

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

ший потенциал внутренне присущей безопасности; с точки зрения ядерного разоружения принципиально важное значение имеет уменьшение количества накопленного оружейного и энергетического плутония и соответствующее уменьшение риска распространения этого ядерного материала на этапе хранения; с позиций решения экологических проблем привлекательной представляется концепция радиационно безопасного захоронения ядерных отходов, реализация которой возможна лишь при извлечении из отработавшего топлива плутония, и др.

Таким образом, анализ положения и направлений развития ядерной энергетики в изменившихся условиях подтверждает положение о том, что использование плутония в реакторном топливе является одним из наиболее принципиальных моментов внутренней логики развития ядерной энергетики. Отказ от плутония, по мнению авторов, прямо или косвенно ведет если не к сворачиванию ядерной энергетики, то к существенному ограничению ее роли в крупномасштабной энергетике будущего.

Использование плутония в ВВЭР-1000. Предварительные исследования, а также накопленный в европейских странах опыт работы со смешанным уран-плутониевым топливом в жетководных реакторах свидетельствуют о реальной возможности использования плутония в качестве топлива ВВЭР-1000.

Расчетные исследования возможности применения энергетического плутония в реакторах типа ВВЭР-1000 проводятся в России в течение более чем 10 лет [1, 2]. В последние годы значительное внимание уделяется использованию оружейного плутония. На начальном этапе рассматривается простейший способ его вовлечения в топливный цикл ВВЭР-1000 — прямая замена части уранового топлива на смешанное уран-плутониевое, не сопровождающаяся существенными изменениями конструкции активной зоны и режимов эксплуатации энергоблока.

В настоящее время интенсивно модернизируется топливный цикл ВВЭР-1000 [2]. Отличительными особенностями модернизированных трех- и четырехгодичных топливных циклов, в частности, являются:

- использование усовершенствованной ТВС, в которой стальные направляющие каналы и дистанционирующие решетки заменены циркониевыми;

- применение уран-гадолиниевого топлива в качестве выгорающего поглотителя;

- реализация компоновок активной зоны с пониженной утечкой нейтронов, при которой часть свежих сборок размещается в центральной части активной зоны вместо компоновки out-in-in, когда все свежие сборки располагаются на периферии активной зоны;

- снижение обогащения топлива.

Сравнение штатного и модернизированного трехгодичного топливного цикла ВВЭР-1000 выявило очевидное преимущество последнего по некоторым принципиальным параметрам, в частности, эффективность аварийной защиты увеличивается примерно на 25 %, поток нейтронов на корпус реактора снижается. Перевод ВВЭР-1000 на модернизированный топливный цикл планируется осуществить до 2001 г. Следовательно, к моменту внедрения смешанного уран-плутониевого топлива ВВЭР-1000 будут работать в модернизированном топливном цикле, что необходимо в настоящее время учитывать при определении характеристик реактора с таким топливом.

Исходя из результатов предварительных исследований и опыта использования смешанного уран-плутониевого топлива в PWR, основное внимание уделяется топливным циклам ВВЭР-1000, в которых доля ТВС со смешанным топливом составляет около 1/3. Анализ результатов расчетов различных вариантов активной зоны ВВЭР-1000 с 1/3 ТВС показал, что безопасность находится в допустимых пределах. Эффективность аварийной защиты близка к проектной, так как ее снижение из-за наличия плутония компенсируется компоновкой активной зоны с пониженной утечкой нейтронов, размещением под органами регулирования СУЗ ТВС с урановым топливом и увеличением эффективности поглотителей за счет использования циркониевых дистанционирующих решеток и направляющих каналов.

Таким образом, внедрение модернизированного топливного цикла облегчает использование частичных загрузок смешанного топлива. Для увеличения запаса по эффективности аварийной защиты в реакторе со смешанным топливом в поглощающих стержнях может

быть использован бор, обогащенный ^{10}B до 60–80 %. Удовлетворяются также требования по таким параметрам, как:

подкритичность реактора в холодном состоянии при стояночной концентрации борной кислоты (16/кг);

саморегулируемость реактора (коэффициенты реактивности по температуре воды и топлива отрицательны во всех критических состояниях);

коэффициенты неравномерности распределения мощности.

Количество ежегодно утилизируемого оружейного плутония в указанном варианте составляет 270 кг. При этом выгорание смешанного уран-плутониевого топлива составляет 38,8 МВт·сут/кг тяж. мет., уранового — 42 МВт·сут/кг тяж. мет.

Увеличение количества потребляемого плутония до 450–465 кг/год может быть достигнуто за счет повышения доли ТВС со смешанным топливом до 41 % и сокращения времени их работы по сравнению ТВС с урановым топливом. В этом случае ТВС со смешанным топливом облучаются в активной зоне 2–3 года, с урановым — 4 года. Однако это приводит к уменьшению глубины выгорания смешанного топлива до 31,2 МВт·сут/кг при выгорании уранового 45,9 МВт·сут/кг.

