

Уран, выделенный из регенерированного топлива в процессе повышения обогащения по плутонию, можно в случае необходимости применить для создания зоны воспроизводства и замены продуктов деления в реакторе БРЕСТ, 1/2 продуктов деления в ВВЭР и плутония в облученном топливе зоны воспроизводства. Таким образом, основная часть долгоживущих компонентов отходов регенерированного топлива РБМК и ВВЭР попадает для трансмутации в активную зону БРЕСТ и далее в отходы реактора БРЕСТ-1200. К концу развития ядерной энергетики почти все упомянутое облученное топливо оказывается израсходованным на перечисленные цели. Отсутствие операции выделения чистого плутония из регенерированного топлива активной зоны или зоны воспроизводства способствует реализации режима нераспространения ядерно опасного материала.

Отработавшее топливо правильнее называть облученным, если оно поступает на переработку с выделением (использованием) компонентов.

Список литературы

1. Белая книга ядерной энергетики. Под общ. ред. Е.О. Адамова. 1-е изд. М., НИКИЭТ, 1998. 356 с.
2. Адамов Е.О., Ганев И.Х., Лопаткин А.В. и др. Трансмутационный топливный цикл в крупномасштабной ядерной энергетике России. Монография. М., НИКИЭТ, 1999. 252 с.
3. Adamov E.O., Orlov V.V., Smirnov V.S. et al. Progress in lead-cooled fast reactor design. — In: Proc. Intern. Conf. on Design and Safety of Advanced Nuclear Power Plants, Okt. 25—29, 1992, Tokyo, Japan, v.2, p 250.

ТОПЛИВНЫЙ ЦИКЛ РЕАКТОРОВ БРЕСТ

*Лопаткин А.В., Орлов В.В., Сила-Новицкий А.Г., Филин А.И. (НИКИЭТ),
Бибилашвили Ю.К., Рогозкин Б.Д. (ГНЦ РФ—ВНИИНМ им. А.А. Бочвара),
Леонтьев В.Ф. (ГСПИ)*

Ядерная электроэнергетика может в XXI и последующих столетиях существенно увеличить по сравнению с сегодняшним свой вклад в топливный баланс России. И основой такого прироста могут быть быстрые реакторы, работающие в замкнутом уран-плутониевом цикле. Но их широкое внедрение будет возможно, если разработчики решат следующие проблемы:

убедительно будет доказана безопасность, исключающая катастрофы типа аварии на Чернобыльской АЭС;

экономические показатели будут не хуже, чем у конкурирующих с ними легководных реакторов;

замкнутый топливный цикл (неотъемлемая часть быстрых реакторов), предполагающий радиохимическую переработку топлива, не будет приводить к распространению делящихся материалов, пригодных для изготовления ядерных зарядов;

будет реализовано экологически безопасное обращение с радиоактивными отходами.

Концепция быстрых реакторов типа БРЕСТ должна, по мнению разработчиков, решить эти проблемы. Предполагается, что реакторы БРЕСТ-1200 электрической мощностью 1200 МВт будут основой будущей ядерной энергетики. В настоящее время разрабатывается технический проект опытно-демонстрационного реактора БРЕСТ-ОД-300 электрической мощностью 300 МВт, тепловой 700 МВт, который должен показать конструктивные и концептуальные особенности реакторов БРЕСТ-1200 и их топливного цикла.

Разработанные и созданные до настоящего времени быстрые реакторы с натриевым теплоносителем и оксидным топливом предназначались для интенсивного воспроизводства избыточного (большего, чем им самим необходимо) плутония в быстроразвивающейся ядерной энергетике с подпиткой тепловых реакторов плутонием. Им требуются:

оказывающие активную зону урансодержащие экраны, которые накапливают плутоний оружейного качества для подпитки тепловых реакторов и частично их самих, технология выделения плутония;

хранилища для временного хранения выделенного плутония.

