

УДК 621.039.54

РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ ИССЛЕДОВАНИЯ СВОЙСТВ ОБЛУЧЕННОГО ТОПЛИВА ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНОГО ГАЗООХЛАЖДАЕМОГО РЕАКТОРА

¹⁾ Гизатулин Ш.Х., ¹⁾ Дюсамбаев Д.С., ¹⁾ Шаймерденов А.А.,¹⁾ Сильнягин П.П., ¹⁾ Буртебаев Н.Т., ²⁾ Уета Ш.¹⁾ *Институт ядерной физики, Алматы, Казахстан*²⁾ *Japan Atomic Energy Agency, Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki, Japan*

РГП «Институт ядерной физики» Министерства энергетики Республики Казахстан совместно с агентством по атомной энергии Японии на протяжении ряда лет проводят исследования, направленные на развитие технологии высокотемпературного газоохлаждаемого реактора (ВТГР). Настоящая работа посвящена разработке технологии исследования свойств облученного топлива реактора ВТГР. Объектом исследования являются топливные элементы реактора ВТГР. Топливные элементы содержат микротвэлы, представляющие собой сферическое трехструктурное изотропное топливо с внешним диаметром 0,92 мм. Микротвэлы имеют тройную оболочку из пироуглерода и карбида кремния. Микротвэлы спрессованы с графитовой матрицей в компакт.

В задачи исследований входят:

- внешний осмотр и анализ размеров топливного компакта;
- отделение микротвэлов от графитовой матрицы;
- определение доли поврежденных микротвэлов;
- определение выгорания урана.

Подобные исследования в институте проводятся впервые. Для реализации вышеописанных задач потребовалось разработать технологию обращения с облученным ядерным топливом. Полученные результаты будут применены для квалификации топлива ВТГР с целью дальнейшего увеличения глубины выгорания урана в нем.

Ключевые слова: ВТГР, ВВР-К, топливо, микротвэл, выгорание.

ВВЕДЕНИЕ

Согласно прогнозу развития энергетики мира до 2040 года ежегодно происходит рост энергопотребления на уровне 1,3 % [1, 2]. Основные виды энергоисточников это: нефтяное топливо, газовое топливо, уголь, атомная энергетика и альтернативные виды такие, как солнечная и ветряная энергетика. Альтернативная энергетика в Казахстане только начинает развиваться, и ее доля в общем энергобалансе страны незначительна. Наибольшее распространение в Казахстане имеют электрические станции, работающие на угле, но при работе такой станции выделяется много углекислого газа, что отрицательно влияет на окружающую среду. В Казахстане до 1998 года эксплуатировалась атомная энергетическая станция (АЭС), но в настоящее время она находится в режиме снятия с эксплуатации. Атомная энергетика является более экологически чистой и может внести существенный вклад в общую картину энергобаланса в стране. Сейчас проводится технико-экономическое обоснование по выбору площадки, а также типа и мощности реактора. Одним из претендентов является ВТГР, который способен вырабатывать не только электроэнергию, но и высокоэнтальпийное тепло для промышленности Казахстана, а также водород для энергетики будущего.

Высокотемпературный реактор типа ВТГР рассматривается как один из наиболее перспективных кандидатов на роль ядерной энергетической системы четвертого поколения (GEN-IV) и многие страны ведут разработки по его созданию. В основном все ис-

следования направлены на решение двух задач – это безопасность и экономичность реактора.

Начиная с 2010 года в РГП «Институт ядерной физики» совместно с агентством по атомной энергии Японии ведутся работы по исследованию трехструктурного изотропного топлива [3]. Исследуемое топливо является эталонным топливом для коммерческого ВТГР, названного HTR50S [4]. Исследования направлены на увеличение уровня выгорания урана в топливе при сохранении целостности оболочек микротвэлов. Это приведет к повышению экономической эффективности реактора.

На сегодняшний день получены образцы топлива с расчетным значением выгорания урана в топливе на уровне 90 ГВт·сут/т [5]. Разработана и адаптирована технология по отделению микротвэлов от графитовой матрицы для проведения дальнейших послереакторных исследований. Ведутся работы по отработке разработанной технологии с применением необлученного топлива.