В 1997 г. подготовлена и введена в действие в январе 1998 г. отраслевая Программа по внедрению смешанного уран-плутониевого топлива на основе оружейного плутония на АЭС с реакторами ВВЭР-1000. В 2000 г. проводится ее корректировка как по содержанию работ, так и по срокам выполнения. Составляется логическая схема работ.

Основная цель программы — внедрение смешанного уран-плутониевого топлива на АЭС с ВВЭР-1000. Приоритетными при этом являются работы по изготовлению экспериментальных ТВС с таблетированным топливом из оружейного плутония, постановка их на Балаковскую АЭС, опытная эксплуатация, послереакторные исследования состояния выгоревших. Постановка экспериментальных ТВС на Балаковскую АЭС — 2004 г. Создание промышленного производства топлива — 2007 г., окончание работ по программе — 2009 г. Далее реализуется стадия широкомасштабной утилизации плутония. Этапы реализации работ, сроки их выполнения и требуемые объемы финансирования представлены в перечне работ для реализации отраслевой комплексной программы по внедрению смешанного уран-плутониевого топлива на основе оружейного плутония на АЭС с ВВЭР-1000.

Основными направлениями и планируемыми важнейшими результатами работ по программе являются:

обоснование использования смешанного уран-плутониевого топлива;

разработка, создание и лицензирование смешанного топлива, твэлов, отработавших ТВС и штатных ТВС;

создание опытно-промышленного производства по изготовлению топлива, твэлов и ТВС со смешанным топливом;

проектирование, строительство и пуск завода по конверсии, изготовлению таблеток, твэлов и ТВС с таким топливом;

подготовка, модернизация и лицензирование энергоблоков с ВВЭР-1000 для эксплуатации с частичной загрузкой смешанным топливом ТВС. Опытная и промышленная эксплуатация штатных ТВС со смешанным топливом.

Выполнение работ по программе сдерживается отсутствием принятия решений по следующим вопросам:

выбор площадки размещения завода и определение поставщика смешанного топлива;

выбор конструкции штатной ТВС ОКБ «Гидропресс» или ОКБМ;

продление срока службы реакторов;

объем работ, необходимых для получения лицензии;

условия поставки порошка UO_2 для изготовления топлива;

финансирование работ по управлению всей программой.

Для выполнения работ по программе предполагается организовать сотрудничество по созданию международной базы данных для лицензирования смешанного топлива ВВЭР-1000 под эгидой Европейского агентства по атомной энергии [3].

Использование плутония в БН-600. Быстрые реакторы, как известно, предназначены для плутониевого топлива. В России, однако, был реализован иной путь развития таких реакторов, основанный на использовании на первом этапе их развития уранового топлива. Этот этап затянулся, и в настоящее время основной энергетический быстрый реактор БН-600 продолжает работать на урановом топливе. Новый быстрый энергетический реактор БН-800, строительство которого начато на Белоярской АЭС, сразу ориентируется на смешанное уран-плутониевое топливо.

В настоящее время расширенное воспроизводство топлива по известным причинам не является актуальным, и поэтому работающий быстрый реактор и быстрые реакторы ближайшего будущего целесообразно ориентировать на утилизацию запасов плутония. Такой подход немного видоизменяет конструкцию их активных зон, так как отпадает необходимость в воспроизводящих бланкетах. Тем не менее даже в рамках такой концепции быстрый энергетический реактор обладает неоспоримыми преимуществами с точки зрения эффективного выжигания актиноидов — Pu, Np, Am, Cm.

Использование смешанного топлива в БН-600 предполагается начать с организации гибридной активной зоны с частичной загрузкой таким топливом на основе оружейного плутония. Общий подход к выбору компоновки гибридной активной зоны и допустимого количества плутониевых ТВС основывался на требовании нулевого натриевого пустотного эффекта реактивности и максимального линейного энерговыделения на уровне ≤ 480 Вт/см. Исходя из этих требований допустимое число ТВС с плутониевым топливом составляет для активной зоны со стальным боковым экраном 91.

В настоящее время успешно развиваются работы по созданию технического проекта гибридной активной зоны и технических проектов ее составных частей, расчетному экспериментальному обоснованию характеристик реактора с гибридной активной зоной и обоснованию ядерной и радиационной безопасности БН-600, включая исследования проектных и запроектных аварий. Предполагается, что все необходимые работы по модернизации АЭС должны быть завершены к 2004 г., после чего начнется непосредственный перевод БН-600 на гибридную активную зону. Процедура перевода будет осуществлена за 2 года, в течение которых за каждую перегрузку, которая проводится раз в полгода, в реактор будет вводиться 23 ТВС со смешанным топливом и формироваться новый невоспроизводящий боковой экран.

БН-600 с гибридной активной зоной будет утилизировать 280 кг оружейного плутония в год при $\phi \sim 0,77$.

