

ЯДЕРНЫЕ РЕАКТОРЫ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ И ИХ РОЛЬ В XXI ВЕКЕ

*В.Г. Барьяхтар, М.Г. Данилевич, И.В. Лежненко
Институт магнетизма, Киев, Украина*

Касаясь современных проблем развития энергетики, и атомной энергетики в частности, отметим, что в настоящее время назрела необходимость вернуться к проблеме создания реакторов на быстрых нейтронах (БН). Работы по созданию таких реакторов уже ведутся в РФ, Индии и Китае.

Актуальность создания таких реакторов обусловлена целым рядом причин, на которых мы остановимся ниже. Отметим только, что возможности создания безопасных реакторов и решения проблемы эффективного использования долгоживущих радионуклидов (без создания по всему миру мест их захоронения) подтверждают актуальность возврата к идее создания реакторов БН, выдвинутой Энрико Ферми еще в 1944 году и заключающейся в том, что в реакторах БН будет использоваться уран-238 и вырабатываться плутоний-239 – топливо для реакторов на медленных нейтронах. Таким образом, в сотни раз увеличивается количество топлива для АЭС. В качестве теплоносителя Ферми предложил использовать натрий. В свое время в работе советских ядерщиков идеи Ферми получили существенное развитие.

Современный интерес к реакторам БН обусловлен перспективами их конкурентоспособности с существующими реакторами, а также значительными преимуществами реакторов БН по многим параметрам, на которых мы хотим остановиться.

На основе идеи Ферми в 50–60-х годах XX века велись обширные работы в США, СССР и других странах по созданию реакторов БН и проведению на них различных исследований. Вскоре стало понятно, что по одному из важнейших критериев экономики, а именно «стоимости–эффективности», эти реакторы значительно уступают реакторам на медленных нейтронах. После этого работы по созданию реакторов БН во многих странах были свернуты либо полностью прекращены, хотя ученые и понимали их неоспоримые преимущества.

Остановимся и мы на перечне этих преимуществ:

1 – топливом для реакторов БН может быть уран-238 и торий;

2 – в процессе работы реактора БН вырабатывается плутоний-239 как топливо для реакторов на медленных нейтронах. Отметим, что в настоящее время уже ощущается дефицит урана-235;

3 – реактор БН может использовать в качестве топлива торий, запасов которого с учетом перспектив энергообеспечения человечества и

согласно уже разведанным месторождениям, хватит на сотни лет;

4 – в процессе работы реактора БН происходит сжигание многих изотопов, что тем самым существенно снижает радиационную нагрузку на окружающую среду;

5 – многие технологические и конструкторские трудности, казавшиеся непреодолимыми еще 50–40 лет тому назад, в настоящее время нашли свое решение.

Итак, обсуждая проблемы дальнейшего развития атомной энергетики, нельзя обойти вниманием возможность создания и эксплуатации реакторов БН.

С сожалением должны отметить, что в украинской научной литературе проблеме создания реакторов БН уделено недостаточно внимания. Остановимся кратко на принципах работы реакторов БН, а также уделим некоторое внимание истории их разработки в СССР и в России, в настоящее время являющейся безусловным лидером в этой области энергетики.

На Белоярской атомной электростанции вот уже более 30-ти лет безаварийно работает реактор БН мощностью 600 МВт. Кроме того, 15 декабря 2015 года здесь введен в эксплуатацию реактор БН мощностью 800 МВт. В перспективе планируются работы над созданием подобного реактора мощностью 1200 МВт. Все это подтверждает дальнейшую перспективность создания конкурентоспособных мощных реакторов на быстрых нейтронах уже в ближайшие 10–15 лет.

Остановимся на исторических этапах создания реакторов на быстрых нейтронах.

РАБОТЫ ПО СОЗДАНИЮ РЕАКТОРОВ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ В СССР

Первый реактор такого типа в СССР был введен в эксплуатацию в 1955 году в Обнинске под научным руководством и по инициативе крупнейшего физика-ядерщика академика Александра Ильича Лейпунского (см. Приложение). Инициативу ученого поддержал также тогдашний министр Средмаша (Министерство атомной промышленности) Е.П. Славский. Таким образом, программа по созданию реакторов БН в СССР приобрела государственный масштаб. Уже в 1957 году в Обнинске был запущен реактор БН с ртутным теплоносителем.

