

плавный цикл ^{238}U , то только имеющиеся запасы урана позволят обеспечить человечество энергией на несколько тысяч лет.

Выводы

Показано, что оптимальным путем разрешения проблемы надвигающегося «энергетического голода»

является замыкание ядерного топливного цикла в атомной энергетике, что позволит значительно расширить использование её сырьевой базы.

Проблема замыкания ядерного топливного цикла уже сейчас становится глобальной и скорей всего потребует широкого международного участия в её разрешении.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Макаров А.А., Фортов В.Е. Тенденции развития мировой энергетики и энергетическая стратегия России // Вестник РАН. – 2004. – № 3. – С. 195–208.
2. Макаров А.А. Энергия и энергетика будущего: Доклад на Российском энергетическом форуме. 2005. URL: <http://www.eri-gas.ru/papers/2005/energy.pdf> (дата обращения: 11.03.2011).
3. Хлебников В.В. Топливо-энергетический комплекс России в XXI веке. Стратегия развития энергетического будущего. – М.: Научтехлитиздат, 2006. – 331 с.
4. Клинов В.Г. Мировая экономика: прогноз до 2050 г. // Вопросы экономики. – 2008. – № 5. – С. 62–79.
5. Синяк Ю.В., Бесчинский А.А. Возможная роль российского природного газа в социально-экономическом развитии Евразийского пространства в XXI веке // Проблемы прогнозирования. – 2003. – № 5. – С. 55–73.
6. Finley M. Volatility and Structural Change: BP Statistical Review of World Energy. June 2009. 2009. URL: <http://www.usaee.org/usaee2009/submissions/presentations/Finley.pdf> (дата обращения: 11.03.2011).
7. Иванов А.С., Матвеев И.Е. Состояние мирового энергетического рынка на рубеже 2007–2008 годов // Мировое и национальное хозяйство. – 2008. – № 3 (6). – С. 1–6.
8. Uranium 2005: Resources, Production and Demand. 2006. URL: <http://www.oecd-nea.org/ndd/reports/2006/uranium2005-russian.pdf> (дата обращения: 11.03.2011).
9. Митрова Т.А. Тенденции и риски развития мировой энергетики // Экономическое обозрение. – 2007. – № 7. – С. 8–15.
10. Нефть России: Новости 13.02.2007. 2007. URL: <http://www.oil-ru.com> (дата обращения: 11.03.2011).
11. Ruhl C. BP Statistical Review of World Energy: BP Statistical Review of World Energy. London. 12 June 2007. 2007. URL: <http://www.bakerinstitute.net/fu.rice.edu/.../bpstatisticalreview/Energy-in-Perspective-bp-sustainability-report-2007-christof-ruhl-speech-and-slides.pdf> (дата обращения: 11.03.2011).
12. Адамов Е.О. Белая книга ядерной энергетики. – М.: ГУП НИКИЭТ, 1998. – 355 с.
13. Бойко В.И. Управляемый термоядерный синтез и проблемы инерциального термоядерного синтеза // Соросовский образовательный журнал. – 1999. – № 6. – С. 97–104.
14. Орлов В.В. К публикации выступления академика А.П. Александрова в ИЯИ АН УССР 19 мая 1978 г. // Вопросы истории естествознания и техники. – 2003. – № 2. – С. 22–25.

Поступила 31.01.2011 г.

УДК 621.039.577–027.31

ЗАМКЫКАНИЕ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА В ПРЕОДОЛЕНИИ МИРОВОГО ДЕФИЦИТА ЭНЕРГОРЕСУРСОВ. Ч. 2. ИННОВАЦИОННЫЕ ЯДЕРНО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЕ СИСТЕМЫ

Г.И. Полтариков*, Р.Е. Водянкин, А.В. Кузьмин

*Институт ядерной энергетики (филиал) Санкт-Петербургского государственного политехнического университета, г. Сосновый Бор
Томский политехнический университет
E-mail: kuzminav@tpu.ru

Рассматриваются современное состояние и перспективы замыкания ядерного топливного цикла в атомной энергетике, концепции инновационных ядерно-энергетических систем, которые позволят снять проблему наступающего энергетического голода.

