

УДК 621.039.7

ГИБРИДНЫЕ СИСТЕМЫ НА ОСНОВЕ ТОКАМАКА ДЛЯ НАРАБОТКИ ТОПЛИВА И УТИЛИЗАЦИИ ОТРАБОТАВШЕГО ЯДЕРНОГО ТОПЛИВА

Азизов Э.А., Гладуш Г.Г. (ГНЦ РФ — ТРИНИТИ, г. Троицк, Московская обл.),
Лопаткин А.В., Лукасевич И.Б. (ОАО НИКИЭТ им. Н.А. Доллежале, г. Москва)

Ограниченность топливных ресурсов современной ядерной энергетики, утилизация отработавшего ядерного топлива, достижение высокого уровня безопасности, переход к замкнутому топливному циклу — проблемы, которые могут быть решены при развитии крупномасштабной ядерной энергетики, базирующейся на быстрых реакторах естественной безопасности [1, 2]. Однако такие реакторы находятся на стадии проектных и научных разработок, их серийную реализацию прогнозировать трудно. Промышленно освоенные быстрые реакторы с натриевым теплоносителем позволяют замкнуть топливный цикл, утилизировать отработавшее топливо, обеспечить топливом на сотни лет. Однако мировой опыт показал, что они дороги вследствие использования горючего и высокоактивного натрия в качестве теплоносителя и в современном виде (БН-600, -800) для широкомасштабного строительства не готовы.

Воспроизводство избыточного плутония в технически проработанных быстрых реакторах невелико (коэффициент воспроизводства 1,2—1,3). Поэтому для замкнутого топливного цикла с подпиткой тепловых реакторов плутонием, нарабатываемым в быстрых реакторах, на 1 ГВт электрической мощности необходимо иметь 2—3 ГВт электрической мощности быстрых реакторов. Таким образом, роль последних будет доминирующей и определяющей экономические характеристики ядерной энергетики. Возможен и иной путь топливообеспечения тепловых реакторов — введение более эффективных по сравнению с быстрыми реакторами нарабатчиков вторичного топлива (плутония или ^{233}U). Эта проблема может быть решена за счет разработки гибридного термоядерного реактора, в котором воспроизводящая топливо зона (окружающий плазменную камеру бланкет) работает в подкритическом режиме, исключая возможность неуправляемых ядерных реакций [3]. Стационарным источником нейтронов в такой подкритической системе служит реакция термоядерного синтеза дейтерия и трития. Такие установки могут быть реализованы на базе токамака [4—

10] и открытых магнитных ловушек [11]. Эти установки могут обеспечивать топливом тепловые реакторы и попутно вырабатывать некоторое количество электроэнергии, например, для покрытия собственных нужд. Под действием быстрых нейтронов ($E \sim 14$ МэВ) природные уран ^{238}U и торий ^{232}Th могут превращаться в ^{239}Pu и ^{233}U соответственно — топливо для тепловых реакторов. Расчеты показывают, что в целом один быстрый нейтрон может наработать 3—4 ядра плутония (верхняя оценка [3]). В этом заключена главная роль гибридного реактора. Обзор исследований гибридного реактора деления-синтеза с высокой ($K_{\infty} > 0,95$) подкритичностью содержится в работе [12]. В таком реакторе также можно сжигать долгоживущие актиноиды отработавшего топлива тепловых реакторов. Для этого вместо воспроизводящего урана (или тория) в бланкете размещают нептуний, америций и кюрий — основные высокоактивные элементы отработавшего топлива [4]. Здесь также один быстрый нейтрон может инициировать деление нескольких ядер трансурановых элементов.

Гибридные реакторы для наработки топлива будут использоваться исходя из экономичности эксплуатации источника быстрых нейтронов и характера топливного цикла. Использование гибридных реакторов для утилизации отработавшего ядерного топлива имеет не только экономический, но общественно-политический характер, связанный с настроженным отношением общества к развитию ядерной энергетики. В силу этого разработка и создание источника нейтронов для утилизации долгоживущих нуклидов, в первую очередь, актиноидов, возможно, более актуальна. В настоящей статье рассматривается данное направление использования гибридного реактора.