Важный вклад в совершенствование структуры реакторов БН внес академик Федор Михайлович Митенков (см. Приложение). Кроме того, в 1973 году на восточном побережье Каспийского

моря был введен в действие демонстрационный энергетический реактор на быстрых нейтронах БН-350 тепловой мощностью 1000 МВт. Этот реактор имел традиционную для атомной энергетики петлевою схему передачи теплоты и паротурбинный комплекс для преобразования тепловой энергии. Отметим, что часть тепловой энергии реактора использовалась традиционно, а остальная – шла на опреснение морской воды, снабжая, таким образом, пресной водой целый город. Одной из отличительных особенностей схем этой и последующих реакторных установок с натриевым носителем было наличие промежуточного контура передачи теплоты между реактором и пароводяным контуром, продиктованное соображениями безопасности. Несмотря на сложность технологической схемы, эта

реакторная установка БН-350 успешно работала с 1973 по 1999 гг., что на пять лет больше ее проектного времени, в составе Мангышлакского энергетического комбината и завода опреснения морской воды в Шевченко (ныне Актау, Казахстан) (рис. 1). Эквивалентная мощность установки составляла 350 МВт, фактическая же – 150 МВт. Еще 100 МВт использовалось для отопления и 100 МВт – для опреснения морской воды Каспия. Топливом этого реактора служила двуокись урана. Вся станция состояла из одного блока реактора БН. На момент ее эксплуатации станция являлась единственной в мире опреснительной установкой, поставляя пресную воду для города Шевченко в объеме 120 тыс. м³ в сутки. Следует отметить, что такое количество пресной воды превратило город и его окрестности в цветущий оазис.

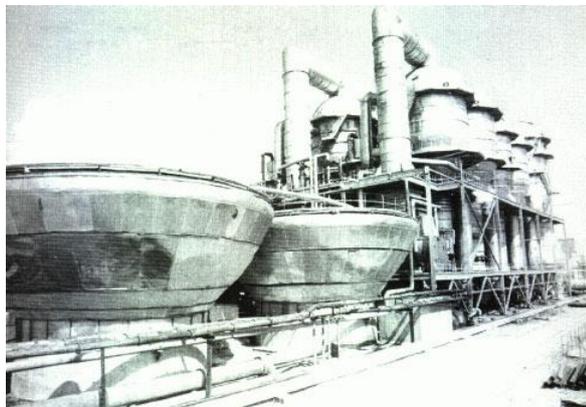
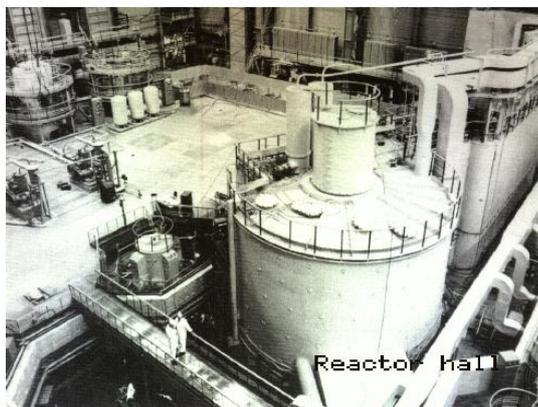


Рис. 1. Реактор БН-350 в Шевченко и опреснители морской воды

В 1999 году реактор был остановлен, что связано с выделением США средств на новое опреснительное и отопительное оборудование, а также с утилизацией оставшегося ядерного топлива.

Отметим также и некоторые недостатки этой установки. Большая разветвленность натриевых контуров в БН-350 вызывала беспокойство, ибо в случае их аварийной разгерметизации мог возникнуть пожар. Поэтому в СССР началось проектирование более мощного реактора БН-600 интегральной конструкции, в котором натриевые трубопроводы большого диаметра отсутствовали, а весь натрий первого контура был сосредоточен в корпусе реактора. Это позволило практически полностью исключить опасность разгерметизации

первого натриевого контура, снизить пожарную опасность установки, а также повысить уровень радиационной безопасности и надежности реактора.

Такая установка БН-600 с 1980 года надежно работает в составе третьего энергоблока Белоярской АЭС. В настоящее время это самый мощный из действующих в мире реакторов БН, который служит источником уникального эксплуатационного опыта и базой для натурной обработки усовершенствованных конструкционных материалов и топлива.

