

АНАЛИЗ СУЩЕСТВУЮЩИХ СПОСОБОВ ПОЛУЧЕНИЯ СМЕШАННОГО НИТРИДНОГО УРАН-ПЛУТОНИЕВОГО ТОПЛИВА В РОССИИ И ЗА РУБЕЖОМ

М.С. Федоров, А.Н. Жиганов, Д.В. Зозуля, Н.А. Байдаков

Максим Сергеевич Федоров *, Николай Андреевич Байдаков

Производство плотного топлива, Опытно-демонстрационный энергокомплекс, АО «Сибирский химический комбинат», ул. Курчатова, 1, Северск, Томская область, Российская Федерация, 636039

E-mail: maxwin1@yandex.ru *

Александр Николаевич Жиганов

Северский технологический институт Национального исследовательского ядерного университета «МИФИ», пр. Коммунистический, 65, Северск, Томская область, Российская Федерация, 636036

Дмитрий Валерьевич Зозуля

Опытно-демонстрационный энергокомплекс, АО «Сибирский химический комбинат», ул. Курчатова, 1, Северск, Томская область, Российская Федерация, 636039

В данной работе представлен обзор и краткий анализ существующих способов получения смешанного нитрида урана и плутония, разработанных как российскими, так и иностранными учеными. Рассмотрены основные параметры процессов, а также изучены их достоинства и недостатки. В настоящее время основными направлениями производства нитридного топлива выбраны металл-гидридный способ и карботермическое восстановление из исходных оксидов. Способы представляют собой традиционную керамическую технологию. Исходными продуктами для изготовления порошка нитридного топлива могут быть либо оксиды (диоксиды урана и плутония), либо металлы (уран, плутоний и их сплавы). К настоящему времени технология изготовления порошка нитридного топлива окончательно не выбрана. При рассмотрении существующих способов значительный акцент ставился на промышленное применение и простоту аппаратного оформления процессов. В работе также отмечены 2 способа, разработанные за рубежом – powder-pellets и золь-гель метод, которые являются вариацией карботермического синтеза, за исключением используемых исходных материалов. В работе отражены лабораторные способы, которые позволяют упростить процесс и снизить затраты на получение порошков смешанных нитридов урана и плутония, однако обладают значительными трудностями в технологической реализации и малой производительностью процессов. Особого внимания среди лабораторных способов получения смешанных нитридов урана и плутония заслуживает метод высоковольтной электроимпульсной консолидации. Данный метод позволяет спекать таблетки на стадии прессования порошка из смешанных нитридов урана и плутония за счет пропуска короткого высоковольтного разряда мощностью несколько кВт непосредственно через порошок.

Ключевые слова: смешанное уран-плутониевое нитридное топливо, карботермическое восстановление, золь-гель метод, металл-гидридный

ANALYSIS OF EXISTING METHODS FOR URANIUM-PLUTONIUM MIXED NITRIDE FUEL FABRICATION IN RUSSIA AND ABROAD

M.S. Fedorov, A.N. Zhiganov, D.V. Zozulya, N.A. Baydakov

Maxim S. Fedorov *, Nikolay A. Baydakov

Production of Dense Fuel, Experimental – Demonstration Energy Complex, Stock Company «Siberiangroup of chemical enterprises», Kurchatova st., 1, Seversk, Tomsk region, 636039, Russia

E-mail: maxwin1@yandex.ru*

Alexander N. Zhiganov

Seversk Technological Institute - branch of National Research Nuclear University «MEPhI», Communisticheskij ave., 65, Seversk, Tomsk region, 636036, Russia

Dmitry V. Zozulya

Production of Dense Fuel, Experimental – Demonstration Energy Complex, Stock Company «Siberiangroup of chemical enterprises», Kurchatova st., 1, Seversk, Tomsk region, 636039, Russia

This paper presents a review and a brief analysis of existing methods for producing mixed uranium nitride and plutonium, developed by both Russian and foreign scientists. The main parameters of the processes are considered, and their advantages and disadvantages are studied. Currently, the main areas of nitride fuel production are the metal hydride method and carbothermic reduction from the starting oxides. The methods are traditional ceramic technology. The starting products for the manufacture of nitride fuel powder can be either oxides (uranium dioxide and plutonium dioxide) or metals (uranium, plutonium and their alloys). To date, the technology for the manufacture of nitride fuel powder has not been finally selected. When considering existing methods, significant emphasis was placed on industrial applications and the simplicity of the hardware design processes. The laboratory methods are reflected in the work, which make it possible to simplify the process and reduce the costs of obtaining powders of mixed uranium and plutonium nitrides. However, they have significant difficulties in the technological implementation and low productivity of the processes. Of special interest among laboratory methods for producing mixed uranium and plutonium nitrides is the method of high-voltage electric pulse consolidation. This method allows sintering of tablets at the stage of powder pressing from mixed uranium and plutonium nitrides by passing a short high-voltage discharge with a power of several kW directly through the powder.