Создание термоядерного источника нейтронов поможет также исследовать важные вопросы, стоящие перед термоядерной энергетикой, необходимость развития которой принята мировым сообществом. К основным вопросам необходимо отнести проблемы разработки и испыта-

ний малоактивируемой стали, высокоресурсной первой стенки, приемлемых пластин дивертора и др.

На этапе разработки проектов термоядерных реакторов необходимо рассматривать последовательно несколько основных аспектов: плазменные проблемы, нейтронно-физические задачи, теплогидравлические расчеты. Первые рассматриваются при разработке отечественной установки промышленного масштаба JUST-T [8, 9], а также меньших, предназначенных для демонстрационных экспериментов. Эксперименты нацелены на изучение возможности стационарного поддержания высокотемпературной плазмы и работоспособности бланкета. Такие проекты описываются в работе [10].

Настоящая работа посвящена рассмотрению в установке JUST-T нейтронно-физических задач. После модельных расчетов трансмутации долгоживущих актиноидов, выбора и численных исследований конкретной конструкции бланкета возможно рассмотрение теплогидравлики бланкета [13].

Гомогенная модель бланкета. В ранее проведенных расчетах трансмутационного бланкета установки JUST-T использовалась сферическая модель, которая не учитывала центральный проводник токамака. Скорость реакций в бланкете рассчитывали на один падающий на бланкет быстрый нейтрон, для получения тепловой мощности скорость деления в бланкете умножалась на нейтронную нагрузку на первую стенку (односторонний ток нейтронов из дейтерий-третиевой плазмы на первую стенку). Такой подход был достаточен для оценочных расчетов, однако не учитывал некоторые особенности реальной конструкции JUST-T, в частности, влияние центрального проводника токамака на паразитное поглощение нейтронов и возможное снижение скорости деления трансурановых актиноидов в бланкете.

Для количественной оценки возможного влияния центрального проводника были выполнены две серии расчетов гомогенной модели, приближенной к реальной конструкции.

Гомогенная модель представляет собой набор из семи концентрических цилиндрических областей (зон) следующего радиуса, см: $r < 50$ — медь, $50 < r < 90$ — медь/вода с соотношением объемных долей 85:15, $90 < r < 310$ — плазма, $310 < r < 311,5$ — сталь/теплоноситель 50:50,

$311,5 < r < 316,5$ — сталь/теплоноситель/актиноиды 15:50:35, $316,5 < r < 331,5$ — сталь/теплоноситель/актиноиды 15:40:45, $331,5 < r < 381,5$ — сталь/вода 75:25.

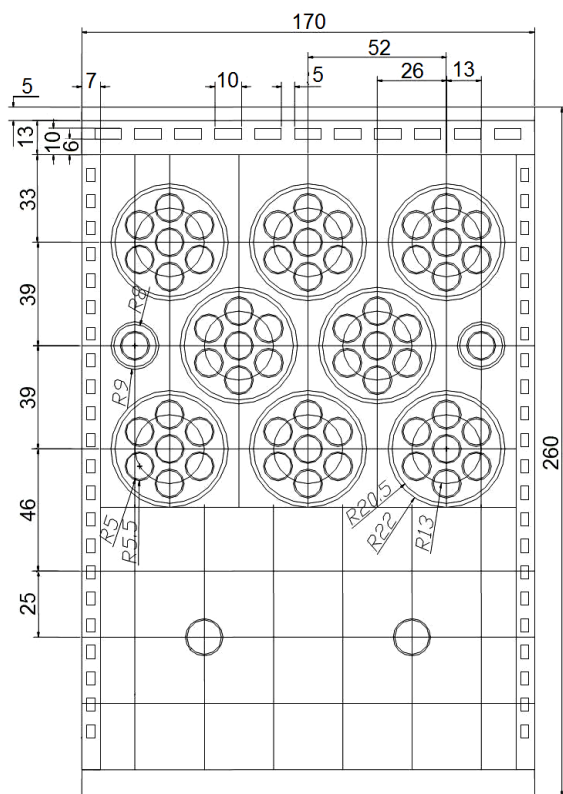
Сверху и снизу задается зеркальное отражение. Состав актиноидов таков, %: ^{237}Np 30,8, ^{241}Am 65,4, ^{242m}Am 0,02336, ^{243}Am 3,8. Актиниодная смесь представлена в виде диоксида плотностью 9 г/см^3 . В модели используется коррозионно-стойкая сталь 316 плотностью $7,86 \text{ г/см}^3$. Плотность меди сердечника $8,96 \text{ г/см}^3$. Как и в исследованиях [10], нейтронно-физические расчеты проводили методом Монте-Карло (код MCNP-4B) с базой данных ML45 версии 3.

