

**Дюсамбаев Д.С.* , Гизатулин Ш.Х., Шаймерденов А.А.,
Чекушина Л.В., Буртебаев Н.Т.**

РГП «Институт ядерной физики» МЭ РК,
г. Алматы, Казахстан, *e-mail: d.daulet.s@gmail.com

ИССЛЕДОВАНИЯ ТОПЛИВА ВЫСОКОТЕМПЕРАТУРНЫХ ГАЗООХЛАЖДАЕМЫХ РЕАКТОРОВ В МИРЕ

Высокотемпературный газоохлаждаемый реактор обладает повышенной безопасностью, имеют самозащищенность и практически исключена такая тяжелая авария, как расплавление активной зоны, а также относится к энергосистемам четвертого поколения. Во многих странах ведутся научно-исследовательские и проектно-конструкторские разработки топлива, технологий и дизайна ВТГР. В Казахстане планируется строительство атомной энергетической станции и одним из претендентов является станция на базе ВТГР. В РГП «Институт ядерной физики» Министерства Энергетики Республики Казахстан совместно с Агентством атомной энергии Японии ведутся исследования топлива и материалов ВТГР. В данной работе приведен обзор современного состояния исследований топлива высокотемпературного газоохлаждаемого реактора в мире, включая результаты ресурсных испытаний трех структурного изотропного топлива высокотемпературного газоохлаждаемого реактора до выгорания 90 ГВт·д/т при рабочих режимах работы ВТГР в активной зоне исследовательского реактора ВВР-К. Топливо покрыто двумя слоями пироуглерода и слоем из карбида кремния. Во время облучения проводился контроль образующихся газообразных продуктов деления. Одной из главных задач этих исследований является разработка топлива, которое будет обеспечивать максимальную целостность оболочки топлива при его глубоком выгорании.

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

Dyussambayev D.S.* , Gizatulin Sh.Kh., Shaimerdenov A.A.,
Chekushina L.V., Burtebayev N.T.

The Institute of Nuclear Physics under the Ministry of the Energy,
Almaty, Kazakhstan, *e-mail: d.daulet.s@gmail.com

Investigations of the high temperature gas-cooled reactors fuel in the world

The high-temperature gas-cooled reactor has increased safety, self-protection and virtually eliminates such a serious accident as the core meltdown, and also belongs to the fourth-generation power systems. In many countries, research, development and engineering studies of fuel, technology and design of the HTGR are conducted. In Kazakhstan, it is planned to build a nuclear power plant. One of the applicants is a station based on the HTGR. The RSE "Institute of Nuclear Physics" of the Ministry of Energy of the Republic of Kazakhstan, together with the Agency of Atomic Energy of Japan, conducts researches on fuel and materials of the HTGR. This paper provides an overview of the current state of researches of a high-temperature gas-cooled reactor in the world, including the results of resource tests of three structural isotropic fuels of a high-temperature gas-cooled reactor before burning out at 90 GW d / t under operating conditions of HTGR in the core of the WWR-K research reactor. The fuel is coated with two layers of pyrolytic carbon and a layer of silicon carbide. During the irradiation, the gaseous fission products formed were monitored. One of the main tasks of these studies is the development of fuel, which will maintain the maximum integrity of the shell with its deep burnout.

Key words: HTGR, WWR-K, fuel, burnup.

Дюсамбаев Д.С.* , Гизатулин Ш.Х., Шаймерденов А.А.,
Чекушина Л.В., Бүртебаев Н.Т.

РМК «Ядролық физика институты» ҚР ЭМ,
Алматы қ., Қазақстан, *e-mail: d.daulet.s@gmail.com