Все это создает существенные трудности для поддержания режима нераспространения делящихся материалов. Перед этими реакторами не ставилась задача трансмутации долгоживущих радионуклидов. Пожароопасность теплоносителя и связанные с этим меры безопасности существенно ухудшили экономические показатели быстрых реакторов по сравнению с водоохлаждаемыми.

Ситуация, сложившаяся в ядерной энергетике России, позволяет существенно изменить взгляд на быстрые реакторы и в первую очередь снять требование о расширенном воспроизводстве плутония. Ежегодно в стране нарабатывается примерно 4 т плутония, заключенного в отработавшем топливе легководных реакторов. Уже накопленного плутония и того, что будет накоплен в ближайшие 10—15 лет, будет достаточно, чтобы мощность ядерной энергетики России удвоилась за счет ввода быстрых реакторов. Поэтому требование о расширенном воспроизводстве плутония с высоким темпом может быть снято с нового поколения быстрых реакторов, достаточно простого воспроизводства топлива, усилия разработчиков могут быть сосредоточены на решении задач, определяемых новыми требованиями к реакторам и технологии замкнутого топливного цикла.

Последние 10 лет в НИКИЭТе совместно с другими предприятиями разрабатываются быстрые реакторы БРЕСТ с нитридным уран-плутониевым топливом, охлаждаемые жидким свинцом. Разработка реакторов БРЕСТ проводится исходя из следующих предпосылок:

полное воспроизводство плутония в активной зоне без урансодержащих экранов при КВ~1 и умеренной энергонапряженности топлива;

естественная безопасность реактора с детерминистическим исключением наиболее опасных аварий быстрого разгона, потери теплоносителя, пожаров, паровых и водородных взрывов с разрушением топлива и радиоактивными выбросами катастрофического уровня;

снижение радиационной опасности радиоактивных отходов за счет трансмутации наиболее опасных долгоживущих актиноидов и продуктов деления в реакторе и глубокой очистки радиоактивных отходов от них с достижением радиационного баланса между захораниваемыми отходами и извлекаемым из земли ураном;

исключение возможностей использования производств замкнутого топливного цикла для извлечения из облученного топлива плутония (нераспространение ядерных материалов);

экономическая конкурентоспособность АЭС с быстрым реактором в сравнении с современными АЭС с тепловым реактором (типа ВВЭР, РБМК, BWR, PWR, CANDU).

Результаты исследований указывают на возможность удовлетворения реакторами типа БРЕСТ указанных требований. При этом предполагается организовать переработку топлива непосредственно на АЭС, чтобы исключить транспортировку большой массы высокоактивных и делящихся материалов. Основные характеристики реакторов следующие [1]:

	БРЕСТ-1200	БРЕСТ-300
Мощность, МВт :		
тепловая	2800	700
электрическая	1200	300
Активная зона:		
диаметр, мм	4750	2300
высота, мм		1100
Диаметр твэла, мм		9,1, 9,6, 10,4
Шаг твэлов в квадратной решетке, мм		13,6
Топливо		UN+PuN
Топливная загрузка (U+Pu)N, т	60	16
Загрузка Pu / (²³⁹ Pu+ ²⁴¹ Pu), т	7,34/4,93	2,2/1,6
Кампания топлива, лет	5—6	5
Интервал между перегрузками, лет		1
Температура свинца на входе/выходе, °C		420/540
Максимальная температура оболочки твэла, °C		650
Максимальная скорость свинца, м/с	1,6	1,8
Давление пара на выходе из парогенератора, МПа		24,5
К.п.д. нетто энергоблока, %		~43

Общие требования к технологии топливного цикла. Развитие ядерной энергетики на основе новой технологии не должно приводить к открытию новых каналов получения оружейных материалов и должно исключать использование самой этой технологии для подобных целей. Развитие ядерной энергетики на быстрых реакторах с соответствующим образом организованным топливным циклом создает условия для постепенного снижения риска распространения ядерного оружия.