Как показали расчеты, на скорость трансмутации гомогенных моделей бланкета долгоживущих актиноидов влияют центральный столб токамака, материалы покрытий передней стенки бланкета. Поглощение нейтронов центральным столбом и их замедление бериллиевым покрытием в итоге снижают скорость трансмутации до 35% первоначальной в наиболее эффективном случае использования свинцового теплоносителя. Это влияние незначительно при использовании воды в качестве теплоносителя.

Гетерогенная модель бланкета. Конструкция модуля бланкета JUST-T в основном базируется на аналогичных элементах ИТЭРа. Аналогично бланкет разделен на модули, которые для снижения электромагнитных нагрузок разделяются на полоидальные блоки. Для совместимости с ИТЭРом модули имеют ту же систему крепления, монтаж, систему охлаждения и конструкционный материал. Для наработки трития используется литийсодержащий материал, в качестве которого рассматривается засыпка из цирконата лития Li_2ZrO_3 или лития.

Бланкет состоит из блоков, ограниченных первой стенкой и состоящих из зоны трансмутации долгоживущих актиноидов и наработки трития, силовой плиты с системой охлаждения, системы прокачки газа-носителя и крепления на вакуумной камере (рис. 1, 2). Блочная структура снизит электромагнитные нагрузки на первую стенку.

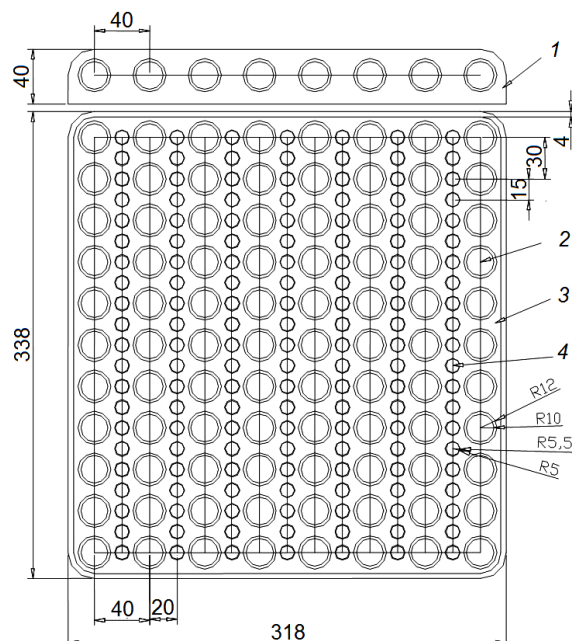
В качестве основной конструкции модуля рассматривается размещение долгоживущих актиноидов и плутония в цилиндрических твэлах в специальных каналах. Зона генерации трития создается в виде засыпки литийсодержащего материала.