Ключевые слова:

Ядерный топливный цикл, инновационные ядерно-энергетические системы, схемы новых реакторов, новые материалы ядерной техники.

Key words:

Nuclear fuel cycle, innovation nuclear power systems, circuitry of new reactors, new materials of nuclear engineering.

В настоящее время мировое сообщество реализует следующие стратегические направления: *во-первых*, создание термоядерной энергетики и, *во-вторых*, замыкание ядерного топливного цикла (ЯТЦ) и освоение критических и сверхкритических параметров в современной атомной энергетике, реализация которых позволит практически решить проблему «топливного голода» [1].

Осуществление управляемого термоядерного синтеза является сложной, дорогостоящей и проблемной задачей. Поэтому это направление реализуется в рамках международного сотрудничества созданием Международного термоядерного экспериментального реактора мощностью 500 МВт, который планируется построить в 2016 г., а первую промышленную термоядерную станцию [2] в 2045–2050 гг.

Главные проблемы атомной энергетики – воспроизводство делящегося топлива, безопасность и связанная с ней стоимость АЭС, радиоактивные отходы (РАО), устойчивость к распространению ядерного оружия – за полвека не нашли вполне удовлетворительных решений [3].

Согласно Энергетической стратегии России на период до 2020 г., развитие атомной энергетики предусматривает введение в эксплуатацию в 2012 г. реактора на быстрых нейтронах БН-800. С пуском этого реактора связаны надежды на замыкание ЯТЦ на основе сжигания оружейного плутония в смешанном с ураном МОХ-топливе. Производство такого топлива должно быть налажено примерно к 2015 г., а в 2020 г. возможна демонстрация замкнутого ЯТЦ [4]. К этому же времени может быть построена серия быстрых реакторов, которая за счет модернизации активных зон позволит к 2030 г. выбрать самый перспективный вариант реактора с коэффициентом воспроизводства нового топлива достаточным для развивающейся атомной энергетики [2]. Таким образом, можно сказать, что проблема утилизации оружейного плутония инициировала работы по замыканию ЯТЦ на основе быстрого реактора, имеющего к этому наивысшую технологическую готовность.

В последние годы появился ряд отечественных альтернативных инновационных проектов, также решающих проблемы замыкания ЯТЦ. Рассмотрим некоторые из них.

Концепция шаро-насыпной активной зоны

Предлагаемая концепция, по мнению авторов [5–7], направлена на преодоление наиболее слабых мест в замыкании ЯТЦ реакторов на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем (БН) с традиционной кассетно-стержневой зоной, к которым относят, прежде всего:

- жесткие требования к дистанционированию ТВЭЛов в тепловыделяющей кассете, что не позволяет наладить их автоматизированную сборку, тем самым заметно удорожая стоимость топлива;
- необходимость длительной выдержки отработавших кассет для спада остаточного тепловыделения перед транспортировкой на завод по переработке высокоактивного ядерного топлива.

Приняв в качестве основы активной зоны шаровой ТВЭЛ, ставится задача обоснования возможности регенерации на месте не только ядерного топлива, но и материала оболочки ТВЭЛА.

Конструкция реактора по сравнению с реактором БН-600 меняется заметно в его центральной части (рис. 1). Отсутствуют поворотные пробки, механизмы наведения, элеваторы, зоны воспроизводства. Возможно осуществление бридинга, для чего контейнеры нейтронной защиты промежуточных теплообменников заполняются шарами с обедненным ураном. В технологии перегрузки топлива на ходу, расчета теплофизических и гидро-

динамических характеристик зоны использован опыт проектирования реакторов с шаровыми ТВЭЛАми [8].

