

<https://doi.org/10.52676/1729-7885-2025-4-79-87>

УДК 621.039.633

ОЦЕНКА ВЫДЕЛЕНИЯ ИОНОВ ТРИТИЯ, ОБРАЗУЮЩИХСЯ В ЯДЕРНОЙ РЕАКЦИИ ${}^6\text{Li}(\text{n}, \alpha)\text{T}$ ИЗ ПРИПОВЕРХНОСТНОГО СЛОЯ ЛИТИЕВОЙ КЕРАМИКИ В УСЛОВИЯХ РЕАКТОРНОГО ОБЛУЧЕНИЯ

**Т. В. Кульсартов^{1,2,3}, Д. С. Сайранбаев¹, М. Т. Айткулов¹, С. К. Эскербеков^{1,2},
 А. М. Аханов¹, А. Б. Елишенков^{1,2}, Ж. А. Заурбекова^{1,2,3*}, А. А. Шаймерденов¹**

¹ РГП «Институт ядерной физики» Агентства РК по атомной энергии, Алматы, Казахстан

² «Институт экспериментальной и теоретической физики» Казахского национального университета им. аль-Фараби, Алматы, Казахстан

³ филиал «Институт атомной энергии» РГП НЯЦ РК, Курчатов, Казахстан

* E-mail для контактов: zzha@physics.kz

Представлены аналитические результаты по оценке стационарного потока ионов трития, выделяющихся из керамики на основе лития Li_2TiO_3 различного обогащения в условиях реакторного облучения на реакторе ВВР-К. Нейтронно-транспортные расчёты выполнены в MCNP6 с использованием библиотеки ENDF/B-VII.1 и сопоставлены с in-situ газовыделением, зарегистрированным при температуре керамики 650 °C и потоке тепловых нейтронов $5 \cdot 10^{13} \text{ н}/(\text{см}^2 \text{ с})$. Разработанная расчетная модель не содержит подгоночных коэффициентов и учитывает длину пробега ионов, эффект самоэкранирования в керамике ($\delta = 0,32$) и потери на рекомбинацию. Полученные значения потока T^+ из керамики различного изотопного состава составляют $3,07 \cdot 10^{-13}$ до $1,96 \cdot 10^{-12}$ моль/с. Максимальное снижение потока за счёт самоэкранирования в керамике не превышает 32%. Расхождение между расчётом и экспериментом по компоненте НТ не превышает 15%, что подтверждает адекватность подхода. Результаты имеют практическую значимость при оценке баланса трития в бланкетах термоядерных реакторов (ТЯР) и позволяют оптимизировать состав и размер керамических пэбллов с учётом безактивационного газовыделения трития.

Ключевые слова: литиевая керамика, нейтронное облучение, тритий, гелий, MCNP6.

ВВЕДЕНИЕ

Основные функции бридерного бланкета в термоядерном реакторе заключаются в получении достаточного количества трития для обеспечения потребности в топливе в течение срока службы реактора, а также, наряду с этим, в преобразовании кинетической энергии нейтронов дейтерий-тритиевой (DT) реакции синтеза в тепло. Твердотельные бридерные бланкеты, которые будут испытаны в международном термоядерном экспериментальном реакторе ITER [1–6], широко рассматриваются как перспективная концепция для будущих установок, включая демонстрационный реактор DEMO [7–9]. При облучении тритий образуется в кристаллической решётке литиевых керамик, таких как Li_2TiO_3 и Li_4SiO_4 , в результате реакций ${}^6\text{Li}(\text{n}, \alpha)\text{T}$ и ${}^7\text{Li}(\text{n}, \text{n} \alpha)\text{T}$, и может как дифундировать в газовую фазу, так и задерживаться в решётке и приповерхностной зоне материала. Поскольку литиевая керамика является ключевым элементом бланкета, понимание механизмов извлечения трития, особенно его ионной компоненты, становится критически важным.

Ряд работ [10–12] показал, что скорость выделения трития из твердых материалов в основном определяется диффузией [13, 14]. Существенные различия в коэффициентах диффузии объясняются как условиями эксперимента, так и состоянием образцов [15, 16]. Основную роль при этом играют захват трития радиационными ловушками и изотопный обмен на поверхности образца.

Из-за высокой энергии образующихся атомов трития и гелия (2–3 МэВ) в материалах бланкета возникают радиационные повреждения, действующие как ловушки для трития. В [17] показано, что диффузионная подвижность трития в Li_4SiO_4 снижается с ростом нейтронного флюенса. В [18] предполагается, что в керамике Li_2TiO_3 основными центрами захвата являются кислородные вакансии и свободные атомы кислорода. Эти радиационно-индуцированные ловушки усложняют обработку и анализ полученных экспериментальных данных.

Чаще всего тритийвоспроизводящие материалы исследуются в пост-реакторных экспериментах после воздействия нейтронного облучения, однако такие методы затрудняют точную интерпретацию параметров выделения трития. Более информативными являются in-situ измерения, поскольку условия облучения напрямую влияют на поведение трития, миграция которого включает диффузию, захват в радиационных ловушках, взаимодействие с атомами решётки и десорбцию с поверхности.

Стоит отметить, что в Республике Казахстан на протяжении последних десятилетий проводятся исследования в различных областях ядерной и термоядерной энергетики, включая вопросы радиоэкологии, материаловедения и реакторных испытаний [19–29]. Часть реакторных экспериментов посвящена in-situ исследованиям различных литиевых керамик, таких как Li_2TiO_3 с обогащением по ${}^6\text{Li}$ 96% и двухфазной керамики $\text{Li}_2\text{TiO}_3/\text{Li}_2\text{SiO}_4$ [30–34]. Одним из ма-

ОЦЕНКА ВЫДЕЛЕНИЯ ИОНОВ ТРИТИЯ, ОБРАЗУЮЩИХСЯ В ЯДЕРНОЙ РЕАКЦИИ ${}^6\text{Li}(n, \alpha)\text{T}$ ИЗ ПРИПОВЕРХНОСТНОГО СЛОЯ ЛИТИЕВОЙ КЕРАМИКИ В УСЛОВИЯХ РЕАКТОРНОГО ОБЛУЧЕНИЯ

лоизученных процессов здесь является выделение трития безактивационно – непосредственно из приповерхностной области литиевой керамики. В представленной работе проведены расчетные оценки количества трития, выделяющегося подобным образом, а именно – из приповерхностной области литиевой керамики. Целью работы является построение аналитической модели и расчёт потоков ионов трития, выделяющихся безактивационным образом из приповерхностной области литиевых керамик в условиях реакторного облучения.