Әлемдегі жоғары температуралы газбен салқындрылатын реактордың отының зерттеу

Жоғары температуралық газбен салқындрылатын реактор аса жоғары қауіпсіздікке, өзін-өзі қорғау жүйесіне ие және бұл реакторда белсенді аймақтың балқуы секілді ауыр авариялар толық алдын алынған, сондай-ақ ол төртінші буындағы энергия жүйелеріне жатады. Көптеген елдерде ЖТГР-дің дизайнын, технологиясын және отынын дайындау бойынша ғылыми-зерттеу және жобалық-конструкторлық әзірлемелер жүргізілуде. Қазақстанда атом энергетикалық станциясын салу жоспарлануда және оған ЖТГР үміткерлердің бірі болып табылады. Қазақстан Республикасы Энергетика Министрлігі «Ядролық физика институты» РМК-і Жапонияның Атом энергиясы агенттігімен бірлесе отырып ЖТГР отыны мен материалдарын зерттеу жұмыстарын жүргізуде. Осы жұмыста әлемдегі жоғары температуралық газбен салқындрылатын реактор отынына жүргізілген зерттеу жұмыстарының жай-күйіне шолу жасалған, соның ішінде ССР-Қ зерттеу реакторының белсенді аймағында ЖТГР жұмыстық режимі кезіндегі жоғары температуралы газбен салқындрылатын реактордың үш құрылымдық изотроптық отынын 90 ГВт·д/т дейін жануын сынақтан өткізудің нәтижелері де бар. Отын пирокөміртектің екі және кремний карбидтің бір қабыршағымен көмкерілген. Сәулелендіру кезінде түзілген газ тәріздес ыдырау өнімдеріне бақылау жасалды. Бұл зерттеулердің басты міндеттерінің бірі отын терең жанған кезде оның қабықшасының максималды тұтастығын қамтамасыз ететін отын әзірлеу болып табылады.

Түйін сөздер: ЖТГР, ССР-Қ, отын, күйіп кету.

Введение

С ростом мировой экономики увеличивается потребление электроэнергии. Для удовлетворения этого спроса необходимо строить новые станции по производству электроэнергии. Основными требованиями к любой станции являются безопасность и наименьшая эмиссия углекислого газа в окружающую среду. Высокотемпературный газоохлаждаемый реактор (ВТГР - НТТР) является одним из претендентов, который полностью удовлетворяет этим требованиям. Поэтому во многих развитых странах ведутся научно-исследовательские и проектно-конструкторские разработки (НИОКР) топлива, технологий и дизайна ВТГР.

ВТГР позволяют перейти к энергетически чистой водородной энергетике, вырабатывать электроэнергию с КПД до 50% для потребителей малой и средней мощности; применять получаемую высокую температуру напрямую в различных производствах и других промышленных предприятиях, связанных с использованием высоких температур.

ВТГР обладают повышенной безопасностью, имеют самозащищенность (большой отрицательный температурный коэффициент

реактивности) и практически исключена такая тяжелая авария, как расплавление активной зоны.

Использование гелия, как теплоноситель связано с его химической инертностью, он обладает хорошими ядерно-физическими свойствами (слабо поглощает нейтроны и не активизируется под облучением) и теплопроводностью, что обеспечивает отличные условия отвода тепла в первом контуре [1].

В 2000 году был создан международный форум по энергосистемам четвертого поколения (Generation IV International Forum). Целью форума является проведение НИОКР инновационных энергосистем следующего поколения. В настоящее время членами этого форума являются: Аргентина, Австралия, Бразилия, Канада, Китай, Франция, Япония, Корея, Россия, ЮАР, Швейцария, Великобритания и США.

ВТГР являются основой сверхвысокотемпературного газоохлаждаемого реактора (СВТГР) относится к реакторам четвертого поколения. Согласно дорожной карте для энергосистем четвертого поколения одной из основных задач по СВТГР является проведение НИОКР по материалам и топливу, которые позволят достигать выгорания 150-200 ГВт·д/т при температуре 1000 °С [2].

В 2015 году на исследовательском реакторе ВВР-К Республиканского государственного предприятия «Институт ядерной физики» Министерства энергетики (РГП ИЯФ) были завершены испытания трех структурного изотропного топлива ВТГР, в которых достигнуто выгорание урана 90 ГВт·д/т [3-6].

Обзор ВТГР в мире

Дизайн активной зоны ВТГР может быть двух типов: с насыпной или призматической активной зоной. В ВТГР используются шаровые или призматические твэлы на основе микротвэлов. Микротвэлы представляют собой сферу с топливом, которая имеет защитные оболочки.

Первые исследования по ВТГР были начаты в 1950 году. В настоящее время в шести странах построены ВТГР. Основные характеристики этих проектов ВТГР приведены в таблице 1.