Key words: uranium-plutonium mixed nitride fuel, carbothermic reduction, sol-gel method, metal hydride

Для цитирования:

Федоров М.С., Жиганов А.Н., Зозуля Д.В., Байдаков Н.А. Анализ существующих способов получения смешанного нитридного уран-плутониевого топлива в России и за рубежом. *Изв. вузов. Химия и хим. технология.* 2020. Т. 63. Вып. 6. С. 12–18

For citation:

Fedorov M.S., Zhiganov A.N., Zozulya D.V., Baydakov N.A. Analysis of existing methods for uranium-plutonium mixed nitride fuel fabrication in Russia and abroad. *Izv. Vyssh. Uchebn. Zaved. Khim. Khim. Tekhnol.* [Russ. J. Chem. & Chem. Tech.]. 2020. V. 63. N 6. P. 12–18

ВВЕДЕНИЕ

Одной из главных задач современного этапа развития ядерной энергетики является разработка и создание реакторов, отвечающих принципу «естественной безопасности и самозащитности» [1]. Повышение внутренней безопасности достигается за счет целенаправленного использования фундаментальных физических и химических свойств ядерного топлива, теплоносителя и других компонентов, а также пассивных средств защиты. Выбор топливной композиции для будущих быстрых реакторов определяется уникальным сочетанием в ней теплофизических и физико-химических свойств [2].

Ужесточение требований к безопасности ядерных реакторов накладывает дополнительные требования к ядерному топливу. Повышение ресурса работы и выгорания топливных элементов, увеличение теплопроводности топлива, уменьшение выхода продуктов деления, совместимость топлива с теплоносителем, простота радиохимической переработки облученного топлива становятся на один уровень с требованиями технологичности и экономичности топлива [3].

Требованиям экономичности производства топлива и изготовления тепловыделяющих эле-

ментов (ТВЭЛов), высокому выгоранию и совместимости топлива с теплоносителем удовлетворяет лишь карбидное и нитридное топливо. При этом следует понимать, что выбор нового топлива должен определяться возможностью адаптации технологий и оборудования, разработанных для изготовления и переработки оксидного топлива, в процессах производства усовершенствованного топлива и его переработки. Этим требованиям удовлетворяет лишь нитридное топливо: показана возможность изготовления нитридного топлива на установках для производства смешанного уран-плутониевого оксидного топлива, а также возможность введения нитридного топлива в головную стадию PUREX-процесса [2].

Нитридное топливо, как потенциальное ядерное топливо для реакторов на быстрых нейтронах, начали серьезно рассматривать лишь в 1980-1990 гг. двадцатого века. Наибольший опыт по производству смешанного уран-плутониевого нитридного топлива накоплен в Европейском институте трансураниевых элементов в Карлсруэ, Германия. Значительный объем работ выполнен в Индии, Америке, Японии и, конечно же, в России.

В 2010 г. ГК «Росатом» инициировал работы по созданию новой технологической плат-

формы атомной отрасли на основе быстрых реакторов и замкнутого ядерного топливного цикла (ЗЯТЦ) – Проект «Прорыв» [4]. В рамках проекта «Прорыв» предполагается, создать проекты двух типов реакторных установок: коммерческого быстрого реактора с натриевым теплоносителем мощностью 1200 МВт (БН-1200) и опытно-демонстрационного со свинцовым теплоносителем мощностью 300 МВт (БРЕСТ-ОД-300). Во-вторых, предстоит создать совершенно новое топливо для них – смешанное нитридное уран-плутониевое [5-8], а также в-третьих – решение проблемы отработавшего ядерного топлива. Приоритеты вопросов безопасности позволили сделать выбор в пользу данного вида топлива при разработках реакторов, как с натриевым, так и свинцовым теплоносителями в проекте «Прорыв» [9, 10]. В 2018 г. Госкорпорация «Росатом» инициировала национальную программу «Развитие атомной науки, техники и технологий», которая включает проектное направление «Прорыв».

Таким образом, более глубокое и последовательное изучение методов получения смешанного нитридного уран-плутониевого топлива является актуальной задачей. Для изготовления исходных порошков в лабораторном и экспериментальном масштабе освоены два основных метода – карботермический синтез и гидрирование-нитрирование [5].