Р и с. 1. Сечение блока бланкета (тип 1): ○ — канал охлаждения

Рассмотрены два физически отличающихся типа бланкетов. Тип 1 — бланкет с низкоэнергетическим спектром нейтронов, охлаждаемый водным теплоносителем (см. рис. 1). Такой бланкет базируется на хорошо известных в ядерной технике решениях. Тип 2 — бланкет с высокоэнергетическим спектром нейтронов, охлаждаемый расплавленным тяжелым металлом (свинцом или свинцово-висмутовой эвтектикой) (см. рис. 2). Технология тяжелого теплоносителя опробована в реакторах подводных лодок и исследовалась применительно к бланкетам термоядерных реакторов, но в настоящее время в ядерную энергетику не внедрена.

Конструкционным материалом является коррозионно-стойкая сталь 316L. Как и в ИТЭ-Ре, для защиты первой стенки используют пластины из бериллия, которые непосредственно присоединены к ней без медной подложки. Номинальная температура воды на входе 100 °С, на выходе 150 °С. Пространство между всеми каналами заполнено литийсодержащими материалами и продувается газом. Поскольку это вещество хорошо поглощает нейтроны, то для компенсации их убыли в твэл, кроме Np, Am, Cm, добавлен плутоний. Расчеты показали, что



Р и с. 2. Фрагмент блока жидкометаллического бланкета (тип 2): 1 — первая стенка; 2, 3, 4 — свинец, литий, актиноиды соответственно

оптимальный режим достигается при соотношении пропорции в актиноидной смеси 50% на 50%. При этом $K_{эф} = 0,711$, тепловыделение составит 333 Вт/см³. Без литийсодержащего вещества и плутония согласно расчетам $K_{эф} = 0,45$. При охлаждении твэлов турбулентным потоком некипящей воды при давлении 2 МПа и температуре на входе 100 °С максимальная температура топлива составит 400 °С. За год в таком бланкете удастся переработать до 80 кг Np, Am, Cm.

Оценка возможного диапазона улучшения размножающих характеристик бланкета со свинцовым теплоносителем (тип 2). Для сравнения удельная масса делящихся материалов (на 1 см длины первой стенки в тороидальном направлении) бланкета принята на 30% больше, чем в бланкете типа 1. Даже в этом случае энерговыделение делящегося материала бланкета типа 2 будет относительно невысокое (максимальная не более 156 Вт/см³). Это обусловлено конструкцией и отсутствием плутония в стартовом/догружаемом составе актиноидов. Такое энерговыделение позволит отводить тепло от делящегося материала, но, как следствие, обусловит низкий темп трансмутации. Приведем результаты расчета изменения нейтронных свойств бланкета и скорости трансмутации актиноидов при вариации материального состава бланкета. Основными исследуемыми харак-

теристиками являются $K_{эф}$, коэффициент воспроизводства трития и скорость деления актиноидов в твэлах (масса ядер актиноидов, испытанных в течение 1 года функционирования бланкета деление в расчете на 1 м² первой стенки при нейтронной нагрузке 0,5 МВт/м²).

Актиноиды, загружаемые в твэлы, имеют следующий состав, %: ²³⁷Np 44,5 + ²⁴¹Am 48,6 + ²⁴³Am 6,9. Был найден состав актиноидов, соответствующий стационарному режиму функционирования бланкета после нескольких перезагрузок с выделением продуктов деления и добавлением свежего топлива. В расчетах использовали гомогенизированную модель бланкета: первая стенка и боковые стенки блока заданы гетерогенно. Материальный состав во внутренней области блока выбирался следующим: доля актиноидов 11,29%, свинца — 27,02%, стали — 14,26%, лития — 47,43%. Нейтронно-физические характеристики такого гомогенизированного варианта незначительно отличаются от гетерогенного варианта (см. таблицу). Затем в расчетах долю актиноидов увеличивали за счет уменьшения литийсодержащего материала (при неизменных долях стали и свинца) до тех пор, пока $K_{эф}$ не достиг значения, близкого к единице. Увеличение доли делящихся материалов примерно в 2 раза (с 11,3 до 25%) увеличивает $K_{эф}$ с 0,49 до 0,88, при этом скорость трансмутации актиноидов возрастает примерно в 8 раз. Изменение объемной доли актиноидов от 11,3 до 29% повышает $K_{эф}$ до 0,971, скорость трансмутации актиноидов воз-

растает примерно в 35 раз. Соответственно увеличивается и энерговыделение со 156 до 1248 и 5460 Вт/см³. Первое значение близко к реализуемому в современных ядерных реакторах, второе существенно превышает достигнутый уровень и показывает техническую нереализуемость этого варианта.