Быстрые реакторы не нуждаются в обогащении урана, и со временем использование этой технологии может быть исключено. Изготовление первых загрузок быстрых реакторов потребует постепенного освобождения хранилищ выделенного плутония и бассейнов выдержки отработавшего топлива современных АЭС для его переработки и извлечения плутония. Первичное выделение плутония и изготовление первых топливных загрузок быстрых реакторов следует при этом проводить на предприятиях ядерных стран или в международных ядерно-технологических центрах.

Постепенный перевод плутония из хранилищ и содержащегося в бассейнах отработавшего топлива современных АЭС в наиболее защищенные условия быстрых реакторов и их топливного цикла со временем закроет и этот канал распространения оружейных материалов.

В разрабатываемом топливном цикле реакторов БРЕСТ нераспространение плутония обеспечивается двумя факторами: физическими и конструктивными особенностями ядерного реактора, соответствующим выбором технологии топливного цикла.

Топливо реакторов БРЕСТ, содержащее 13,5% плутония равновесного состава в уран-плутониевой смеси, непригодно для производства ядерного оружия [2]. Содержащийся в топливе плутоний с высоким содержанием ^{238}Pu , ^{240}Pu и ^{241}Pu (энергетический плутоний) не относится к классу оружейного плутония, но безусловно тоже является опасным с точки зрения нераспространения продуктом. Относительно высокое энерговыделение и другие радиационные характеристики затрудняют изготовление из него ядерного заряда, но, к сожалению, не исключают этого. Все более возрастающий оборот энергетического плутония (отработавшее ядерное топливо, хранилища на предприятиях по радиохимической переработке) вне рамок оборонных программ с их специфическими мерами по учету, контролю и охране станет со временем одной из существенных трудностей по поддержанию режима нераспространения, недооцениваемой в настоящее время. Кардинально проблему плутония можно решить, исключив его наличие в виде отдельного продукта на всех стадиях топливного цикла, оставив лишь одно место, где он может быть в наличии, — завод по радиохимической переработке топлива тепловых реакторов (1—2 в стране) и производству первых загрузок быстрых реакторов. Задача нераспространения в топливном цикле быстрых реакторов может быть решена за счет исключения появления на всех стадиях топливного цикла выделенной фракции плутония или уран-плутониевой смеси, по размножающим свойствам лучшей, чем уран обогащением 20% по ^{235}U .

В разрабатываемом топливном цикле быстрых реакторов с КВ~1:

не требуются и исключены урансодержащие экраны, нарабатывающие плутоний оружейного качества;

нет необходимости выделять плутоний, чтобы изготовить свежее топливо;

должна использоваться радиохимическая технология, которая не могла бы выделять плутоний из топлива при переработке;

допускается неглубокая очистка регенированного топлива от продуктов деления (остаток продуктов деления в свежем топливе 10^{-1} — 10^{-3} их содержания в облученном), наличие в нем Np и Am обуславливает высокую радиоактивность (радиационный барьер на пути хищений топлива);

все производства топливного цикла предполагается разместить на площадке атомной станции, чтобы исключить перевозки и риск хищения или утери топлива.

В рассматриваемом топливном цикле в реакторе сгорает ^{238}U , добавляемый при переработке. Плутоний является составной частью топлива и обращается в замкнутом цикле в составе высокоактивного материала.

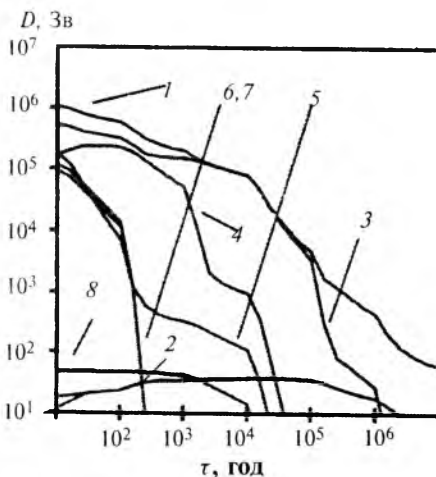
Неразделение урана и плутония в процессе переработки топлива должно быть гарантировано самим характером химических процессов и имеющимся в технологических цепочках оборудованием. При этом возможные изменения управляемых параметров процессов (температура, давление, участвующие реагенты и т.д.) не должны приводить к выделению плутония или существенному повышению его содержания в топливной композиции, т.е. технология должна обладать свойством самозащищенности. Если плутоний из топлива не выделяется, то, естественно, нет проблем с его нераспространением.