ОПИСАНИЕ ТИПОВЫХ ЭКСПЕРИМЕНТОВ ПО ИССЛЕДОВАНИЮ ВЫДЕЛЕНИЯ ТРИТИЯ ИЗ ЛИТИЕВОЙ КЕРАМИКИ В УСЛОВИЯХ ОБЛУЧЕНИЯ НА РЕАКТОРЕ ВВР-К

Перед началом описания расчетной методики и результатов оценки количества трития, выделяющегося безактивационным образом из приповерхностной области литиевых керамик в условиях облучения, кратко опишем типовые реакторные эксперименты по *in-situ* исследованиям выделения трития.

Эксперименты проводились по одной схеме на установке CIRRA, расположенной на реакторе ВВР-К (рисунок 1). Исследуемые образцы литиевой керамики представляли собой шарики (диаметром ~ 1 мм), которые размещались внутри загрузочной капсулы. Загрузочная капсула помещалась в откачиваемой ампуле, соединенной с экспериментальной

установкой (рисунок 2). Образцы были расположены в реакторном ампульном устройстве на уровне центра активной зоны реактора.

Эксперимент по газовыделению заключался в следующем: образцы литиевой керамики облучались в условиях непрерывной откачки, при этом массспектрометрическим способом регистрировалось выделение тритийсодержащих молекул (НТ, T_2 , НТО и T_2O). Средняя температура образцов при облучении составляла ~ 650 °C, время облучения составляло ~ 21 сутки при потоке тепловых нейтронов $\sim 5 \cdot 10^{13}$ н/($\text{см}^2 \cdot \text{с}$).

Результаты экспериментов показали [32]:

1) основное количество трития выделяется в виде молекулы НТ, при этом уровень выделения НТ на порядок превышает выделение молекулы T_2 (рисунок 3);

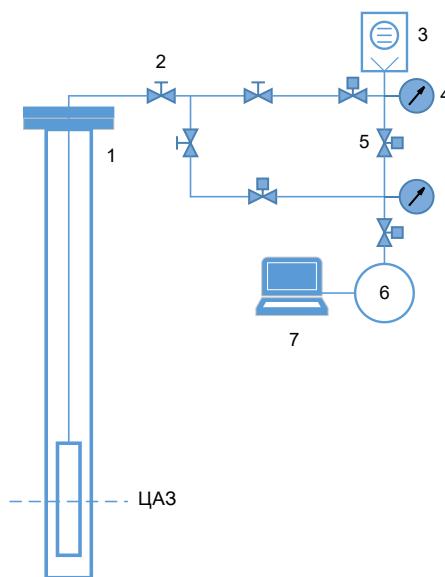
2) выделение трития в виде молекул тритиевой воды не зафиксировано;

3) при увеличении температуры керамики в первый момент происходит существенное увеличение выделения молекулы НТ (и падение уровня выделения молекулы T_2), после чего наблюдается снижение потока выделения молекулы НТ к среднему уровню;

4) измеренный равновесный уровень выделения трития соответствовал скоростям наработки трития в керамике в диапазоне от $5,05 \cdot 10^{-11}$ до $3,19 \cdot 10^{-10}$ моль/(с· см^3) (таблица 1).

Таблица 1. Экспериментально определенные скорости наработки трития в керамике

Литиевая керамика	Li_2TiO_3 (естеств.)	Li_2TiO_3 (96% обог.)
Скорость ядерной реакции $\text{Li}^6(n, \alpha)\text{T}$, моль/(с· см^3)	$5,05 \cdot 10^{-11}$	$3,19 \cdot 10^{-10}$



1 – экспериментальное устройство; 2 – вентиль; 3 – откачной пост;
4 – датчик давления; 5 – электроклапан; 6 – масс-спектрометр; 7 – компьютер