1. Получение из исходных металлов урана и плутония

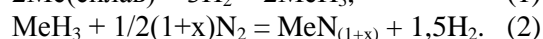
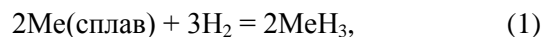
В качестве первых экспериментов по изготовлению нитридного топлива был выбран металл-гидридный способ [2, 11]. Технологическая схема производства моонитридов из сплавов урана и плутония заключается в следующем [2]:

В топливном цикле, после электрохимической регенерации и рафинировочной плавки, на синтез поступает сплав урана с плутонием. При этом нужный состав сплава получают вакуумным переплавом исходных металлов при температуре 1200 °С в течение 30 мин.

Синтез смешанного нитридного топлива проводится в горизонтальном аппарате из коррозионностойкой стали, обогреваемом надвигаемой электропечью.

Исходные слитки урана и плутония помещаются в стальной противень, который загружается в аппарат. Полученный сплав гидрируется очищенным водородом при температуре 180-220 °С и затем нитрируется химически чистым азотом при температуре 220-550 °С.

Синтез смешанного нитрида из исходных металлов (урана и плутония) основан на реакциях 1 и 2:



Повышение содержание плутония в исходном сплаве и уменьшение продолжительности нитрирования снижает количество образующегося полуторного нитрида урана. Полученный смешанный нитрид представляет собой порошок с размером частиц до 30-40 мкм и пригодный для дальнейшего изготовления из него топливных сердечников. Необходимо отметить, что операции гидрирования и нитрирования проводятся последовательно в одном аппарате без перегрузки промежуточных продуктов. Процесс проверен на оборудовании периодического действия. Получение нитрида урана таким методом апробировано на установке непрерывного действия производительностью 1,5-2,0 кг/ч.

Данный способ получения смешанных нитридов урана и плутония из металлических урана и плутония, а также их сплавов неэкономичен, связан с решением дополнительных технологических проблем и поиском способов обеспечения безопасности вследствие использования водорода, который является взрывопожароопасным реагентом.

2. Карботермическое восстановление из исходных оксидов

В конце 60-х годов прошлого столетия Гринхол и Вебер описали способ получения смешанного нитрида урана и плутония из исходных диоксидов урана и плутония, а также добавкой небольшого избытка углерода, в атмосфере азота. Карботермическое восстановление проводили в вольфрамовом газожидкостном реакторе при непрерывном и постоянном потоке азота, который пропускали через слой частиц шихты (смесь диоксидов урана и плутония с углеродом). При продолжительности процесса равной 5 ч, восстановилось приблизительно 99,66 % исходных оксидов [12]. При этом в работе отражен экономический потенциал топливного материала, полученного методом карботермического синтеза, по сравнению с материалами, полученными из металлов.

В период с 1983-1997 гг. исследовательский ядерный реактор на быстрых нейтронах с натриевым теплоносителем БР-10 (г. Обнинск, СССР) эксплуатировался на нитридном урановом топливе, полученном методом карботермического восстановления [13].

Стоит отметить, что исследования влияния параметров процессов на характеристики топлива, полученного методом карботермического синтеза, активно проводились в США, Франции, Германии,

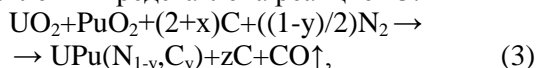
Индии, СССР и Японии, начиная с конца 70-х – начала 80х годов прошлого столетия.

В 80-х годах 20 века Рихтер и др. получали смешанные нитриды урана и плутония методом карботермической конверсии оксидов этих металлов в потоке азота при 1870 К [14]. В результате образовывался пористый клинкер, который использовался для изготовления таблеток нитридного топлива. Были изучены различные характеристики топлива, и уже первые исследования показывают, что карботермическое восстановление оксидов урана и плутония совместно с их нитрированием обеспечивает экономичный процесс изготовления топлива, содержащего примеси углерода и кислорода на необходимом уровне.

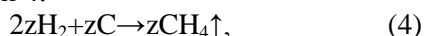
При исследовании данного способа систематически исследовалось влияние условий (атмосфера, в которой производится спекание; температура; время измельчения; давление прессования; содержание частиц порообразователя) спекания на пористость продукта [2].

В качестве исходных материалов используются оксиды урана и плутония, углерод в виде сажи, чешуйчатого графита, химически чистые аргон, азот и аргонно-водородная смесь. Кислородный коэффициент диоксида урана находится в пределах 2,01-2,05. Шихта (оксиды и углерод) смешивается в шаровой мельнице в течение 4-5 ч. Установлено, что более перспективно смешение в автоматическом вихревом смесителе. Полученная шихта прессуется при давлении 1,5-2,0 т/см² в брикету диаметром от 6 до 15 мм и высотой 4,0-6,0 мм.

