

УДК 621.039.531

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ БАЗА РЕАКТОРА ВВР-К ДЛЯ ИССЛЕДОВАНИЯ ВЫХОДА ТРИТИЯ ИЗ МАТЕРИАЛОВ ПРИ ИХ ОБЛУЧЕНИИ

¹⁾ Шаймерденов А.А., ¹⁾ Гизатулин Ш.Х., ¹⁾ Накипов Д.А., ¹⁾ Кенжин Е.А., ²⁾ Чихрай Е.В.,
²⁾ Заурбекова Ж.А., ^{2,3)} Толенова А.У., ⁴⁾ Нестеров Е.А., ⁵⁾ Кизанэ Г.

¹⁾ РГП «Институт ядерной физики», Алматы, Казахстан

²⁾ КазНУ им. Аль-Фараби, Алматы, Казахстан

³⁾ КазНУ им. К. И. Сатпаева, Алматы, Казахстан

⁴⁾ Томский Политехнический Университет, Томск, Россия

⁵⁾ Латвийский Университет, Рига, Латвия

Реактор ВВР-К – это уникальный многоцелевой легководный исследовательский реактор мощностью 6 МВт. Теплоносителем и замедлителем в активной зоне является обессоленная вода, отражатель – бериллий. После завершения процесса перевода реактора на низкообогащенное топливо в реакторе используется диоксид урана, обогащенный до 19,7% по изотопу уран-235.

С момента запуска реактора ВВР-К на нем проводятся исследования изменения физико-механических свойств различных материалов. Начиная с 2000 года, на реакторе ВВР-К проводились работы по исследованию материалов термоядерного реактора, а именно эксперименты по исследованию высвобождения трития из литиевой керамики. Была разработана установка для внутрореакторных исследований высвобождения трития из различных материалов-кандидатов бридерного бланкета термоядерного реактора в среде инертного газа. Также была разработана методика оценки времени удержания трития в облучаемых материалах.

В 2018 году на реакторе ВВР-К была создана новая установка для исследования материалов термоядерных реакторов, на которой стало возможно проводить эксперименты по облучению образцов в условиях вакуума.

В данной работе представлено описание экспериментальных установок и их общие технические возможности применительно к ожидаемым исследованиям выхода трития из литийсодержащих материалов термоядерного реактора на реакторе ВВР-К.

ВВЕДЕНИЕ

Мировое сообщество активно проводит исследования по термоядерному синтезу, как наиболее перспективному, чистому и неиссякаемому источнику энергии. Подтверждение тому – проект Международного экспериментального термоядерного реактора ИТЭР, главной задачей которого является подтверждение возможности использования термоядерного синтеза и решение физических и технологических проблем при создании термоядерного реактора. Если проект ИТЭР будет успешным, то в дальнейшем планируется создать реактор ДЕМО – проект электростанции, использующей термоядерный синтез для демонстрации коммерческой привлекательности термоядерной энергетики.

Одной из проблем работы термоядерных реакторов являются наличие эффектов взаимодействия рабочих газов с функциональными материалами. Решение этой проблемы будет способствовать разработке фундаментальных основ создания конструкционных материалов с длительным сроком функционирования в условиях интенсивных термических, радиационных, химических, механических и других внешних воздействий.

Основные трудности возникают при прогнозировании эксплуатации известных и новых материалов в атмосфере изотопов водорода и других газов при наличии радиационных полей. Решение этой задачи невозможно без знания механизма процессов миграции

газов в твердых телах в условиях одновременного воздействия нескольких факторов. Процесс проникновения различных газов сквозь материал является многостадийным и включает в себя: взаимодействие с поверхностью (адсорбция), переход через границу раздела газ-твердое тело (абсорбция), растворение и диффузия в объеме твердого тела и выход обратно в газовую фазу (десорбция). При этом отдельно следует рассматривать изменение поверхности твердого тела при хемосорбции газов, их зарядовые состояния на поверхности и в объеме, миграцию в материале. Большой интерес представляет изучение каждой стадии взаимодействия газов с твердым телом, особенно при создании неравновесных термодинамических условий, которые возникают в процессе воздействия ионизирующего излучения.

При существующих технологических возможностях в области термоядерной энергетики получить практически неисчерпаемый источник энергии возможно при реализации термоядерной реакции синтеза трития и дейтерия $T(D,n)^4He$, что и предполагается сделать в реакторах ИТЭР и ДЕМО. Использование трития, помимо вопросов радиологической безопасности термоядерной установки, предполагает решение вопросов его наработки в материалах бланкета термоядерного реактора [1, 2]. Поэтому каждая проектируемая ТЯЭУ содержит в своей конструкции систему генерации трития, т.н. бридерный бланкет. Почти во всех разрабатываемых бридерных бланке-

тах в качестве тритий воспроизводящего материала используются материалы, содержащие литий [3–7].

В Республике Казахстан с 1990 годов проводятся разнообразные исследования в области материаловедения ядерных и термоядерных реакторов [8–17].

Значительная часть таких исследований связана с испытаниями материалов в водородсодержащих средах в условиях реакторного излучения. Основными методами исследования здесь являются методы проницаемости [18], сорбции [19–22], десорбции [23–25].

Все вышеперечисленные исследования проводятся на двух реакторах: ИВГ.1М (Курчатов, Казахстан) и реактор ВВР-К (Алматы, Казахстан). Отличия возможностей реакторов обусловлены их конструкцией.

