

# СОВРЕМЕННОЕ СОСТОЯНИЕ ПРОЕКТОВ РЕАКТОРОВ IV ПОКОЛЕНИЯ С ГАЗОВЫМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ (ВТГР) В МИРЕ И ПЕРСПЕКТИВЫ ИХ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ ДЛЯ УКРАИНЫ

N. DMITRENKO

## THE PRESENT DAY STATE OF THE REACTORS PROJECTS GENERATION IV WITH THE GAS HEAT CARRIER (YNGR) IN THE WORLD AND ASPECTS THEM USING FOR UKRAINE

**Анотация.** В данной статье наведено коротку характеристику по сучасному стану розвитку проектів ВТГР. Вказано області застосування технологічної теплоти, отриманої при роботі ВТГР та перспективи її застосування в енергоємній промисловості України. Проаналізовані основні переваги ВТГР в порівнянні з реакторами інших типів, а також проблеми, що стоять на шляху їх створення. Підкреслені основні аспекти безпечної роботи реакторів з газовим теплоносієм.

**Ключові слова:** високотемпературний газоохолоджувальний реактор, теплоносіє, ядерне паливо, активна зона, безпека.

**Аннотация.** В данной статье дана краткая характеристика по современному состоянию развития проектов ВТГР. Указаны области применения технологической теплоты, полученной при работе ВТГР и перспективы ее применения в энергоемкой промышленности Украины. Проанализированы основные преимущества ВТГР в сравнении с реакторами других типов, а также проблемы, стоящие на пути их создания. Подчеркнуты основные безопасные аспекты работы реакторов с газовым теплоносителем.

**Ключевые слова:** высокотемпературный газоохладжаемый реактор, теплоноситель, ядерное топливо, активная зона, безопасность.

**Annotation.** In article the short characteristic about modern state of development projects HTGR is given. The main fields of using of technological heat which obtained from HTGR and perspective it's using in power-consuming industry of Ukraine are pointed. The main advantages of HTGR in comparison with the different types of reactors and also problems that stay on the way them creation are analyzed. The main perspectives of safe working of reactors with gas heat carrier are underlined.

**Key words:** high temperature gas cooled reactor, heat carrier, nuclear fuel, active zone, safety.

### Введение

К 2050 году специалисты прогнозируют увеличение мощностей мировой атомной энергетики, по крайней мере, вдвое, что подразумевает постепенное строительство нескольких сотен ядерных реакторов. При этом проблемам их безопасной эксплуатации, а также утилизации ядерных отходов отводится важная роль. А так как Украина является весомым членом мирового атомного сообщества (с 15 действующими ядерными реакторами занимает 10-е место в мире по их количеству), то решение этих проблем является неотъемлемой частью развития ее атомно-энергетического комплекса.

Целью данной статьи является обзор особенностей и перспектив использования проектов атомных электростанций (АЭС) нового поколения, а именно – с высокотемпературными газоохлаждаемыми реакторами (ВТГР), которые обладают высокой степенью безопасности, могут работать по принципу замкнутого ядерного цикла, а также нарабатывать водород – топливо будущего.

### Состояние развития проектов ВТГР в мире

Современный рост промышленного производства требует постоянного увеличения энергопотребления. Альтернативные источники энергии (ветроэнергия, термальная, солнечная и др.) не могут обеспечить промышленность в достаточном количестве высокопотенциальной теплоты. Основными источниками выработки энергии являются нефть, газ, которые постоянно дорожают, а также уголь. Разведанного запаса нефти и газа при сегодняшнем потреблении хватит примерно на 50 лет, тогда как угля по прогнозам специалистов хватит на несколько сот лет [1]. Исчерпание разведанных запасов урана также может наступить через 80-100 лет, если реакторы нынешнего поколения будут составлять основу мировой ядерной энергетики.

На основе вышесказанного в 2001 году по предложению США был разработан Международный проект по сотрудничеству в создании реакторов четвертого поколения, который получил название «GIF-IV» [2]. Было определено шесть концепций реакторов четвертого поколения с целью их практического освоения до 2030 г. [3– 5], среди которых присутствует проект газоохлаждаемого реактора, как на тепловых, так и на быстрых нейтронах.