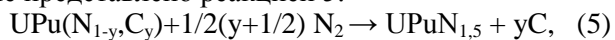
Суммарная реакция карботермического восстановления представлена реакцией 3:



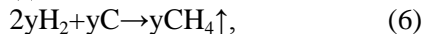
Реакция удаления избыточного углерода показана реакцией 4:



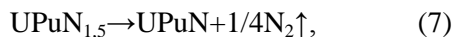
После чего происходит перевод карбонитрида в высший нитрид (полупорный). Превращение представлено реакцией 5:



Далее следует реакция удаления углерода, выделившегося при превращении карбонитрида в полупорный нитрид:



И в конце реакции протекает следующее превращение:



Реакции 3, 5 протекают в атмосфере азота при температуре не менее 1000 °С, реакции 4, 6 – в атмосфере водорода при температуре до 1200 °С. Реакция 7 протекает в атмосфере гелия при температуре до 1500 °С.

Плотность спрессованной шихты с применением различных видов углерода находится в пределах 40-42% от теоретической. Брикетированная шихта загружается в вакуумно-компрессионную печь с графитовым нагревателем и постепенно нагревается.

Возможны следующие варианты термообработки [15]:

– нагрев в вакууме до 1400 °С с последующим подъемом температуры в атмосфере азота, выдержкой при 1600-1800 °С в течение 5-7 ч и охлаждении в атмосфере аргона;

– нагрев до 1800 °С в токе химически чистого азота, выдержка при этой температуре в течение 5-12 ч и охлаждение в аргоне.

Согласно [15], проведенные исследования не выявили заметного преимущества какого-либо карбидизирующего реагента, содержание кислорода и углерода находилось в пределах 0,2-0,3% соответственно. Изучение влияния продолжительности карботермического синтеза проводилось при температуре 1750 °С. В [15] отмечено, что с увеличением продолжительности термообработки при температуре 1750 °С с 1 до 7 ч происходит снижение содержания кислорода и углерода соответственно с 0,5 и 0,63% до 0,2 и 0,3%.

Карботермический метод является одним из возможных способов получения нитридного топлива в промышленном масштабе. Данный способ также целесообразно применять для изготовления нитридного топлива из регенерированных продуктов переработки отработанного ядерного топлива (ОЯТ) [16]. Из недостатков данного следует отметить необходимость контроля примесей в получаемых порошках, а также соблюдение заданной газовой атмосферы в печи.

3. Получение процессом Powder-Pellets

Метод разработан в Индии, в переводе на русский – через порошок к таблеткам. Исследовался состав смешанного нитридного уран-плутониевого топлива не только $\text{U}_{0,8}\text{Pu}_{0,2}\text{N}$, но и $\text{U}_{0,45}\text{Pu}_{0,55}\text{N}$ [2].

Порошки диоксидов получали прокаливанием полиуранатов аммония и оксалата плутония [2]. Карботермическое восстановление оксидов в смеси с углеродом осуществлялось в токе азота, а холодное таблетирование и спекание – в аргонно-водородной (8 % об.) смеси. Азот служит реактивом и носителем для удаления оксидов углерода. В данном процессе оксиды урана, плутония и графит совместно измельчают в течение 16 ч в шаровой мельнице. Полученную порошкообразную смесь уплотняют под давлением около 70 МПа в таблетки диаметром 10 мм и высотой 2-3 мм. Таб-

летки подвергают реакции карботермического восстановления в потоке азота с последующей выдержкой в атмосфере азото-водородной (8 % об.) или аргоно-водородной (8 % об.) смеси для получения клинкера моонитридов урана и плутония. Выдержка в атмосфере азото-водородной (8 % об.) смеси необходима для удаления избыточного углерода, а выдержка в атмосфере аргоно-водородной (8 % об.) смеси – для разложения высших нитридов, образующихся в технологии карботермического синтеза моонитридов.

Авторами [2] были определены следующие параметры процесса синтеза смешанных нитридов урана и плутония (оптимальны для получения смешанного нитридного уран-плутониевого клинкера, содержащего менее 750 млн^{-1} примесей кислорода и углерода): избыток углерода в исходной смеси – 12%; скорость течения азота – не менее 1200 л/ч; время синтеза – 50 ч и температура – 1823 и 1773 К.

Данный метод является прямой аналогией метода карботермического восстановления, за исключением того факта, что здесь используются смешанные нитриды урана и плутония с повышенным содержанием последнего.

4. Получение золь-гель методом

Метод также разработан в Индии, в Атомном исследовательском центре Бхабха. Подробное описание всех химических процессов, протекающих при данном методе получения смешанных нитридов урана и плутония, указано в [17].