Представляемый в статье исследовательский реактор ВВР-К имеет ряд преимуществ, связанных с большим количеством облучательных каналов разного диаметра и возможностью проведения длительного облучения исследуемых образцов. Кроме этого, реактор имеет необходимую экспериментальную базу для проведения радиационных испытаний материалов ядерных и термоядерных реакторов, исследования газовыделения (включая внутриреакторные исследования) из материалов и проведение послереакторных исследований. В статье приведено описание экспериментальных установок по исследованию выделения трития из материалов бланкетов термоядерного реактора в условиях реакторного облучения.

ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ БАЗА

ВВР-К – это единственный стационарный исследовательский реактор в Республике Казахстан, на котором возможно проведение длительных ресурсных испытаний в нейтронном и гамма полях. Эксплуатация реактора была начата в 1967 году и использовалось топливо с обогащением 36% по урану-235 [26]. С 2016 года реактор работает на низкообогащенном урановом топливе (<20% по U-235) [27]. Эксплуатация реактора осуществляется циклами. Длительность каждого цикла составляет 21 день. Реактор снабжен дополнительными оборудованием и установками, которые расширяют его экспериментальные возможности: установка по исследованию газовыделения из материалов ядерных и термоядерных реакторов, «горячие» камеры, газо-вакуумная петлевая установка, критический стенд, установка нейтронной радиографии и томографии, пневмо- и гидрочпта и т.д.

На реакторе имеются девять «горячих» камер, из них пять имеют бетонную защиту и предназначены для работы с высокоактивными образцами, а четыре имеют стальную защиту и предназначены для работы с низкоактивными образцами.

Газовакуумная петлевая установка предназначена для создания необходимых условий облучения (температуры и газовой среды) в экспериментальных устройствах при проведении внутриреакторных экспериментов и испытаний.

В центральной части активной зоны (АЗ) реактора ВВР-К расположены три вертикальных облучательных канала, и пять каналов на периферии. Количество периферийных каналов может быть изменено и зависит от программы экспериментальных работ на реакторе.

Для вывода пучков нейтронов и гамма-излучения, реактор снабжен десятью горизонтальными каналами, из них девять радиальных и один касательный канал (рисунок 1). Основные характеристики облучательных каналов приведены в таблице 1.

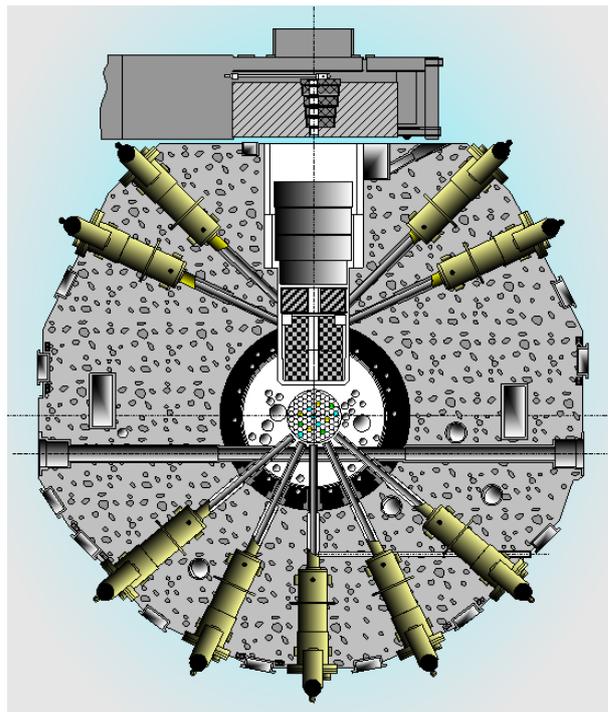


Рисунок 1. Горизонтальный разрез реактора ВВР-К

Таблица 1. Основные характеристики облучательных каналов реактора ВВР-К

Тип канала	Расположение	Диаметр канала, мм	Максимальный поток нейтронов, см ² с ⁻¹	
			E _n >0,625 эВ	E _n >0,1 МэВ
Вертикальный	в центре АЗ	60	~2,0·10 ¹⁴	~7,5·10 ¹³
	на периферии АЗ	60	~8,0·10 ¹³	~1,4·10 ¹³
	в баке реактора	200	~9,0·10 ¹¹	~1,5·10 ¹¹
		100	~3,3·10 ¹¹	~2,0·10 ¹¹
70		~10 ⁹	~6,8·10 ⁸	
Радиальный горизонтальный канал	от бака реактора	60 и 100	~2,0·10 ⁸	~10 ⁸
	от тепловой колонны	100	~2,0·10 ⁷	~10 ⁷
Касательный горизонтальный канал	от бака реактора	200	~2,0·10 ¹¹	~10 ¹¹

После конверсии реактора ВВР-К на низкообогащенное топливо, энергетический спектр нейтронов стал жестче, доля тепловых нейтронов составляет ~55% [28]. На рисунке 2 показан энергетический спектр нейтронов в активной зоне реактора ВВР-К с низкообогащенным урановым топливом.