Возрастание интереса к реакторам на быстрых нейтронах связано с возможностью их использования для решения задач минимизации радиоактивных отходов, создания замкнутого ядерного цикла и воспроизводства ядерного топлива. Также сейчас может возникнуть необходимость в высокотемпературной теплоте для производства водорода, газификации угля, производства синтетических газов (табл. 1). Реакторы с водяным и жидкометаллическим охлаждением в этих областях не могут составить конкуренцию ВТГР.

Таблица 1

### Возможные области применения ВТГР в качестве источника технологического тепла [6]

Процесс	Температура реакции, °С	Температура гелия, °С	
		без промышленного теплообменника	с промышленным теплообменником
Регенерация тяжелых фракций нефти	600-750	850-900	900-950
Выделение нефти из битуминозных песков	600-750	850-900	900-950
Рафинирование нефти	750-850	950	1000
Газификация бурого угля	700-800	900-950	950-1000
Газификация каменного угля	800-900	950-1000	950-1050
Паровая конверсия метана	750-850	950	1000
Прямое восстановление железной руды	800-900	950-1000	950-1050
Получение синтетических газов (аммиак, метанол)	800-900	950-1000	950-1050
Термохимическое разложение воды	800-900	1000	1050

Технологическое тепло от ВТГР может способствовать уменьшению расхода дорогостоящих энергоресурсов, таких как нефть и газ.

Для реализации вышеизложенных задач в США, Японии, Франции, Германии, России и других странах проводятся работы по созданию газоохлаждаемых реакторов.

В США разрабатывается проект NGNP [7]. В соответствии с графиком предполагается сооружение демонстрационного блока в Айдахо к 2020—2021 году возле нефтеперерабатывающего завода. Также в США на стадии проектирования находится реактор GAC-600 и модульный реактор MPBR. Основной целью проекта NGNP является создание технологии для высокоэффективного производства электроэнергии, технологического тепла для различных отраслей промышленности и получения водорода.

Кроме работ по созданию указанных реакторов, разрабатывается проект универсального комплексного стендового комплекса ВТГР мощностью около 50 МВт для испытаний оборудования, систем и производства водорода.

Одним из перспективных проектов ВТТР в США является проект АЭС HTGR – 1160 с прямым газотурбинным циклом, который предусматривает расположение реактора и газовой турбины в корпусе из предварительно напряженного железобетона.

США (General Atomics) совместно с Россией (ОАО "ОКБМ Африкантов", РНЦ КИ, ОАО "ВНИИНМ" и др.) с участием стран ЕС и Японии разрабатывают модульный гелиевый реактор GT-MHR с газовой турбиной, который будет работать на оружейном плутонии. GT-MHR состоит из реактора с гелиевым теплоносителем и системы преобразования энергии на основе газовой турбины, работающей по циклу Брайтона [8, 9]. Активная зона GT-MHR состоит из шестигранных ТВЭЛЬных колон с каналами для гелия и стержней управления. Предполагается, что системы GT-MHR смогут обеспечивать на 50% большую выработку электроэнергии, при том же расходе ядерного топлива, что и водоохлаждаемые реакторы. В 2002 г. завершена разработка эскизного проекта модуля GT-MHR.

Таблица 2

Технические характеристики GT-MHR [8-10]

Мощность реактора, МВт тепл.	600
Температура He на входе и выходе АЗ, °С	491/850
Давление He на входе и выходе АЗ, МПа	7,07/7,02
Расход He, кг-с	320
Температура He на входе и выходе турбины, °С	848/511
Давление He на входе и выходе турбины, МПа	7,01/2,64
Температура He на входе и выходе «горячей» стороны рекуператора, °С	511/125
Температура He на входе и выходе «холодной» стороны рекуператора, °С	105/491
Электрическая мощность (нетто), МВт эл.	286
КПД (нетто) установки, %	43

Отметим, что Россия достигла хороших результатов в технологиях по созданию газовых турбин, электромагнитных подшипников, высокоэффективного теплообменного оборудования для реакторов с газовым теплоносителем.

