

СТАТЬИ

УДК 621.039.623

НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИЕ РАСЧЕТЫ ПОВЫШЕНИЯ ПРОИЗВОДИТЕЛЬНОСТИ ЛИТИЙ-УРАНОВОГО БЛАНКЕТА РЕАКТОРА-ТОКАМАКА

Гладуш Г.Г., Мирнов С.В. (АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», г. Москва),
Лопаткин А.В., Лукасевич И.Б. (АО «НИКИЭТ», г. Москва)
e-mail: gladush@triniti.ru

Цель настоящей работы — исследование эффективности реакторов управляемого ДТ-синтеза, применяемых для облучения отвалного урана в целях получения энергии и наработки ^{239}Pu до уровня, позволяющего его использовать в перспективной ядерной энергетике. Воспроизводство топлива для ДТ-синтеза (трития) предполагается осуществлять за счет реакции захвата тепловых нейтронов на ядрах ^6Li , содержащегося в том же производящем плутоний бланкете. Содержание в бланкете лития и сырьевых нуклидов дает возможность одновременно решить обе задачи: наработать плутоний и обеспечить установку термоядерным топливом [1]. В настоящее время это направление рассматривается как возможный вариант развития ядерной энергетики [2]. Настоящая работа является продолжением [3] и выполняется с учетом современного состояния проектов токамаков (JT-60SA, ДЕМО-ТИН, ИТЭР) [4]. Рассматривается возможность создания стационарного (квазистационарного) гибридного реактора, обеспечивающего решение следующих задач: воспроизводство трития с коэффициентом $>1,15$, производство делящегося топлива ^{239}Pu для реакторов деления, а также электроэнергии, необходимой для стационарной эксплуатации термоядерного источника нейтронов.

Основные схемы компоновки рабочей зоны бланкета. Рассмотрены три подхода к устройству бланкета гибридного реактора-токамака: однородное заполнение рабочей зоны модуля отвалным металлическим ураном, двухзонное распределение урана и лития — уран в части модуля, ближней к плазме, ли-

тий — дальней от плазмы, тесно перемежающееся распределение лития, урана и свинца. Во всех вариантах первая стенка задана гомогенной и имеет толщину 1 см. Толщина рабочей зоны, в которой размещаются уран, литий и теплоноситель, составляет 40 см. Бланкет отделен от тороидальных катушек магнитного поля водностальной защитой из гомогенной смеси — по 50% по объему ванадиевого сплава и воды. Литий плотностью $0,45 \text{ г/см}^3$ используется в металлическом виде с содержанием 90% изотопа ^6Li .

На рисунке показан вариант с двухзонным распределением урана и лития. Ближний к плазме объем рабочей зоны толщиной 20 см заполнен обедненным металлическим ураном, дальний от плазмы также толщиной 20 см — литием с обогащением 90% по ^6Li .

Тесно перемежающееся распределение урана и лития реализовано путем задания в расчетной модели в явном виде твэльной структуры так, что рабочая зона модуля бланкета равномерно заполнена твэлами и каналами со свинцом, на восемь твэлов задается один свинцовый канал, в пространстве между твэлами и канала-

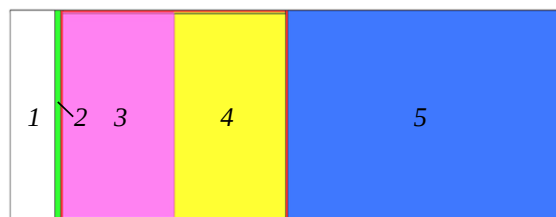


Схема модуля бланкета с двухзонной загрузкой ураном и литием: 1 — плазма; 2 — первая стенка; 3 — уран; 4 — литий; 5 — защита (зоны 3, 4 — рабочая зона модуля)

ми находится жидкий литий. При сплошном заполнении рабочей зоны модуля ураном производство трития не предполагается. Тритий для работы реактора необходимо приобретать извне. При двухзонной конструкции бланкета гибридный реактор сможет обеспечивать себя тритием лишь через 7 лет после начала работы. Поэтому с точки зрения эффективности промышленной энергетической установки предпочтительной оказывается твэльная конструкция с более высоким коэффициентом воспроизводства трития. Поскольку по техническим условиям бланкет гибридного реактора располагается на внешней поверхности вакуумной камеры токамака, покрытие 60% этой поверхности бланкетом обеспечивает при использовании твэльной конструкции коэффициент воспроизводства 1,2. Следует иметь в виду, что по кампании он будет возрастать.