Рисунок 1. Схема комплекса CIRRA

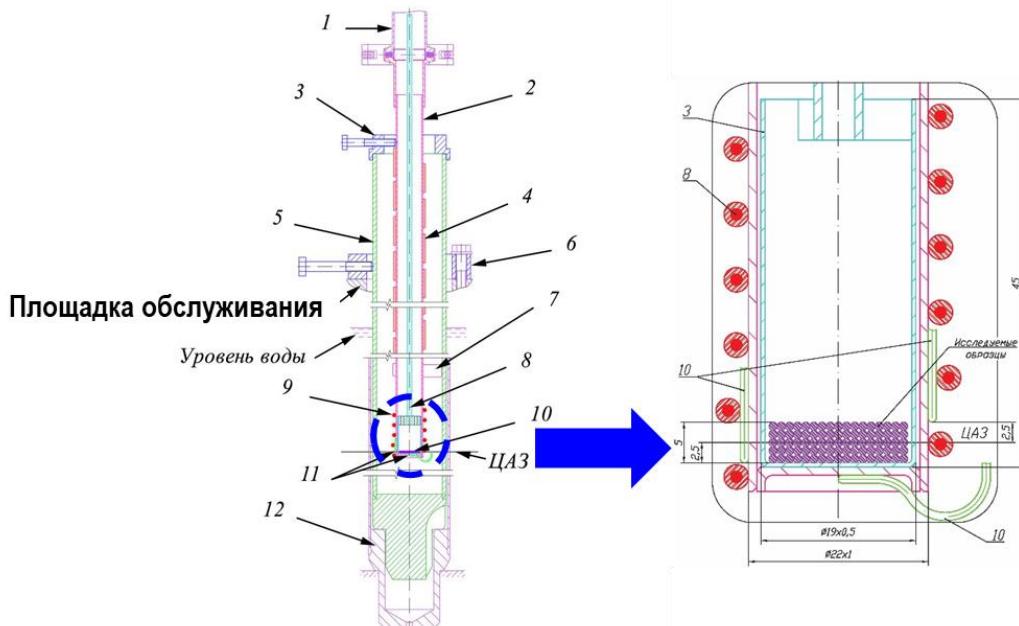


Рисунок 2. Схема облучательного устройства

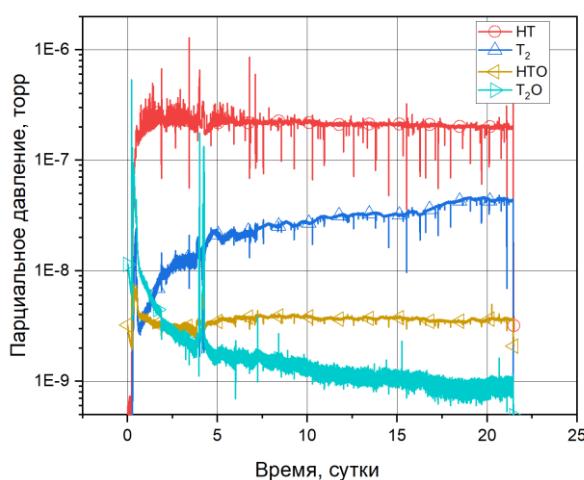
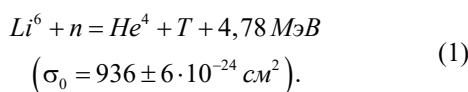


Рисунок 3. Диаграмма изменения парциальных давлений газов в экспериментальной камере с образцом литиевой керамики во время облучения на реакторе

РАСЧЕТНАЯ МЕТОДИКА ОПРЕДЕЛЕНИЯ ПОТОКОВ ВЫДЕЛЯЮЩИХСЯ ИОНОВ ТРИТИЯ, ОБРАЗОВАННЫХ В РЕЗУЛЬТАТЕ ЯДЕРНОЙ РЕАКЦИИ ${}^6\text{Li}(n, \alpha)\text{T}$ ИЗ ПРИПОВЕРХНОСТНОГО СЛОЯ ЛИТИЕВОЙ КЕРАМИКИ В УСЛОВИЯХ ОБЛУЧЕНИЯ

Как известно, под действием нейтронного облучения в литии будет нарабатываться радиоактивный изотоп водорода – тритий по реакции:



Фокус на реакции с ${}^6\text{Li}$ обоснован несколькими факторами:

1. Значительно большее сечение захвата нейтронов. Для тепловых нейтронов сечение реакции ${}^6\text{Li}(n, \alpha){}^3\text{H}$ составляет около 940 барн, тогда как соответствующее сечение для ${}^7\text{Li}$ находится в миллибарновом диапазоне и потому пренебрежимо при тепловых энергиях. Таким образом, вклад ${}^7\text{Li}$ в генерацию трития в преимущественно тепловом спектре практически отсутствует.

2. Высокий порог реакции на ${}^7\text{Li}$. Реакция ${}^7\text{Li} + n \rightarrow {}^3\text{H} + \alpha + n' - 2,5 \text{ МэВ}$ имеет порог около $\sim 2,8 \text{ МэВ}$. В бридерных бланкетах, рассчитанных на тепловые или эпитетловые нейтроны, этот канал фактически закрыт, что делает его вклад в генерацию трития пренебрежимо малым.

3. Высокая степень обогащения по ${}^6\text{Li}$. В образцах Li_2TiO_3 доля ${}^6\text{Li}$ составляет ≈ 96 ат. %, по сравнению с 7,6% в природном литии. При таком обогащении практически все захваты нейтронов происходят на ${}^6\text{Li}$, тогда как ${}^7\text{Li}$ остается практически инертным в отношении образования трития.

4. Упрощение моделирования. Исключение незначительных каналов с ${}^7\text{Li}$ сводит задачу к одной доминирующей реакции образования трития. Это позволяет более точно и эффективно определять параметры диффузии трития в Li_2TiO_3 без необходимости учитывать вторичные кинетические пути.

Для конкретного в данной статье облучения будем полагать, что скорость реакции (1) известна и равна R (моль/($\text{м}^3 \cdot \text{с}$)). Образующиеся ионы трития и гелия с энергиями E_T и E_{He} (МэВ) будут взаимодействовать

вовать с атомами материала посредством взаимодействия с электронами: образовавшаяся в веществе частица с определённой энергией, пролетая сквозь него, «расталкивает» атомные электроны своим кулоновским полем. За счет чего частица постепенно теряет энергию, а атомы либо ионизируются, либо возбуждаются. Потратив свою энергию, частица останавливается. Пролетающая частица при столкновении с отдельным электроном мало отклоняется от своего пути из-за большой массы (по сравнению с массой электрона), причем эти малые отклонения почти целиком компенсируют друг друга при огромном числе хаотически ориентированных столкновений. Поэтому траектория частицы в веществе практически прямолинейна.

Как известно, длину пробега ионов λ (м) в исследуемом материале можно оценить по формуле Бете-Блоха для ионизационных потерь [35]:

$$-\frac{dE}{dx} = \frac{4\pi n Z^2 e^4}{mv^2} \cdot \left(\ln \frac{2mv^2}{I(1-\beta^2)} - \beta^2 \right), \quad (2)$$

где m – масса электрона; c – скорость света; v – скорость частицы; $\beta = v/c$; Z – заряд частицы в единицах заряда позитрона; n – плотность электронов в веществе; I – средний ионизационный потенциал атомов вещества среды, через которую проходит частица.

Для проведения подобных расчетов обычно используют программу LISE++, которая предназначена для прогнозирования интенсивности и чистоты радиоактивных ионных пучков, создаваемых сепараторами в полете. LISE++ также облегчает настройку экспериментов, в которых его результаты можно быстро сравнить со справочными данными [36]. Для каждого конкретного расчета используют модуль калькулятора программы, где вводится замедляемый изотоп, его энергия, а также параметры мишени – ее плотность и стехиометрический состав атомов.