Во всех последующих российских проектах реакторов этого типа используется интегральная конструкция. На рис. 2 показана схема работы реактора типа БН.

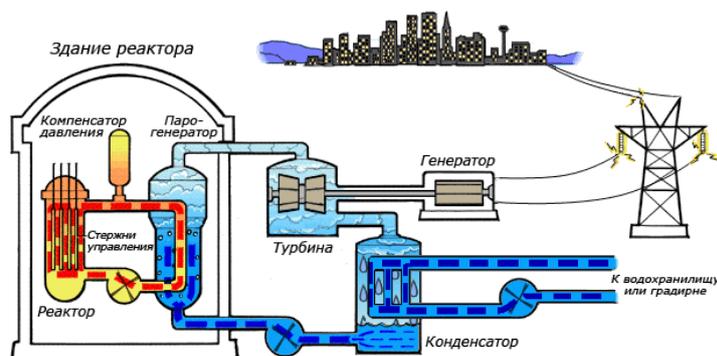


Рис. 2. Схема реактора на быстрых нейтронах

Отметим, что уже при проектировании первых энергетических реакторов БН большое внимание уделялось вопросам обеспечения их безопасности как в нормальных условиях, так и при аварийных ситуациях. Направления поиска соответствующих проектных решений определялись требованием исключения недопустимого воздействия на окружающую среду и население вследствие внутренней самозащищенности реактора, а также за счет применения эффективных систем локализации потенциально возможных последствий аварии.

Самозащищенность реактора основана в первую очередь на действии обратных связей, стабилизирующих процесс деления ядерного топлива при повышении температуры и мощности реактора, а также на свойствах материалов, используемых в реакторе. С целью иллюстрации безопасности, внутренне присущей быстрым реакторам, отметим некоторые их особенности, связанные с использованием в них натриевого носителя. Высокая температура кипения натрия (883 °С при нормальных физических условиях) позволяет поддерживать в корпусе реактора давление, близкое к атмосферному, что упрощает конструкцию реактора и повышает его надежность. В процессе работы корпус реактора не подвергается большим механическим нагрузкам, поэтому его разрыв даже менее вероятен, нежели в существующих реакторах с водой под давлением, в которых такой разрыв относится к классу гипотетических. В то же время такая авария в реакторе БН не представляет опасности с точки зрения надежности охлаждения ядерного топлива, поскольку корпус реактора окружен герметичным страховочным кожухом, а возможный объем утечки в него натрия незначителен. Вероятность разгерметизации трубопроводов с натриевым носителем в реакторе БН интегральной конструкции также не ведет к опасной ситуации, поскольку теплоемкость натрия достаточно велика, так что даже при полном прекращении отвода тепла в пароводяной контур температура теплоносителя в реакторе будет повышаться со скоростью примерно 30 град в час. При нормальной работе температура теплоносителя на выходе из реактора составляет 540 °С. Таким образом, значительный запас температуры до точки закипания натрия дает резерв времени, достаточный для принятия мер, снижающих последствия подобной маловероятной аварии.

При проектировке реактора БН-800 использовались основные инженерные решения БН-600, однако были приняты дополнительные меры, обеспечивающие сохранение герметичности реактора и исключающие недопустимые воздействия на окружающую среду, даже в случае гипотетической, крайне маловероятной аварии с расплавлением активной зоны реактора.

Реактор БН-800 был введен в строй на Белоярской АЭС 10 декабря 2015 года и уже в начале 2016 года успешно прошел первые испытания.

Важно отметить, что многолетняя успешная эксплуатация реактора БН-600 подтвердила достаточность и эффективность предусмотренных проектом мер обеспечения безопасности его работы. За 35 лет эксплуатации этого реактора не произошло ни одной аварии со сверхнормативными выбросами радиоактивности, ни случаев облучения персонала, ни тем более местного населения. БН-600 продемонстрировал высокую устойчивость в работе и легкость в управлении. Также была освоена технология натриевого теплоносителя, эффективно нейтрализующая его пожароопасность. Случаи утечки и горения натрия персоналом успешно и быстро обнаруживаются, а их последствия надежно ликвидируются.

В последние годы все более широкое применение в проектах создания реакторов БН находят системы и устройства, способные перевести реактор в безопасное состояние без вмешательства персонала и подвода энергии со стороны.