В ДЕМО-ТИН с выходом около 50 МВт при указанной величине покрытия внешней поверхности вакуумной камеры бланкетом будет выделяться за счет деления около 200 МВт теплоты, что по оценкам после конвертирования в электричество будет компенсировать энергетические потери установки примерно с нулевым балансом. Ожидаемое производство ^{239}Pu в таком реакторе составит около 60 кг в год. В гибридном реакторе типа ИТЭР при покрытии 60% внешней поверхности вакуумной камеры бланкетом тепловая мощность составит около 1,7 ГВт, что эквивалентно 0,6 ГВт электрической мощности. При оценочных затратах термоядерного источника нейтронов на собственные нужды около 0,2 ГВт такая установка может поставлять в энергосеть 0,4 ГВт и производить ^{239}Pu около 0,5 т в год. Усредненный уровень обогащения плутонием около 1% может быть достигнут примерно через 25 лет его работы.

Из рассмотрения твэльного варианта бланкета реактора-токамака видно, что в силу высокого начального коэффициента воспроизводства трития целесообразно производство топлива для реакторов деления повысить, может быть, даже за счет некоторого уменьшения производства трития. В работе [3] показано, что в компоновках со сплошным заполнением ураном количество захватов на ядрах ^{238}U в 4—5 раз превосходит количество делений. В твэльном варианте количество захватов на ядрах ^{238}U сопоставимо с количеством делений. Такое изменение propor-

ций характерно для реальной компоновки, поскольку захват происходит в основном на низкоэнергичных нейтронах и в реальной компоновке у этого процесса на ^{238}U появляется сильный конкурент в виде захвата на ^6Li . Поэтому количество захватов на уране резко уменьшается и соответственно снижается производство плутония.

Бланкет с неоднородной по толщине загрузкой ураном и литием. Для предотвращения описанного снижения количества захватов на ^{238}U необходимо задавать небольшую концентрацию лития вблизи первой стенки, где плотность потока нейтронов максимальна. По мере приближения к защите, когда спектр смягчается, объемную плотность лития необходимо наращивать для повышения производства трития. Такая модель с переменным содержанием урана и лития была исследована с неким взятым произвольно переменным по толщине модуля содержанием урана и лития для оценки эффекта, который может дать подобный подход. Рабочее пространство модуля было разбито на пять одинаковых по размеру частей толщиной по 8 см состава, приведенного в табл. 1. Первая стенка и защита заданы аналогично предыдущим вариантам. Нейтронная нагрузка на первую стенку задана равной 0,56 МВт/м² с моноэнергетическим спектром 14,1 МэВ. Эффективный коэффициент размножения составил $K_{\text{эф}} = 0,283$, коэффициент воспроизводства трития с учетом покрытия 60% внешней поверхности вакуумной камеры бланкетом — 1,05. Первые три зоны вносят примерно одинаковый вклад в коэффициент наработки трития по 0,4—0,45, последние две зоны — по 0,25. Энерговыделение в первой зоне составляет 41,7 Вт/см³, но затем резко уменьшается, во второй зоне оно равно 18,2 Вт/см³, далее снижается еще сильнее.