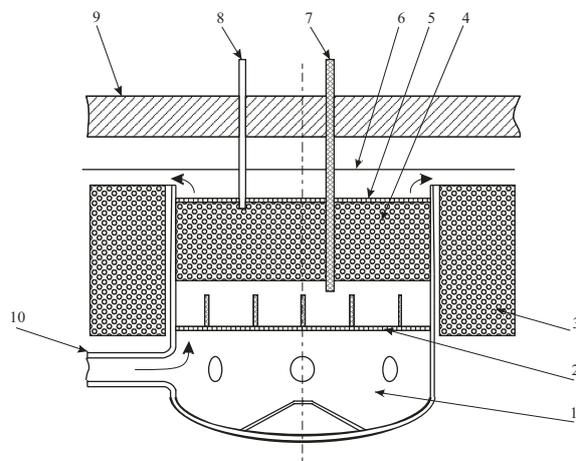


Рис. 1. Основные элементы центральной части реактора: 1) напорная камера; 2) нижняя опорная решетка с поглощающими элементами; 3) радиационная защита промежуточных теплообменников; 4) шаровая засыпка; 5) верхняя ограничительная решетка; 6) уровень натрия; 7) система управления реактивностью; 8) система перегрузки; 9) биологическая защита; 10) напорный трубопровод первого контура

Характеристики топлива, состоящего из смеси мононитридов обедненного урана и плутония: пористость и соотношение диаметра топлива к толщине металлической оболочки, выбираются таким образом, чтобы доля топлива в активной зоне была не ниже, чем в БН-600. Оценки показывают, что при этих условиях, чтобы обеспечить коэффициент воспроизводства ≈ 1 , объем активной зоны составит $\approx 7 \text{ м}^3$ при диаметре ТВЭЛА $\approx 10...20 \text{ мм}$.

Предполагается, что ТВЭЛы в остановленном реакторе размещаются в напорной камере на нижней решетке с установленными на ней поглощающими элементами. Циркуляция натрия осуществляется также как и в БН-600. При создании гидродинамического напора натрия ТВЭЛы всплывают под верхнюю решетку, формируя активную зону.

Выбор ТВЭЛА в форме шара позволяет решить проблему формоизменения при больших флюенсах, которая характерна для стержневых ТВЭЛ, снизить расход металла на единицу массы топлива, заметно уменьшить время выдержки для снятия остаточного тепловыделения.

Небольшой объем ТВЭЛА облегчает проведение его испытаний в условиях близких к реальным с целью создания простой и надежной технологии его изготовления и рефабрикации.

Переработку отработавшего ядерного топлива (ОЯТ) и рефабрикацию ТВЭЛ предполагается проводить в режиме *on-line* на автоматизированных установках непосредственно на площадке станции. При этом появляется возможность замыкания цикла конструкционных материалов и уменьшения потребности в них, а также осуществление топливного цикла без сепарации актинидов (в том числе

без отделения плутония от урана) и без глубокой очистки ОЯТ от продуктов деления.

Конструкция реактора позволяет поддерживать запас реактивности меньше доли запаздывающих нейтронов, имеет отрицательный пустотный эффект реактивности и гравитационный фактор срабатывания аварийной защиты, что должно обеспечивать безопасность реактора.

Основными проблемами в обосновании концепции являются: сложность организации гидравлического и физического профилирования, поиск и извлечение негерметичного ТВЭЛ, возможное образование уплотнений и устойчивых структур при движении шаров в активной зоне.

Концепция реактора-конвертера с жидкометаллическим топливом и теплоносителем

Принципиально другая концепция инновационной ядерно-энергетической системы с замкнутым топливным циклом и полным выгоранием ядерного топлива представлена сотрудниками Ленинградской АЭС и Российским научным центром «Курчатовский институт» [9]. Ядерно-энергетическая система содержит каналный реактор-конвертер, работающий на жидкометаллическом уран-плутониевом топливе, и технологию «сухой» переработки облученного оксидного уран-плутониевого топлива в металлическое. Реактор-конвертер является реактором на тепловых нейтронах с жидкометаллическим топливом, жидкометаллическим теплоносителем (изотоп ${}^7\text{Li}$ или кремнеорганическая жидкость), конструктивными материалами и замедлителем из композитного материала на основе нитрида бора ${}^{11}\text{B}^{15}\text{N}$.