Рассмотрим двухмерную геометрию выделения атомов трития и гелия из приповерхностного слоя плоской поверхности литиевой керамики (рисунок 4). Пусть в точке А на расстоянии x от поверхности происходит R реакций (1). Образующиеся частицы изотропно испускаются в точке А. Тогда количество ионов, вышедших из материала, будет определяться равнобедренным треугольником со стороной λ , причем в сегменте угла 2α все ионы покинут материал. Количество ионов будет равно:

$$F = R \cdot \frac{\arccos(\alpha)}{\pi} = R \cdot \arccos(x/\lambda) / \pi. \quad (3)$$

Интегрируя от 0 до λ по x несложно получить выражения для N (моль/с) – скорости выделения ионов из приповерхностного слоя (площадью S (м^2)).

$$N = \frac{R \cdot S}{\pi} \int_0^\lambda (\arccos(x/\lambda)) dx = R \cdot S \cdot \lambda / \pi. \quad (4)$$

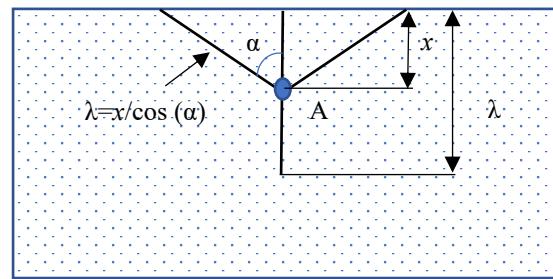


Рисунок 4. Двухмерная геометрия выделения атомов трития и гелия из приповерхностного слоя плоской поверхности литиевой керамики

Учитывая, что длина пробега составляет менее 25 мкм для исследуемых керамик (при диаметре пэббла керамики D равном 1 мм) легко показать, что формула (4) для выделения ионов из тонкого слоя, полностью релевантна для шарообразных пэбблов (площадь пэббла $S_p = 4\pi \cdot D^2/4$). Учет шарообразной формы пэббла будет значим для случая, когда $2\lambda/D > 0,1$, в то время как для рассматриваемых случаев этот параметр менее 0,05.

В случае, когда оценивается количество ионов, вылетающих из внешнего слоя засыпки пэбблов (количество N_0) необходимо учесть экранирование ионов другими пэбблами. Выражение (4) для количества ионов, которые вылетают в направлении свободной поверхности и не экранируются, примет вид:

$$N = 2N_0 \cdot R \cdot r^2 \cdot \lambda (1 - \delta), \quad (5)$$

где r – радиус пэббла (м); δ – коэффициент экранировки или доля ионов поглощенных соседними пэбблами, отнесенная к общему количеству ионов, вылетевших из пэббла в направлении свободной поверхности.

Оценим максимальное значение коэффициента экранировки для пэбблов одинакового радиуса расположенных на плоскости. На рисунке 4 приведено двухмерное сечение расположенных рядом пэбблов одного радиуса (причем это сечение подразумевает максимальную экранировку пэбблов).

Отметим, что, так как свободный пробег ионов в материале существенно меньше, чем его радиус, то справедливы следующие положения: а) можно считать, что излучает непосредственно поверхность сферы (причем в каждой локальной точке поверхности справедливо выражение (2) для скорости выделяющихся ионов); б) поверхности пэбблов ограничивают распространение ионов, вылетевших из других пэбблов.

Рассмотрим выделение ионов из точки В, в сегменте угла β (образованного касательной в точке В для левой окружности и касательной проведенной через точку В для правой окружности). Все ионы, вылетающие в область свободной поверхности (вверх), не будут экранироваться пэбблами (рисунок 5). Проведем интегрирование по правой четверти левой окружности, для получения относительного количества

ионов, вылетающих с поверхности пэббла, без экранировки:

$$(1-\delta) = \frac{2}{\pi} \int_0^{\pi/2} \left(\frac{\beta(\alpha)}{\pi} \right) d\alpha \quad (6)$$

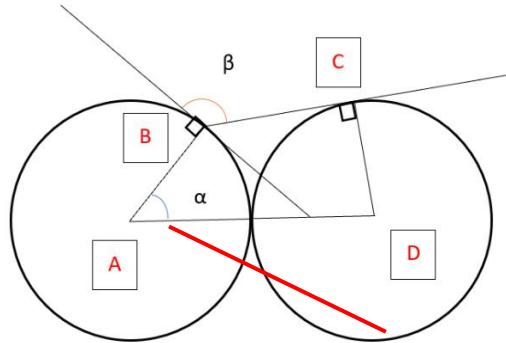


Рисунок 5. Двухмерное сечение расположенных рядом пэблов одного радиуса

Для оценки интеграла нужно получить выражение, связывающее углы α и β . Его можно получить, используя инструменты аналитической геометрии:

$$\beta = \alpha + \arcsin\left(\frac{\sin \alpha}{\sqrt{5-2\cos \alpha}}\right) + \arccos\left(\frac{1}{\sqrt{5-2\cos \alpha}}\right) \quad (7)$$

Полученный интеграл был рассчитан с помощью модуля расчета WolframAlpha [37]. Оцененный максимальный коэффициент самоэкранировки составил $\delta = 0,32$.

РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТОВ ПОТОКОВ ТРИТИЯ ВЫДЕЛЯЮЩЕГОСЯ БЕЗАКТИВАЦИОННЫМ ОБРАЗОМ ИЗ ПРИПОВЕРХНОСТНОГО СЛОЯ ЛИТИЕВЫХ КЕРАМИК

Первоначально на основе нейтронно-физических расчетов были получены плотности потока нейтронов в приповерхностном слое литиевых керамик, значения которых указаны в сводной таблице 1. Нейтронно-физические расчеты были проведены в программной среде MCNP [38], где были воспроизведены в деталях геометрия и материалы всех элементов активной зоны реактора ВВР-К. Ядерный состав топлива задавался индивидуально для каждой тепловыделяющей сборки реактора (ТВС), сначала – на основе заводских паспортов ТВС, а потом учитывалось уменьшение количества ядер урана и количество радионуклидов, образующихся в результате реакции деления урана. Также учитывалась реальная длительность работы каждого цикла реактора. Цикл за циклом прослеживалась история каждой ТВС и каждого блока бериллия. Для каждого цикла рассчитывались выгорание урана в каждой ТВС и наработка продуктов деления (около 300 нуклидов), а также активность каждой ТВС. Все это позволило создать точную модель активной зоны реактора ВВР-К.