Следует отметить, что нераспространение делящихся материалов в принципе не может быть гарантировано только техническими мерами, поскольку всегда остается возможность нелегального использования хорошо развитой технологии обогащения урана или выделения плутония из отработавшего топлива современных АЭС, длительно выдерживаемого в бассейнах. Предотвратить эту опасность может только совершенствование международного политического режима нераспространения и соответствующих мер контроля и охраны.

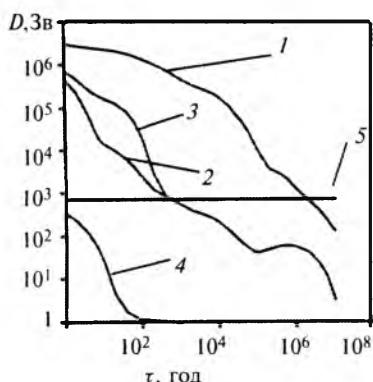
В дополнение к условию неразделения урана и плутония перед технологией переработки было поставлено несколько дополнительных условий, направленных на улучшение радиационного баланса между отходами топливного цикла и потребляемого природного урана.

Радиационный баланс между потребляемым природным ураном и нарабатываемыми в системе ядерных реакторов типа БРЕСТ долгоживущими высокоактивными компонентами радиоактивных отходов достигается за счет трансмутации актиноидов в составе топлива (U, Pu, Am) и долгоживущих продуктов (Tc, I) в бланкете реакторов БРЕСТ, контролируемой выдержки перед захоронением высокоактивных отходов в течение примерно 200 лет для снижения их активности примерно в 1000 раз. В предлагаемой концепции топливного цикла предполагается, что в подлежащие захоронению отходы должно уходить не более 0,1% урана, плутония, америция и кюрия, 1–5% цезия, стронция, технеция и иода. Остальные актиноиды и продукты деления после выдержки могут направляться на захоронение. Кюрий должен выделяться из топлива и выдерживаться примерно 100 лет до распада короткоживущих изотопов в плутоний, который вместе с долгоживущими изотопами кюрия возвращается в топливо. Эта мера существенно снизит энерговыделение и другие радиационные характеристики регенерированного топлива. Цезий и стронций выдерживаются в хранилище примерно 200 лет до полного распада.

Долговременную (время выдержки $10^2 - 10^5$ лет) потенциальную биологическую опасность (потенциальную дозу облучения D) облученного топлива определяют плутоний и америций (рис. 1). Если в подлежащие захоронению отходы попадает не более 0,1% по массе рециклируемых актиноидов и 5% Cs, Sr, Tc, I, то радиационный баланс отходов топлива и использованного природного урана будет достигнут после 200–300 лет выдержки отходов. На рис. 2 показан баланс между потенциальной биологической опасностью радиоактивных отходов и использованным природным ураном. Отходы содержат актиноиды и продукты деления облученного топлива и облученную стальную оболочку твэла. Результаты нормированы на 1 кг облученных актиноидов (1,06 кг нитридного топлива и 0,132 кг стали ЭП-823). Возможная биологическая опасность отходов сравнивается с опасностью 13,7 кг природного урана. Эта масса природного урана была необходима для производства в тепловом реакторе 1 кг топлива БРЕСТ-1200 для первой загрузки и учитывает, что первая загрузка будет рециклирована 12 раз в течение 60-летней работы реактора БРЕСТ.