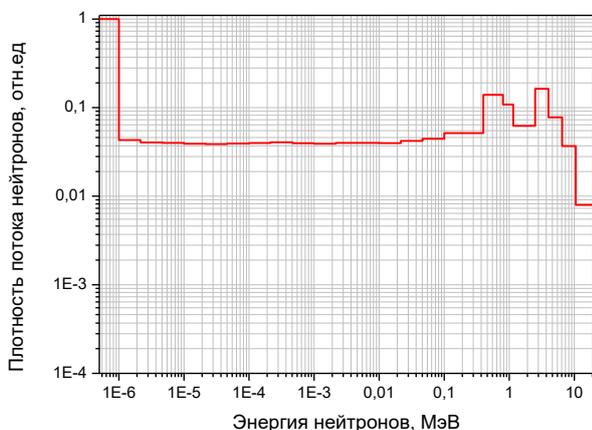
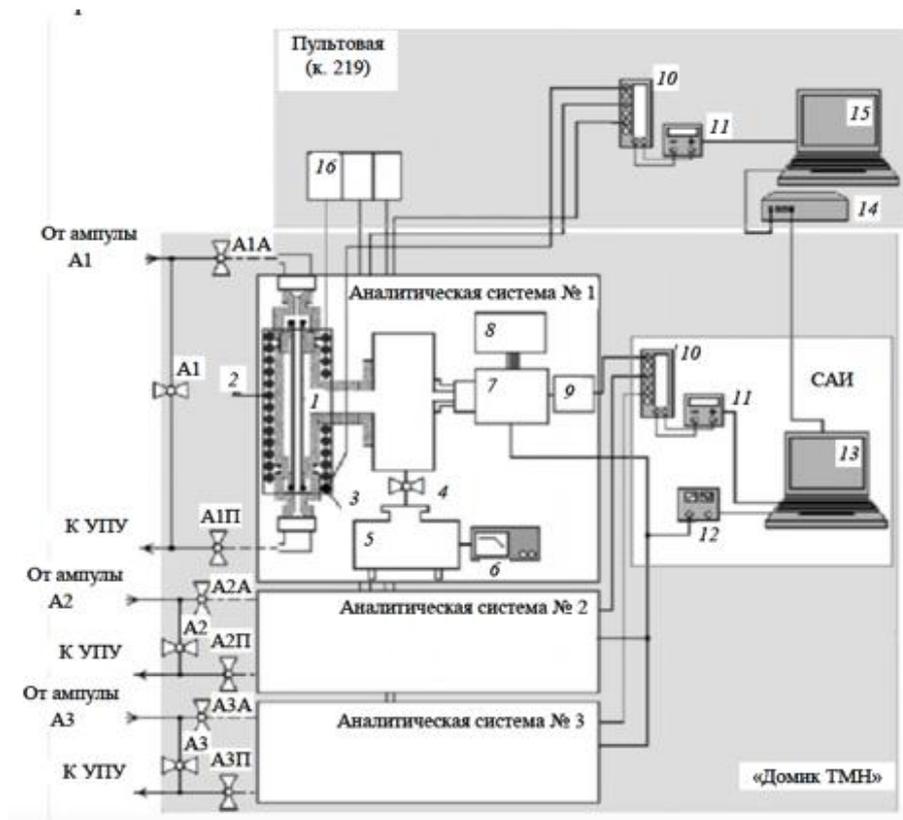


Рисунок 2. Энергетический спектр нейтронов в активной зоне реактора ВВР-К

УСТАНОВКА «САКУРА»

В начале 2000-х годов на реакторе ВВР-К были проведены длительные радиационные испытания литийсодержащей керамики [29–31]. Специально для этого, была разработана и собрана установка «Сакура», интегрированная в газовакуумную петлевую установку. Установка «Сакура» – это система автоматической регистрации трития в газовой смеси на выходе из активных (газо-омываемых) ампул. Она позволяет одновременно регистрировать с помощью трех масс-спектрометров радиочастотного типа, не только тритий, но и такие сопутствующие газы, как НТО, НТ, Н₂О, Т₂О, образовавшиеся в процессе облучения и участвующие в изотопном обмене. Общий вид установки показан на рисунке 3.

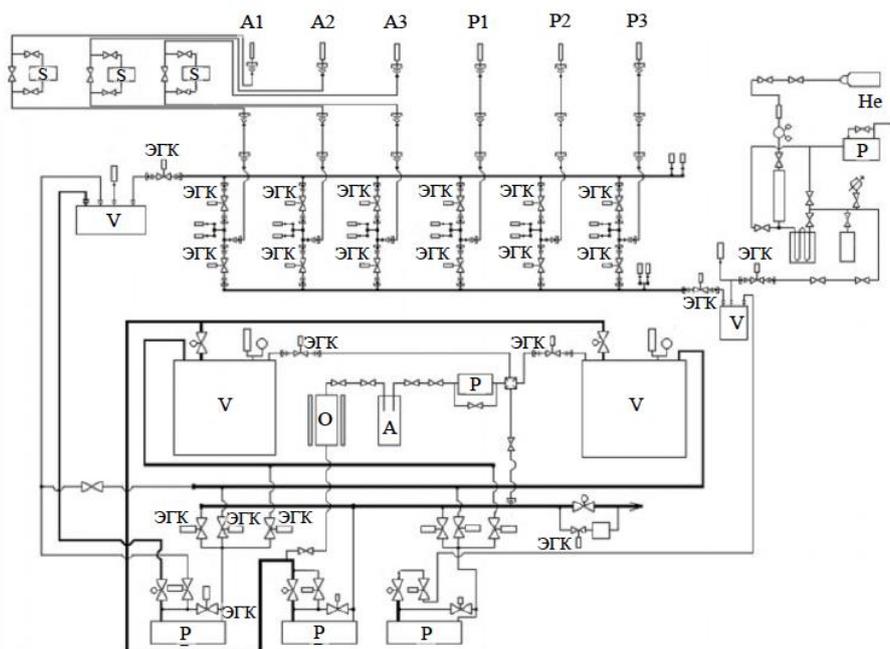
Контроль и регулирование параметров облучения образцов, а также исследование кинетики выделения трития в процессе облучения осуществлялись с использованием систем газовакуумной петлевой установки (ГВПУ). Адаптированная схема ГВПУ показана на рисунке 4.