В Японии с 1998 года эксплуатируется экспериментальный высокотемпературный газоохлаждаемый реактор HTTR (High-Temperature Test Reactor) мощностью 30 МВт (тепл.), на котором обрабатывается топливо, системы безопасности и пр. [11]. Широко ведутся исследования технологий получения водорода из воды с использованием технологий ВТТР.

Компании JAERI, Toshiba, Mitsubishi [12] в рамках правительственной программы разрабатывают коммерческую установку GTHTR мощностью 600 МВт (тепл.) с высокотемпературным реактором и газотурбинным циклом. Активная зона реактора состоит из 90 шестигранных колон высотой 8 м. Параллельно с разработкой GTHTR проводятся масштабные исследования по созданию экспериментальных стендов, опытных образцов элементов технологического оборудования, включая турбомашину для замкнутого газотурбинного цикла.

В Китае создан модульный реактор HGTR-10 с насыпной активной зоной [13, 14]. Мощность реактора 10 мВт (тепл.), входная/выходная температура теплоносителя – 330/752 °С, рабочее давление гелия – 3 МПа. Данный проект направлен на выработку электрической энергии и на производство водорода. Также нужно отметить, что в Китае на базе реактора HGTR-10 ведутся работы по проектированию и по изготовлению отдельных элементов реактора HGTR-10GT, мощностью 10мВт (тепл.). Вместо парового цикла для выработки электроэнергии будет использован гелий-турбинный. На стадии разработки два проекта коммерческой демонстрационной установки HGTR-PM с засыпкой из микротвэлов, мощностью каждый по 250 мВт (эл.).

В Франции Компания AREVA в рамках программы Generation IV разрабатывает проект HTR-VHTR «Antares» мощностью 600 МВт (тепл.) для комбинированного производства электричества и водорода из воды. «Antares» — двухконтурная установка с промежуточным высокотемпературным теплообменником [11].

В настоящее время во Франции реализуется программы по различным направлениям, включая создание топлива, материалы, выдерживающие высокие температуры, теплообменное оборудование, гелиевые технологии и пр. Реализуется национальная программа создания быстрого газоохлаждаемого реактора (GFR) для производства электроэнергии и в перспективе для комбинированного производства электричества и водорода и сверхвысокотемпературного реактора.

Страны Евросоюза проводят работы по программе FP5, в рамках которой отработаны девять проектов по базовым направлениям разработки ВТТР: топливу, топливному циклу, материалам,

системам преобразования энергии, лицензированию. В программе FP5 под эгидой МАГАТЭ принимают участие Великобритания, Франция, Германия, Бельгия, Нидерланды. Нужно отметить, что в Великобритании 20% электроэнергии производят реакторы AGR с газовым теплоносителем [15].

В ЮАР Компания ESKOM продолжает разработку АЭС с ВТГР (PBMR – Pebble-Bed Modular Reactor) с гелиевым теплоносителем и насыпной активной зоной, мощностью около 400 МВт (тепл.), и плотной установки по производству топлива [11,12,16]. Пуск демонстрационной установки с реактором PBMR планируется на 2013 год. После того, как будет удачно введен в эксплуатацию демонстрационный образец реактора, правительство намерено заказать до 30 блоков PBMR общей мощностью около 4000 МВт. Предполагается, что реакторы PBMR обеспечат около 25% производства электроэнергии в ЮАР. В настоящее время уже ведется изготовление корпуса реактора и размещены заказы на изготовление основных компонентов установки. Дальнейшая программа развития установок PBMR предусматривает их адаптацию для производства водорода.

В настоящее время в Украине пока не сделан окончательный выбор концепции реакторов нового поколения, которые будут эксплуатировать в перспективе. Совершенно очевидно, что это будут реакторные технологии зарубежного производства, но при выборе того или иного проекта вопросам безопасности и экологичности будет уделяться основная роль. В этой связи реакторы четвертого поколения типа ВТГР имеют преимущества по сравнению с другими типами реакторных установок. Перспективность сооружения ВТГР в Украине обусловлена наличием мощной химической и металлургической промышленности, которые являются большими потребителями энергетических ресурсов, в основном органического происхождения.

