

УДК 621.039.5

АНАЛИЗ ПРЕДЛОЖЕНИЙ ПО КОНЦЕПЦИЯМ БЫСТРЫХ РЕАКТОРОВ НА ОБЕДНЕННОМ УРАНЕ

Дмитриев А.М., д.т.н. (ФГУП «НИИ НПО «ЛУЧ»),
Иванов В.С. (vivanov@secnrs.ru) (ФБУ «НТЦ ЯРБ»),
Синцов А.Е. (sintsov@vosafety.ru) (ФГУП ВО «Безопасность»)

В статье анализируются предлагаемые в России и США концепции использования обедненного урана для нужд ядерной энергетики. Показывается, что на настоящий момент отсутствуют достаточные основания для вывода о наличии готового к внедрению предложения по концепции ядерного реактора, использующего обедненный уран в качестве основного топлива. Сделан вывод о том, что необходимо определение требований к конструкционным материалам, конструкции активной зоны, стратегии запуска с использованием обогащенного урана или плутония, схеме перегрузок в условиях дефицита нейтронного баланса, позволяющих спроектировать ядерную систему за обозримый интервал времени.

► **Ключевые слова:** обедненный уран, реактор размножитель на быстрых нейтронах, металлическое ядерное топливо.

ANALYSIS OF PROPOSALS ON THE CONCEPTS OF FAST REACTORS ON DEPLETED URANIUM

Dmitriev A., Ph. D. (FSUE RI SIA «LUCH»),
Ivanov V. (SEC NRS),
Sintsov A. (FSUE VO «Safety»)

The concepts of using depleted uranium for nuclear power proposed in Russia and the United States are analyzed. It is shown that at present there are no reasonable cause to make a conclusion about ready-to-implement proposal on the concept of a nuclear reactor using depleted uranium as the main fuel. It is shown that it is necessary to define requirements to structural materials, core design, start-up strategy using enriched uranium or plutonium, a scheme of overloads in conditions of neutron balance deficit that would allow designing the nuclear system in a foreseeable time interval.

► **Key words:** depleted uranium, fast breeder reactor, metal nuclear fuel.

В мире накоплено большое количество обедненного урана, то есть урана, состоящего из ^{238}U после извлечения ^{235}U для нужд ядерной энергетики и оборонных программ. Только в России и США запасы обедненного урана составляют более чем по 1 млн. тонн. Использование обедненного урана как основного топлива ядерных реакторов позволило бы с оптимизмом оценивать энергетическую безопасность человечества.

Идея использования обедненного урана в качестве основного топлива ядерных реакторов впервые озвучена С.М. Фейнбергом в 1958 г. «Реактор на быстрых нейтронах непрерывно загружается блоками ^{238}U . Блоки также непрерывно выгружаются после того, как в них использовано около 30 % урана, содержится около 7 % плутония. Критичность поддерживается в результате накопления в реакторе плутония. Теоретические расчеты бридера, выполненные г-ном Кунегиним, показали, что такая схема возможна. К сожалению, точные расчеты размеров реактора зависят в сильной степени от точности, с которой мы знаем зависимости ядерных сечений от энергии в области быстрых нейтронов. Оценки показали, что размеры и мощность экономичной станции могут оказаться очень большими. Более того, еще нет топливных элементов, способных выдержать 30 % выгорания урана. Это означает, что практическая возможность схемы еще не может быть оценена. Однако прогресс в этой области в перспективе возможен, и можно ожидать, что предложенная схема бридера может оказаться со временем практически осуществимой» [1].

Попытки использовать идею производства делящихся элементов непосредственно внутри активной зоны реактора с такой скоростью, чтобы иметь возможность длительного поддержания реакции, позднее привели к идее реактора «самоеда» или реактора «путешествующей волны» [2].