Таблица 1. Состав пяти зон модуля с распределенным содержанием урана и лития

Порядковый номер зоны от плазмы	Объемная доля		
	урана	лития	свинца
1	0,7	0,1	0,2
2	0,6	0,2	0,2
3	0,4	0,4	0,2
4	0,2	0,6	0,2
5	0	0,8	0,2

Такая конструкция показывает заметно большую эффективность модуля в наработке трития до требуемого самообеспечения по сравнению с двухзонной загрузкой. Скорость наработки плутония в такой компоновке существенно выше, чем в компоновке с твэльной загрузкой. Поэтому выход на энергетические параметры достигается значительно раньше. Таким образом, представляется перспективным поиск такого оптимального распределения урана и лития по толщине модуля, которое позволит достичь эффективной наработки трития и плутония в одном модуле.

Бланкет с неоднородной по толщине загрузкой ураном, литием и свинцом. Следует отметить, что с точки зрения теплофизики целесообразно количество свинца в зонах с уменьшением количества делящегося материала также снижать. С учетом этого распределение материалов в пяти зонах было задано так, как показано в табл. 2, т.е. количество свинца немного снижено в первой зоне, но более существенно в последующих. При таком распределении материалов коэффициент воспроизводства трития возрастает примерно на 10%, что является существенным преимуществом, однако скорость наработки плутония снижается на 15%.

Т а б л и ц а 2. Состав пяти зон модуля с распределенным содержанием урана, лития и свинца

Порядковый номер зоны от плазмы	Объемная доля		
	урана	лития	свинца
1	0,7	0,16	0,14
2	0,6	0,28	0,12
3	0,4	0,52	0,08
4	0,2	0,76	0,04
5	0	0,98	0,02

Выводы. Основные характеристики рассмотренных вариантов приведены в табл. 3. Бланкет с неоднородной по толщине загрузкой ураном и литием с теплоносителем из свинца объемной плотностью 20%, а также бланкет с неоднородной по толщине загрузкой ураном, литием и свинцом с объемной плотностью, пропорциональной объемной плотности урана, обеспечивают воспроизводство трития, отвечающее уровню самообеспечения установки три-

тием, при покрытии бланкетом 60% внешней поверхности вакуумной камеры токамака. При таком покрытии и однородном твэльном заполнении бланкета для гибридного реактора типа ИТЭР энерговыделение в бланкете позволит поставлять в энергосеть мощность около 0,4 ГВт, нарабатывать ^{239}Pu в количестве около 0,5 т в год. Варианты с неоднородной по толщине загрузкой обеспечивают существенное повышение эффективности бланкета. Для компоновки с переменной по толщине загрузкой мощность бланкета увеличивается на треть по отношению к указанной, производство ^{239}Pu увеличивается более 1 т в год. Кроме того, характеристики бланкета с переменной загрузкой существенно возрастают по кампании. Следует, однако, отметить, что результаты носят предварительный характер оценок сверху. Разработка полноценного проекта бланкета потребует тепловых расчетов и конструктивных проработок.

Т а б л и ц а 3. Параметры модуля бланкета с разными вариантами загрузки рабочей зоны

Загрузка	$K_{\text{эф}}$	Количество			Коэффициент наработки трития
		деле-ний*	захватов на ядрах ^{238}U *	реакций (n, xn)*	
Двухзонная	0,31	0,721	2,18	0,544	0,60
Твэльная	0,23	0,476	0,574	0,470	1,25
Переменная U, Li**	0,28	0,633	1,242	0,538	1,05
Переменная U, Li, Pb***	0,27	0,614	1,063	0,532	1,15

*Нормировано на один рожденный в плазме нейтрон.
 **Учитывается наличие теплоносителя свинца объемной долей 20%.
 ***Учитывается объемная доля свинца, пропорциональная объемной доле урана.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. 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.
2. Велихов Е.П., Ковальчук М.В., Ильгисонис В.И. и др. Ядерная энергетическая система с реакторами деления и синтеза — стратегический ориентир развития от-

- расли. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Термоядерный синтез, 2017, т. 40, вып. 4, с. 5—13.
3. **Мирнов С.В., Гладуш Г.Г., Гостев А.А. и др.** Концепция гибридного энергетического реактора синтез—деление на основе токамака с бланкетом на отвальном

уране. — Вопросы атомной науки и техники. Сер. Термоядерный синтез, 2019, т. 42, вып. 2, с. 23—30.