На сегодняшний день факт возрастания роли угля в развитии топливно-энергетического комплекса Украины достаточно актуален, потому что в нашей стране доля угля среди энергоресурсов составляет 96 %, а его запасов хватит более чем на 400 лет [17].

В связи с этим использование реакторов IV поколения, а именно, ВТГР для получения синтетического топлива из угля (паровая конверсия угля) очень актуально для Украины. Температура теплоносителя на выходе из ВТГР порядка 900 - 1000 °С является достаточной для проведения процессов газификации Лурги, Винклера [18, 19] и для получения синтетических газов и водорода (газификация бурых углей).

На сегодня в Украине разработаны новые способы энергопреобразования [50], включающие в себе высокотемпературный электролиз и низкотемпературную электрохимическую генерацию, которые могут использоваться АЭС с газоохлаждаемыми технологиями, а именно, они дают уникальную возможность решить проблему дальнейшего перевода АЭС третьего поколения на принципиально новые энергоустановки с ВТГР.

Нужно еще отметить, что Украина является членом-наблюдателем программы INPRO, которая была начата в 2000 г. государствами – членами МАГАТЭ. Данная программа предусматривает разработку ядерных реакторов и технологий топливных циклов, которые рассчитывают вводить в эксплуатацию в долгосрочной перспективе.

#### **Основные особенности конструкции активной зоны реакторов ВТГР**

В настоящее время в мире развиваются два направления ВТГР, отличающиеся концепцией активной зоны. Конструкция активной зоны американских ВТГР основана на использовании гексагональных призматических графитовых блоков. Второе направление развития ВТГР, которое зародилось в Германии, основано на концепции насыпной активной зоны, состоящей из сферических тепловыделяющих элементов. Обе концепции характеризуются использованием графита в качестве поглотителя и замедлителя, т.е. для обеих конструкций присущ одинаковый материальный состав активной зоны.

Сравнительный анализ теплофизических аспектов проблем выбора типов ТВЭЛов для ВТГР показал, что более высокие коэффициенты теплоотдачи в шаровой засыпке (при одинаковых потерях давления), по сравнению с призматическими топливными сборками, компенсируются повышенным термическим сопротивлением самого сферического ТВЭЛа. А в целом коэффициенты теплоотдачи от микротоплива к газу для обоих типов ТВЭЛов ВТГР оказываются примерно одинаковыми. При выборе концепции активной зоны большое влияние оказывают вопросы проектирования, технологичности, режима работы реактора, стоимость изготовления. Проблемами создания высокотемпературных реакторов с призматическими ТВЭЛами являются трудности реализации перегрузки выгоревшего топлива, связанные с остановкой реактора, сбросом давления, расхолаживанием реактора. С высоким уровнем температур связаны очень строгие требования по обеспечению стабильности формы, соосности отверстий для прохода

теплоносителя [21]. Основным преимуществом гексагональных блоков является то, что они имеют структурную прочность и определенную геометрию. Поэтому возможно использовать управляющие стержни вне области, где размещено топливо, и распределить нагрузку на всю структуру.

Ядерному топливу для ВТГР уделяют особое внимание, так как оно должно обладать следующими характеристиками: стабильностью структуры и минимальным изменением геометрических размеров под воздействием нейтронных потоков; максимальным удержанием газообразных и твердых продуктов деления; высокой теплопроводностью и высокой температурой плавления; химической совместимостью с материалами покрытия и продуктами деления при рабочих температурах 1000—1300 °С; достаточными прочностными характеристиками во всем диапазоне рабочих температур.

Среди керамических материалов наиболее подходящим видом ядерного топлива для высокотемпературных реакторов являются карбиды урана, плутония и тория, обладающие хорошей совместимостью с графитом, пироуглеродом и карбидами металлов.

Технические проблемы развития ВТГР включают в себя вопросы получения высокой температуры теплоносителя в реакторе. Разрабатываемое и применяемое сейчас топливо для реакторов ВТГР должно быть термически устойчиво в нормальных условиях работы данного реактора 900 – 1200 °С [22, 23].