ТЕХНИКО-ЭКОНОМИЧЕСКИЕ ПОКАЗАТЕЛИ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ

Особенности натриевой технологии, повышенные меры безопасности, а также консервативный выбор проектных решений первых реакторов БН-350 и БН-600 обусловили их более высокую стоимость, по сравнению с реакторами с водяным охлаждением. Однако следует учитывать, что их создавали с целью проверки работоспособности, безопасности и надежности работы реакторов БН. В результате поставленная задача и была успешно решена и подтверждена длительной их эксплуатацией. При создании же следующей модели реакторной установки – БН-800, предназначавшейся для массового использования в атомной энергетике, больше внимания уделялось ее технико-экономическим характеристикам. В результате этих мер по удельным капитальным затратам удалось существенно приблизиться к затратам реактора ВВЭР-1000 – основному типу отечественных энергетических реакторов на медленных нейтронах.

К настоящему времени можно считать установленным тот факт, что реакторы БН с натриевым теплоносителем имеют большой потенциал дальнейшего технико-экономического совершенствования. Рассмотрим основные направления улучшения их экономических характеристик при одновременном повышении уровня безопасности:

- повышение единичной мощности реактора и основных компонентов энергоблока;
- совершенствование конструкции основного оборудования, переход на критические параметры пара с целью увеличения термодинамического КПД цикла преобразования тепловой энергии;
- оптимизация системы обращения со свежим и отработанным топливом, увеличение глубины выгорания ядерного топлива;
- создание активной зоны с высоким внутренним коэффициентом воспроизводства (КВ) до 1.

– увеличение срока службы до 60 лет и более.

Как показали конструкторские проработки, совершенствование отдельных узлов оборудования может оказать весьма существенное влияние на улучшение технико-экономических показателей как реакторной установки, так и энергоблока в целом. Например, работы по совершенствованию системы перегрузки перспективного реактора БН-1800 показали возможность значительного уменьшения металлоемкости этой системы. Замена модульных парогенераторов на корпусные, оригинальной конструкции, позволяет значительно снизить их стоимость, а также уменьшить площадь, объем и материалоемкость парогенераторного отделения энергоблока.

Естественно, что совершенствование конструкции реакторов БН потребует определенных усилий со стороны промышленных предприятий, научных и проектных организаций. Так, для увеличения глубины выгорания ядерного топлива предстоит проработать и освоить производство конструкционных материалов активной зоны реактора, более стойких к нейтронному облучению. В настоящее время работы в этом направлении уже ведутся.

Следует отметить, что реакторы БН могут быть использованы не только для получения электроэнергии. Потоки нейтронов высокой энергии способны эффективно «сжигать» наиболее опасные долгоживущие радионуклиды, образующиеся в отработанном ядерном топливе. Это имеет принципиальное значение для решения проблемы обращения с радиоактивными отходами всей атомной энергетики. Проблема в том, что период полураспада некоторых радионуклидов (актиноидов) намного превышает научно обоснованные сроки стабильности геологических формаций, которые рассматриваются в качестве мест окончательного захоронения радиоактивных отходов. Поэтому, применив замкнутый топливный цикл с выжиганием актиноидов и трансмутацией долгоживущих продуктов деления в короткоживущие, можно радикально решить проблему обезвреживания отходов атомной энергетики и многократно уменьшить объем радиоактивных отходов, подлежащих захоронению.

Таким образом, перевод атомной энергетики, наряду с использованием «тепловых» реакторов, на эксплуатацию реакторов БН, а также на замкнутый топливный цикл, позволит создать безопасную энергетическую технологию, в полной мере

отвечающую современным требованиям устойчивого развития человеческого общества.

Дальнейшее развитие атомной энергетики позволило понять тот факт, что в качестве топлива для реакторов БН кроме урана может быть использован и торий, запасы которого в мире в десятки раз превышают запасы урана-238.

Таким образом, благодаря идеям Э. Ферми, а также научным работам И.В. Курчатова, А.И. Лейпунского и Ф.М. Митенкова человечеству была предложена возможность использования двух типов ядерных реакторов – на медленных и быстрых нейтронах. На Земле запасов тория для их работы достаточно на тысячи лет.