Р и с. 1. Вклад Pu (2), U (3), Am (4), Cm (5), $^{90}\text{Sr} + ^{90}\text{Y}$ (6), $^{137}\text{Cs} + ^{137\text{m}}\text{Ba}$ (7), ^{14}C (8) в потенциальную биологическую опасность облученного топлива (1) реактора БРЕСТ-1200



Р и с. 2 Изменение потенциальной биологической опасности радиоактивных отходов реактора БРЕСТ-1200 следующего состава: все топливо + 132 г сплава ЭП-823 (1), по 5% Sr, Cs, Tc, I + 100% остальных продуктов деления + по 0,1% U, Pu, Am, Cm + по 100% Th, Pa, Np, Bk, Cf + 132 г сплава ЭП-823 (2), 100% продуктов деления + по 0,1% U, Pu, Am, Cm + по 100% Th, Pa, Np, Bk, Cf + 132 г сплава ЭП-823 (3), 132 г сплава ЭП-823 (4). Для сравнения приводится потенциальная биологическая опасность 13,7 кг природного урана (5)

происходило пять перегрузок. Для АЭС с двумя блоками БРЕСТ-1200 годовой объем переработки составит 24 т. Кампания топлива в реакторе 5 лет, средняя по активной зоне глубина выгорания выгружаемого топлива 8,8% тяж. ат., топливо перегружается один раз в год. Для реактора БРЕСТ-ОД-300 в ходе выполнения проекта кампания для начальных загрузок была снижена до 4 лет с соответствующим уменьшением глубины выгорания топлива, однако оставлено пять перегрузок топлива за кампанию.

После извлечения из активной зоны облученные ТВС, не поднимая выше уровня свинца, переставляют для выдержки в хранилище, размещенное внутри корпуса реактора. Охлаждают ТВС циркулирующим в реакторе свинцом.

Облученные ТВС извлекают из внутриреакторного хранилища после снижения остаточного энерговыделения в топливе до уровня 30 Вт/кг (минимальный срок выдержки 120 сут), допускающего транспортировку через газозаполненный канал в сухое хранилище.

Рассматриваются два режима выгрузки ТВС из внутриреакторного хранилища во внешнее — единоразовая перегрузка после выдержки длительностью в микрокампанию и частичная выгрузка в промежутке от 120 сут до 1 года (длительность микрокампании).

Здание топливного цикла непосредственно примыкает к зданию реактора. Перегрузочная машина поднимает облученную ТВС над уровнем свинца в газовый объем, переворачивает в горизонтальное положение и по специальному каналу перемещает в приемную камеру и далее в сухое хранилище. Все операции выполняются в атмосфере аргона. Участок разделки ТВС, извлечения топлива и отделения стальных элементов включает в себя сухое хранилище ТВС, временное хранилище нетопливных частей ТВС, установки лазерной резки, устройства для удаления и улавливания газовых, летучих и аэрозольных радиоактивных продуктов деления. В зависимости от предлагаемой технологии регенерации предлагаются различные схемы разделки топливной части ТВС — как механической фрагментации, так и металлургические методы разделения топлива и оболочки. Отделенные от оболочек топливные таблетки передаются на радиохимическую переработку.

Этапы топливного цикла. Топливный цикл реакторов БРЕСТ содержит этапы, традиционно рассматриваемые в замкнутом топливном цикле быстрых реакторов, за исключением цикла воспроизводящих экранов:

- облучение топлива в реакторе;
- послереакторная выдержка облученных ТВС и их транспортировка в цех по регенерации;
- разделка ТВС, извлечение топлива и отделение стальных элементов ТВС;
- радиохимическая переработка;
- корректировка состава топливной смеси;
- изготовление нитридных таблеток;
- изготовление твэлов и ТВС;
- временное хранение;
- транспортировка в реактор.

Весь циклический оборот топлива сосредоточен в здании реактора и примыкающем к нему здании топливного цикла. Для выдержки облученного топлива на площадке АЭС имеется хранилище.

Рассмотрим этапы топливного цикла реактора БРЕСТ-ОД-300, наиболее разработанные в настоящее время в рамках проекта [2—5].