Получаемые гель-микросферы диаметром 0,4-1,2 мм, содержащие оксиды и углерод, высушивали в вакууме при 623 К в течение 12 ч, а затем подвергали карботермическому восстановлению в том же режиме, что и оксид-карбидные [2]. Температура этих процессов примерно на 50 К ниже, так как удельная поверхность гель-микросфер менее $50 \text{ м}^2/\text{г}$, что в несколько раз больше удельной поверхности таблетированной смеси порошков оксидов и углерода ($5\text{-}10 \text{ м}^2/\text{г}$). При холодном таблетировании микросфер для их уплотнения необходимо прикладывать значительно большие давления (1500 МПа). Плотность спеченных таблеток из микросфер во всех случаях составляла 83% теоретической.

Предполагается, что использование указанного метода при производстве смешанного нитридного уран-плутониевого топлива предпочтительнее применения метода получения топлива из порошка, поскольку он имеет меньшее число ступеней и позволяет избежать процедур с использованием измельченного порошка нитридов

тяжелых металлов и образующейся при этом вредной радиотоксичной пыли [2].

5. Прочие способы

5.1. Плавка уран-плутониевого сплава в атмосфере азота.

После плавки сплава проводят измельчение слитка в порошок [18, 19].

Способ является непригодным для промышленного производства, так как процесс необходимо проводить при давлении азота около 20 атм, что является труднореализуемым в текущих реалиях.

5.2. Синтез из элементов в твердой фазе металл-азот.

Уран и плутоний, в том числе и уран-плутониевый сплав, с помощью гидрирования превращают в тонкий порошок, после чего полученный порошок подвергают взаимодействию с азотом [18, 19].

5.3. Получение смеси моонитридов урана и плутония в плазмохимическом реакторе [20].

Основная реакция данного процесса представлена ниже:



В плазму смеси водорода с азотом или аммиака, образуемую в плазмохимическом реакторе преимущественно с СВЧ-плазмотроном или с дуговым плазмотроном, вводят непосредственно или с потоком газа-носителя (азота) смесь гексафторидов урана и плутония в заданном соотношении. Выходящий из плазмотрона газовый поток с мелкодисперсными нитридами резко охлаждают разбавлением в потоке азота и водорода или аммиака и/или теплоотводом до температуры ниже $500 \text{ }^\circ\text{C}$. Для выделения моонитридов из потока газов используется фильтрация. Далее, конденсацией при температуре минус $70 \text{ }^\circ\text{C}$ и сорбцией на фториде натрия при температуре $120 \text{ }^\circ\text{C}$ из потока газов выделяют фтористый водород, в поток добавляют азот, водород или аммиак (взамен израсходованных на образование нитридов и фтористого водорода) и газодувкой (компрессором) возвращают газовый поток в плазмохимический реактор и на охлаждение плазмы, а лишний объем газовой смеси сбрасывают через аэрозольный фильтр.

Данный способ позволяет упростить процесс и снизить затраты на получение смеси моонитридов урана и плутония, но обладает сложной технологической реализацией и малой производительностью. Однако основной инновацией данного метода можно выделить получение нитрида урана непосредственно из газообразного гексафторида урана.

5.4. Метод высоковольтной электроимпульсной консолидации [21].

Данный метод применим на стадии спекания смешанного нитрида урана и плутония. Традиционные технологии спекания позволяют получать компакты из топливных нитридных керамик только при высоких температурах, длительной выдержке и при использовании мелкодисперсных порошков, что, в свою очередь, приводит к процессам роста зерна, диссоциации и испарению части материала.

Для решения проблемы специалистами НИЯУ МИФИ предложен метод высоковольтной электроимпульсной консолидации, который заключается в пропускании короткого (до 1 мс) высоковольтного разряда (до десятков кВ) мощностью несколько кВт непосредственно через порошковую насыпку, подпрессованную с помощью электропроводных пуансонов. В результате этого быстро возрастает температура в месте контакта частиц порошка и происходит их мгновенное спекание.

Также в настоящее время разрабатываются методы получения смешанного нитрида урана и плутония с использованием фторидов урана и плутония, помимо метода, указанного в п. 5.3 данной статьи [22], осаждения с разной степенью окисления, прямого нитрирования топливных компонентов ОЯТ, растворенных в жидком олове

[11]. Однако в литературе нет подробного описания реализации этих способов.

ВЫВОДЫ

В рамках данной статьи проведен обзор существующих и разрабатываемых способов получения смешанного нитрида урана и плутония, являющегося одним из перспективных видов топлива при реализации технологий замкнутого ядерного топливного цикла [23]. На ранних стадиях работ ученые применяли способ гидрирования металлов урана и плутония, но после детального анализа был поставлен акцент на карботермическое восстановление из исходных оксидов урана и плутония. Первые анализы нитридов урана и плутония, полученных данным способом, показали, что карботермический синтез является одним из возможных способов получения нитридного топлива в промышленном масштабе.