MCNP используется для моделирования переноса нейтронов “ N ”, фотонов “ P ”, электронов “ E ”, а также в комбинированных задачах типа “ N, P ”, в средах, описываемых полномасштабной 3-D геометрией, задаваемой как пересечения, объединения и совокупности областей, ограниченных поверхностями до 4-ого порядка. Для проверки правильности задаваемой геометрии используется стандартная система PLOT, позволяющая отображать сечения геометрической структуры рассматриваемой системы в различных плоскостях. Код MCNP позволяет проводить расчеты различных функционалов, представляющих свертку нейтронного потока с ядерно-физическими данными. Все функционалы – это функции времени и энергии, нормированные на один нейtron генерации. Функционалы рассчитываются в зонах регистрации, которые представляются в виде различных областей (сегмент ячейки или несколько ячеек, поверхность, участок поверхности, несколько поверхностей и др.). В расчетах использовалась библиотека ядерных констант ENDF/B-VII.1 [39].

Плотность потока нейтронов Φ в зоне расположения образцов определялась с помощью функционала tally F4 по формуле:

$$\Phi = \frac{P \cdot v}{1,6022 \cdot 10^{-13} \cdot w_f} \cdot \frac{1}{k_{eff}} \cdot \Phi_{F4}, \frac{\text{нейtron}}{\text{см}^2 \cdot \text{с}} \quad (8)$$

где P – тепловая мощность реактора, Вт; v – число вторичных нейтронов на один акт деления; k_{eff} – эффективный коэффициент размножения нейтронов; Φ_{F4} – значение функционала, см⁻².

Детектор представлял собой сферу с радиусом 1 см. Статистическая погрешность расчетов не превышала 5%. Энергетическое распределение нейтронов в облучательной позиции показано на рисунке 6.

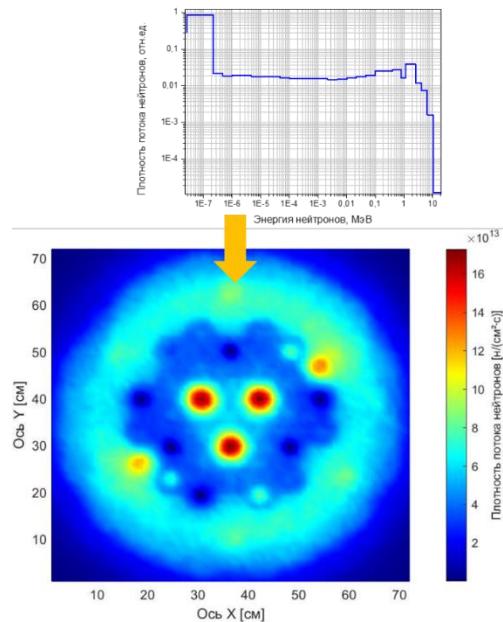


Рисунок 6. Энергетическое распределение нейтронов в облучательной позиции

Далее, воспользовавшись выражением (4), был оценен диапазон потоков выделяющихся ионов трития из засыпки пэбблов различных литиевых керамик в направлении свободной поверхности (таблица 2) при проведении экспериментов на реакторе ВВР-К.

Таблица 2. Расчетные параметры и результаты расчетов потоков выделяющихся ионов трития из засыпки пэбблов литиевой керамики в направлении свободной поверхности

Литиевая керамика	Li_2TiO_3 (естеств.)	Li_2TiO_3 (96% обог.)
Высота засыпки, мм	0,4724	0,4726
Радиус засыпки, мм	9,5	9,5
Масса, г	0,2009	0,2010
Плотность пэббла, г/см ³	3,077	3,077
Плотность засыпки, г/см ³	1,50	1,50
Скорость ядерной реакции ${}^6\text{Li}(\text{n}, \alpha)\text{T}$, реакций/(м ³ ·с)	$3,00 \cdot 10^{13}$	$1,92 \cdot 10^{14}$
λ , мкм	19,07	19,0
Поток ионов трития из засыпки пэбблов литиевой керамики, моль/с	$3,07 \cdot 10^{-13}$	$1,96 \cdot 10^{-12}$

Получен диапазон стационарных потоков ионов трития из приповерхностного слоя литиевых керамик Li_2TiO_3 различного обогащения в экспериментах на реакторе ВВР-К, который составил от $3,07 \cdot 10^{-13}$ до $1,96 \cdot 10^{-12}$ моль/с. Рост потока ионов трития с увеличением обогащения в керамике подтверждает доминирующую роль изотопа ${}^6\text{Li}$, но отклонение от линейности указывает, что химический состав матрицы влияет на тормозную способность среды. Фактически это даёт инженерный «коридор» для подбора состава керамики, позволяющий выбрать оптимальный вариант между высоким выходом трития и допустимым тепловыделением в керамике.

Выводы

Разработана самодостаточная аналитическая модель выделения ионов трития из литиевой керамики, которая учитывает генерацию трития в реакциях (n, α) с ядрами ${}^6\text{Li}$, геометрию пэббла, длину пробега ионов и вероятности их выхода на поверхность образца. Отсутствие подгоночных коэффициентов свидетельствует о том, что модель обладает высокой степенью универсальности и может быть применена к различным типам керамик и условий облучения, не требуя эмпирической калибровки.

Для презентативной засыпки пэбблов (толщина слоя ~9,5 мм) получен диапазон стационарных потоков ионов трития из приповерхностного слоя различных литиевых керамик на основе метатитаната лития в экспериментах на реакторе ВВР-К, который составил от $3,07 \cdot 10^{-13}$ до $1,96 \cdot 10^{-12}$ моль/с.

В работе оценен параметр самоэкранирования $\delta = 0,32$, который показывает, что самоэкранирование в керамике оказывает заметное, но не критическое влияние на поток выделяющихся ионов трития с поверхности: даже при «плотной» засыпке пэбблов

максимальные потери ионов трития не превышают одной трети.

Полученные расчетные оценки будут использованы для оценки баланса трития в системе для проведенных реакторных экспериментов.