Реактор DRAGON в Великобритании был первым демонстрационным высокотемпературным газоохлаждаемым реактором, построенным в 1960-х годах. Основная задача реактора была удовлетворение растущих потребностей научного сообщества в облучательных испытаниях топлива и топливных элементов, а также технологических испытаниях компонентов и материалов. Активная зона реактора DRAGON представляла собой призму с эффективным диаметром 1,08 м и формировалось 37 кластерами твэлов, удерживаемыми между верхним блоком и нижним кольцом и расположенными в шестиугольной решетке. Из-за небольшого размера активной зоны реактора и последующей утечки нейтронов кластер топливных элементов состоял из шести топливных стержней, содержащих высокообогащенное топливо (ВОУ), окружающих центральный стержень, который содержал экспериментальный участок. Топливный стержень состоял из 30 кольцевых графитовых топливных компактов в графитовых рукавах. Стандартный топливный элемент DRAGON имел общую длину 2,54 м, причем оба конца содержали отражающий материал и средний участок 1,60 м для топлива. При такой конструкции топлива можно было облучать экспериментальные типы топлива до 1000 дней и более, при замене ВОУ топлива каждые 200 дней. Гелиевый теплоноситель протекал через кольцевой зазор между графитовой трубкой и топливным корпусом. Кластеры

топливных элементов могли быть индивидуально продуты от делящихся газов, что оказалось очень полезным для отслеживания дефектного топлива. Существовала значительная гибкость в конструкции топливных элементов. В ходе эксплуатации DRAGON было разработано 25 типов топливных элементов [7, 8].

В США были построены два ВТГР в Пич Боттом и Форт Сейнт Врейн. Проект Пич Боттом был начат в 1958 году и произвел первое электричество в 1967 году. Конструкция топливного элемента состояла из графитовых рукавов высотой 3660 мм и диаметром 89 мм, которые содержали кольцевые уплотнения. Компакты топлива изготавливались путем смешивания покрытых частиц с графитовым порошком и связующим веществом с последующим горячим прессованием. Проект «Форт Сейнт Врейн» был начат в 1965 году, и первое электричество было произведено в конце 1976 года. Топливный элемент состоял из гексагонального графитового блока с сечением 356 мм и высотой 790 мм [2, 7].

В Японии на реакторе HTTR используется призматическое топливо, которое имеет конструкцию стержня в блоке с различными конфигурациями топлива и каналами для теплоносителя. Длина графитового блока 580 мм и поперечное сечение 360 мм. Гелиевый теплоноситель проходит вниз в кольцевом промежутке между топливными стержнями по отверстиям, просверленным в графитовом блоке. Каждый топливный стержень содержит 14 цилиндрических компактов топлива [7, 8].

В Китае на реакторе HTR применяются призматические топливные элементы гексагональной формы с высотой 800 мм и сечением 360 мм, изготовленные из графита. В графитовом блоке просверлены отверстия для топлива и теплоносителя. Топливные компакты диаметром 12,5 мм и длиной 50 мм содержат топливные частицы с трехслойным покрытием [7, 8].

Исследования топлива высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов

Покрытое защитной оболочкой топливо ВТГР представляет собой сферу. В призматических твэлах сферическое топливо спрессовывается в графит, образуя топливный компакт. Далее из компактов собираются стержни, которые устанавливаются в ТВС.

Таблица 1 – Параметры построенных ВПР [3-6]

Параметр	Пич-Боттом	Форг-Сент-Брейн	Драгон	AVR	ТНТР-300	HTTR	НТР-10	НТР-PM
Страна	США	США	Великобритания	Германия	Германия	Япония	Китай	Китай
Статус	Снят с эксплуатации (1967-1974)	Снят с эксплуатации (1979-1989)	Снят с эксплуатации (1965-1975)	Снят с эксплуатации (1968-1988)	Снят с эксплуатации (1985-1989)	Эксплуатируется (с 1998)	Эксплуатируется (с 2000)	Строится
Тепловая/электрическая мощность, МВт	115 / 40	842 / 330	20 / -	46 / 15	750/300	30/-	10/-	500/211
Плотность энерговыделения (МВт/м ³)	8,3	6,3	14	2,3	6	2,5	2	3,3
Температура теплоносителя (на входе/на выходе), °С	377/750	400/775	350/750	270/950	270/750	395/950	300/900	250/750
Давление теплоносителя, бар	22,5	48	20	11	40	40	40	70
Топливный элемент	Цилиндрический	Гексагональный	Цилиндрический	Сферический	Сферический	Гексагональный	Сферический	Сферический
Тип топлива	(Th,U)C ₂	(Th,U)C ₂	UO ₂ ; UO ₂ /ThO ₂ ; UO ₂ +10C/ThO ₂ ; (Th,U)O ₂	(Th,U)C ₂ ; (Th,U)O ₂ ; UO ₂ /ThO ₂ ; UC ₂ /ThO ₂ ; UCO/ThO ₂ ; UO ₂	(Th,U)O ₂	UO ₂	UO ₂	UO ₂
Покрытие топлива	BISO	TRISO	TRISO TRISO/BISO; TRISO/TRISO; TRISO	BISO; BISO/TRISO; BISO/TRISO; BISO/TRISO; TRISO; BISO/TRISO	BISO	TRISO	TRISO	TRISO
Обогащение топлива	HEU	HEU	LEU; HEU	HEU; LEU	HEU	LEU	LEU	LEU