В настоящее время ведутся работы по созданию альтернативных способов, исключающих введение карбидизирующих реагентов, но они пока находятся на стадии лабораторной реализации.

Кроме того, проводятся исследования в области объединения нескольких стадий: спекание таблеток происходит на стадии прессования при использовании метода высоковольтной электроимпульсной консолидации.

ЛИТЕРАТУРА

1. Адамов Е.О., Орлов В.В., Рачков В.И., Слесарев И.С., Хомяков Ю.С. Ядерная энергетика с естественной безопасностью: смена устаревшей парадигмы, критерии. *Изв. РАН. Энергетика*. 2015. № 1. С. 13–39.
2. Копырин А.А., Карелин А.И., Карелин В.А. Технология производства и радиохимической переработки ядерного топлива. М.: ЗАО «Издательство Атомэнергоиздат». 2006. С. 576.
3. Алексеев С.В., Зайцев В.А. Нитридное топливо для ядерной энергетика. М.: Техносфера. 2013. 240 с.
4. Постановление Правительства РФ от 3.02.2010 № 50 «О федеральной целевой программе «Ядерные энерготехнологии нового поколения на период 2010 - 2015 годов и на перспективу до 2020 года»».
5. Троянов В.М., Грачев А.Ф., Забудко Л.М., Скупов М.В. Перспективы использования нитридного топлива для реакторов на быстрых нейтронах с замкнутым топливным циклом. *Атомная энергия*. 2014. Т. 117. Вып. 2. С. 69–75.
6. Поплавский В.М., Забудко Л.М., Шкабура И.А., Скупов М.В., Бычков А.В., Кислый В.А., Крюков Ф.Н., Васильев Б.А. Топливо для перспективных быстрых натриевых реакторов – текущее состояние и планы. *Атомная энергия*. 2010. Т. 108. Вып. 4. С. 212–217.
7. Rogozkin B.D., Stepennova N.M., Proshkin A.A. Мононитридное топливо для быстрых реакторов. *Атомная энергия*. 2003. Т. 95. Вып. 3. С. 208–211.
8. Елисеев В.А., Забудко Л.М., Малышева И.В., Матвеев В.И. Нитридное топливо для перспективного быстрого натриевого реактора типа БН-1200. *Атомная энергия*. 2013. Т. 114. Вып. 5. С. 266–271.
9. Адамов Е.О., Забудко Л.М., Матвеев В.И., Рачков В.И., Троянов В.М., Хомяков Ю.С., Леонов В.Н.

REFERENCES

1. Adamov E.O., Orlov V.V., Rachkov V.I., Slesarev I.S., Khomyakov Yu.S. Nuclear energy with inherent safety: change of outdated paradigm, criteria. *Izv. RAN. Energetika*. 2015. N 1. P. 13–39 (in Russian).
2. Kopyrin A.A., Karelin A.I., Karelin V.A. The nuclear fuel production technology and radiochemical processing. M.: ZAO Atomenergoizdat». 2006. 576 p. (in Russian).
3. Alekseev S.V., Zaitsev V.A. Nitride fuel for nuclear power. M.: Tekhnosfera. 2013. 240 p. (in Russian).
4. Decree of the Government of the Russian Federation of February 3, 2010, N 50 «On the federal target program «New Generation Nuclear Energy Technologies for the Period 2010 - 2015 and for the Perspective until 2020»». (in Russian).
5. Troyanov V.M., Grachev A.F., Zabudko L.M., Skupov M.V. Prospects for the use of nitride fuel for closed-cycle fast neutron reactors. *Atom. Energ.* 2014. V. 117. N 2. P. 69–75 (in Russian).
6. Poplavsky V.M., Zabudko L.M., Shkabura I.A., Skupov M.V., Bychkov A.V., Kisly V.A., Kryukov F.N., Vasiliev B.A. Fuel for promising fast sodium reactors - current status and plans. *Atom. Energ.* 2010. V. 108. N 4. P. 212–217 (in Russian).
7. Rogozkin B.D., Stepennova N.M., Proshkin A.A. Mononitride fuel for fast reactors. *Atomnaya Energiya*. 2003. V. 95. N 3. P. 208–211 (in Russian).
8. Eliseev V.A., Zabudko L.M., Malysheva I.V., Matveev V.I. Nitride fuel for the promising fast sodium reactor type BN-1200. *Atom. Energ.* 2013. V. 114. N 5. P. 266–271 (in Russian).
9. Adamov E.O., Zabudko L.M., Matveev V.I., Rachkov V.I., Troyanov V.M., Khomyakov Yu.S., Leonov V.N. A comparative analysis of the advantages and disadvantages of using metallic and nitride mixed uranium-plutonium fuel in fast reactors. *Izv. RAN. Energetika*. 2015. N 2. P. 3–15 (in Russian).