Финансирование

Данное исследование было профинансировано Комитетом науки Министерства науки и высшего образования Республики Казахстан (№. BR21881930 «Реакторные исследования, направленные на обеспечение безопасной и эффективной эксплуатации перспективных ядерных и термоядерных энергетических установок»).

ЛИТЕРАТУРА / REFERENCES

1. Cismondi F., Kecskés S., Ilic M., Légrádi G., Kiss B., Bitz O., Dolensky B., Neuberger H., Boccaccini L.V., Ihli T. Design update, thermal and fluid dynamic analyses of the EU-HCPB TBM in vertical arrangement // Fusion Engineering and Design. – 2009. – Т. 84. – Р. 607–612.
2. Hernández F., Cismondi F., Kiss B. Thermo-mechanical analyses and assessment with respect to the design codes and standards of the HCPB-TBM breeder unit // Fusion Engineering and Design. – 2012. – Т. 87. – Р. 1111–1117.
3. Bhattacharyay R. Status of indian LLCB TBM program and R&D activities // Fusion Engineering and Design. – 2014. – Т. 89. – Р. 1107–1112.
4. Cao Q., Zhao F., Zhao Z., Wu X., Li Z., Wang X., Feng K. Neutronic calculation analysis for CN HCCB TBM-Set // Plasma Science and Technology. – 2015. – Т. 17. – Р. 607–611.
5. Enoda M., Tanigawa H., Hirose T., Nakajima M., Sato S., Ochiai K., Konno C., Kawamura Y., Hayashi T., Yamanishi T., Hoshino T., Nakamichi M., Tanigawa H., Nishi H., Suzuki S., Ezato K., Seki Y., Yokoyama K. R&D status on water cooled ceramic breeder blanket technology // Fusion Engineering and Design. – 2014. – Т. 89. – Р. 1131–1136.
6. Lee D.W., Jin H.G., Lee E.H., Yoon J.S., Kim S.K., Lee C.W., Ahn M.-Y., Cho S. Integrated design and performance analysis of the KO HCCR TBM for ITER // Fusion Engineering and Design. – 2015. – Т. 98–99. – Р. 1821–1824.
7. Someya Y., Tobita K., Utoh H., Tokunaga S., Hoshino K., Asakura N., Nakamura M., Sakamoto Y. Design study of blanket structure based on a water-cooled solid breeder for DEMO // Fusion Engineering and Design. – 2015. – Т. 98–99. – Р. 1872–1875.
8. Federici G., Kemp R., Ward D., Bachmann C., Franke T., Gonzalez S., Lowry C., Gadomska M., Harman J., Meszaros B., Morlock C., Romanelli F., Wenninger R. Overview of EU DEMO design and R&D activities // Fusion Engineering and Design. – 2014. – Т. 89. – Р. 882–889.
9. Boccaccini L., Giancarli L., Janeschitz G., Hermannsmeier S., Poitevin Y., Cardella A., Diegele E. Materials and design of the European DEMO blankets // Journal of Nuclear Materials. – 2004. – Т. 329–333. – Р. 148–155.
10. Moriyama H., Tanaka S., Noda K. Irradiation effects in ceramic breeder materials // Journal of Nuclear Materials. – 1998. – Т. 258–263. – Р. 587–594.
11. Tanifuji T., Yamaki D., Jitsukawa S. Tritium release from neutron-irradiated Li_2O sintered pellets: fluence dependent