РАЗРАБОТКА ТЕХНОЛОГИИ ИССЛЕДОВАНИЯ СВОЙСТВ ОБЛУЧЕННОГО ТОПЛИВА ВЫСОКО- ТЕМПЕРАТУРНОГО ГАЗООХЛАЖДАЕМОГО РЕАКТОРА

В 2015 году были успешно завершены ресурсные испытания топлива ВТГР на исследовательском реакторе ВВР-К. Во время ресурсных испытаний на реакторе ВВР-К были воссозданы режимы работы ВТГР, т.е. гелиевая среда и высокая температура (>1000°C) [6]. Достигнуто выгорание урана в топливе

на уровне 90 ГВт·д/т. Выгорание топлива определялось расчетным путем с применением компьютерного кода MCU-REA. В 2017 году начаты работы по исследованию свойств этого топлива. Работы проводятся при финансовой поддержке международного научно-технического центра (МНТЦ).

В связи с тем, что облученное топливо имеет большую радиоактивность, все работы с ним должны проводиться дистанционно, т.е. в «горячих» камерах. Для этого была адаптирована одна «горячая» камера реактора ВВР-К (рисунок 1), в которой была улучшена биологическая защита, установлены дополнительные датчики контроля радиационной обстановки и дополнительные фильтры для поглощения газообразных продуктов деления.



Рисунок 1. «Горячая» камера реактора ВВР-К

Предварительно, перед началом работ, проведена оценка достаточности радиационной защиты в используемой «горячей» камере. Для этого проведены инженерные расчеты защиты и реальные измерения ослабления гамма-излучения с использованием источника ионизирующего излучения. В результате оказалось, что имеющейся защиты недостаточно для работы с образцами топлива ВТГР, поэтому была усилена защита «горячей» камеры изнутри. Дополнительная защита собрана из стандартных свинцовых кирпичей с толщиной 3 см.

Для непрерывного контроля радиационной обстановки при работе с облученными топливными компактами внутри «горячей» камеры и в рабочем пространстве оператора были установлены блоки детек-

тирования ДБГ-С11д с пультом измерителем УИМ-Д (рисунок 2). Блок детектирования регистрирует гамма-кванты с энергией $0,05 \div 3,0$ МэВ и имеет диапазон измерения гамма-излучения $0,1 \text{ мкЗв/ч} \div 10 \text{ Зв/ч}$.

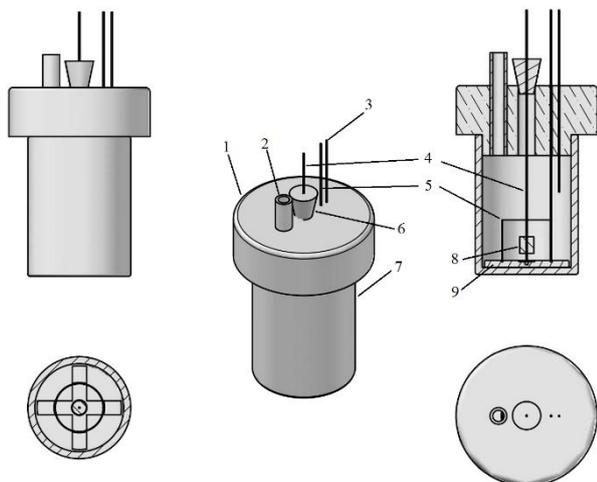


Рисунок 2. Расположение блоков детектирования

«Горячая» камера подключена к специальной системе вытяжной вентиляции. Система оснащена фильтрами, которые удаляют радиоактивные аэрозоли и йод из воздуха, выпускаемого в окружающую среду. В химической коробке система вентиляции оборудована также дополнительным фильтрующим устройством с фильтрами двух типов: (а) против аэрозолей и (б) сорбента. Устройство удаляет радиоактивные и токсичные вещества различного типа из воздуха, поступающего из коробки в систему вентиляции. Аэрозольный фильтр используется для очистки воздуха от дымовых, радиоактивных и токсичных веществ, аэрозолей и высокодисперсной пыли. Фильтр изготовлен из специального гофрокартона. Сорбент представляет собой активированный уголь, покрытый химическим абсорбером (щелочь) и катализатором (соли железа, меди, марганца и хрома). Абсорбция паров и газов в сорбенте осуществляется за счет адсорбции, хемосорбции и катализа.