- Сравнительный анализ преимуществ и недостатков использования металлического и нитридного смешанного уран-плутониевого топлива в быстрых реакторах. *Изв. РАН. Энергетика*. 2015. № 2. С. 3-15.
10. **Троянов В.М., Грачев А.Ф., Забудко Л.М., Скупов М.В., Зозуля Д.В.** Программа и некоторые результаты реакторных испытаний смешанного нитридного топлива в быстрых реакторах. *Атомная энергия*. 2015. Т. 118. Вып. 2. С. 75–79.
 11. **Ватулин А.В., Рогозкин Б.Д., Сила-Новицкий А.Г.** Мононитридное уран-плутониевое топливо быстрых реакторов со свинцовым теплоносителем. *Вопр. атомн. науки и техники. Сер.: Обеспеч. безопасн. АЭС*. 2004. Вып. 4. С. 161-170.
 12. **Greenhalgh W.O., Weber E.T.** The carbothermic synthesis of a mixed uranium-plutonium nitride. Office of Scientific & Technical Information Technical Reports. Richland, Wash.: Pacific Northwest Laboratory. 1968. Rep. 4842584. DOI: 10.2172/4842584.
 13. Юбилейный сборник. К истории создания и эксплуатации исследовательского реактора на быстрых нейтронах БР-5 (БР-10). 1959–2009 гг. Статьи, воспоминания, фотодокументы. Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ им. А.И. Лейпунского. 2009. С. 64-65.
 14. **Richter K., Blank H.** Fabrication processes and characterization of LMFBR carbide and nitride fuels and fuel pins. Proc. of a Technical Committee Meeting «Advanced fuel for fast breeder reactors: fabrication and properties and their optimization» IEAE-TECDOC-466. 1988. P. 61-71.
 15. **Годин Ю.Г., Тенишев А.В., Новиков В.В.** Физическое материаловедение. Т. 6. Ч. 2. Ядерные топливные материалы. М.: МИФИ. 2008. С. 604.
 16. **Жеребцов А.А., Мочалов Ю.С., Шадрин А.Ю., Зайков Ю.П., Горбачев М.К., Соколов К.А., Кислый В.А., Гончаров Д.А.** Разработка обликового проекта ЗЯТЦ промышленного энергокомплекса. Сб. докл. отраслевой конф. ГК «Росатом» по теме «Замыкание топливного цикла ядерной энергетики на базе реакторов на быстрых нейтронах». 2018. С. 92.
 17. Nitride fuel production by the internal sol gel process. Nuclear Chemistry Department of Chemical and Biological Engineering Chalmers University of Technology. Technical rep. N 2014:12. P. 71.
 18. **Bauer A.A.** Nitride Fuels: Properties and Potentials. *Reactor Technol.* 1972. V. 15. N 2. P. 87-104.
 19. **Котельников Р.Б., Башлыков С.Н., Каштанов А.И., Меньшикова Т.С.** Высокотемпературное ядерное топливо. М.: Атомиздат. 1978. 432 с.
 20. **Гузев В.В., Семенов С.С., Циркунов П.Т., Калаев М.Е.** Синтез нитридов редких элементов с помощью каталитической плазменной конверсии. *Изв. вузов. Физика*. 2018. Т. 61. № 12/2. С. 16–18.
 21. **Шорников Д.П., Бурлакова М.А., Тарасов Б.А., Никитин С.Н., Якутина Т.В., Юрлова М.С.** Получение и компактирование методами плазменно-искрового и электроимпульсного спекания нанопорошков нитрида урана. *Вектор науки Тольят. гос. ун-та*. 2013. Т. 25. Вып. 3. С. 95-98.
 22. **Yeamansa C.B., Chinthaka Silva G.W., Cerefice G.S., Czerwinski K.R., Hartmann T., Burrell A.K., Sattelberger A.P.** Oxidative ammonolysis of uranium (IV) fluorides to uranium (VI) nitride. *J. Nucl. Mater.* 2008. N 374. P. 75–78. DOI: 10.1016/2007.06.022.
 23. **Адамов Е.О., Джалавян А.В., Лопаткин А.В., Молоканов Н.А., Муравьев Е.В., Орлов В.В., Калякин С.Г., Рачков В.И., Троянов В.М., Аврорин Е.Н., Иванов В.Б., Алексахин Р.М.** Концептуальные положения стратегии развития ядерной энергетики России в перспективе до 2100 г. *Атомная энергия*. 2012. Т. 112. Вып. 6. С. 319–330.