Одним из первых эту идею развивал Лев Феоктистов [3] для уран-плутониевого цикла. Позже Э. Теллер [4] – для уран-ториевого цикла, а также другие авторы [5]. Концепция реактора «путешествующей волны» в ее первоначальном представлении состоит в «естественном» передвижении фронта волны реакции по заранее подготовленной структуре активной зоны, содержащей обедненный уран или торий, снабженной системами охлаждения и регулирования. Основная идея С.М. Фейнберга по использованию обедненного урана или тория как источника для производства топлива непосредственно внутри активной зоны разделилась на два направления: 1) непрерывные перегрузки с подачей

свежего топливного материала и выгрузкой отработавшего, 2) неподвижные системы из материала, способного под действием нейтронов генерировать топливо, по которому реакция продвигается самостоятельно, подобно пламени свечи.

В США в 2008 г. [6] была образована компания «TerraPower» для создания промышленного образца реактора «путешествующей волны». Спонсором компании является Билл Гейтц. Основные параметры реактора, основанного на концепции «путешествующей волны», были представлены специалистами «TerraPower» на встрече с российскими специалистами в Москве в декабре 2009 г.: достижение среднего выгорания в 25 – 35 %, топливо на основе металлического урана в виде сплава с 10 вес.% циркония, теплоноситель в виде натрия. Особо подчеркивалась проблема стойкости конструкционных материалов, способных работать до 500 – 600 сна. Запуск реактора планировалось осуществлять при помощи пускового механизма, состоящего из небольшого реактора для создания в зоне контакта основного и пускового реакторов высокой плотности потока нейтронов, которые должны образовывать начальные ядра плутония в основной загрузке из обедненного урана. Реакция должна быть «естественной», неуправляемой по мощности, пик реакции должен перемещаться без процесса перегрузок по топливной структуре, причем весь запас топлива на многие годы должен изначально содержаться в конструкции реактора. Реактор должен работать не менее 100 лет с продвижением «волны» со скоростью около 3 см/год.

Между 2008 и 2012 гг. концептуальный проект реактора претерпел несколько итераций. Работа специалистов компании «TerraPower», основной состав которой состоит из профессоров Массачусетского технологического института, привела к пониманию, что схеме «путешествующей волны» присущи принципиальные и, в практическом смысле, непреодолимые недостатки в организации регулирования и теплосъема. Это изложено в [6] следующим образом: «Слишком много нейтронов теряется в осколках позади фронта «путешествующей волны». Схема не может обеспечить необходимой эффективности преобразования тепловой мощности реактора».

Поиски выхода из тупика привели около 2010 г. к «прорыву» (breakthrough) – к новой идее: замене «путешествующей волны» на «стоячую волну» [6].

«Стоячая волна» должна быть достигнута за счет периодического перемещения топлива внутри

активной зоны. Из ее центральной части на периферию активной зоны перемещаются частично выгоревшие топливные сборки (ТВС) из высокообогащенного топлива. На их место устанавливаются ТВС из обедненного урана. Приняв такое решение, специалисты «TerraPower» фактически отказались от идеи «путешествующей волны», хотя она осталась в названии, и фактически перешли на схему, предложенную С.М. Фейнбергом. Используя идеологию «стоячей волны», в «TerraPower» начали разработку концептуального проекта коммерческой атомной станции мощностью 1150 МВт(э). Целью было развитие завершеного проекта атомной станции, который мог бы быть использован для оценок графика сооружения и сравнительных экономических оценок. По новому проекту загрузка реактора должна состоять на 2/3 активной зоны из высокообогащенного урана, который при запуске реактора занимает центральный объем активной зоны, и 1/3 обедненного урана, располагающегося на периферии. Особенностью является высота топливной загрузки в ТВС, которая составляет 2,5 м для снижения утечки нейтронов [7].

Как считают авторы, результаты конструирования и оценок стоимости показали, что в целом показатели находятся в диапазоне, заявляемом для новых атомных станций поколения III+ в США.