Активная зона реактора выполняется по каналному типу. Замедлитель, отражатель, технологические и измерительные каналы, каналы системы управления и защиты, оболочки тепловыделяющих элементов выполняется из термически и радиационно-стойкого композитного материала на основе ${}^{11}\text{B}^{15}\text{N}$ с температурой плавления более 2400°C , значительно превышающей температуру плавления урана (1132°C). Схематически конструкция реактора представлена на рис. 2.

Корпус низкого давления реактора заполнен жидкометаллическим теплоносителем, в который погружена активная зона. Она образована замедлителем, с размещенными в нем технологическими каналами и каналами системы управления и защиты, и отражателем, установленными на опорную конструкцию. В каналы системы управления и защиты установлены стержни-поглотители. В технологических каналах размещаются тепловыделяющие сборки ТВЭЛОВ. ТВЭЛ представляет собой тигель с глухим нижним дном и открытым верхним концом. Внутренний объем ТВЭЛА заполнен металлическим уран-плутониевым топливом, находящимся при работе реактора в расплавленном состоянии при температуре $700...1150^\circ\text{C}$. Верхние концы ТВЭЛОВ объединяются в накопителе продуктов деления. Для предотвращения возгорания лития при возможном контакте с атмосферой, поверхность

над уровнем теплоносителя в реакторе и шахта реактора заполнены инертным газом, например, аргоном, который тяжелее воздуха и является наиболее подходящим газом для защиты лития от воздушной атмосферы [10].

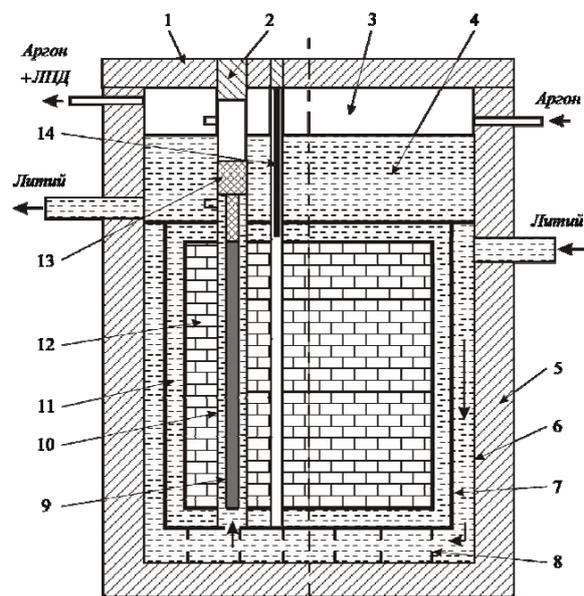


Рис. 2. Принципиальная схема реактора-конвертера: 1) биологическая защита; 2) пробка технологического канала; 3) газовая подушка; 4) теплоноситель (литий); 5) шахта реактора; 6) корпус реактора; 7) активная зона; 8) опорная конструкция активной зоны; 9) тепловыделяющая сборка; 10) технологический канал; 11) отражатель; 12) замедлитель; 13) накопитель продуктов деления; 14) канал системы управления и защиты

Тигель-ТВЭЛ находится в контакте одновременно с расплавом топлива с внутренней стороны и расплавленным теплоносителем с наружной. Наружная поверхность оболочки ТВЭЛ охлаждается жидким ${}^7\text{Li}$ с температурой $600...700^\circ\text{C}$, теплоемкость которого в 22 раза превышает теплоемкость расплава (U–Pu). Вследствие этого на внутренней поверхности оболочки ТВЭЛА из композита ${}^{11}\text{B}^{15}\text{N}$ в жидком U–Pu расплаве образуется гарнисажная пленка, препятствующая химическому взаимодействию топлива с оболочкой. В процессе работы реактора из расплавленного топлива непрерывно спонтанно выделяются газообразные и испаряющиеся продукты деления, удаляемые затем системой газоочистки. Остальные легкие продукты деления (ЛПД) выносятся естественными конвективными потоками за счет разницы атомных весов в верхнюю часть ТВЭЛА в район верхнего отражателя и удерживаются там в течение всего времени эксплуатации реактора, обеспечивая тем самым однородный и неизменный состав топлива в пределах активной зоны.