АТОМНЫЕ РЕАКТОРЫ И ПРОБЛЕМА ПРЕСНОЙ ВОДЫ

Важно напомнить еще об одной весьма актуальной для современного человечества проблеме. Это проблема недостатка пресной воды. Опыт эксплуатации реактора БН-350 доказал, что атомная энергетика может сыграть важную роль в производстве пресной воды. Во всяком случае города и сельскохозяйственные предприятия, расположенные вдоль побережья морей и океанов, вполне могут обеспечиваться пресной водой за счет опреснительных установок АЭС.

Из всего вышеизложенного сделаем выводы.

1. Одной из положительных характеристик реакторов БН является возможность использования в качестве топлива уран-238 и торий. По современным оценкам геологов запасов тория в мире примерно раз в десять больше, чем урана. Это означает, что реакторы БН будут обеспечены топливом на сотни лет.

2. Вторым важным свойством реакторов БН является возможность сжигания в них радиоактивных отходов, что особенно важно для актиноидов, период полураспада которых составляет тысячелетия, и хранить их в обычных геологических хранилищах РАО невозможно.

3. Опыт эксплуатации реактора БН-350 показал, что ядерные реакторы такого типа можно эффективно использовать для опреснения морской воды и решить, таким образом, проблемы нехватки пресной воды в современном мире.

4. В настоящее время можно реально прогнозировать, что время эксплуатации реакторов типа БН будет продлено до 60–80 лет.

МИТЕНКОВ Федор Михайлович



Федор Михайлович Митенков – советский российский ученый, специалист в области атомного энергетического машиностроения, доктор технических наук, профессор, генеральный конструктор Опытного конструкторского бюро машиностроения. Родился 25 ноября 1924 года. Участник Великой Отечественной войны. В 1950 году закончил Саратовский государственный университет по специальности «инженер-физик». Производственную деятельность начал в 1950 году в Конструкторском бюро машиностроительного завода в Нижнем Новгороде, где участвовал как ведущий исполнитель в создании уникального оборудования для атомной промышленности и энергетики. Участник разработки атомной энергетической установки первого советского атомного ледокола «Ленин», затем возглавлял работы по созданию судовых атомных установок советских атомных ледоколов и лихтеровоза-контейнеровоза, двух поколений советских атомных подводных лодок и тяжелых надводных крейсеров, атомных станций теплоснабжения. Указом Президиума Верховного Совета СССР от 23 июня 1978 года Митенкову Федору Михайловичу присвоено звание Героя Социалистического Труда с вручением ордена Ленина и золотой медали «Серп и Молот». 15 марта 1979 года был избран членом-корреспондентом, а 15 декабря 1990 года – действительным членом (академиком) АН СССР (с 1991 – РАН).

Ф.М. Митенков внес значительный вклад в разработку и создание ядерных реакторов для атомных электростанций, гражданского и военно-морского флота. Под его руководством в Опытном конструкторском бюро машиностроения были созданы атомные паропроизводящие установки для атомных ледоколов «Арктика», «Сибирь», «Россия», «Советский Союз», «Таймыр», «Вайгач» и «Ямал», лихтеровоза «Севморпуть», атомных подводных лодок и надводных кораблей ВМФ; реакторы на быстрых нейтронах БН-350, БН-600, ядерные реакторы для атомных станций теплоснабжения и проекты реакторных установок для малой атомной энергетики.

Ф.М. Митенков автор и соавтор более 300 публикаций и докладов, имеет 48 авторских

свидетельств на изобретения. Под его научным руководством были защищены 14 докторских и 55 кандидатских диссертаций.

Ф.М. Митенков – президент Российского ядерного общества (1992–1993 гг.); председатель Международного комитета по присуждению премии «Глобальная энергия». С 2008 года – научный руководитель Института ядерной энергетики и технической физики (на базе ФТФ НГТУ). Награжден двумя орденами Ленина, орденом Октябрьской Революции, орденом Трудового Красного Знамени, российским орденом «За заслуги перед Отечеством» IV степени (22.01.2005), медалями. Заслуженный деятель науки и техники РФ. Лауреат Ленинской премии (1982), Государственной премии СССР (1969), Государственной премии Российской Федерации (1998). В 2004 году ему присуждена престижная Международная премия «Глобальная энергия» «за разработку физико-технических основ и создание энергетических реакторов на быстрых нейтронах» (совместно с американским ученым Л. Кохом). Он почетный гражданин Нижнего Новгорода (21.06.2000).