Результаты конструирования станции на 1150 МВт(э) позволили начать концептуальный проект демонстрационной станции вдвое меньшей мощности, обозначенной как TP-1. Реализация проекта TP-1 должна была подтвердить основные показатели процесса внутренней конверсии топлива и основные конструктивные решения по реакторным установкам, включая оборудование и используемые материалы. Коэффициент использования установленной мощности станции оценивался в 90 % случаев на период в 5 лет. Тепловая мощность TP-1 по проекту составляет 1200 МВт, электрическая – 500 МВт, время сооружения – 48 месяцев, срок службы станции – 40 лет. Топливо реактора TP-1 должно состоять из уран-циркониевого металлического сплава (5 вес. % циркония) с натриевым подслоем и оболочкой из нержавеющей стали мартенситного класса, в качестве которой предложено использовать сталь HT9 (Fe-12Cr-1Mo-VW). Топливо предполагалось спроектировать на пиковое выгорание в 35 ат. % с плотностью в 61 % от теоретического максимума, то есть оно должно иметь высокую пористость для предотвращения распухания при проектном пределе по выгоранию.

Важной особенностью топлива является вентилируемая конструкция твэлов с выпуском газо-

образных продуктов деления непосредственно в натрий первого контура. Вентилирование твэлов, как считают авторы, резко увеличивает срок службы и сильно снижает вероятность разрушения оболочек твэлов. Газовые продукты деления извлекаются из натрия при помощи системы специальных ловушек таким образом, что радиоактивность натрия в контуре должна быть на уровне радиоактивности натрия обычных реакторов на быстрых нейтронах.

Предполагалась работа активной зоны в течение 40 лет с достижением среднего выгорания около 16 % по смеси ТВС из обогащенного и обедненного урана. После достижения заранее определенного выгорания реактор заглушается и часть ТВС центральной зоны переставляется на периферию, меняя их местами с ТВС, содержащими обедненный уран, то есть перестановка ТВС исключала извлечение их из корпуса реактора в течение всего жизненного цикла. Этот процесс планировалось выполнять через каждые 18 – 24 месяцев. В конструкции реактора предусматривались две поворотные пробки, способные обеспечивать работу механизмов перестановки компонентов активной зоны.

В поддержку основного проекта была выполнена работа по математическому моделированию режимов замены ТВС [8], выполнены работы по обоснованию возможности использования стали марки HT9 в качестве основного конструкционного материала твэлов [9].

В 2013 г. представлены измененные проектные решения по атомной станции, которая теперь обозначена как TWR-C, а ее прототип как TWR-P. Описание реактора для прототипа атомной станции (TWR-P) позволяет выполнить его анализ и сравнить основные параметры с TP-1. Специалистами «TerraPower» на этом этапе было признано, что конструкция реактора должна отвечать на вызовы, обусловленные особенностями реактора – это вызовы по положительному коэффициенту реактивности теплоносителя, по пиковому выгоранию топлива, высоким флюенсам на оболочки твэлов и корпуса ТВС, по общей конструкции реактора, поскольку проектные пределы TWR оказываются взаимно зависимыми.

Вызовы требовали инновационных решений. Предложенные в ответ на вызовы технические решения выполнены на уровне изобретений и не описаны достаточно полно. Эти решения требуют проверки, с целью которой и предложен проект реактора-прототипа TWR-P. Он должен быть претворен в жизнь в 2020 гг. [10]. Поскольку процесс получения необходимых результатов должен занять не менее 15 – 20 лет, проект рабочего реактора

может быть оформлен не ранее середины столетия. Доля сгоревших тяжелых ядер, которая первоначально оценивалась в 20 или 30 % в зависимости от длительности пускового и рабочего периода реакторов, для TWR-C по нашим расчетам составляет уже 11 % на период в 40 лет и для TWR-P – 6,8 % на тот же период. Кривая изменения реактивности реактора TWR-P, приведенная в [10], характеризуется спадом реактивности к концу компании с заменой ТВС, что свидетельствует о преобладании в его мощности делений ядер ^{235}U . Таким образом, нет предпосылок к тому, что реакторы типа TWR будут созданы в ближайшем будущем.

Эволюция технологических идей компании «TerraPower» за последние 8 лет приводит к все более консервативным решениям и смещению сроков пуска энергетического быстрого реактора на обедненном уране на конец столетия.