Топливом в данном реакторе служит смесь сырьевых и делящихся изотопов урана и плутония с содержанием делящихся изотопов, близким к их содержанию в ОЯТ легководных реакторов. Топливная смесь готовится из отвального, природного и отработавшего оксидного топлива стационарных энергетических и судовых реакторов, восста-

новленного до металлической формы, без расширенного воспроизводства и отходов ядерного топлива. В качестве добавки к обедненному топливу может быть использован оружейный плутоний в необходимой пропорции.

Атомное отношение замедлитель/топливо в активной зоне реактора выбирается из условий обеспечения среднего коэффициента воспроизводства ≈ 1 . Реактор-конвертер воспроизводит в среднем столько делящихся материалов, сколько их сжигает (с учетом необходимости компенсации образования неделящихся изотопов урана, плутония и актиноидов, остающихся в расплаве). Конвертирование создает условия для длительного, квазипожизненного топливного цикла на первоначальной загрузке. Реактор, работающий в таком топливном цикле, позволяет использовать практически всё топливо на основе урана, что увеличивает располагаемые ресурсы ядерного топлива более чем в 100 раз (с 0,5...0,7 до 100 %). Полное сжигание ядерного топлива снимает проблему временного хранения и переработки ОЯТ. Отпадает необходимость в рециклировании топлива.

Использование в реакторе расплавленного уран-плутониевого топлива позволяет за счет ликвации (расслоение расплава по атомным весам и температурам плавления составляющих его элементов) выводить из горючего за пределы активной зоны в верхнюю часть твэла продукты деления со средней скоростью $\sim 1...20$ см/с [11]. Перемещенные за пределы активной зоны радиоактивные продукты деления претерпевают естественный распад в течение всего оставшегося срока эксплуатации твэла, предотвращается образование вторичных радиоактивных продуктов, уровень активности газообразных продуктов деления в реакторе снижается в $\sim 10^5$ раз. Отсутствие эффектов отравления и зашлаковывания, стабильность структуры топлива обеспечивают необходимую маневренность, а низкий уровень остаточных тепловыделений упрощает расхолаживание реактора при потере циркуляции теплоносителя. Предварительные физические расчеты реактора-конвертера по программе WIMS D4 подтвердили реальность осуществления равновесного квазипожизненного топливного цикла с самообеспечением и средним коэффициентом воспроизводства, равным единице при практически стабильном эффективном коэффициенте размножения. Позже такая возможность была подтверждена расчетами, выполненными Курчатовским институтом.

Представленные выше преимущества жидкотеплоносительного ядерного топлива известны давно, но они оказались нереализованными из-за отсутствия конструкционных материалов, способных сохранять длительную работоспособность в условиях контакта с расплавом металлического урана. Изучение свойств неметаллических материалов показало перспективность применения в реакторе композитного материала на основе $^{11}\text{B}^{15}\text{N}$ в контакте с жидкотеплоносительным топливом и теплоносителем. Нитрид бора обладает высокой химической, термической,