ЛЕЙПУНСКИЙ Александр Ильич



Лейпунский Александр Ильич – советский физик-экспериментатор, академик АН Украинской ССР родился 24 ноября (7 декабря) 1903 года в деревне Драгли Сокальского уезда Гродненской губернии в семье служащего военного ведомства города Гродно. Работал с 1918 года посыльным, рабочим, помощником мастера, закончил заочно Рыбинский механический техникум. В 1921 году поступил на физико-механический факультет Петроградского политехнического института. Весной 1923 года А.Ф. Иоффе привел его в числе 6 студентов в свою лабораторию в Ленинградский физико-технический институт, в июле–августе 1928 года вместе с другими молодыми «физтеховцами» выехал в Германию на средства, заработанные Иоффе за консультации компании «General Electric» (США). В октябре 1928 года переводится в Харьков на работу в Украинский физико-технический институт (УФТИ), где с марта 1930 года был заместителем директора, а с 1933 – директором института. Руководил также ядерной лабораторией УФТИ. С марта по декабрь 1935 года работал в

Кембридже у Резерфорда. В 1924 г. (или в 1925) задерживался органами ГПУ в Ленинграде, причины неизвестны. В 1937 году исключен из рядов коммунистической партии «за пособничество врагам народа» и снят с должности директора ([https://ru.wikipedia.org/wiki/%D0%92%D0%9A%D0%9F\(%D0%B1\)](https://ru.wikipedia.org/wiki/%D0%92%D0%9A%D0%9F(%D0%B1))). Арестован в Харькове 14 июня 1938 года. Содержался в тюрьме в Киеве. В связи с истечением срока следствия (2 месяца) и отсутствием достаточных данных для предания суду (сотрудники УФТИ А. Вайсберг и Ф. Хоутерманс не дали показаний на Лейпунского) по постановлению начальника 1 отделения 3 отдела УГБ НКВД УССР от 8 августа 1938 года дело в отношении Лейпунского было прекращено, и он был освобожден.

С 1939 года А.И. Лейпунский – руководитель исследований по проблеме «Изучение деления урана», а также с 1940 – по проектированию циклотрона. Принимал участие в работе Ядерной и Урановой комиссий АН СССР. В 1941–1944 – директор Института физики и математики АН УССР, где занимается оборонными задачами; в 1944 году создает там отдел ядерной физики. В 1944–1949 – директор Института физики АН УССР, также заведующий сектором ИТЭФ АН СССР, заведующий кафедрой и декан инженерно-физического факультета Московского механического института. В 1946 году восстановлен в партии, в 1949 – возглавляет отдел Обнинского физико-энергетического института.

С 1950 года он научный руководитель программы создания ядерных реакторов на быстрых нейтронах. В Обнинске он стал научным руководителем проекта реактора с

жидкометаллическим теплоносителем, который лег в основу принципиально новой двигательной установки подводной лодки.

В Обнинске им была создана школа физиков-ядерщиков.

Умер в Обнинске 14 августа 1972 года; похоронен на Кончаловском кладбище.

Заслуги А.И. Лейпунского высоко оценены. В 1963 году ему было присвоено звание Героя Социалистического Труда, он награжден тремя орденами Ленина, орденом Октябрьской Революции, орденом «Знак Почета». В 1960 году ему присуждена Ленинская премия. Он – Почетный гражданин города Обнинска. В Обнинске имя Лейпунского присвоено Физико-энергетическому институту и улице. На одном из домов по улице Лейпунского установлена мемориальная доска. Отметим, что его брат Овсей и сестра Дора были активными участниками советского атомного проекта.

БИБЛИОГРАФИЧЕСКИЙ СПИСОК

1. Г.Б. Усынин, Е.В. Кусмарцев. *Реакторы на быстрых нейтронах* / Под ред. Ф.М. Митенкова. М.: «Энергоатомиздат», 1985.

2. А.А. Саркисов, В.Н. Пучков. *Нейтронно-физические процессы в быстрых реакторах с тяжелыми жидкометаллическими теплоносителями*. М.: «Наука», 2011.

3. А.А. Акатов, Ю.С. Коряковский. *Будущее ядерной энергетики. Реакторы на быстрых нейтронах*. М., 2012, 36 с.