Параллельно с вышеперечисленными работами проводилась разработка специального устройства, которое предназначено для отделения микротвэлов от графитового компакта. В основу этого устройства была взята модель, которая использовалась на реакторе НТТР в Японии во время исследования топлива этого реактора. Это устройство было доработано и адаптировано для «горячей» камеры реактора ВВР-К. Схема устройства показана на рисунке 3.

Устройство предназначено для отделения микротвэлов от графитового компакта и выщелачивания урана из микротвэлов с поврежденными оболочками. Для разделения будет использоваться метод электролитической диссоциации, а выщелачивание будет проводиться азотной кислотой.



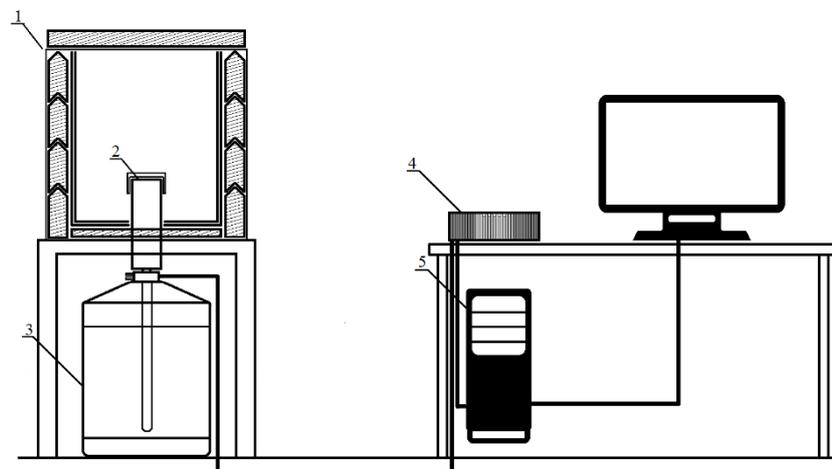
1 – крышка, 2 – выход на «холодильник», 3 – термопара, 4 – анод, 5 – катод, 6 – пробка, 7 – стеклянный сосуд, 8 – топливный компакт, 9 – подставка

Рисунок 3. Схема устройства для электрической диссоциации и кислотного выщелачивания

Важными аспектами являются подбор параметров эксперимента, таких, как концентрация и температура азотной кислоты, ток, подаваемый на анод и катод, длительность диссоциации.

В результате было разработано специальное устройство для электролитической диссоциации и кислотного выщелачивания. Конструктивно данная установка удобна для работы в «горячей» камере с помощью манипуляторов. Устройство оснащено кислотно-стойкой термопарой для измерения и регулирования температуры кислоты.

С целью отработки разработанного устройства и методик эксперимента были проведены пробные эксперименты с образцами из реакторного графита и необлученными топливными образцами. По результатам серии экспериментов были окончательно подобраны необходимые параметры.



1 - свинцовый домик, 2 - германиевый полупроводниковый детектор, 3 - сосуд Дьюара с жидким азотом, 4 - многоканальный анализатор, 5 - компьютер

Рисунок 4. Схема гамма-спектрометра

МЕТОДЫ ИССЛЕДОВАНИЙ

Для решения вышеописанных задач будут применены два метода: гамма спектрометрический и радиографический анализ.

С помощью гамма спектрометрического анализа будут определены выгорание урана в топливе и доля поврежденных микротрещин. Для этого будет применен широкодиапазонный гамма спектрометр компании Canberra. Схема гамма-спектрометра показана на рисунке 4. Выгорание урана в топливе будет определяться по наличию реперных продуктов деления (^{134}Cs , ^{137}Cs) и сравнению с их значениями, рассчитанными ранее с применением компьютерного кода MCU-REA, что позволит уточнить ранее определенную степень выгорания топлива.