Микротвэлы с двумя оболочками из PuC получили название BISO-микротвэлов (Bistructural ISOTropic – двух структурное изотропное), а с трехслойными оболочками из PuC и SiC — TRISO-микротвэлов (TRistructural-ISOTropic – трех структурное изотропное). Для топлива типа BISO температура топлива не должна превышать $1000\text{ }^\circ\text{C}$. При более высоких температурах некоторые продукты деления (например, цезий) мигрируют через слой в графит матрицы и далее в теплоноситель. Чтобы устранить этот недостаток, было разработано топливо типа TRISO с дополнительным слоем из SiC . Температура топлива типа TRISO может достигать $1500\text{ }^\circ\text{C}$. Важной особенностью микротвэлов в условиях нейтронного облучения является способность снижать выход продуктов деления в теплоноситель (соотношение R/B , R – скорость выделения и B – скорость образования соответствующих продуктов деления) [11].

Основные требования к свойствам материалов оболочки для трех структурного изотропного топлива следующие:

Слой PuC :

- должен быть непроницаем для C_2 (для достижения ядра) и CO (для достижения SiC);
- иметь изотропную текстуру;
- осажаться при достаточно низкой температуре, чтобы избежать загрязнения U и Th .

Внутренний слой пироуглерода:

- удерживать газообразные продукты деления;
- обеспечивать диффузионный барьер для металлических продуктов деления;
- действовать, как механическая подложка для осаждения SiC

Наружный слой пироуглерода:

- удерживать газообразные продукты деления;
- создать сжимающее напряжение на SiC при облучении (усадка);
- обеспечить связующий слой с матрицей.

Слой SiC :

- должен иметь бета модификацию SiC с кристаллической структурой, которая образуется при температурах ниже $1700\text{ }^\circ\text{C}$;
- иметь близкую к теоретической плотность, выше $3,19\text{ г/см}^3$;
- иметь равно осную микроструктуру, мелкие зерна и несколько дефектов;
- стык PuC-SiC должен обладать достаточной прочностью.
- представлять основной барьер для продуктов деления;

- удерживать все газообразные и твердые продукты деления;

- действовать в качестве несущего слоя.

Буферный слой:

- должен обеспечить свободный объем для локализации делящихся газов и CO ;
- компенсировать увеличение объема топливного ядра вследствие термического расширения и радиационного распухания;

Многие научно-исследовательские центры проводят исследования топлива ВТГР и на сегодня накоплено много экспериментальных данных по испытаниям топлива, как при рабочих, так и при аварийных режимах.

В Китае НИОКР по ВТГР, включая топливо, начался с середины 1970-х годов и был частью Китайской программы по высоким технологиям. Научно-исследовательские работы (НИР) по топливу для ВТГР проводились в лабораторных масштабах до 1991 года. С 1991 года исследовательская деятельность была сосредоточена на технологии изготовления первого топлива для активной зоны китайского 10 МВт высокотемпературного газоохлаждаемого реактора (HTR-10). Институт ядерных энергетических технологий (INET) Университета Цинхуа успешно разработал собственные технологии изготовления сферических топливных элементов для HTR-10. В 2000 и 2001 годах было изготовлено 20 541 сферических топливных элементов.

Топливная частица с покрытием TRISO для HTR-10 состоит из низкообогащенного ядра UO_2 и четырех слоев: пористого буферного слоя PuC ($95\text{ }\mu\text{m}$) с низкой плотностью, внутреннего изотропного PuC -слоя ($40\text{ }\mu\text{m}$) с высокой плотностью, SiC слоя ($35\text{ }\mu\text{m}$) и внешнего изотропного слоя PuC ($40\text{ }\mu\text{m}$) высокой плотности. На реакторе HTR-10 было достигнуто выгорание топлива на уровне 80 ГВт д/т [7].