В России идея реактора на обедненном уране развивалась в Физико-энергетическом институте им. А.И. Лейпунского, претерпев в 1990 – 2000 гг. несколько итераций. Концептуальные предложения не были доведены до реальных проектных решений, таких как конструкция твэлов и ТВС, выбор и оценка стойкости материалов конструктивных элементов реактора. Необходимо отметить, что в технических предложениях компании «TerraPower» и в предложениях ФЭИ [11], [12] предусмотрены многократные перестановки всех ТВС активной зоны за время их жизни в реакторе. Это является неким аналогом непрерывных перегрузок и для реакторов, охлаждаемых натрием, и должно привести к снижению коэффициента использования установленной мощности реактора, если такие перестановки окажутся технически возможными.

Уместно привести факты из истории реактора БН-600. В проекте реактора БН-600 рассматривалась технология замены положения ТВС в процессе их выгорания [13]. От замены положения ТВС отказались из-за реальных затруднений с перестановками и с целью избежать снижения эксплуатационной надежности ТВС [13].

В 2011 г. в России вышел сборник статей [14], содержащий выдержки из отчета по научной работе, выполненной в 1958 г. и послужившей основой выступления С.М. Фейнберга в Женеве. В отчете рассмотрен баланс нейтронов в системе без утечки, поглощения в конструкционных материалах и теплоносителе. Рассматривается способность плутония поддерживать процесс ядерной реакции в смеси с ^{238}U и осколками деления в системе беско-

нечных размеров в режиме непрерывных перегрузок. «Дальнейшее более подробное рассмотрение схемы расширенного воспроизводства без промежуточного химико-металлургического цикла требует уже тех или иных конкретных конструктивных решений реактора, системы охлаждения, конструкции тепловыделяющих элементов и т.д. Это выходит за рамки данного доклада, целью которого является только указание на принципиальную возможность осуществления реактора-бридера без цикла химической и металлургической переработок облученных топливных элементов» [14].

Публикация позволяет прояснить некоторые требования, которые С.М. Фейнберг и Е.П. Кунегин считали важными для реализации идеи реактора на обедненном уране.

- «Процесс, протекающий в активной зоне реактора, должен быть стационарным, то есть средний состав элемента ее объема, включающего совокупность блоков с различными интегралами облучения, не должен меняться во времени».

- «...Следует отметить, что изучение стационарного режима является с расчетной точки зрения существенно более простой задачей, чем нестационарного».

- «При точном решении задачи необходимо находить нейтронный спектр в реакторе совместно с изотопным составом в активной зоне. Такая комплексная задача сложна математически».

Публикация работы [14] вызвала появление в России новой концепции реактора на обедненном уране. Статья [15] содержит изложение вопросов физики, которое позволило авторам оптимистично рассматривать перспективы ядерных реакторов на обедненном уране. Основой работы являются результаты расчета по изменению коэффициента размножения одиночного твэла из обедненного урана без учета утечки в процессе выгорания в диапазоне от 0 до 50 % «тяжелых» атомов.