Доля поврежденных микротрещин Φ будет определяться следующим образом:

$$\Phi = \frac{A_i}{P_i \cdot X'}$$

где A_i – общее количество продуктов деления в выщелоченном растворе (Бк), P_i – общее количество продуктов деления в топливных частицах (Бк), X – число топливных частиц, содержащихся в топливном компакте.

Как известно, радиографический анализ – это совокупность методов исследования объектов, предназначенная для определения в них пространственного распределения и локальной концентрации элементов без разрушения исследуемых образцов в результате воздействия ионизирующих излучений на специальные детекторы. В нашем случае будет применен рентгенографический анализ, с помощью которого будут проанализированы все микротрещины после кислотного выщелачивания. Полученные снимки подтвердят наличие повреждений оболочек микротрещин, если этот факт будет иметь место. Технические характеристики рентгеновского аппарата (рисунок 5) приведены в таблице.



Рисунок 5. Устройство для рентгеновской радиографии

Таблица. Технические характеристики рентгеновского аппарата РПД-250С

Анодное напряжение на рентгеновской трубке	100–250 кВ
Ток анода рентгеновской трубки	1–5 мА
Время экспозиции	1–998 сек
Рабочий пучок	прямой, конический с углом при вершине 40°×60°

РЕЗУЛЬТАТЫ

Разработанная технология позволит провести исследования свойств облученного топлива ВТГР. Послереакторные исследования будут проведены в «горячих» камерах исследовательского реактора ВВР-К.

Пробные эксперименты с необлученным топливом ВТГР показали, что разработанное устройство и методика проведения экспериментов полностью подходит для решения заявленных задач.

Полученные в результате исследований данные будут применены для улучшения конструкции топлива с целью увеличения степени выгорания.

ЛИТЕРАТУРА

1. Прогноз развития энергетики мира и России до 2040 года // ФГБУН «Институт энергетических исследований Российской академии наук», Аналитический центр при Правительстве Российской Федерации. – 2013.
2. Рюль К. ВР: Прогноз развития мировой энергетики до 2030 года / К. Рюль // Вопросы экономики. – Т.5. – 2013.
3. Ueta S. Irradiation Performance of HTGR Fuel in WWR-K Research Reactor / S. Ueta, A. Shaimerdenov, S. Gizatulin, L. Chekushina, M. Honda, M. Takahashi, K. Kitagawa, P. Chakrov, N. Sakaba // Proc. HTR2014, Weihai, China, October 27-31, 2014, Paper HTR2014-31213. – 2014.
4. Ohashi H. A Small-Sized HTGR System Design for Multiple Heat Applications for Developing Countries / H. Ohashi, H. Sato, M. Goto, X. Yan, J. Sumita, Y. Tazawa, Y. Nomoto, J. Aihara, Y. Inaba, Y. Fukaya, H. Noguchi, Y. Imai, Y. Tachibana // Int. J. Nucl. Ener., Article ID 918567. – 2013.
5. Ueta S. Irradiation test and post irradiation examination of the high burnup HTGR fuel / Shohei Ueta, Jun Aihara, Asset Shaimerdenov, Daulet Dyussambayev, Shamil Gizatulin, Petr Chakrov, Nariaki Sakaba // Proceeding of 8th International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology, November 6-10, 2016 Las Vegas, NV, USA. – pp. 246-252. – 2016.
6. Shaimerdenov A.A. Investigation of irradiated properties of extended burnup TRISO fuel / A.A. Shaimerdenov, Sh.Kh. Gizatulin, Ye.Kenzhin, D.S. Dyussambayev, S. Ueta, T. Shibata // Proceeding of International Conference on High Temperature Reactor Technology, October 8-10, 2018, Warsaw, Poland. – 2018.