1 – «водородное окно» (палладий—серебряный фильтр); 2 – нагреватель; 3 – термопара; 4 – вентиль; 5 – вакуумный насос (НОРД-250); 6 – блок питания насоса; 7 – омегатрон РМО-13; 8 – блок питания омегатрона; 9 – электрометрический усилитель; 10 – переключатель; 11 – вольтметр; 12 – программируемый осциллятор; 13 – сервер; 14 – сетевой концентратор; 15 – удаленный терминал; 16 – управление нагревом

Рисунок 3. Общий вид системы измерения выхода трития из литиевой керамики в процессе реакторного облучения

**ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНАЯ БАЗА РЕАКТОРА ВВР-К ДЛЯ ИССЛЕДОВАНИЯ
ВЫХОДА ТРИТИЯ ИЗ МАТЕРИАЛОВ ПРИ ИХ ОБЛУЧЕНИИ**



A1, A2, A3 – активные ампулы; P1, P2, P3 – пассивные ампулы; S – блоки «Сакура»;
O, A – элементы системы сбора трития; V – емкости для подготовки и сбора газов;
P – вакуумные насосы; ЭГК – электромагнитные клапаны

Рисунок 4. Схема ГВПУ

ГВПУ позволяет производить откачку каждой ампулы, наполнение и поддержание до необходимого давления в ампулах и основных узлах технологической системы, сбор радиоактивных газов из ампульных сборок в специальные контейнеры, очистку гелия перед подачей в ампулы путем прохождения через осушитель. Также были специально разработаны система очистки газовой смеси от трития, система технологического контроля содержания трития в сбросных емкостях и информационно-измерительная система.

Для испытаний были подготовлены два вида образцов литийсодержащей керамики (Li_2TiO_3): шарообразные (диаметром ~ 1 мм) и таблетки (диаметром ~ 8 мм и толщиной ~ 1 мм). Общая масса керамики – 16,2 г. Обогащение лития-6 во всех образцах составляло 96%. Все образцы были размещены в шести облучательных ампулах. Температура образцов в процессе облучения варьировалась в пределах (400–900) °С.

Шесть облучательных ампул с образцами литиевой керамики были объединены в две ампульные сборки, из которых три «активные ампулы» снабжены системой непрерывного контроля выхода трития в процессе облучения, а оставшиеся три «пассивные ампулы» – с устройством сбора трития.

После завершения облучения выгорание ${}^6\text{Li}$ было определено по измерениям соотношения изотопов ${}^7\text{Li}/{}^6\text{Li}$. Измерение соотношения изотопов лития в облученной керамике выполнено методом масс-спектрометрии. Выгорание ${}^6\text{Li}$ в шариках составило

(22±1)%, а выгорание ${}^6\text{Li}$ в таблетках составило (20±1)%. Длительность облучения составила 220 эфф. суток.

Внешний вид образцов до и после облучения показан на рисунке 5. Как видно из рисунка, после реакторного облучения шарики стали темными, соответственно в них возросло количество темной составляющей структуры, обладающей меньшей плотностью и микротвердостью.

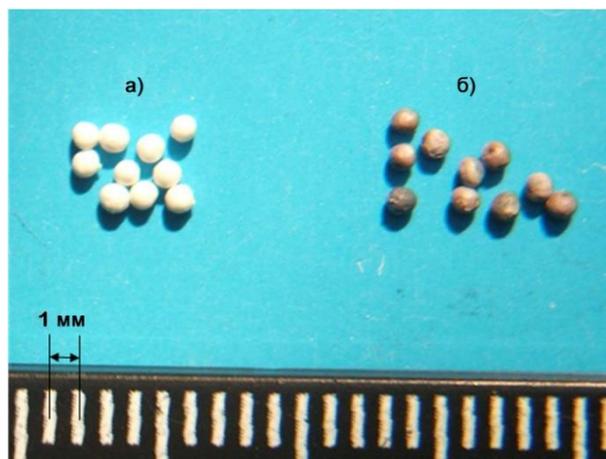


Рисунок 5. Внешний вид шарообразных образцов до (а) и после (б) облучения

На основании анализа элементного состава керамики был сделан вывод, что наблюдаемые в облученной керамике темные вкрапления – это окись лития, тогда как светлая составляющая соответствует окиси

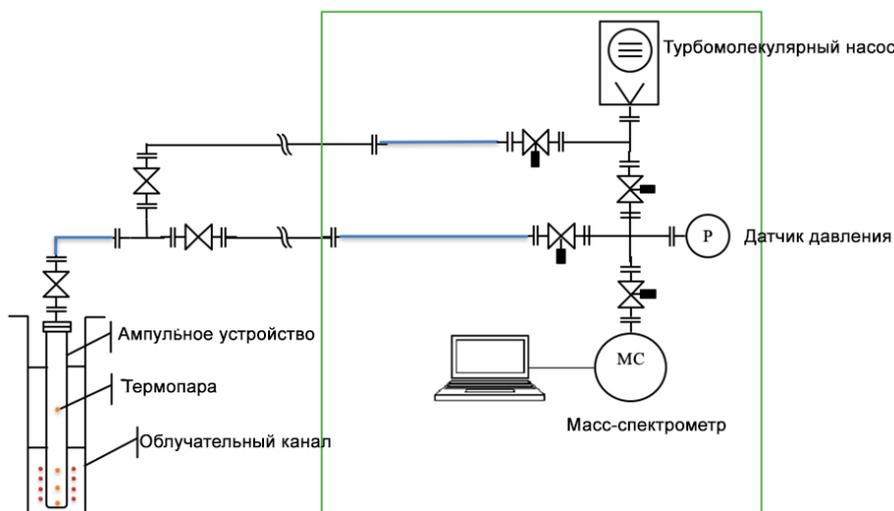


Рисунок 6. Принципиальная схема установки по исследованию газовыделения материалов в реакторе ВВР-К