механической и циклической устойчивостью при высокой температуре; стойкостью к воздействию расплавов металлов и сплавов; высокой теплопроводностью, изотропностью; низким коэффициентом линейного расширения; высокой радиационной стойкостью; низкой активацией; низким сечением поглощения; хорошей замедляющей способностью нейтронов. Ядерно-физические свойства $^{11}\text{B}^{15}\text{N}$ как замедлителя не уступают графиту, а теплотехнические, химические, радиационные свойства превосходят его. Одним из основных свойств материала оболочки твэла является отсутствие взаимодействия с расплавом топлива, с одной стороны и его нерастворимость в жидком теплоносителе – литии, с другой. При плавлении в твэле металлического уран-плутониевого топлива между топливом и теплоносителем возникает градиент температур $150...300$ °С, за счет которого на внутренней поверхности оболочки твэла образуется гарнисажная пленка твердого металлического топлива. Гарнисажный слой способствует повышению стойкости оболочки твэла. Для подтверждения свойств композита на основе нитрида бора были получены образцы [9], которые прошли успешные испытания на отсутствие взаимодействия с расплавом топлива и лития.

Использование жидкотеплоносительного теплоносителя – лития обеспечивает естественную внутреннюю безопасность реактора благодаря отсутствию высокого давления в активной зоне. Благодаря сочетанию различных теплофизических свойств жидкий литий считается одним из наиболее эффективных теплоносителей для ядерных энергетических установок [10]. Основными достоинствами лития как теплоносителя являются: высокие весовая и объемная теплоемкости; широкий интервал рабочих температур; высокая температура кипения, значительно превышающая температуру плавления урана; исключительно высокая теплота парообразования и низкое давление паров при высоких температурах, повышающие инерционность активной зоны.

Второй важной составляющей инновационной ядерно-энергетической системы является технология сухой металлургической переработки оксидного ОЯТ в металлическое уран-плутониевое. Предлагаемая технология предусматривает высокотемпературную рафинировочную переплавку ОЯТ, позволяющую восстановить оксиды до металла с неглубокой очисткой топлива от образовавшихся за время облучения продуктов деления.

Технология сухой металлургической переработки оксидного ОЯТ включает:

- нагрев смеси до температуры $1300...1500$ °С для инициирования реакции восстановления;
- восстановление ОЯТ до металла с удалением из него газообразных продуктов деления;
- слив расплава в тигель-отстойник с нагревателем, где происходит ликвация расплава на легкие и тяжелые элементы;
- после изотермической выдержки и охлаждения слиток режется на части: в верхней относительно

но небольшой содержатся легкие элементы – продукты деления, в нижней – тяжелые элементы (U, Pu, трансурановые).

При температуре около 1400 °С благодаря ликвации удается выделить из облученного материала инертные газы, другие газообразные и испаряющиеся продукты деления, щелочноземельные и редкоземельные металлы частично возгоняются из расплава, а частично переходят в окисные шлаки. Уран, плутоний и трансурановые элементы остаются в расплаве. Плутоний в расплаве топлива в концентрациях вплоть до 20 % в процессе пирометаллургической переработки ведет себя аналогично урану. Из этого следует, что в процессе пирометаллургической переработки топлива, содержащего плутоний, он будет эффективно удерживаться в перерабатываемом горючем без расслоения [12]. Таким образом, уменьшается объем высокоактивных отходов вследствие их концентрирования и отделения от них топлива, а полученное металлическое уран-плутониевое топливо может быть полностью использовано в реакторе-конвертере без дополнительной переработки.

Экономичность и конкурентоспособность проекта обеспечивается дешевизной используемого топлива, простотой и многообразием ресурсов урана, высокими маневренностью и коэффициентом использования установленной мощности, созданием унифицированного ряда мощностей от 50 до 1500 МВт и более. Получение нового конструкционного материала и освоение технологии переработки ОЯТ дадут экономический эффект до создания реакторной установки. К настоящему времени защищены патентами конструкционный материал на основе $^{11}\text{B}^{15}\text{N}$, технология его получения, технология переработки ОЯТ.

