, с. 5.
7. Шмелев А.Н., Куликов Г.Г., Курнаев В.А., Салахутдинов Г.Х., Куликов Е.Г., Апсэ В.А. Гибридный реактор синтеза-деления с ториевым blankets. О его потенциале в топливном цикле ядерных реакторов. — Там же, вып. 2, с. 5.
8. Цибульский В.Ф. и др. Преимущества производства новых делящихся изотопов для атомной энергетики в гибридных термоядерных реакторах. — Там же, 2016, т. 39, вып. 4, с. 5.
9. Кутеев Б.В., Хрипунов В.И. Современный взгляд на гибридный термоядерный реактор. — Там же, 2009, вып. 1, с. 3.
10. Азизов Э.А. и др. Токамак ДЕМО-ТИН: концепция электромагнитной системы и вакуумной камеры. — Там же, 2015, т. 38, вып. 2, с. 5.
11. Barabash V. Chemical Compositions of Materials Representing the Components Included into Basic Model for Nuclear Analysis of ITER, HTN8X3, 2016.
12. CLITE_V2_REV150304_MOD, Eduard Polunovskiy Private Communication (Eduard.Polunovskiy@iter.org).
13. X-5 Monte Carlo Team, MCNP — a General Monte Carlo N-Particle Transport Code. Version 5, vol. I. MCNP Overview and Theory, Los Alamos National Laboratory Report, LA-UR-03-1987, April 24, 2003 (Revised 10/3/05).
14. Aldama D.L., Trkov A. FENDL-2.1: Evaluated Nuclear Data Library for Fusion Applications. INDC(NDS)-467. — Vienna: IAEA, 2004.
15. Блинкин В.Л., Новиков В.М. Жидкосоловые ядерные реакторы. — М.: Атомиздат, 1978.



Андрей Алексеевич Борисов,
с.н.с.; НИЦ «Курчатовский
институт», 123182 Москва, пл.
Академика Курчатова 1, Рос-
сия
Borisov_AA@nrcki.ru



Наталья Александровна Де-
ржина, инженер; НИЦ
«Курчатовский институт»,
123182 Москва, пл. Акаде-
мика Курчатова 1, Россия

Статья поступила в редакцию 20 сентября 2020 г.
После доработки 23 сентября 2020 г.
Принята к публикации 24 сентября 2020 г.
Вопросы атомной науки и техники.
Сер. Термоядерный синтез, 2020, т. 43, вып. 4, с. 75—87.