Объем годовой переработки топлива реактора БРЕСТ-ОД-300 составляет 3,2 т (29 ТВС) при кампании топлива 5 лет, при кампании 4 года сокращается интервал между перегрузками так, чтобы за кампанию

В настоящее время в проекте БРЕСТ-ОД-300 принята электрохимическая регенерация в расплаве хлоридных солей с осаждением актиноидов на твердом вращающемся катоде. Переработка ведется в двух электролизерах, один электролизер резервный. Катодный осадок содержит в себе примесь электролита. Актиниоды содержат примеси редкоземельных элементов в количестве 2—10% их содержания в облученном топливе. Разработана общая схема процесса, объем оборудования, расход реагентов и электроэнергии. Требуется НИР в обоснование предложенной схемы и подтверждение выполнения требований, предъявляемых к технологии.

В рамках исследований в обоснование топливного цикла БРЕСТ-1200 рассматриваются и другие виды радиохимической переработки применительно к топливному циклу реакторов БРЕСТ:

- водная с органическими экстрагентами и без них;

- электролиз в расплаве хлоридных солей с восстановлением актиноидов до нитридов;

- металлургическая без разрушения нитридов на всех стадиях переработки;

- в расплавах фторидных солей;

- газофторидная;

- высокотемпературный отжиг (как начальная стадия переработки топлива);

- электролиз в расплаве фторидных солей;

- перекристаллизация в молибдатных и фосфатных расплавах и др.

Исследуется возможность обеспечить неразделение урана и плутония, а также заданные требования по степени очистки топлива и фракционированию отходов. Разработаны принципиальные схемы для большинства процессов, состав оборудования и т.д. Для аргументированного выбора наиболее подходящей технологии будут проведены технико-экономические исследования.

Разрабатываемая в НИИАРе технологическая схема с электролизом в расплаве хлоридных солей с восстановлением актиноидов до нитридов предполагает, что можно отказаться от трудоемкой операции извлечения топливных таблеток из оболочек твэлов. Эта операция заменяется рубкой твэлов, после чего их фрагменты подаются в электролизер. Нитридное топливо растворяется в электролите, фрагменты оболочек скапливаются на дне электролизера.

Для очистки от примеси электролита катодный осадок (в проекте БРЕСТ-ОД-300) переплавляется в вакууме при 1150—1200 °С. К очищенному металлическому сплаву актиноидов добавляется отвальный уран для компенсации выделенных из топлива продуктов деления и малого количества актиноидов. Из полученного сплава отливаются слитки необходимых размеров.

Участок изготовления нитридных таблеток размещается в цепочке защищенных камер. Металлические слитки направляются на гидрирование в потоке аргоноводородной смеси, после чего атмосфера в рабочей камере заменяется на азотную и проводится нитрирование. Основное оборудование — горизонтальные аппараты синтеза, обогреваемые подвижными электропечами.

Нитридный порошок классифицируется, смешивается со связующими и гранулируется до крупности 0,5 мм. Полученные гранулы подаются в пресс-автоматы для изготовления таблеток. Предусмотрены четыре пресс-автомата, три на каждый типоразмер таблетки и один резервный. Сырые таблетки спекаются в индукционной печи при 1250 °С. Готовые таблетки сортируются, годные поступают во временное хранилище, бракованные измельчаются и возвращаются в технологическую цепочку.

При изготовлении твэлов и ТВС нитридные таблетки помещаются в оболочки, пространство между таблеткой и оболочкой заполняется свинцом. В верхней части твэла в газовом объеме размещается поглощающий элемент из карбида вольфрама. Газовый объем заполняется гелием при давлении 0,05 МПа. Твэл герметизируется, на наружную поверхность наносится защитное покрытие. В процессе изготовления твэлов контролируется высота столба топлива, равномерность слоя свинца, герметичность, равномерность защитного покрытия. Бракованные твэлы режутся и возвращаются в технологическую цепочку.