титана. Было установлено, что в результате облучения литиевая керамика разупрочняется, причем этот эффект больше для низшей температуры облучения.

В настоящее время установка выведена из эксплуатации.

НОВАЯ УСТАНОВКА ПО ИССЛЕДОВАНИЮ ГАЗОВЫДЕЛЕНИЯ ИЗ МАТЕРИАЛОВ ЯДЕРНЫХ И ТЕРМОЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

В 2018 году на реакторе ВВР-К были начаты работы по созданию новой установки, которая позволит исследовать процессы газовыделения из материалов ядерных и термоядерных реакторов. На основании анализа литературных данных была выбрана схема регистрации газовыделения, которая основана на методике определения выделяющегося потока в условиях вакуумной экстракции при проведении непрерывной откачки. Такая методика должна предотвратить возможность спекания и разупрочнения образцов в процессе реакторного эксперимента. Принципиальная схема установки показана на рисунке 6. Регистрация газов будет осуществляться с помощью масс-спектрометра RGA-100 (Stanford Research System). Вакуумная среда создается с помощью откачного высоковакуумного поста производства Agilent Technologies, состоящего из сухого спирального насоса и турбомолекулярного насоса с производительностью 250 л/с. Установка позволит подключаться к экспериментальным устройствам, установленным в любой ячейке активной зоны реактора.

Для достижения высоких температур исследуемых образцов при проведении экспериментов, разрабатывается специальная конструкция, в которой регулирование температуры проводится изменением давления гелия в зазоре между внешней и внутренней капсулами. Разогрев образцов обеспечивается радиационным тепловыделением конструкционных материалов ампульного устройства. Дополнительно

для поддержания требуемой температуры на образцах используются электрические нагреватели с минеральной изоляцией. Необходимо отметить, что средняя температура в активной зоне реактора ВВР-К составляет 50 °С. Максимально достижимая температура исследуемых образцов составляет около 1500 °С. В процессе реакторного эксперимента все необходимые параметры облучения (температура, давление, относительная плотность потока нейтронов и т.д.) регистрируются и архивируются. При неконтролируемом облучении образцов используются пассивные датчики температуры.

Для различных геометрий вакуумного тракта и для различных потоков выделения трития (10^{-11} – 10^{-8} моль/с) были проведены вакуумные расчеты распределения давления в камере установки [32]. Результаты расчетов показали возможность регистрации для уровней наработки трития и гелия в исследуемых образцах выше 10^{-11} моль/с. Проведенные нейтронно-физические и теплофизические расчеты для разных схем охлаждения экспериментальных устройств показали, что минимальная температура облучения для жидкометаллических бриддерных систем будет меньше 450 °С, что хорошо совпадает с задачами исследования поведения этих материалов в бридере термоядерных реакторов.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Экспериментальная база исследовательского реактора ВВР-К позволяет проводить разные экспериментальные и облучательные работы, в том числе исследования, направленные на поддержку развития технологий управляемого термоядерного синтеза. После перевода реактора в 2016 году на низкообогащенное урановое топливо, плотность потока нейтронов в центре активной зоны увеличилась в два раза. Обновлены его основные системы, отвечающие за безопасную эксплуатацию. МАГАТЭ по итогам мис-

сии INSARR (интегрированная оценка безопасности исследовательских реакторов), проведенной в 2016 году, подтвердило соответствие уровня безопасности реактора международным стандартам. Эксплуатация реактора ведется циклами, длительность каждого цикла 21 сутки. В течение одного календарного года общее эффективное время эксплуатации составляет 210 суток, за которое возможно достичь флюенса тепловых нейтронов $\sim 3,6 \cdot 10^{21} \text{ см}^{-2}$.

В 2000-х годах на реакторе ВВР-К проведены длительные радиационные испытания образцов литийсодержащей керамики (Li_2TiO_3) с использованием газовакуумной петлевой установки. В результате были получены образцы керамики с рекордным выгоранием по изотопу ^6Li – (20–22)%. Выполнены измерения выхода количества трития из Li_2TiO_3 в процессе облучения при различных температурах облучения.

С целью улучшения точности измерения газовой выделенности и увеличения функциональности установки, а также ее приведения в соответствие с современными требованиями и трендами, на реакторе ВВР-К ведутся работы по созданию новой установки, которая предназначена для исследования газовой выделенности из материалов ядерных и термоядерных реакторов методом вакуумной экстракции.

Благодарности

Авторы выражают огромную благодарность экспериментальной группе и персоналу реактора ВВР-К за профессиональное выполнение своих обязанностей во время радиационных испытаний литийсодержащей керамики и Министерству образования и науки РК за финансовую поддержку работ по созданию новой экспериментальной установки по исследованию газовой выделенности из материалов ядерных и термоядерных реакторов (Программа № BR05236400).