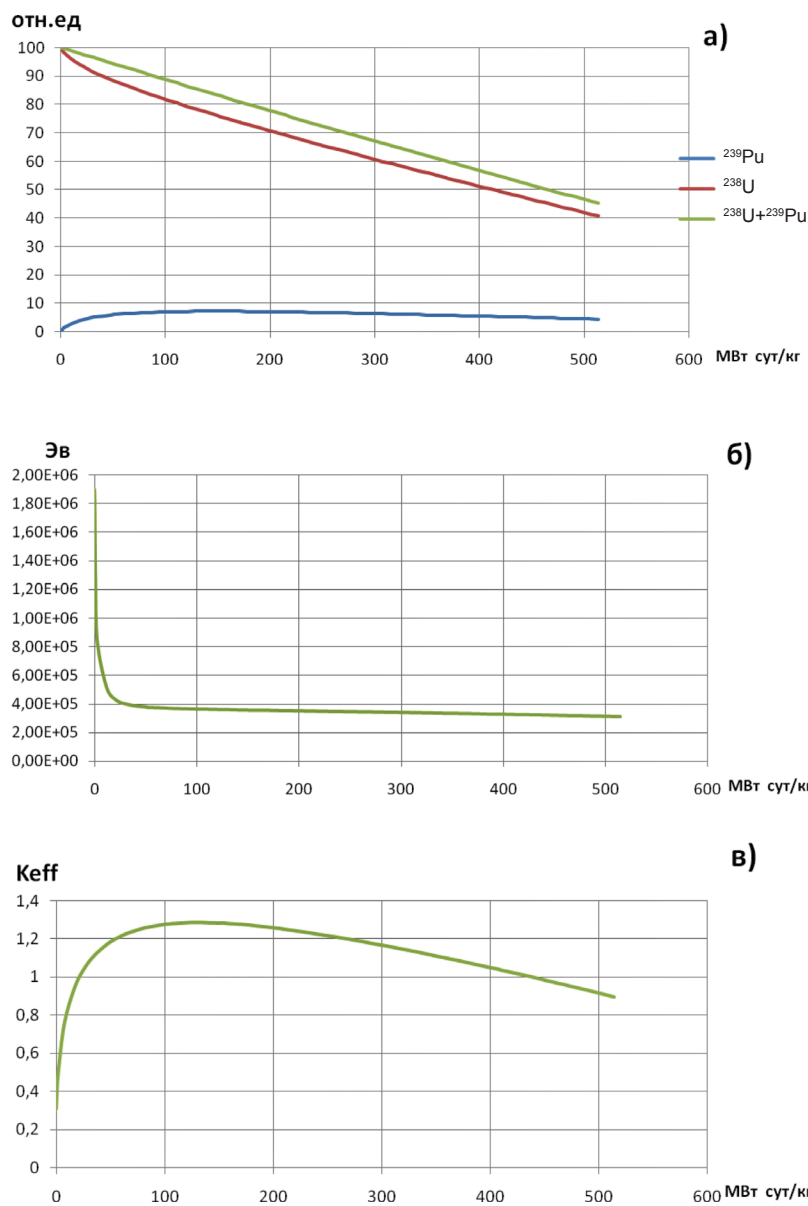
Значения коэффициентов размножения, полученные по этой модели, применены для оценок конечного реактора. Реактор состоит из засыпки твэлов в виде шаров со стальной оболочкой, содержащих металлический уран и охлаждаемых натрием.

В расчетах реактора использована гипотеза о равенстве средних характеристик по истории одного твэла средним характеристикам по множеству в режиме непрерывных перегрузок.

В равновесном состоянии по непрерывным перегрузкам, для которого С.М. Фейнбергом и Е.П. Кунегиним была применена гипотеза о

равенстве средних характеристик твэлов по активной зоне средним характеристикам каждого твэла в течение его жизни в активной зоне, основным источником нейтронов является плутоний, содержащийся в «старых», уже облученных твэлах. Этот плутоний получается в процессе запуска реактора с загрузкой твэлов с плутонием или обогащенным ураном, то есть рассмотрен не одиночный твэл, а совокупность твэлов с различными выгораниями. Выгорание одиночного изолированного твэла из обедненного урана невозможно, и расчеты по этой модели приводят к нереально высокой жесткости спектра, который при отсутствии плутония просто состоит из спектра деления ^{238}U .

График изменения энергии нейтронов, вызывающих деление, по мере работы одиночного изолированного твэла и накопления плутония в нем рассчитан нами и приведен на рисунке, где представлены также изменения коэффициента размножения без учета утечки (K_{∞}), концентрация ^{238}U и ^{239}Pu в зависимости от выгорания. Эти графики практически точно соответствуют приведенным в [15] зависимостям K_{∞} и концентрации плутония. Результатом использования модели является сильное завышение генерации плутония в начальной стадии работы твэла, когда в действительности его коэффициент размножения остается менее единицы.



Изменение нейтронно-физических характеристик с выгоранием:

- а) нормированные концентрации урана и плутония;
- б) изменение энергии нейтронов, вызывающих деление;
- в) эффективный коэффициент размножения

В соответствии с [15] коэффициент размножения достигает единицы при выгорании около 35 МВт·сут/кг, в то время как в равновесном состоянии по перегрузкам в соответствии с нашими расчетами эта величина равна 150 МВт·сут/кг. Наши расчеты этого параметра совпадают с данными работы [16]. Соответственно сильно заниженной по результатам [15] оказывается дисперсия мощностей твэлов, определяющая возможности эффективного подогрева теплоносителя.