Указанным требованиям отвечает керамическое сферическое топливо TRISO (tristructural-isotropic), которое используется в технологиях ВТГР. Оно представляет собой микросердечники из диоксида или карбида урана диаметром около 0,5 мм. Каждый сердечник заключен в оболочку из нескольких слоев углеродной или кремниевой композиций, образующих барьер на пути выхода радиоактивных продуктов деления. Размер шарового топлива составляет несколько сантиметров.

#### **Преимущества реакторов ВТГР в сравнении с другими типами реакторов**

Вопросы ядерной безопасности имеют наибольшее значение при проектировании и строительстве АЭС. Реакторы типа ВТГР имеют благоприятные характеристики по отношению к безопасности. В них практически исключено расплавление активной зоны, состоящей в основном из графита, имеющего температуру сублимации ~ 3600 °С. Нужно отметить, что ВТГР имеют высокий отрицательный температурный коэффициент реактивности. Это обстоятельство является важнейшим фактором безопасности, так как предотвращает в подобных реакторах значительное самопроизвольное увеличение мощности.

Применение в большинстве случаев в качестве теплоносителя гелия исключает химические реакции его с топливом и конструкционными материалами. Использование гелия как рабочего тела в гелиевых турбоустановках позволяет повысить КПД энергоустановки при дальнейшем повышении температуры газа на выходе из реактора. Так при температуре гелия 900 °С КПД (нетто) достигает 45 %, а при 1000 °С – 50 % [24].

Еще одним важным элементом, обеспечивающим надежность реакторов ВТГР, является корпус из предварительно напряженного железобетона (для реакторов большой мощности). Особенности его таковы, что отсутствует опасность его мгновенного разрушения.

Также к преимуществам ВТГР следует отнести:

- 1) высокий отрицательный температурный коэффициент реактивности;
- 2) возможность пассивного отвода остаточного тепловыделения;
- 3) возможность получения высокотемпературного тепла для производства водорода и т.д.;
- 4) возможность переработки отработанного ядерного топлива в реакторах на быстрых нейтронах.

По сравнению с реакторами с жидкометаллическим (натрий) теплоносителем, в реакторах с газовым теплоносителем исключается пожароопасность при взаимодействии натрия с водой и воздухом в случае его утечки, а также присутствие положительной реактивности по паросодержанию при кипении натрия в активной зоне реактора. Нужно отметить, что в реакторе с газовым теплоносителем ядерное топливо используется значительно эффективнее, чем, например, в легководяном реакторе. Фактически, ВТГР предоставляет возможность частичной утилизации ядерных отходов. Ведь ВТГР четвертого поколения в состоянии работать на выгоревшем топливе, выгруженном из активных зон легководяных реакторов (LWR), то есть, ядерные отходы LWR могут стать частью топливных загрузок ВТГР. Количество отработанного ядерного топлива (ОЯТ) на 1 кВт·час произведенной электроэнергии, получаемых на ВТГР и отсылаемых на окончательное захоронение, составляет всего 50% от аналогичных величин для реакторов LWR. В технологиях ВТГР планируется использование ториевого топлива, а если быть более точными, то

изотопа  $^{233}\text{U}$ , который нарабатывается в тории за счёт реакции поглощения нейтронов.

Если сравнивать с реакторами, работающими на  $^{235}\text{U}$ , то доля плутония в ОЯТ реактора ВТГР будет значительно ниже. Насколько именно ниже, зависит от способов загрузки. Так, при гомогенной смеси урана и тория доля накапливаемого плутония снизится вдвое по сравнению с урановыми реакторами. Здесь имеется потенциал для дальнейшей оптимизации.

Наработка  $^{233}\text{U}$  из  $^{232}\text{Th}$  происходит более эффективно, чем наработка  $^{239}\text{Pu}$  из  $^{238}\text{U}$ . Это позволяет уменьшить массу ОЯТ на единицу произведенной энергии.