 10. **Troyanov V.M., Grachev A.F., Zabudko L.M., Skupov M.V., Zozulya D.V.** Program and some results of reactor tests of mixed nitride fuel in fast reactors. *Atom. Energ.* 2015. V.118. N 2. P. 75–79 (in Russian).
 11. **Vatulin A.V., Rogozkin B.D., Strela-Novitsky A.G.** Mononitride uranium-plutonium fuel of fast lead reactors. *Vopr. Atomn. Nauki Tekhniki. Ser.: Obespech. Bezopasn. AES*. 2004. V. 4. P. 161-170 (in Russian).
 12. **Greenhalgh W.O., Weber E.T.** The carbothermic synthesis of a mixed uranium-plutonium nitride. Office of Scientific & Technical Information Technical Reports. Richland, Wash.: Pacific Northwest Laboratory. 1968. Rep. 4842584. DOI: 10.2172/4842584.
 13. Anniversary collection. On the history of the creation and operation of the research reactor for fast neutrons BR-5 (BR-10). 1959–2009. Articles, memoirs, photo documents. Obninsk: SSC RF-IPPE named after A. I. Leipunsky. 2009. P. 64-65 (in Russian).
 14. **Richter K., Blank H.** Fabrication processes and characterization of LMFBR carbide and nitride fuels and fuel pins. Proc. of a Technical Committee Meeting «Advanced fuel for fast breeder reactors: fabrication and properties and their optimization» IEAE-TECDOC-466. 1988. P. 61-71.
 15. **Godin Yu.G., Tenishev A.V., Novikov V.V.** Physical materials science: Textbook for high schools. V. 6. Pt. 2. Nuclear fuel materials. M.: MIFI. 2008. 604 p. (in Russian).
 16. **Zherebtsov A.A., Mochalov Yu.S., Shadrin A.Yu., Zaikov Yu.P., Gorbachev M.K., Sokolov K.A., Kislyi V.A., Goncharov D.A.** Development of a design project for the nuclear fuel and energy complex of the industrial energy complex. Coll. of rep. of the industry conf. of Rosatom State Corporation on the topic «Closing the fuel cycle of nuclear energy based on fast neutron reactors». 2018. P. 92 (in Russian).
 17. Nitride fuel production by the internal sol gel process. Nuclear Chemistry Department of Chemical and Biological Engineering Chalmers University of Technology. Technical rep. N 2014:12. P. 71.
 18. **Bauer A.A.** Nitride Fuels: properties and potentials. *Reactor Technol.* 1972. V. 15. N 2. P. 87-104.
 19. **Kotelnikov R.B., Bashlykov S.N., Kashtanov A.I., Menshikova T.S.** High temperature nuclear fuel. M.: Atomizdat. 1978. 432 p. (in Russian).
 20. **Guzev V.V., Semenov S.S., Tsirkunov P.T., Kalayev M.E.** Synthesis of rare element nitrides using catalytic plasma conversion. *Izv. Vyssh. Uchebn. Zaved. Fizika*. 2018. V. 61. N 12/2. P. 16–18 (in Russian).
 21. **Shornikov D.P., Burlakova M.A., Tarasov B.A., Nikitin S.N., Yakutina T.V., Yurlova M.S.** Production and compaction by methods of plasma-spark and electric pulse sintering of uranium nitride nanopowders. *Vektor nauki Toliat. Gos. Un-ta*. 2013. V. 25. N 3. P. 95-98 (in Russian).
 22. **Yeamansa C.B., Chinthaka Silva G.W., Cerefice G.S., Czerwinski K.R., Hartmann T., Burrell A.K., Sattelberger A.P.** Oxidative ammonolysis of uranium (IV) fluorides to uranium (VI) nitride. *J. Nucl. Mater.* 2008. N 374. P. 75–78. DOI: 10.1016/2007.06.022.
 23. **Adamov E.O., Dzhilavyan A.V., Lopatkin A.V., Molokanov N.A., Muravyov E.V., Orlov V.V., Kalyakin S.G., Rachkov V.I., Troyanov V.M., Avrorin E.N., Ivanov V.B., Aleksakhin R.M.** Conceptual provisions of the development strategy of nuclear energy in Russia in the future until 2100. *Atom. Energ.* 2012. V. 112. N 6. P. 319-330 (in Russian).

Поступила в редакцию (Received) 18.12.2019

Принята к опубликованию (Accepted) 24.04.2020