Замечание в [14] об элементе объема, включающего совокупность блоков с различными интегралами облучения, можно трактовать как структуру активной зоны, состоящей из полячеек, содержащих блоки с различными временами выдержки в активной зоне, как это делалось на реакторах для производства плутония или реакторах серии РБМК.

Реактор, предназначенный для работы на обедненном уране, должен неизбежно пройти нестационарный режим в период запуска. Схема запуска реактора требует в стартовой загрузке достаточного количества хорошо делящихся материалов. Нестационарные режимы существенно сложнее и требуют специального рассмотрения. В отчете [14] эта проблема не рассматривалась. Высокое выгорание топлива является проблемой, над которой ведется интенсивная работа. Согласно [17] в обозримом будущем можно ожидать создания металлического топлива, характеризующегося

проектным выгоранием до 50 % тяжелых атомов. Дополнительным резервом повышения выгорания может служить вентилируемая конструкция твэлов.

Работа С.М. Фейнберга и Е.П. Кунегина не содержит доказательства практической возможности создания реактора, работающего на обедненном уране, и схемы запуска такого реактора. Однако предложенная ими технология ядерной энергетики без химической переработки отработавших твэлов, делает многие технологические переделы топливного цикла ненужными или существенно более простыми. Весьма привлекателен топливный цикл без изготовления твэлов с плутонием. Анализ известных описаний предлагавшихся реакторных систем на обедненном уране показал, что потребуется достаточно серьезная работа, прежде чем рабочий проект такого реактора будет создан, однако и принципиальных трудностей на этом пути не выявлено. В значительной степени успех проекта зависит от возможности удовлетворить сложным требованиям по нейтронному балансу и обеспечить работоспособность всех элементов конструкции в очень жестком спектре нейтронов.

Технология ядерной энергетики с высокими выгораниями обедненного урана, предложенная С.М. Фейнбергом и Е.П. Кунегиним, позволяет удовлетворить потребности человечества в энергии с уже имеющимися запасами обедненного урана на сотни лет. Это дает запас времени для реализации работ по термоядерному синтезу.

Список литературы

1. Фейнберг С. М. Из дискуссии по докладам № 419 и 1848 // Proceedings of the Second United Nations International Conference on the Peaceful Use of Atomic Energy / Ed. United Nations. – Женева, 1958. – вып. 9. – С. 447–448.
2. Driscoll M. J., Atefi B., Lanning D. D. An Evaluation of the Breed / Burn Fast Reactor Concept // MITNE-229 (Dec.1979). – 1979.
3. Феоктистов Л. П. Анализ концепции физически безопасного реактора. – М.: ЦНИИ информ. и техн-экон. исслед. по атом. науке и технике, 1988. – Препринт Ин-т атом. энергии им. И. В. Курчатова; ИАЭ-4605/4, 1988.
4. Teller E., Ishikawa M., Wood L. Completely Automated Nuclear Power Reactors for Long-Term Operation // Proceedings of the Frontiers in Physics Symposium, American Physical Society and the American Association of Physics Teachers Texas Meeting. – Lubbock, 1995.
5. Gilleland J., Ahlfeld C., Dadiomov D., Hyde R. Novel reactor Designs to Burn Non-Fissile Fuel // Proceedings of the 2008 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2008) / Paper 8319 (2008). – Anaheim: ANS, 2008.
6. Nuclear Fusion Power. World Nuclear Association, 2014. [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://www.world-nuclear.org/info/Current-and-Future-Generation/Fast-Neutron-Reactors/>.
7. Ahlfeld C., Burke T., Ellis T., Hejzlar P. Conceptual Design of a 500 MWe Traveling Wave Demonstration Reactor Plant // Proceedings of ICAPP 2011 Nice, France, May 2 – 5, 2011 // Paper 11199. – Nice, 2011.
8. Xu Z., Petroski R., Touran N., Whitmer C. A one-Dimensional Benchmark Problem of Breed & Burn Reactor // Transactions of the American Nuclear Society, Vol. 105, Washington, D.C., October 30 – November 3, 2011. – Washington, D.C., 2011.