Во Франции, комиссариат по атомной и альтернативным видам энергии (CEA) проводит НИОКР по ВТГР. Долгосрочной целью программы развития французского топлива СВТГР является оптимизация конструкции частиц с оболочкой для обеспечения глубокого выгорания при очень высокой температуре реактора.

Создана экспериментальная производственная линия, названная CAPRI (CEA AREVA PROMUCTION Integrated). Линия CAPRI состоит из двух частей: линии GAIA в CEA (Кадараш, Франция), предназначенная для производства частиц TRISO, и линии прессования в CERCA (Римляне, Франция), предназначенная для производства топливных элементов. Проводятся ис-

следования топлива из UO_2 с оболочкой из SiC и UCO с оболочкой из ZrC [7].

В Германии, компания NUKEM сотрудничая с ядерным исследовательским центром Julich, разработали топливо для ВТГР. К 1989 году NuKEM уже произвела миллион топливных элементов для реактора AVR и ториевого высокотемпературного реактора (THTR). В 1975 году разработка топлива с оболочкой привела к разработке конструкции с патрубками, пригодной для использования в THTR-300. Частица состояла из торий-уранового ядра с пироуглеродным покрытием, полученным из метана.

В период между 1975 и 1980 годами эталонное покрытие для покрытия частиц изменилось на покрытие TRISO, что обеспечило большую степень стойкости при облучении быстрыми нейтронами и значительно более высокую степень удержания продуктов деления. Прослойка SiC является окончательным барьером продукта деления в этой конструкции. Использовалось высокообогащенное топливо $(Th, U)O_2$. В 1979 году начаты разработки низкообогащенного уранового топлива (НОУ).

Главной целью немецкой программы по разработке топливных элементов для ВТГР было создание универсального топлива, пригодного для широкого диапазона температур.

На реакторе AVR с ториевым топливом было продемонстрировано высокий коэффициент конверсии и глубокое выгорание топлива. Более 80% всех топливных элементов, загружаемых в реактор состояли из ториевого топлива, в котором достигнуто максимальное выгорание 150 ГВт·д/т. На реакторе AVR был наработан опыт работы с различными типами топлива, который был применен для следующего ВТГР – реактора THTR-300. THTR-300 был создан уже только для торий-уранового цикла, где было также достигнуто максимальное выгорание топлива 150 ГВт·д/т. [7, 12].

В Японии, высокотемпературный инженерный испытательный реактор HTTR представляет собой высокотемпературный газоохлаждаемый реактор блочного типа. Топливо HTTR представляет собой стержень. Ядро реактора HTTR состоит из сменного гексагонального отражателя и 150 гексагональных топливных блоков, каждый из которых окружен постоянным отражателем. Существует два типа топливных блоков, один из которых загружен 31 топливным стержнем, а другой - с 33 топливными стержнями. Топливные блоки с 33 твэлами загружаются во внутреннюю область активной

зоны, а блоки с 31 топливными стержнями во внешней области.

Топливный блок представляет собой шестигранную призму шириной 360 мм и высотой 580 мм. Топливные стержни вставлены в графитовый блок. Топливный компакт-диск имеет форму кольцевого цилиндра, который состоит из графитовой матрицы и около 13500 покрытых топливом TRISO частиц топлива. Топливо состоит из ядра с низкообогащенным ураном, покрытого четырьмя слоями: слой PuC с низкой плотностью, внутренний PuC слой с высокой плотностью, SiC слой и PuC слой с высокой плотностью. Достигнутое среднее выгорание топлива равняется 22 ГВт·д/т [7, 13, 14].

В 2006 году Корейский научно-исследовательский институт атомной энергии (KAERI) приступил к проекту разработки технологии СВТГР, которая включала разработку топливных технологий и разработку материалов и компонентов реактора. Работа в KAERI была посвящена разработке фундаментальных технологий топливных частиц с покрытием, которая включают в себя изготовление уранового ядра, технологию нанесения покрытий для пиролитического углерода и карбида кремния и технологию определения характеристик материалов [7-9, 15].

В Южной Африканской Республике, реализуется проект модульного реактора с шаровыми твэлами (PBMR). Ожидается, что PBMR достигнет целей безопасного, эффективного, экологически приемлемого и экономичного производства энергии при высокой температуре для производства электроэнергии и использования тепла для промышленных процессов.