4. **Progress in the ITER physics basis.** — Nucl. Fusion, 2007, v. 47.

Поступила в Редакцию 01.06.21

УДК 621.039.531

КРАТКОВРЕМЕННЫЕ МЕХАНИЧЕСКИЕ СВОЙСТВА ФЕРРИТНО-МАРТЕНСИТНОЙ СТАЛИ ЭП823-Ш ПОСЛЕ ВЫСОКОДОЗОВОГО НЕЙТРОННОГО ОБЛУЧЕНИЯ

Грачев А.Ф., Забудько Л.М. (АО «Прорыв», г. Москва), Леонтьева-Смирнова М.В., Науменко И.А. (АО «ВНИИНМ», г. Москва), Крюков Ф.Н., Чертопьятов Е.В. (АО «ГНЦ НИИАР», г. Димитровград), Мариненко Е.Е., Поролло С.И. (АО «ГНЦ РФ — ФЭИ», г. Обнинск)
e-mail: gaf@proryv2020.ru

Хромистая ферритно-мартенситная сталь ЭП823-Ш специально разработана как оболочечный материал для ядерно-энергетических установок со свинцово-висмутовым теплоносителем [1]. Ее коррозионная стойкость в жидкометаллическом теплоносителе обеспечивается за счет повышенного содержания кремния. Данные о радиационной стойкости этой стали до недавнего времени были ограниченными [2—6]. В качестве материала оболочек твэлов разрабатываемого опытно-демонстрационного быстрого реактора БРЕСТ-ОД-300 со смешанным нитридным уран-плутониевым топливом и свинцовым теплоносителем предусмотрено использование стали ЭП823-Ш [7]. Для обоснования работоспособности твэлов реактора БРЕСТ-ОД-300 в БОР-60 и БН-600 облучаются экспериментальные ТВС с нитридным уран-плутониевым топливом и оболочкой из стали ЭП823-Ш. Послереакторные исследования твэлов проводятся в горячей лаборатории АО «ГНЦ НИИАР».

В настоящей статье приводятся результаты исследования кратковременных механических свойств оболочек твэлов из ферритно-мартенситной стали ЭП823-Ш после облучения в реакторах БОР-60 и БН-600 в интервале тем-

пературы 315—610 °С до максимальной повреждающей дозы 94 смещ./ат.

Исследованные материалы и методика испытаний. Образцы для исследования кратковременных механических свойств были вырезаны из оболочек твэлов экспериментальных ТВС реакторов БОР-60 (ОУ-1 и ОУ-2) и БН-600 (КЭТВС-3, ЭТВС-5, ЭТВС-9 и ЭТВС-16) (см. таблицу). Для всех ЭТВС, кроме ЭТВС-16, оболочки твэлов были изготовлены из особотонкостенной гладкой трубы внешним диаметром 9,7 мм и толщиной стенки 0,5 мм. Оболочки твэлов ЭТВС-16 имели размер 6,9×0,4 мм. Образцы для исследования, как правило, вырезали из нижней, средней и верхней частей твэла.

Кратковременные механические свойства оболочек исследовали на кольцевых и продольных сегментных образцах. Для приготовления кольцевых образцов из оболочки твэла вырезали элементы высотой 3 мм, которые затем шлифовали с двух сторон до высоты 2,8 мм для удаления заусенцев.

Для предотвращения окисления материала испытания проводили в вакууме при температуре, близкой к температуре облучения, на универсальной механической машине LFMZ-50 (Швейцария) со скоростью перемещения актив-

Условия облучения исследованных экспериментальных ТВС

Параметр	ОУ-1, твэл		ОУ-2, твэл		КЭТВС-3	ЭТВС-5	ЭТВС-9	ЭТВС-16
	№ 1	№ 7	№ 5	№ 6				
Максимальное выгорание, % тяж. ат.	1,33	3,2	4,8	6,4	4,5	3,8	4	6
Максимальная доза, смещ./ат.	18,7	46	70,5	95,2	53	47,5	49,2	63,7