9. Latta R., Vollmer J., Hackett M. J., Povirk G. Issues in Modeling Metallic Fuel Systems with HT9 Clad // Transactions of the American Nuclear Society, vol. 106, Chicago, Illinois, June 24 – 28, 2012. – Chicago, 2012.
10. Hejzlar P., Petroski R., Cheatham J., Touran N., Cohen M., Truong B., Latta R., Werner M., Burke T., Tandy J., Johnson B., Ellis T., Mc Whirter J., Odedra A., Schweiger P., Adkisson D., Gilleland J. Terra Power, LLC Traveling Wave Reactor Development Program Overview // Proceedings of ICAPP2013 Jeju Island, Korea, April 14 – 18, 2013 Paper № FD226. – Jeju Island, 2013.
11. Матвеев В. И., Елисеев В. А., Малышева И. В. Сравнение физических характеристик активных зон перспективных реакторов, охлаждаемых натрием и тяжелым теплоносителем // Мат. конф. «Тяжелый жидкометаллический теплоноситель в ядерной технологии». – Обнинск: ГНЦ «ФЭИ», 1997. – Т. 1. ГНЦ РФ ФЭИ.
12. Toshinsky V. G., Sekimoto H., Toshinsky G. I. A method to improve multiobjective genetic algorithm optimization of a self-fuel-providing LMFBR by niche induction among nondominated solutions // Annals of Nuclear Energy 27 (2000) 397 – 410. [Электронный ресурс]. – Режим доступа: www.elsevier.com/locate/anucene.
13. Васильев Б. А., Кузавков Н. Г., Мишин О. В. и др. Опыт и перспективы модернизации активной зоны реактора БН-600 // Ядерная энергетика. – 2011. – № 1. – С. 158–169.
14. Кунегин Е. П., Фейнберг С. М. Расширенное воспроизводство в реакторе без промежуточной химико-металлургической переработки облученных элементов // Выдержки из отчета 1-Инд-1214, 1958. – М.: НИЦ «Курчатовский институт». – 2011. – С. 306.
15. Белов И. А., Давиденко В. Д., Ковалишин А. А. и др. Концепция быстрых реакторов с открытым топливным циклом // Атомная энергия. – 2012. – № 2. – С. 67–73. – т. 113.
16. Petroski R. Direct use of Depleted Uranium as Fuel in a Traveling-Wave Reactor // Am. Nucl. Soc. Winter Mtg., Washington, D.C., November 15 – 19, 2009. Copyright 2009 by the American Nuclear Society, La Grande, Illinois. – La Grande, 2009.
17. Соколова И. Д. Металлическое топливо для быстрых реакторов // Атомная техника за рубежом. – 2014. – № 6. – С. 3 – 16.

References

1. Feinberg S. M. From debates on reports № 419 and 1848 // Proceedings of the Second United Nations International Conference on the Peaceful Use of Atomic Energy / Ed. United Nations. – Geneva, 1958. – Issue 9. – page 447–448.
2. Driscoll M. J., Atefi B., Lanning D. D. An Evaluation of the Breed / Burn Fast Reactor Concept // MITNE-229 (Dec.1979). – 1979.
3. Feoktistov L. P. Review of the inherently-safe reactor concept. – М.: Central research institute on information and feasibility study on nuclear science and technology, 1988. – Preprint of the Institute of atomic energy n.a. I.V. Kurchatov; IAE-4605/4, 1988.
4. Teller E., Ishikawa M., Wood L. Completely Automated Nuclear Power Reactors for Long-Term Operation // Proceedings of the Frontiers in Physics Symposium, American Physical Society and the American Association of Physics Teachers Texas Meeting. – Lubbock, 1995.
5. Gilleland J., Ahlfeld C., Dadiomov D., Hyde R. Novel reactor Designs to Burn Non-Fissile Fuel // Proceedings of the 2008 International Congress on Advances in Nuclear Power Plants (ICAPP 2008) / Paper 8319 (2008). – Anaheim: ANS, 2008.
6. Nuclear Fusion Power. World Nuclear Association, 2014. [Электронный ресурс]. – Режим доступа: <http://www.world-nuclear.org/info/Current-and-Future-Generation/Fast-Neutron-Reactors/>.
7. Ahlfeld C., Burke T., Ellis T., Hejzlar P. Conceptual Design of a 500 MWe Traveling Wave Demonstration Reactor Plant // Proceedings of ICAPP 2011 Nice, France, May 2 – 5, 2011 // Paper 11199. – Nice, 2011.
8. Xu Z., Petroski R., Touran N., Whitmer C. A one-Dimensional Benchmark Problem of Breed & Burn Reactor // Transactions of the American Nuclear Society, Vol. 105, Washington, D.C., October 30 – November 3, 2011. – Washington, D.C., 2011.
9. Latta R., Vollmer J., Hackett M. J., Povirk G. Issues in Modeling Metallic Fuel Systems with HT9 Clad // Transactions of the American Nuclear Society, vol. 106, Chicago, Illinois, June 24 – 28, 2012. – Chicago, 2012.