До начала монтажа ТВС проводится комплектация твэлов в соответствии с ее типом, твэлы и другие конструктивные элементы пространственно фиксируются специальным ин-

струментом в соответствии с конструкцией ТВС, привариваются дистанционирующие элементы, головка и хвостовик. В готовой ТВС проводится термообработка сварных швов, контролируется герметичность, качество сварных швов, биение хвостовика и входимость в сталь. Все конструктивные элементы ТВС (оболочки твэлов, концевики и т.д.) выполнены из стали ЭП-823. В проекте БРЕСТ-ОД-300 предусмотрено временное хранилище на 30 свежих ТВС — достаточный объем накопления для перегрузки 1/5 активной зоны. Для транспортировки ТВС из здания топливного цикла в реактор используется та же перегрузочная технология, что и облученных ТВС из реактора в здание топливного цикла. За оборот в замкнутом топливном цикле топливо БРЕСТ никогда не покидает объем реактор—здание топливного цикла.

Помимо названных основных этапов, в проекте топливного цикла предусмотрены системы сбора и хранения твердых, жидких и газообразных радиоактивных отходов, хранилище долговременного содержания радиоактивных отходов, система управления и контроля, хранилища реагентов и материалов, система дезактивации, службы ремонта и т.д.

Расчеты стоимости всей АЭС с двумя реакторами БРЕСТ-1200 и пристанционным топливным циклом показали, что стоимость последнего составляет 15% стоимости всего комплекса.

Список литературы

1. Белая книга ядерной энергетики. Под общ. ред. Е.О. Адамова, 1-е изд. М., НИКИЭТ, 1998. 356 с.
2. Лопаткин А.В., Орлов В.В. Топливный цикл быстрых реакторов нового поколения на принципах нераспространения ядерного оружия и радиационно-эквивалентного захоронения радиоактивных отходов. — В кн: Сб. докладов Межд. семинара «Быстрый реактор и топливный цикл естественной безопасности для ядерной энергетики следующего этапа. Топливный баланс, экономика, безопасность, отходы, нераспространение». Москва, 29 мая — 1 июня 2000 г.
3. Рогозкин Б.Д., Степеннова Н.М., Федоров Ю.Е. и др. Мононитридное смешанное U—Pu топливо и его электрохимическая регенерация в расплавленных солях. — Там же.
4. Тюрин Е.И., Леонтьев В.Ф., Спицин Е.Д., Воронцов М.Т. Топливный цикл при АЭС БРЕСТ-ОД-300. — Там же.
5. Борисов О.М., Орлов В.В., Сила-Новицкий А.Г. Требования к активной зоне. — Там же.

ИСПОЛЬЗОВАНИЕ ПЛУТОНИЯ В РЕАКТОРНОМ ТОПЛИВЕ

*Поплавский В.М., Чебесков А.Н., Калашников А.Г., Маленков А.В., Матвеев В.И.,
Усанов В.И., Цикунов А.Г. (ГНЦ РФ—ФЭИ им. А.И.Лейпунского),
Пономарев-Степной Н.Н., Глушков Е.С., Гребенник В.Н., Павловичев А.М.,
Алексеев П.Н., Фомиченко П.А. (РНЦ “Курчатовский ин-т”),
Соколов Н.Б. (ГНЦ РФ—ВНИИНМ им. А.А.Бочвара), Маершин А.А.,
Скиба О.В. (ГНЦ РФ — НИИАР)*

Исследования, выполненные в обоснование стратегии безопасного развития ядерной энергетики России с учетом ресурсных возможностей, состояния экономики и перехода страны к рыночным отношениям, показали, что использование плутония в качестве реакторного топлива дает возможность комплексного решения фундаментальных задач, многие из которых не находят удовлетворительного ответа в рамках открытого топливного цикла на уране. Так, в отношении ядерной безопасности установлено, что по физическим и техническим принципам быстрые реакторы с жидкометаллическим охлаждением имеют наибольшую