ЛИТЕРАТУРА

1. Konishi, S. Functional materials for breeding blankets-status and developments / S. Konishi, M. Enoeda, M. Nakamichi, T. Hoshino, A. Ying, S. Sharafat, S. Smolentsev // Nuclear Fusion. – 2017. – Vol. 57, № 9.
2. Zmitko, M. Development and qualification of functional materials for the EU test blanket modules: strategy and R&D / M. Zmitko, Y. Poitevin and L. Boccaccini // Journal of Nuclear Materials. – 2011. – Vol. 417. – P. 678–83.
3. Tobita, K. Research and development status on fusion DEMO reactor design under the broader approach / K. Tobita, G. Federici and K. Okano // Fusion Engineering and Design. – 2014. – Vol. 89. – P. 1870–1874.
4. Kawamura, Y. Progress of R&D on water cooled ceramic breeder for ITER test blanket system and DEMO // Fusion Engineering and Design. – 2016. – Vol. 109-111. – P. 1637–1643.
5. Wang, S. Updated conceptual design of helium cooling ceramic blanket for HCCB-DEMO / S. Wang, Q. Cao, X. Wu, X. Wang, G. Zhang and K. Feng // Fusion Engineering and Design. – 2016. – Vol. 112. – P. 148–155.
6. Boccaccini, L.V. et al. Objectives and status of EUROfusion DEMO blanket studies // Fusion Engineering and Design. – 2016. – Vol. 109-111. – P. 1199–1206.
7. Federici, G. Overview of the design approach and prioritization of R&D activities towards an EU DEMO / G. Federici, C. Bachmann, W. Biel and L. Boccaccini // Fusion Engineering and Design. – 2016. – Vol. 109–111. – P. 1464–1474.
8. Tazhibayeva, I. Material science activities for fusion reactors in Kazakhstan / I. Tazhibayeva, E. Kenzhin, V. Shestakov, Y. Chikhray, T. Kulsartov, E. Azizov, O. Filatov, V. Chernov // Journal of Nuclear Materials. – 2009. – Vol. 386-88. – P. 15–18.
9. Tazhibayeva, I. Tritium accumulation and release from Li_2TiO_3 during long-term irradiation in the WWR-K reactor / I. Tazhibayeva, I. Beckman, V. Shestakov, T. Kulsartov, E. Chikhray, E. Kenzhin, A. Kiykabaeva, H. Kawamura, K. Tsuchiya // Journal of Nuclear Materials. – 2011. – Vol. 417, № 1–3. – P. 748–752.
10. Sadvakassova, A. O. Research of reactor radiation influence upon processes of hydrogen isotopes interaction with materials of the fusion facility / A. O. Sadvakassova, I. L. Tazhibayeva, E. A. Kenzhin, Z. A. Zaurbekova, T. V. Kulsartov, Y. N. Gordiyenko, Y. V. Chikhray // Fusion Science and Technology. – 2011. – Vol. 60, № 1T. – P. 9–15.
11. Kulsartov, T. V. Tritium migration in the materials proposed for fusion reactors: Li_2TiO_3 and beryllium / T. V. Kulsartov, Y. N. Gordiyenko, I. L. Tazhibayeva, E. A. Kenzhin, N. I. Barsukov, A. O. Sadvakassova, A. V. Kulsartova, Z. A. Zaurbekova // Journal of Nuclear Materials. – 2013. – Vol. 442, № 1–3. – P. S740–S745.
12. Kozlovskiy, A. et al. Investigation of the influence of irradiation with Fe+ 7 ions on structural properties of AlN ceramics // Materials Research Express. – 2018. – Vol. 5. – №. 6. – P. 065502.
13. Chikhray, Y et al., Hydrogen isotopic effect during the graphite high-temperature corrosion in water vapours, International Journal of Hydrogen Energy, <https://doi.org/10.1016/j.ijhydene.2019.03.013>.
14. Zaurbekova, Z. Investigation of hydrogen isotopes interaction processes with lithium under neutron irradiation / Z. Zaurbekova, M. Skakov, Y. Ponkratov, T. Kulsartov, Y. Gordienko, I. Tazhibayeva, V. Baklanov, N. Barsukov, Y. Chikhray // Fusion Engineering and Design. – 2016. – Vol. 109. – P. 26-29.
15. Tazhibayeva, I. Study of properties of tungsten irradiated in hydrogen atmosphere / I. Tazhibayeva, M. Skakov, V. Baklanov, E. Koyanbayev, A. Miniyazov, T. Kulsartov, Y. Ponkratov, Y. Gordienko, Z. Zaurbekova, I. Kukushkin, E. Nesterov // Nuclear Fusion. – 2017. – Vol. 57, № 12. – P. 6.
16. Tazhibayeva, I. Results of neutron irradiation of liquid lithium saturated with deuterium / I. Tazhibayeva, Y. Ponkratov, T. Kulsartov, Y. Gordienko, M. Skakov, Z. Zaurbekova, I. Lyublinski, A. Vertkov, G. Mazzitelli // Fusion Engineering and Design. – 2017. – Vol. 117. – P. 194–198.
17. Lyublinski, I. E. Status of design and experimental activity on module of lithium divertor for KTM tokamak / I. E. Lyublinski, A. V. Vertkov, M. Y. Zharkov, V. V. Semenov, S. V. Mirnov, V. B. Lazarev, I. L. Tazhibayeva, G. V. Shapovalov,