Хотя ВТГР обладают значительными преимуществами по сравнению с другими типами реакторов, но все-таки их конструкция требует расчетно-теоретических и практических исследований, связанных с решением проблем по обеспечению надежности и безопасности. А именно: с разработкой замкнутого топливного цикла, выбором оптимального типа ТВЭЛов, созданием материалов для теплообменных и теплотранспортных систем, работающих в условиях очень высоких температур.

Выделяют несколько основных проблем связанных с конструированием активной зоны. Одной из них является формирование необходимого профиля скорости теплоносителя в АЗ насыпного типа в условиях нестационарности [22]. Так как несимметричность профиля скорости теплоносителя указывает на неравномерность тепловыделения, что в свою очередь может привести как к разрушению топливных элементов, так и к повреждению конструкционных материалов реактора. Разработка систем компенсации реактивности, обеспечение работоспособности графитовых блоков и отражателей тоже требует подходов их решения.

Еще одной важнейшей задачей при создании ядерного реактора является достоверное прогнозирование изменения основных его параметров в элементах оборудования для всех возможных аварий и формулирование основных требований к системе безопасности. Решение этой задачи требует описания нестационарных теплогидравлических процессов в аварийных режимах. Одним из возможных средств анализа теплогидравлических процессов в элементах энергетического оборудования является расчетный анализ, который основан на точных математических моделях. В Институте технической теплофизики разработана нестационарная ренормгрупповая математическая модель теплообмена и гидродинамики, которая учитывает эффекты макропористости [25]. Указанная математическая модель позволяет получить распределения основных теплогидравлических параметров потока теплоносителя в шаровой засыпке, которые дают возможность оптимизировать выбор размера сферического топливного элемента (для конкретной конструкции активной зоны) и определить время достижения температуры теплоносителя проектнодопустимой границы [26].

Как видно указанные выше проблемы создания ВТГР отражают тесную взаимосвязь конструкционных особенностей реактора и протекающих в нем теплогидравлических и ядернофизических процессов.

### Выводы

Развитие атомной отрасли должно идти, опираясь на правильную стратегию ее развития и на международное сотрудничество, которое базируется на глубоких исследованиях в области физики реакторов, топливных циклов в области обеспечения безопасности. Реализация проектов ВТГР дает возможность значительно снизить потребление нефти, газа и угля путем использования высокопотенциальной теплоты в энергоемких технологиях промышленности, наработки водорода – топлива будущего, а также решить проблему использования отработанного топлива и повышения безопасности ядерных технологий.

### Литература

1. Ніколайчук І. Розвиток атомної енергетики сприятиме підйому української економіки: Інтерв'ю академіка НАН України Віктора Бар'яхтара / І. Ніколайчук // Газета «Світ» 18.05.2010, №17, офіційний сайт Національної академії наук України.<http://www.nas.gov.ua>.
2. Абрахам С. Заметки с международного форума «Поколение IV» / С. Абрахам // Атомная техника за рубежом. – 2003. – №1. – С. 32 – 35.
3. Мацуи К. тенденция разработок реакторов следующего поколения и реакторов нового типа в Японии / К. Мацуи // Атомная техника за рубежом. – 2004. – №4. – С. 24 – 27.
4. Печера Ю. Международные инициативы в области разработок ЯЕУ и топливных циклов новых поколений / Ю. Печера // Атомная техника за рубежом. – 2007. – №12. – С. 21 – 26.
5. Толстик Ю.В. Четвертое поколение газовых реакторов / Ю.В. Толстик // Атомная техника за рубежом. – 1999. – №12. – С. 7 –13.