Реакторная установка, получившая название РЕКОРТ, в случае успешной реализации способна решить важнейшие проблемы, сдерживающие крупномасштабное развитие атомной энергетики:

- проблема обеспечения необходимым количеством энергоресурсов решается за счёт вовлечения в ЯТЦ ^{238}U , переработанного топлива энергетических и судовых реакторов;
 - полное сжигание ядерного топлива и технология сухой металлургической переработки ОЯТ снимают проблему его хранения, переработки и захоронения РАО;
 - низкое стартовое обогащение, однородный состав топлива, отсутствие перегрузок, замкнутый топливный цикл без внешних производств и изотопного разделения горючего исключают всякую возможность распространения ядерных материалов;
 - отсутствие высокого давления теплоносителя, низкая избыточная реактивность, непрерывная эвакуация продуктов деления и высокая тепловая инерционность активной зоны обеспечивают естественную безопасность реакторной установки и тем самым существенно снижают капитальные затраты на её строительство;
 - энергоблок может работать в маневренных режимах, так как в расплавленном топливе не возникают термические напряжения.
- Основными неопределенностями являются количество продуктов деления, остающихся в жидком топливе, и промышленное освоение новых материалов.

Выводы

Предложены инновационные концепции ядерно-энергетических систем на основе реактора с шаро-насыпной активной зоной, являющегося модернизацией традиционного реактора на быстрых нейтронах, а также оригинального теплового реактора с жидкометаллическими топливом и теплоносителем. Концепции открывают новые возможности замыкания ядерного топливного цикла, повышения безопасности, а также снижения удельных капитальных затрат и стоимости обслуживания ядерного топливного комплекса.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Полтараков Г.И., Водянкин Р.Е., Кузьмин А.В. Замыкание ядерного топливного цикла в преодолении мирового дефицита энергоресурсов. Ч. 1. Современные оценки энергопотребления и энергоресурсов // Известия Томского политехнического университета. – 2011. – Т. 319. – № 4. – С. 13–16.
2. Волков Э.П., Костюк В.В. Новые технологии в энергетике России // Вестник РАН. – 2009. – Т. 79. – № 8. – С. 675–686.
3. Орлов В.В. К публикации выступления академика А.П. Александрова в ИЯИ АН УССР 19 мая 1978 г. // Вопросы истории естествознания и техники. – 2003. – № 2. – С. 22–25.
4. Асмолов В.Г. Российская ядерная энергетика сегодня и завтра // Теплоэнергетика. – 2007. – № 5. – С. 2–6.
5. Усынин Г.Б., Кравченко А.А., Усынина С.Г. Замкнутый и закрытый (on site) топливный цикл РБН нетрадиционной конструкции // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2005. – № 2. – С. 102–107.
6. Усынин Г.Б., Кравченко А.А. Сравнение кассетно-стержневой и шаро-насыпной активных зон РБН с натриевым теплоносителем // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2006. – № 3. – С. 60–68.
7. Усынин Г.Б., Кравченко А.А. Исследование безотходного топливного цикла РБН с шаро-насыпной активной зоной // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2007. – № 3. – Вып. 2. – С. 34–39.
8. Богдаевский Р.Г. Гидродинамика и теплообмен в высокотемпературных реакторах с шаровыми твэлами. – М.: Атомиздат, 1978. – 112 с.
9. Бурлаков Е.В., Гольцев А.О., Степанов Н.В., Лебедев В.И., Павлов М.А., Полтараков Г.И. От РБМК к реактору РЕКОРТ через МКЭР // Безопасность, эффективность и экономика ядерной энергетики: Тезисы докл. VII Междунар. научно-техн. конф. – М., 2010. – С. 49–50.
10. Субботин В. И., Арнольд М.Н., Ивановский М.Н., Мосин А.А., Тарбов А.А. Литий. – М.: ИздАТ, 1999. – 263 с.
11. Сокурский Ю.Н., Стерлин Я.М., Федорченко В.А. Уран и его сплавы. – М.: Атомиздат, 1971. – 446 с.
12. Займовский А.С., Калашников В.В., Головин И.С. Тепло выделяющие элементы атомных реакторов. – М.: Атомиздат, 1966. – 520 с.

Поступила 31.01.2011 г.