- ce // Journal of Nuclear Materials. – 2002. – Т. 307–311. – P. 1456–1460.
12. Johnson C.E., Kopasz J.P., Tam S.W. Advanced understanding of the tritium recovery process from the ceramic breeder blanket // Journal of Nuclear Materials. – 1997. – Т. 248. – P. 91–100.
13. Billone M.C. Thermal and tritium transport in Li_2O and Li_2ZrO_3 // Journal of Nuclear Materials. – 1996. – Т. 233–237. – P. 1462–1466.
14. Okuno K., Kudo H. Tritium diffusivity in lithium-based ceramic breeders irradiated with neutrons // Fusion Engineering and Design. – 1989. – Т. 8. – P. 355–358.
15. Kinjyo T., Nishikawa M., Enoeda M., Fukada S. Tritium diffusivity in crystal grain of Li_2TiO_3 and tritium release behavior under several purge gas conditions // Fusion Engineering and Design. – 2008. – Т. 83. – P. 580–587.
16. Tanifuji T., Yamaki D., Nasu S., Noda K. Tritium release behavior from neutron-irradiated Li_2TiO_3 single crystal // Journal of Nuclear Materials. – 1998. – Т. 258–263. – P. 543–548.
17. Moritani K., Magari T., Moriyama H. Tritium release kinetics of lithium silicates with irradiation defects // Fusion Engineering and Design. – 1998. – Т. 39. – P. 675–679.
18. Inagaki Y., Liu H., Ishikawa H., Suzuki S., Yoshikawa A. и др. Role of lithium on chemical states and retention behavior of tritium in Li_2TiO_3 // Fusion Science and Technology. – 2009. – Т. 56. – P. 821–825.
19. Ларинова Н.В., Кривицкий П.Е., Топорова А.В., Поливкина Е.Н., Айдарханов А.О. Накопление радионуклидов ${}^{137}\text{Cs}$ и ${}^{90}\text{Sr}$ растениями на участке радиоактивных выпадений Семипалатинского испытательного полигона // Вестник НЯЦ РК. – 2022. – № 3. – С. 26–30. [Larinova N.V., Krivitskiy P.Ye., Toporova A.V., Polivkina Ye.N., Aidarkhanov A.O. Accumulation of Cs-137 and Sr-90 by plants in the fallout area at the Semipalatinsk Test Site // NNC RK Bulletin. – 2022. Issue 3. – P. 26–30. (In Russ.)] <https://doi.org/10.52676/1729-7885-2022-3-26-30>
20. Krivitskiy, P.Ye. Peculiarities of radioactive soil contamination in places of underground nuclear tests in the Semipalatinsk test site / P.Ye. Krivitskiy, N.V. Larionova, V.N. Monayenko, S.B. Subbotin, A.A. Chernov, A.V. Panitskiy // Journal of Environmental Radioactivity. – 2022. – Т. 253–254. – 106991.
21. Kunduzbayeva, A.Ye. Speciation of ${}^{137}\text{Cs}$, ${}^{90}\text{Sr}$, ${}^{241}\text{Am}$, and ${}^{239+240}\text{Pu}$ artificial radionuclides in soils at the Semipalatinsk test site / A.Ye. Kunduzbayeva, S.N. Lukashenko, A.M. Kabdyrakova, N.V. Larionova, R.Yu. Magasheva, G.A. Bakirova // Journal of Environmental Radioactivity – 2022. – Т. 249. – 106867.
22. Turchenko, D.V. Identification of tritium-contaminated areas using a tritium survey on the snow cover, the case of Semipalatinsk test site / D.V. Turchenko, L.V. Timonova, P. Ye Krivitskiy, A.K. Aidarkhanova, M.T. Abisheva, A.O. Aidarkhanov // Journal of Environmental Radioactivity. – 2024. – Т. 278. – 107487.
23. Larionova, Natalya Artificial radionuclides in the plant cover around nuclear fuel cycle facilities / Natalya Larionova, Anna Toporova, Pavel Krivitskiy, Vasiliy Polevik, Natalya Lechshenko, Valeriy Monayenko, Mariya Abisheva, Viktor Baklanov, Assan Aidarkhanov, Vladimir Vityuk // PLoS ONE. – 2024. – Т. 19, No. 7. – e0306531.
24. Aktayev, Medet Characterization of geological and lithological features in the area proximal to tritium-contaminated groundwater at the Semipalatinsk test site / Medet Aktayev, Sergey Subbotin, Assan Aidarkhanov, Almira Aidarkhanova, Lyubov Timonova, Natalya Larionova // PLoS ONE. – 2024. – Т. 19, No. 3. – e0300971.
25. Ponkratov, Y., Samarkhanov, K., Koyanbayev, Y., Baklanova, Y., Gordienko, Y., Tulubayev, Y., ... Saparbek, E. (2024). Technique of Reactor Experiments of Tin-Lithium Alloy Interaction with Hydrogen Isotopes Under Neutron Irradiation Conditions // Fusion Science and Technology. – 2024. – 101825.
26. Irina Tazhibayeva, Yuriy Ponkratov, Igor Lyublinsky, Yuriy Gordienko, Alexey Vertkov, Yevgeniy Tulubayev, Kuanysh Samarkhanov, Vadim Bochkov, Yernat Kozhakhmetov, Nurkhat Orazgaliyev. Study of liquid tin-lithium alloy interaction with structural materials of fusion reactor at high temperatures // Nuclear Materials and Energy. – 2022. – Т. 30. – 101152.
27. I.E. Lyublinski, A.V. Vertkov, M.Yu. Zharkov, A.V. Berlov, M.A. Ladyko, S.V. Mirnov, V.B. Lazarev, V.A. Vershkov, G.E. Notkin, A.V. Zakharenkov, I.L. Tazhibayeva, Yu.V. Ponkratov, Yu.N. Gordienko Stationary Operated Lithium In-Vessel Elements of a Tokamak // Physics of Atomic Nuclei. – 2021. – Т. 84, No. 7. – P. 1–7.
28. Tazhibayeva, I., Skakov, M., Baklanov, V., Koyanbayev, E., Miniyazov, A., Kulsartov, T., ... Nesterov, E. (2017). Study of properties of tungsten irradiated in hydrogen atmosphere // Nuclear Fusion. – 2017. – Т. 57, No 12. – 126062.
29. Yu. Ponkratov, E. Batyrbekov, M. Khasenov, K. Samarkhanov, Ye. Chikhray Application of high energy tritium ions and α -particles formed in ${}^6\text{Li}(\text{n},\alpha)\text{T}$ nuclear reaction to excite the luminescence of inert gas mixtures // Fusion Science and Technology. – 2021. – Т. 77, No 4, P. 327 – 332.
30. Blynskiy, P.; Chikhray, Ye; Kulsartov, T.; Gabdullin, M.; Zaurbekova, Zh; Kizane, G.; Kenzhin, Ye; Tolenova, A.; Nesterov, E.; Shaimerdenov, A. Experiments on tritium generation and yield from lithium ceramics during neutron irradiation // International journal of hydrogen energy. – 2021. – Т. 46 (13). – P. 9186–9192.
31. Kulsartov, Timur; Shaimerdenov, Asset; Zaurbekova, Zhanna; Kenzhina, Inesh; Chikhray, Yevgen; Kizane, Gunta; Blynskiy, Petr; Akhanov, Assyl; Ponkratov, Yuriy. Features of the in-situ experiments on studying of tritium release from lithium ceramic Li_2TiO_3 using vacuum extraction method // Fusion engineering and design. – 2021. – Т. 172. – 11270.
32. Kulsartov, T.; Kenzhina, I.; Chikhray, Ye; Zaurbekova, Zh; Kenzhin, Ye; Aitkulov, M.; Gizatullin, Sh; Dyussambayev, D. Determination of the activation energy of tritium diffusion in ceramic breeders by reactor power variation // Fusion engineering and design. – 2021. – Т. 172. – 112783.
33. Kulsartov, T.; Kenzhina, I.; Tolenova, A.; Kenzhin, Ye; Shaimerdenov, A.; Nesterov, Ye; Gizatullin, Sh; Chikhray, Ye; Gluchshenko, A. Modeling of hydrogen isotopes release from lithium ceramics Li_2TiO_3 during in-situ experiments using vacuum extraction method // Fusion engineering and design. – 2021. – Т. 170. – 112705.
34. Kulsartov, T; Zaurbekova, Z; Knitter, R; Kenzhina, I; Chikhray, Y; Shaimerdenov, A; Askerbekov, S; Kizane, G; Yelishenkov, A; Zholdybayev, T. Comparative analysis

- of gas release from biphasic lithium ceramics pebble beds of various pebbles sizes and content under neutron irradiation conditions // Nuclear materials and energy. – 2024. – Т. 38. – 101583.
35. Bethe H., Ashkin J. Experimental Nuclear Physics / Ed. E. Segré. – New York: J. Wiley, 1953.
36. LISE++ Rare Isotope Beam Production [Электронный ресурс]. – 2025. – Режим доступа: <https://lise.nscl.msu.edu/lise.html> (дата обращения: 13.01.2025).
37. WolframAlpha [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <https://www.wolframalpha.com/> (дата обращения: 13.01.2025).
38. MCNP6 User's Manual. – Los Alamos: Los Alamos National Laboratory, 2013. – LA-CP-13-00634.
39. Chadwick M.B., Obložinský P., Herman M., et al. ENDF/B-VII.1: Nuclear Data for Science and Technology: Cross Sections, Covariances, Fission Product Yields and Decay Data // Nuclear Data Sheets. – 2011. – Т. 112. – С. 2887–2996.