В PBMR используется топливо, состоящее из топливного ядра с обогащенным ураном, встроенного в графитовые шарики. Топливный ядро покрыт последовательными слоями. Внутренний слой представляет собой пористый углерод, который позволяет собирать продукты деления без создания внутреннего давления. Следующий слой представляет собой пиролитический углерод, затем карбид кремния и внешний пиролитический углеродный слой. Эти внешние три слоя создают комплексный барьер против выпуска продуктов деления, в котором доминирующим является покрытие из карбида кремния. Затем заданная масса этих уже «содержащихся» топливных частиц (каждый примерно 1 мм в диаметре) внедряется внутрь графитовой сферы с диаметром 50 мм, которая затем покрывается 5-мм безмасляным графитовым слоем. Графит, образующий сферу,

действует, как замедлитель, а наружный слой защищает топливные частицы от механических воздействий, таких как трение [7-9].

Исследования топлива ВТГР в Казахстане

РГП ИЯФ эксплуатирует исследовательский реактор ВВР-К, который является водо-водяным, гетерогенным реактором с тепловым спектром нейтронов. Установленная тепловая мощность 6 МВт.

РГП ИЯФ совместно с Японским агентством по атомной энергии проводит исследования трех структурного изотропного топлива, разработанного на основе топлива реактора НТТГР [16-20]. Размеры исследуемого топлива приведены в таблице 2. Топливо впрессовано в графитовый компакт, имеющим наружный диаметр 10 мм, внутренний диаметр 2 мм и высоту 12 мм. Объемная доля топливных частиц в компакте составляет 30 %. Исследования состоят из двух этапов: первый – получение образцов топлива с глубоким выгоранием; второй – послереакторные исследования топлива с целью его квалификации.

Таблица 2 – Параметры исследуемого топлива

Диаметр частицы, мкм	506±10
Толщина буферного слоя, мкм	94±9
Толщина IPyC, мкм	40±2
Толщина SiC, мкм	33±1
Толщина IPyC, мкм	41±2

На первом этапе облучено топливо при температуре (1050±100) °С с параллельным контро-

лем образовавшихся газообразных продуктов деления и достигнуто выгорание топлива 90 ГВт•д/т.

Второй этап исследований начат в 2017 году. Длительность исследований составляет 2 года. По окончании исследований будет охарактеризовано трех структурное изотропное топливо, достигшее глубокого выгорания.

Выводы

ВТГР являются конкурентоспособными реакторами следующего поколения, поэтому НИОКР в области ВТГР является актуальным во всем мире. Основными целями данных научных исследований являются: основное ориентирование разработок на ВТГР с температурой теплоносителя на выходе из активной зоны 700-950°С; проведение НИОКР по материалам и топливу, которые позволят достигать выгорание 150-200 ГВт•д/т при температуре 1000 °С и разработка технологий применения высокоэнтальпийного тепла.

В РГП ИЯФ на исследовательском реакторе ВВР-К проводятся исследования в области ВТГР и были разработаны технологии по созданию необходимых режимов испытания топлива и материалов. В рамках проекта МНТЦ К-1797 на реакторе ВВР-К проведено облучение трех структурного изотропного топлива ВТГР при температуре (1050±100) °С до выгорания 90 ГВт д/т. В 2017-2019 гг. планируется провести послереакторные исследования топлива с целью его квалификации.

В статье показано, что исследования, проводимые в РГП ИЯФ и получаемые результаты, находятся на передовых позициях в мире.

Литература

- 1 Гребенник В.Н., Кухаркин Н.Е., Пономарев-Степной Н.Н. Высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы – инновационное направление развития атомной энергетики // Энергоатомиздат, Москва 2008. – 136 с.
- 2 Technology roadmap update for Generation IV nuclear energy systems // OECD Nuclear Energy Agency, Europe, 2014. – 47 с.
- 3 Возобновление эксплуатации реактора ВВР-К // Алматы, А.о. ИАЭ НЯЦ РК, 1998. – 248 с.
- 4 Такибаев Ж.С., Ибрагимов Ш.Ш., Батырбеков Г.А., Околович В.Н. Модернизированный реактор ВВР-К и его использование в народном хозяйстве Казахстана // Вестник Академии наук Казахской ССР.– 1972. – №2 (322). – С. 15-26.
- 5 Такибаев Ж.С., Батырбеков Г.А., Околович В.Н., Юровский Л.А. Казахский научно-исследовательский реактор ВВР-К // Вестник Академии наук Казахской ССР.– 1968. – №9. – С. 3-12.
- 6 Батырбеков Г.А. Избранные труды // Алматы, 2014. – 400 с.
- 7 Advances in high temperature gas cooled reactor fuel technology // IAEA-TECDOC-1674, Vienna, 2012 – С. 49-120.
- 8 Зеленский В.Ф., Одейчук Н.П., Яковлев В.К., Гурин В.А. Современное состояние работ по высокотемпературным газоохлаждаемым реакторам (ВТГР) в мире и перспективы их применения в Украине // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Физика радиационных повреждений и радиационное материаловедение.– 2009. – №4-2. – С. 247-255.
- 9 High Temperature Gas Cooled Reactor Fuels and Materials // IAEA-TECDOC-1645, Vienna. – 2010. – С. 12-23.