ЖОҒАРЫ ТЕМПЕРАТУРАЛЫҚ ГАЗБЕН САЛҚЫНДАТЫЛАТЫН РЕАКТОРДЫҢ СӘУЛЕЛЕНГЕН ОТЫНЫНЫҢ ҚАСИЕТТЕРІН ЗЕРТТЕУ ТЕХНОЛОГИЯСЫН ӘЗІРЛЕУ

¹⁾ Ш.Х. Гизатулин, ¹⁾ Д.С. Дюсамбаев, ¹⁾ А.А. Шаймерденов,
¹⁾ П.П. Сильнягин, ¹⁾ Н.Т. Буртебаев, ²⁾ Ш. Уета

¹⁾ Ядролық физика институты, Алматы, Қазақстан
²⁾ Жапония Атом Энергиясы агенттігі, Оарай ауылы, Хигасиибараки ауданы,
 Ибараки префектурасы, Жапония

Қазақстан Республикасы Энергетика министрлігінің РМК «Ядролық физика институты» Жапонияның атом энергиясы агенттігімен бірлесе отырып бірнеше жыл бойы жоғары температуралық газбен салқындатылатын реактор технологиясын дамытуға бағытталған зерттеулер жүргізуде.

Бұл жұмыс ЖТГР реакторының сәулелендірілген отынының қасиеттерін зерттеу технологиясын дамытуға арналған. Зерттеу нысаны – ЖТГР реакторының отын элементтері. Отын элементтері сыртқы диаметрі 0,92 мм-лік үш құрылымды сфералық изотропты отын болып табылатын микро жылу шығарушы элементтерден тұрады. Микро жылу шығарушы элементтері пирокөміртегі мен кремний карбидінен тұратын үш қабықшаға ие. Олар графит матрицасымен қоса ықшамға тығыздалған.

Зерттеудің мақсаттары:

- отын ықшамын сырттай тексеру және өлшемін талдау;
- микро жылу шығарушы элементтерді графит матрицасынан бөлу;
- зақымдалған микро жылу шығарушы элементтердің үлесін анықтау;
- уранның жануын анықтау.

Мұндай зерттеулер институтта алғаш рет жүргізілуде. Жоғарыда сипатталған мақсаттарды орындау үшін сәулелендірілген ядролық отынды пайдаланудың өңдеу технологиясын әзірлеу қажет болды. Алынған нәтижелер ЖТГР отынын бағалау үшін ондағы уранның жануын одан әрі жоғарылату мақсатында пайдаланылатын болады.

Түйінді сөздер: ЖТГР, ССР-Қ, отын, микро жылу шығарушы элемент, отынның жануы.

DEVELOPMENT OF TECHNOLOGY TO STUDY PROPERTIES OF IRRADIATED FUEL OF HIGH-TEMPERATURE GAS-COOLED REACTOR

¹⁾ Sh.Kh. Gizatulin, ¹⁾ D.S. Dyussambayev, ¹⁾ A.A. Shaimerdenov,
¹⁾ P.P. Silnyagin, ¹⁾ N. Burtevayev, ²⁾ Sh. Ueta

¹⁾ *Institute of Nuclear Physics, Almaty, Kazakhstan*

²⁾ *Japan Atomic Energy Agency, Oarai-machi, Higashiibaraki-gun, Ibaraki, Japan*

RSE “Institute of Nuclear Physics” of the Ministry of Energy of the Republic of Kazakhstan, together with the Atomic Energy Agency of Japan over the years have been conducting research aimed at developing the technology of a high-temperature gas-cooled reactor (HTGR). This paper is devoted to the development of technology to study the properties of the irradiated fuel of the HTGR reactor. The object of research is the fuel elements of the HTGR reactor. Fuel cells contain particles, which is a spherical three-structured isotropic fuel with an outer diameter of 0.92 mm. Particles have a triple coating of pyrocarbon and silicon carbide. Particles pressed with a graphite matrix in a compact.

The objectives of the research include:

- external inspection and analysis of the size of the fuel compact;
- separation of particles from the graphite matrix;
- determination of the proportion of damaged particles;
- determination of uranium burnout.

Such studies are conducted at the institute for the first time. To accomplish the above tasks, it was necessary to develop a technology for handling irradiated nuclear fuel. The results obtained will be used to qualify the HTGR fuel in order to further increase the burnup of uranium in it.

Keywords: HTGR, WWR-K, fuel, particle, burnout.