- T. V. Kulsartov, A. V. D'Yachenko, G. Mazzitelli, P. Agostini // *Fusion Engineering and Design*. – 2013. – Vol. 88. – № 9–10. – P. 1862–1865.
18. Kulsartov, T. V. Hydrogen permeation through vanadium alloy V-4Cr-4Ti 'in situ' of reactor irradiation / T. V. Kulsartov, V. P. Shestakov, I. L. Tazhibayeva, E. A. Kenzhin // *Journal of Nuclear Materials*. – 2000. – Vol. 283. – P. 872–875.
 19. Tazhibayeva, I. Reactor studies of hydrogen isotopes interaction with lithium CPS using dynamic sorption technique / I. Tazhibayeva, Yu. Ponkratov, T. Kulsartov, Yu. Gordienko, Zh. Zaurbekova, V. Gnyrya, Ye. Chikhray, S. Askerbekov, A. Vertkov, I. Lyublinski, G. Mazzitelli // *Fusion Engineering and Design*. – 2019. – <https://doi.org/10.1016/j.fusengdes.2018.12.077>.
 20. Tazhibayeva, I. Temperature dependence of the rate constant of hydrogen isotope interactions with a lithium capillary-porous system under reactor irradiation / I. Tazhibayeva, T. Kulsartov, Y. Gordienko, A. Mukanova, Y. Ponkratov, N. Barsukov, E. Tulubaev, E. Platacis, E. Kenzhin // *Fusion Engineering and Design*. – 2013. – Vol. 88, № 9–10. – P. 1731–1734.
 21. Kulsartov, T. et al. Simulation of hydrogen isotopes absorption by metals under uncompensated pressure conditions // *International Journal of Hydrogen Energy*. – <https://doi.org/10.1016/j.ijhydene.2019.03.091>.
 22. Kulsartov, T. Simulation of Hydrogen Isotopes Accumulation Processes in Materials in the Presence of Chemical Traps / T. Kulsartov, Z. Zaurbekova, Y. Chikhray, and M. Gabdullin // *Eurasian Chemical-Technological Journal*. – 2019. – Vol. 21. – No. 1. – P. 25–28.
 23. Kulsartov, T. Studies of reactor irradiation effect on hydrogen isotope release from vanadium alloy V4Cr4Ti / T. Kulsartov, V. Shestakov, Y. Chikhray, Y. Kenzhin, A. Kolbayenkov, I. Tazhibayeva // *Journal of Nuclear Materials*. – 2007. – Vol. 367. – P. 844–847.
 24. Kulsartov, T. A. Study of tritium and helium release from irradiated lithium ceramics Li₂TiO₃ / T. Kulsartov, I. Tazhibayeva, Y. Gordienko, E. Chikhray, K. Tsuchiya, H. Kawamura, A. Kulsartova // *Fusion Science and Technology*. – 2011. – Vol. 60, № 3. – P. 1139–1142.
 25. Tazhibayeva, I. Interaction of tritium and helium with lead-lithium eutectic under reactor irradiation / I. Tazhibayeva, T. Kulsartov, N. Barsukov, Y. Gordienko, Y. Ponkratov, Z. Zaurbekova, E. Tulubayev, V. Gnyrya, V. Baklanov, E. Kenzhin // *Fusion Engineering and Design*. – 2014. – Vol. 89, № 7-8. – P. 1486–1490.
 26. Restarting of the WWR-K reactor operation. Article collection, Almaty, Almaty branch of IAE NNC RK, 1998, 248 p.
 27. Shaimerdenov, A.A. The 50th Anniversary of the WWR-K Research Reactor / A. A. Shaimerdenov, D. A. Nakipov, F. M. Arinkin, Sh. Kh. Gizatulin, P. V. Chakrov, and Ye. A. Kenzhin // *Physics of Atomic Nuclei*. – 2018. – Vol. 81. – P. 1408–1411. – <https://doi.org/10.1134/S1063778818100162>.
 28. Koltochnik, S.N. Comparison of neutron spectrum in the WWR-K reactor with LEU fuel against HEU one / S.N. Koltochnik, D.S. Sairanbayev, L.V. Chekushina, Sh.Kh. Gizatulin, A.A. Shaimerdenov // *NNC RK Bulletin*. – 2018. – Vol. 4. – P. 14–16.
 29. Shestakov, V. In-pile assemblies for investigation of tritium release from Li₂TiO₃ lithium ceramic / V. Shestakov, I. Tazhibayeva, H. Kawamura, Y. Kenzhin, T. Kulsartov, Y. Chikhray, A. Kolbaenkov, F. Arinkin, S. Gizatulin, P. Chakrov // *Fusion Science and Technology*. – 2005. – Vol. 47, № 4. – P. 1084–1088.
 30. Chikhray, Y. Measurement system for in-pile tritium monitoring from Li₂TiO₃ ceramics at WWRK reactor / Y. Chikhray, V. Shestakov, T. Kulsartov, I. Tazhibayeva, H. Kawamura, A. Kuykabaeva // *Journal of Nuclear Materials*. – 2007. – Vol. 367. – P. 1028–1032.
 31. Chikhray, Y. Study of Li₂TiO₃+5 mol% TiO₂ lithium ceramics after long-term neutron irradiation / Y. Chikhray, V. Shestakov, O. Maksimkin, L. Turubarova, I. Osipov, T. Kulsartov, A. Kuykabayeva, I. Tazhibayeva, H. Kawamura, K. Tsuchiya // *Journal of Nuclear Materials*. – 2009. – Vol. 386–88. – P. 286–289.
 32. Kenzhina, I. Calculation of the vacuum diagram of the experiment on the degasation of fusion materials in conditions of neutron irradiation at WWR-K reactor / I. Kenzhina, T. Kulsartov, Y. Chikhray, V. Shestakov, S. Askerbekov, Z. Zaurbekova, A. Shaimerdenov, S. Gizatulin, Y. Kenzhin // *NNC RK Bulletin*. – 2018. – Vol. 4(76). – P. 123–128.
-