- 10 Соколова И.Д. Топливо для высокотемпературных реакторов // Атомная техника за рубежом. – 2015. – №6. – С. 3-17.
- 11 Алексеев С.В., Зайцев В.А., Толстоухов С.С. Дисперсионное ядерное топливо // Техносфера, Москва, 2015. – 135 с.
- 12 Verfondern K., Nabelek H., Kania M. J., Irradiation testing of HTR fuels in AVR and in material test reactors, Proc. 5th Int. Top. Meeting on High Temperature Reactor Technology HTR2010. – Prague, 2010. – 64 p.
- 13 Ueta S., Umeda M., Sawa K., Sozawa S., Shimizu M., Ishigaki Y., Obata H. Preliminary test results for post irradiation examination on the HTTR fuel // Journal Nuclear Science Technol. –2007. – Vol. 44. – P.1081-1088.
- 14 Sawa K., Sumita J., Ueta Sh., Suzuki Sh., Tobita T., Saito T., Minato K., Koya T., Sekino H., Integrity confirmation tests and post-irradiation test plan of the HTTR first-loading fuel // Journal of nuclear science and technology. – 2001. – Vol.38. - No.6. – P.403–410.
- 15 Zhang Z., Dong Y., Li F., Zhang Zh., Wang H., Huang X., Li H., Liu B., Wu X., Wang H., Diao X., Zhang H., Wang J., The Shandong Shidao Bay 200 MWe high-temperature gas-cooled reactor pebble-bed module (HTR-PM) demonstration power plant: an engineering and technological innovation. –Journal Engineering // Journal Engineering. – 2016. – Vol. 2. – P. 112-118.
- 16 Ueta Sh., Shaimerdenov A., Gizatulin Sh., Chekushina L., Honda M., Takahashi M., Kitagawa K., Chakrov P., Sakaba N. Irradiation Performance of HTGR Fuel in WWR-K Research Reactor // Proc. of the International conference HTR-2014, Weihai. – 27-31 October, 2014.
- 17 Ueta Sh., Aihara J., Shaimerdenov A., Dyussambayev D., Gizatulin Sh., Chakrov P., Sakaba N. Irradiation test and post irradiation examination of the high burnup HTGR fuel // Proc. of the 8th International Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology, Las Vegas. – 6-10 November, 2016. – P. 246-252.
- 18 Gizatulin Sh., Shaimerdenov A., Dyussambayev D., Chekushina L., Koltchnik S., Chakrov P., Sumita J., Shibata T., Sakaba N. Irradiation of oxidation-resistant graphite in WWR-K research reactor and pie plan // the International Symposium HANARO. - Daejeon, 11 – 15 May 2015. – P.191-192.
- 19 Ueta Sh., Aihara J., Mizutani Y., Ohashi H., Sakaba N., Tachibana Y., Honda M., Tanaka H., Furihata N. Conceptual design study of Small-sized High Temperature Gas-cooled Reactor for developing countries // Proc. of the 2013 Fall Meeting of the Atomic Energy Society of Japan (AESJ). – Tokyo. – September 3-5, 2013. – P. 292.
- 20 Ueta Sh., Shaimerdenov A., Gizatulin Sh., Chekushina L., Honda M., Takahashi M., Kitagawa K., Chakrov P., Sakaba N. Irradiation performance of HTGR fuel in WWR-K research reactor // Proceeding of International conference HTR-2014. – Weihai. - 27-31 October, 2014.