Из таблицы видно, что наработка трития возрастает до чрезвычайно высоких значений (5,7—61). Вернуть коэффициент наработки трития в требуемые рамки (несколько единиц) можно путем использования природной смеси изотопов: 7,5% ⁶Li + 92,5% ⁷Li. Для демонстрации этого были рассчитаны еще два варианта, в которых литий гомогенно задавался в виде природной изотопной смеси. При этом доля актиноидов увеличивалась за счет равномерного уменьшения доли свинца и лития. В первом варианте, где объемная доля актиноидов была доведена до 22%, что привело к $K_{эф} = 0,961$, во втором — до 22,5%, это привело к $K_{эф} = 0,972$. Коэффициент наработки трития для этих вариантов оказался равным 3,73 и 4,97 соответственно. Годовая уводимая за счет деления масса актиноидов составляет соответственно 5 и 6,8% загруженной равновесной актиноидной смеси. Эти варианты показывают верхний предел нейтронных характеристик бланкета, но, к сожалению, технически не реализуемый. Рассмотренные варианты показывают, что за счет оптимизации материального состава бланкета со свинцовым теплоносителем можно существенно повысить нейтронные характеристики и снизить

Характеристики вариантов бланкета со свинцовым теплоносителем и равновесным составом материалов бланкета

Состав, объемная доля, %	$K_{эф}$	Коэффициент наработки трития	Масса актиноидов, кг/м ²	Уводимая масса актиноидов, кг/(эф. год·м ⁻²)	Масса Np, Am, Cm, кг/м ²	Уводимая масса Np, Am, Cm, кг/(эф. год·м ⁻²)
Гетерогенный вариант						
Pb 27,02, сталь 14,26, Li 47,43, актиноиды 11,29	0,514	1,893	391,3	1,78	295,8	1,27
Гомогенный вариант						
Pb 27,02, сталь 14,26, Li 47,43, актиноиды 11,29	0,485	2,11	391,3	1,73	295,8	1,25
Pb 27,02, сталь 14,26, Li 38,72, актиноиды 20	0,754	3,63	693,3	5,75	524,1	4,13
Pb 27,02, сталь 14,26, Li 33,72, актиноиды 25	0,881	6,52	866,6	13,6	655,1	9,7
Pb 27,02, сталь 14,26, Li 29,72, актиноиды 29	0,971	23,8	1005,2	61,1	759,9	43,4
Pb 27,02, сталь 14,26, Li 28,72, актиноиды 30	0,992	76,9	1039,9	207,9	786,2	147,7

требование к термоядерной мощности токамака. Но в качестве ограничивающего фактора необходимо рассматривать условия теплосъема в бланкете.

Таким образом, нейтронно-физические расчеты гомогенной модели бланкета показали, что поглощение нейтронов центральным столбом токамака и их замедление бериллиевым покрытием снижают скорость трансмутации до 35% первоначальной в наиболее эффективном случае использования свинцового теплоносителя. При использовании воды в качестве теплоносителя это влияние незначительно.

Выбор конкретных конструкций бланкета оказывает существенное влияние на производительность установки. При охлаждении бланкета легкой водой можно добиться приемлемой скорости трансмутации при добавлении к долгоживущим актиноидам плутония в соотношении 1:1. Это позволит достигнуть скорость трансмутации 80 кг/год.

Использование жидкого свинца в качестве теплоносителя может существенно увеличить скорость трансмутации долгоживущих актиноидов. Расчеты показали, что в этом случае за год их можно перерабатывать более 400 кг, что позволит утилизировать отработавшее топливо 10 и более ВВЭР-1000.