**СӘУЛЕЛЕНУ КЕЗІНДЕ МАТЕРИАЛДАРДАН ТРИТИЙДІҢ ШЫҒУЫН ЗЕРТТЕУГЕ
АРНАЛҒАН ВВР-К РЕАКТОРЫНЫҢ ЭКСПЕРИМЕНТТІК БАЗАСЫ**

¹⁾ А.А. Шаймерденов, ¹⁾ Ш.Х. Гизатулин, ¹⁾ Д.А. Накипов, ¹⁾ Е.А. Кенжин, ²⁾ Е.В. Чихрай,
²⁾ Ж.А. Заурбекова, ^{2,3)} А.У. Толенова, ⁴⁾ Е.А. Нестеров, ⁵⁾ Г. Кизанэ

¹⁾ «Ядролық физика институты» РМК, Алматы, Қазақстан

²⁾ Әл-Фараби ҚазҰУ, Алматы, Қазақстан

³⁾ Қ.И. Сәтпаев КАЗҒЗТУ, Алматы, Қазақстан

⁴⁾ Томск политехникалық университеті, Томск, Ресей

⁵⁾ Латвия университеті, Рига, Латвия

ВВР-К реакторы-бұл 6 МВт қуаттылығымен бірегей көп мақсатты жеңіл сулы зерттеу реакторы. Белсенді аймақтағы жылу тасымалдаушы және баяулатушы тұзсыздандырылған су, шағылдырғыш – бериллий болып табылады. Уран-235 изотопы бойынша 19,7% - ға дейін байытылған уран диоксиді отын ретінде қызмет етеді. ВВР-К реакторы іске қосылған сәттен бастап онда зерттеу реакторларының әртүрлі материалдарына зерттеулер жүргізіледі. 2000 жылдан бастап ВВР-К реакторында термоядролық реактордың материалдарын зерттеу бойынша жұмыстар, атап айтқанда, литий керамикасынан тритийдің босап шығуын зерттеу бойынша эксперименттер жүргізілді. Инертті газ ортасында термоядролық реактордың бридерлік бланкетінің әр түрлі кандидат-материалдарынан тритийді босатуға арналған реакторішілік зерттеулерге қондырғы әзірленді. Сондай-ақ сәулеленетін материалдарда тритийді ұстау уақытын бағалау әдістемесі әзірленді. 2018 жылы ВВР-К реакторында термоядролық реакторлардың материалдарын зерттеуге арналған қондырғы құрылды, оның көмегімен вакуумдағы сәуле шығару үлгілері бойынша тәжірибе жүргізу мүмкін болды. Бұл жұмыста ВВР-К реакторының және эксперименттік қондырғылардың сипаттамасы көрсетілген. Сондай-ақ, ВВР-К реакторындағы термоядролық реактор материалдарынан тритий шығуына байланысты зерттеулерге қатысты күтілетін жалпы техникалық мүмкіндіктері ұсынылған.

**EXPERIMENTAL BASE OF THE WWR-K REACTOR FOR IN-SITU INVESTIGATION
OF TRITIUM RELEASE FROM MATERIALS**

¹⁾ A.A. Shaimerdenov, ¹⁾ Sh.H. Gizatulin, ¹⁾ D.A. Nakipov, ¹⁾ Ye.A. Kenzhin, ²⁾ Ye.V. Chikhrai,
²⁾ Zh.A. Zaurbekova, ^{2,3)} A.U. Tolonova, ⁴⁾ E.A. Nesterov, ⁵⁾ G. Kizane

¹⁾ RSE “Institute of Nuclear Physics”, Almaty, Kazakhstan

²⁾ Al-Farabi Kazakh National University, Almaty, Kazakhstan

³⁾ Satbayev University, Almaty, Kazakhstan

⁴⁾ Tomsk Polytechnic University, Tomsk, Russia

⁵⁾ University of Latvia, Riga, Latvia

The WWR-K reactor is a unique 6 MW multi-purpose light-water research reactor. Desalinated water is the coolant and moderator, and beryllium is the reflector. Uranium dioxide enriched up to 19.7% on the uranium-235 isotope serves as fuel.

Since the launch of the WWR-K reactor, studies of various materials of research reactors have been carried out on it. Beginning in 2000, work was carried out at the WWR-K reactor to study the materials of fusion reactor, namely, experiments to study the release of tritium from lithium ceramics. A facility was developed for in-pile reactor studies of tritium release from various candidate materials for a breeder blanket of a fusion reactor in an inert gas environment. A methodology was also developed for estimating the retention time of tritium in irradiated materials.

In 2018, an installation for studying the materials of fusion reactors was created at the WWR-K reactor, at which it became possible to conduct experiments on irradiating samples in a vacuum.

In this work, a description of the WWR-K reactor, experimental facilities, and their general technical capabilities as applied to the expected studies of tritium yield from the fusion reactor materials at the WWR-K reactor is presented.