References

- 1 V.N. Grebennik, N.E. Kukharkin, and N.N. Ponomarev-Stepnoy, Vysokotemperaturnyye gazoohlazhdayemyye reaktory - innovatsionnoye napravleniye razvitiya atomnoy energetiki, (Energoatomizdat, Moscow, 2008),136 p. (in Russ.)
- 2 Technology roadmap update for Generation IV nuclear energy systems, (OECD Nuclear Energy Agency, Europe, 2014), 47 p.
- 3 Vozobnovleniye ekspluatatsii reaktora WWR-K, (AE IAE NNC RK, Almaty, 1998), 248 p. (in Russ.)
- 4 Zh.S. Takibaev, Sh.S. Ibragimov, G.A. Batyrbekov, and V.N. Okolovich, Bulletin of the Academy of Sciences of the Kazakh SSR 2, 15-26, (1972).
- 5 Zh.S. Takibaev, G.A. Batyrbekov, V.N. Okolovich, and L.A. Yurovsky, Bulletin of the Academy of Sciences of the Kazakh SSR 9, 3-12, (1968).
- 6 G.A. Batyrbekov, Selected Works, (Almaty, 2014), 400 p. (in Russ.)
- 7 Advances in high temperature gas cooled reactor fuel technology, (IAEA-TECDOC-1674, Vienna, 2012), p. 49-120.
- 8 V.F. Zelensky, N.P. Odeychuk, V.K. Yakovlev and V.A. Gurin, Problems of Atomic Science and Technology. Series: Physics of Radiation Damage and Radiation Material Science 4-2, 247-255, (2009).
- 9 High Temperature Gas Cooled Reactor Fuels and Materials, (IAEA-TECDOC-1645, Vienna, 2010), p. 12-23.
- 10 I.D. Sokolova, Nuclear technology abroad 6, 3-17, (2015).
- 11 S.V. Alekseyev, V.A. Zaytsev and S.S. Tolstoukhov, Dispersionnoye yadernoye toplivo, (Tekhnosfera, Moskva, 2015), p. 135.
- 12 K. Verfondern at all., Proc. 5th Int. Top. Meeting on High Temperature Reactor Technology HTR2010, (Prague, 2010), 64 p.
- 13 S. Ueta, M. Umeda, K. Sawa, S. Sozawa, M. Shimizu, Y. Ishigaki and H. Obata, J. Nuclear Science Technol. 44, 1081-1088 (2007). <https://doi.org/10.1080/18811248.2007.9711349>.
- 14 K. Sawa, J. Sumita, Sh. Ueta, Sh. Suzuki, T. Tobita, T. Saito, K. Minato, T. Koya, and H. Sekino, J of nuclear science and technology, 38 (6), 403–410 (2001). <https://doi.org/10.3327/taesj.J06.038–2001>.
- 15 Z. Zhang, Y. Dong, F. Li, Z. Zhang, H. Wang, X. Huang, H. Li, B. Liu, X. Wu, H. Wang, X. Diao, H. Zhang, and J. Wang, J. Engineering 2, 112-118, (2016), <https://doi.org/10.1016/J.ENG.2016.01.020>
- 16 S. Ueta, A. Shaimerdenov, Sh. Gizatulin, L. Chekushina, M. Honda, M. Takahashi, K. Kitagawa, P. Chakrov and N. Sakaba, Proc. of the Intern. Conf. HTR-2014, (Weihai., 27-31 October, 2014).
- 17 S. Ueta, J. Aihara, A. Shaimerdenov, D. Dyussambayev, Sh. Gizatulin, P. Chakrov and N. Sakaba, Proc. of the 8th Intern. Topical Meeting on High Temperature Reactor Technology, (Las Vegas, 6-10 November, 2016), p. 246-252.
- 18 Sh. Gizatulin, A. Shaimerdenov, D. Dyussambayev, L. Chekushina, S. Koltchnik, P. Chakrov, J. Sumita, T. Shibata and N. Sakaba, Proc. of the Intern. Symp. HANARO, (Daejeon, 11 – 15 May 2015), p.191-192.
- 19 S. Ueta, J. Aihara, Y. Mizutani, H. Ohashi, N. Sakaba, Y. Tachibana, M. Honda, H. Tanaka and N. Furihata, Proc. of the 2013 Fall Meeting of the Atomic Energy Society of Japan, (Tokyo, 3-5 September, 2013), 292 p.
- 20 S.Ueta, A. Shaimerdenov, Sh. Gizatulin, L. Chekushina, M. Honda, M. Takahashi, K. Kitagawa, P. Chakrov and N. Sakata, Proc. of Intern. Conf. HTR-2014, (Weihai 27-31 October, 2014).