6. Высокотемпературные газоохлаждаемые реакторы за рубежом. / [Гребенник В.Н., Карпов В.А., Климов В.В. и др.]; – Вып. 1 (Аналитический обзор). – М.: АИНФ, 1974. – 175 с.
7. <http://www.atomic-energy.ru/node/7493>
8. Елагин Ю.П. ЯЭУ на основе модуля газовая турбина-реактор с гелиевым (GT-MHR) теплоносителем / Ю.П. Елагин // Атомная техника за рубежом. – 2003. – №6. – С. 20 – 22.
9. Румянцев В.В. Модульный высокотемпературный гелиевый реактор с газотурбинным генератором – новый источник электроэнергии для XXI века / В.В. Румянцев // Атомная техника за рубежом. – 1993. – №12. – С. 20 – 22.
10. Kuijper J.C., Raepsaet X., de Haas J.B.M. HTGR reactor physics and fuel cycle studies / J.C. Kuijper, X. Raepsaet, J.B.M.de Haas // Nuclear engineering and Design. – 2006. – Vol. 236. – P. 615 – 634.
11. Белозоров Д.П., Давыдов Л.Н. Современные проблемы ядерной энергетики: усовершенствованные реакторы III и III+ поколений / Д.П. Белозоров, Л.Н. Давыдов // Вісник Харківського університету. Серія «Ядра, частинки, поля». – 2007. №777. – С. 3 – 32.
12. Materials behavior in HTGR environments / [K. Natesan, A. Purohit, S. W. Tan] – Agrone 2003 – 175 p.
13. Румянцев В.В. Модульный высокотемпературный гелиевый реактор с газотурбинным генератором – новый источник электроэнергии для XXI века / В.В. Румянцев // Атомная техника за рубежом. – 1993. – №12. – С. 20 – 22.
14. Zongxin Wu, Suyuan Yu. HTGR projects in China / Wu Zongxin, Yu Suyuan // Nuclear engineering and technology. – 2007. N2. – Vol. 39. – P. 103-110.
15. Греттон К.П. Переоценка концепции реактора на быстрых нейтронах с газовым теплоносителем / К.П. Греттон К.П. // Атомная техника за рубежом. – 2004. – №1. – С. 23 –27.
16. <http://www.eas.asu.edu/~holbert/eee460/dfg/index.html>
17. К. Ткачук. Прорыв на главном направлении. Интервью заместителя директора Национально-исследовательского института охраны труда по научной работе //Рабочая газета 16.08.2002 №120, официальный сайт Минтопэнерго Украины. <http://mpe.gov.ua>.
18. Перспективы производства жидких и газообразных синтетических топлив из угля и использование энергии ядерного реактора (Атомно-водородная энергетика и технология) / [Гребенник В.Н., Пономарев-Степной Н.Н., Лебедев В.В., Давыдов В.П.] – М.: Энергоатомиздат, 1982. в. 4, С. 23-59.
19. Гидродинамика и теплообмен в атомных энергетических установках / [Субботин В.И., Ибрагимов М.Х., П.А. Ушаков П.А. и др.] – М.: Атомиздат, 1975. – 408 с.
20. Луданов К.І. Новий спосіб перетворення енергії – основа водневої теплоенергетики / К.І. Луданов // Енергетика та електрифікація. – 2011. – №2. – С. 55 – 58.
21. Карпов В.А. Топливные циклы и физические особенности высокотемпературных реакторов / Карпов В.А. – М.: Энергоатомиздат, 1985. – 128 с. – (Физика ядерных реакторов; в. 27).
22. Костиков Л.Е. Состояние и перспективы развития топлива и твэлов для высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов (обзор) / Л.Е. Костиков, В.В. Лазовецкий, В.В. Первезенцев // Атомная техника за рубежом. – 1976. – №6. – С 3 –10.
23. Оценка стойкости защитных покрытий микротвэлов в парогазовой среде при взаимодействии с конструкционными материалами / Г.А.Филатов, Е.И. Гришанин, Л.Н. Фальковецкий [и др.] // Атомная энергия. – 2009. – т. 106, вып. 3, с 153 – 158.
24. Поплавский В.М. Состояние и перспективы развития АЭС с реакторами на быстрых нейтронах // Теплоэнергетика. 2004. – №8. – С. 2 – 9.
25. Avramenko A.A. Renormalization group model of macroscopic turbulence in porous media / A.A. Avramenko, A.V. Kuznetsov // Transport in Porous Media. – 2006. – vol. 63. – P. 175 – 193.
26. Дмитренко Н.П. Численное исследование теплообмена и гидродинамики в модельной активной зоне насыпного типа высокотемпературных газоохлаждаемых реакторов в условиях нестационарности / Н.П. Дмитренко // Промышленная теплотехника. – 2012. – Т. 34, №1, – С. 48 –52.