10. Hejzlar P., Petroski R., Cheatham J., Touran N., Cohen M., Truong B., Latta R., Werner M., Burke T., Tandy J., Johnson B., Ellis T., Mc Whirter J., Odedra A., Schweiger P., Adkisson D., Gilleland J. Terra Power, LLC Traveling Wave Reactor Development Program Overview // Proceedings of ICAPP2013 Jeju Island, Korea, April 14-18, 2013 Paper № FD226. – Jeju Island, 2013.
11. Matveev V. I., Eliseev V. A., Malysheva I. V. “Comparison of physical characteristics of advanced reactors core, that are sodium-cooled with heavy-water coolant”. // Conference proceedings: «Heavy liquid-metal coolants in nuclear technologies». – Obninsk: State Scientific Centre “Leipunsky Institute of Physics and Power Engineering”, 1997. – Vol.1. RF SSC IPPE.
12. Toshinsky V. G., Sekimoto H., Toshinsky G. I. A method to improve multiobjective genetic algorithm optimization of a self-fuel-providing LMFBR by niche induction among nondominated solutions // Annals of Nuclear Energy 27 (2000) 397 – 410. [Электронный ресурс]. – Режим доступа: www.elsevier.com/locate/anucene.
13. Vasiljev B. A., Kuzavkov N. G., Mishin O. V. and other. “Experience and perspectives of BN-600 reactor core modernization” // Nuclear energy – 2011. – № 1. – page 158–169.
14. Kunegin E. P., Feinberg S. M. “Expanded reproduction in a reactor with no preliminary chemical and metallurgical processing of irradiated elements // Report extracts 1-1nd-1214, 1958. – M.: National Research Institute «Kurchatov Institute». – 2011. – page 306.
15. Belov I. A., Davidenko V. D., Kovalishin A. A. and others. “The concept of fast reactors with the open fuel cycle” // Atomic energy. – 2012. – № 2. – page 67–73. – vol. 113.
16. Petroski R. Direct use of Depleted Uranium as Fuel in a Traveling-Wave Reactor // Am. Nucl. Soc. Winter Mtg., Washington, D.C., November 15–19, 2009. Copyright 2009 by the American Nuclear Society, La Grande, Illinois. – La Grande, 2009.
17. Sokolova I. D. “Metallic fuel for fast reactors” // Atomnaya tekhnika za rubezhom (Nuclear engineering abroad). – 2014. – № 6. – pages 3–16.



Дмитриев
Александр Мефодьевич
(09.03.1940 – 02.11.2016)

Александром Мефодьевичем Дмитриевым пройден большой трудовой и научный путь, достойный подражания: участие в создании ядерного щита нашей Родины – сооружение и эксплуатация промышленных уран-графитовых ядерных реакторов на Сибирском химическом комбинате, серьезные научные работы в данном направлении, присвоение по результатам проведенных им научных и технических работ ученых степеней кандидата, а затем доктора технических наук. А.М. Дмитриевым являлся профессором МФТИ, плодотворно работал над идеями создания новых типов безопасных реакторов.

Долгие годы А.М. Дмитриев работал в должности заместителя руководителя Госатомнадзора, а после ухода с гражданской государственной службы занимался серьезной и плодотворной научной деятельностью сначала в ФБУ «НТЦ ЯРБ», а затем и в других научно-технических организациях.