Работа поддержана РФФИ, проект № 08-02-13554 офи_ц.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **Белая** книга ядерной энергетики. Под ред. Е.О. Адамова. М., НИКИЭТ, 2001.
2. **Солонин М.И.** Состояние и перспективы развития ядерной энергетики России. — Атомная энергия, 2003, т. 94, вып. 1, с. 31—36.
3. **Велихов Е.П., Глухих В.А., Гурьев В.В. и др.** Гибридный термоядерный реактор-токамак для производства делящегося топлива и электроэнергии. — Атомная энергия, 1978, т. 45, вып. 1, с. 3—9.
4. **Parish T., Davidson J.** Reduction in the toxicity of fusion product wastes through transmutation with deuterium-tritium fusion neutrons. — Nucl. Technol., 1980, v. 47, p. 324.
5. **Peng Y., Cheng E.** Magnetic fusion driven transmutation and power production in fusion reactor. — Fus. Technol., 1996, v. 30, p. 1654.
6. **Qiu L., Wu Y., Xiao B. e.a.** A low aspect ratio tokamak transmutation system. — Nucl. Fus., 2000, v. 40, p. 629.
7. **Stacey W.** Capabilities of DT tokamak fusion neutron source for driving a spent nuclear fuel transmutation reactor. — Ibid., 2001, v. 41, p. 135.
8. **Azizov E., Arefiev Yu., Gladush G., Dokuka V. e.a.** The VNS concept on the base of tokamak JUST-T for transmutation of minor actinides. — Plasma Devices and Operations, 2003, v. 11, p. 279—286.
9. **Azizov E., Arefiev Yu., Buzhinskij O. e.a.** Plasma-physical and electrophysical aspects of the compact stationary neutron source on the basis of tokamak. — Ibid., 2005, v. 13, p. 167—175.
10. **Азизов Э.А., Гладуш Г.Г., Докука В.Н. и др.** Использование компактных токамаков в качестве источника нейтронов для решения проблем ядерной энергетики. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Термоядерный синтез, 2009, вып. 3, с. 3—9.
11. **Noack K., Rogov A., Anikeev A. e.a.** The GDT-based fusion neutron source as driver of a minor actinides burner. — Ann. Energy, 2008, v. 35, p. 1216—1222.
12. **Кутеев Б.В., Хрипунов В.И.** Современный взгляд на гибридный термоядерный реактор. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Термоядерный синтез, 2009, вып. 1, с. 3—40.
13. **Гладуш Г.Г., Родионов Н.Б., Родионова В.П.** Тепловые расчеты бланкета гибридного токамака-реактора для трансмутации минорных актинидов. — В сб.: Всерос. семинар «Физические и технические аспекты объемного источника термоядерных нейтронов для материаловедческих, технологических исследований, испытаний и трансмутации минорных актинидов». Звенигород, 14—19 июня 2010 г., с. 35—36.

Поступила в Редакцию 20.08.10

УДК 539.172.16

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ СЕЧЕНИЙ ЯДЕРНЫХ РЕАКЦИЙ $^{80,82,83}\text{Kr}(\alpha, xn)^{82}\text{Sr}$ В ДИАПАЗОНЕ ЭНЕРГИИ α -ЧАСТИЦ ОТ ПОРОГА РЕАКЦИИ ДО 60 МэВ

Загрядский В.А., Латушкин С.Т., Новиков В.И., Оглоблин А.А., Унежев В.Н., Чувилин Д.Ю., Шатров А.В., Ярцев Д.И. (НИЦ «Курчатовский ин-т», г. Москва)

В настоящее время одним из наиболее перспективных и динамично развивающихся направлений ядерной медицины является кардиодиагностика на основе метода позитронно-эмиссионной томографии. Работа большинства

центров позитронно-эмиссионной томографии основана на использовании ультракороткоживущих β^+ -излучающих радионуклидов (^{11}C , ^{13}N , ^{15}O , ^{18}F) и предполагает наличие двух обязательных составляющих: позитронно-эмиссион-