**РЕАКТОРЛЫҚ СӘУЛЕЛЕНУ ЖАҒДАЙЫНДА ЛИТИЙ КЕРАМИКАСЫНЫң
БЕТКІ ҚАБАТЫНАН ${}^6\text{Li}(n, \alpha)\text{T}$ ЯДРОЛЫҚ РЕАКЦИЯСЫ НӘТИЖЕСІНДЕ
ТҮЗІЛЕТІН ТРИТИЙ ИОНДАРЫНЫң БӨЛІНУИН БАҒАЛАУ**

**Т. В. Кульсартов^{1,2,3}, Д. С. Сайранбаев¹, М. Т. Айткулов¹, С. Қ. Эскербеков^{1,2},
А. М. Аханов¹, А. Б. Елишенков^{1,2}, Ж. А. Заурбекова^{1,2,3*}, А. А. Шаймерденов¹**

¹ *ҚР Атом энергиясы жөніндегі агенттігінің «Ядролық физика институты» РМК, Алматы, Қазақстан*
² *әл-Фараби атындағы Қазақ ұлттық университеті Эксперименттік және*

теориялық физика институты, Алматы, Қазақстан

³ *ҚР ҰЯО РМК «Атом энергиясы институты» филиалы, Курчатов, Қазақстан*

* Байланыс үшін E-mail: zzha@physics.kz

Литий негізіндегі керамикалардан Li_2TiO_3 реакторлық сәулелену жағдайында бөлінетін тритий иондарының стационарлық ағынының бағалау бойынша аналитикалық нәтижелер ұсынылған. Нейтрон-транспорттық есептеулер MCNP6 бағдарламасында ENDF/B-VII.1 кітапханасын пайдалану арқылы орындалды және керамиканың 650 °C температурасында және жылулық нейтрондардың $5 \cdot 10^{13} \text{ н}/(\text{см}^2 \cdot \text{с})$ ағынында тіркелген in-situ газбөліну нәтижелерімен салыстырылды. Дайындалған есептік модель ешқандай үйлестіру коэффициенттерін пайдаланбайды және иондардың жүріс ұзындығын, керамикадагы өзін-өзі экрандау әсерін ($\delta = 0,32$) және рекомбинация кезіндегі жоғалтуларды ескереді. Керамикалардың әртүрлі изотоптық құрамы мен тығыздығына сәйкес алынған T^+ ағынының мәндері $3,07 \cdot 10^{-13}$ -тен $1,96 \cdot 10^{-12}$ моль/с аралығында болды. Керамикадағы өзін-өзі экрандау есебінен ағынның максималды тәмендеуі 32%-дан аспайды. Есептік және эксперименттік нәтижелер арасындағы НТ компонентасы бойынша алшактық 15%-дан аспайды, бұл тәсілдің дұрыстығын растайды. Алынған нәтижелер термоядролық реакторлардың бланкеттеріндегі тритий балансын бағалауда практикалық мәнге ие және тритийдің белсендірілмей бөлінуін ескере отырып, керамикалық рәп болдардың құрамын және өлшемін онтайландыруға мүмкіндік береді.

Түйін сөздер: литий керамикасы, нейтронды сәулелену, тритий, гелий, MCNP6.

EVALUATION OF THE RELEASE OF TRITIUM IONS FORMED IN THE NUCLEAR
REACTION ${}^6\text{Li}(\text{n}, \alpha)\text{T}$ FROM THE SURFACE LAYER OF LITHIUM CERAMICS
UNDER REACTOR IRRADIATION CONDITIONS

T. V. Kulsartov^{1,2,3}, D. S. Sairanbaev¹, M. T. Aitkulov¹, S. K. Askerbekov^{1,2},
A. M. Akhanov¹, A. B. Elishenkov^{1,2}, Zh. A. Zaurbekova^{1,2,3*}, A. A. Shaimerdenov¹

¹ RSE "Institute of Nuclear Physics" of the Agency of the Republic of Kazakhstan for Atomic Energy, Almaty, Kazakhstan

² Institute of Experimental and Theoretical Physics, Kazakh National University
named after Al-Farabi, Almaty, Kazakhstan

³ Branch "Institute of Atomic Energy" RSE NNC RK, Kurchatov, Kazakhstan

* E-mail for contacts: zzha@physics.kz

The article presents analytical results on the estimation of the steady-state flux of tritium ions released from lithium-based ceramics Li_2TiO_3 under reactor irradiation conditions at the WWR-K reactor. Neutron transport calculations were performed in MCNP6 using the ENDF/B-VII.1 library and compared with in-situ gas release recorded at a ceramic temperature of 650 °C and a thermal neutron flux of $5 \cdot 10^{13} \text{ n}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$. The developed calculation model does not contain fitting coefficients and takes into account the ion mean free path, the self-shielding effect in ceramics ($\delta = 0.32$) and recombination losses. The obtained values of T^+ flux from ceramics of different isotopic composition are $3.07 \cdot 10^{-13}$ to $1.96 \cdot 10^{-12} \text{ mol/s}$. The maximum decrease in the flux due to self-shielding in ceramics does not exceed 32%. The discrepancy between the calculation and the experiment for the HT component does not exceed 15%, which confirms the adequacy of the approach. The results are of practical importance in assessing the tritium balance in fusion reactor blankets and allow optimizing the composition and size of ceramic pebbles taking into account the activation-free gas evolution of tritium.

Keywords: lithium ceramics, neutron irradiation, tritium, helium, MCNP6.