При разработке активной зоны БН-600 с полной загрузкой смешанным топливом, удовлетворяющей ядерной безопасности по натриевому пустотному эффекту реактивности, может быть использован опыт создания активной зоны БН-800. Как и в БН-800, здесь потребуются уменьшение высоты активной зоны, введение натриевой полости в ТВС вместо верхней зоны воспроизводства и некоторое расширение активной зоны по радиусу. В то же время из-за особенностей конструкции нижнего коллектора БН-600 расширение активной зоны по радиусу возможно лишь при использовании специальных хвостовиков для ТВС, располагаемых в ячейках боковой зоны воспроизводства. Кроме этого, имеется еще одна особенность активной зоны БН-600, связанная с малым запасом до всплытия (от гидравлической выталкивающей силы) ТВС. Введение натриевой полости уменьшает гравитационный вес ТВС, и, следовательно, нужны дополнительные меры, препятствующие ее всплытию. Расчетные исследования показали, что радиальное расширение активной зоны, необходимое для нулевого натриевого пустотного эффекта реактивности, является достаточным компенсирующим фактором снижения гравитационного веса ТВС с точки зрения их всплытия, так как снижение расхода натрия при этом через каждую ТВС приводит к уменьшению выталкивающей силы.

Номинальная тепловая мощность реактора 1470 МВт без превышения допустимой максимальной линейной тепловой нагрузки на твэл (500 Вт/см) для принятой конструкции (6,6 x 0,4 мм) при уменьшенной высоте активной части твэла 83 см и отсутствии в нем тепловыделяющего верхнего торцевого экрана обеспечивается за счет увеличения числа ТВС с

369 до 404. При этом их компоновка по зонам обогащения (малого 16,1%, среднего 20% и большого 24,7% — процентное содержание плутония в смеси урана и плутония) составляет 136, 694 и 174 соответственно.

Решение проблемы неvspлывтия ТВС активной зоны предложенным способом при сохранении общего расхода теплоносителя через реактор предполагает изменение рабочей точки насоса, чего можно достигнуть снижением оборотов либо уменьшением диаметра рабочего колеса насоса.

При замене воспроизводящего бокового экрана на невоспроизводящий сохранение номинальной мощности реактора достигается дополнительным увеличением числа ТВС в активной зоне. Общее число ТВС активной зоны в этом случае составляет 438, причем на зоны малого, среднего и большого обогащения приходится 175, 109 и 154 ТВС соответственно. Активная зона окружена боковым экраном, который состоит из 164 стальных сборок и 157 сборок с бором.

БН-600 с полной загрузкой смешанным топливом будет утилизировать 1250 кг оружейного плутония в год при $\varphi \sim 0,77$.

Использование в БН-600 смешанного топлива требует пересмотра всей технологии обращения с таким топливом, от доставки с завода-изготовителя на АЭС и до вывоза и дальнейшего хранения (или переработки) отработавших ТВС. Все технологические операции, связанные как с непосредственным контактом персонала с топливом, так и выполняемые дистанционно, должны быть заново пересмотрены и при необходимости откорректированы с учетом более высокого радиационного фона (табл. 1).

Т а б л и ц а 1. Радиационные характеристики необлученных ТВС БН-600 с различными видами топлива

Топливо	Интенсивность излучения, с ⁻¹	
	нейтронного	γ
UO ₂	$4,8 \cdot 10^2$	$2,9 \cdot 10^9$
Смешанное:		
оружейный плутоний	$6,7 \cdot 10^5$	$1,1 \cdot 10^{12}$
энергетический плутоний	$3,6 \cdot 10^6$	$7,6 \cdot 10^{12}$

Выбор контейнера для перевозки свежего топлива, объем модернизации транспортно-технологического тракта БН-600 при переводе его на такое топливо будут зависеть от вида плутония (оружейный или энергетический). На основании предварительных проработок целесообразной представляется разработка нового контейнера по типу ТК-С2, в котором в настоящее время перевозятся экспериментальные ТВС БН-600. Модернизация транспортно-технологического тракта БН-600, главным образом, будет связана с разработкой автоматизированного загрузочного устройства в центральном зале для перегрузки из внутристанционного контейнера в барабан свежих сборок. Кроме того, будет разработан новый внутристанционный контейнер для перевозки свежих ТВС со склада в центральный зал. При внедрении гибридной активной зоны необходима модернизация склада свежих ТВС даже при использовании оружейного плутония. Для перевода БН-600 на полную загрузку смешанным топливом с оружейным плутонием необходимо строительство нового склада свежих ТВС (табл. 2).

Т а б л и ц а 2. Радиационные характеристики отработавших ТВС БН-600

Топливо	Интенсивность излучения, с ⁻¹	
	нейтронного	γ
UO ₂	$1,2 \cdot 10^5$	$4,52 \cdot 10^{14}$
Смешанное (оружейный плутоний)	$1,3 \cdot 10^6$	$5,17 \cdot 10^{12}$

По предварительным оценкам вывоз отработавших ТВС на основе оружейного плутония БН-600 может быть осуществлен в ТУК-11 БН, в которых в настоящее время вывозятся на ПО «Маяк» урановые ТВС. Однако для гарантированного выполнения безопасной транспортировки в существующих контейнерах необходима разработка нового чехла на 30 ТВС.

Использование плутония в модульном гелиевом реакторе ГТ-МГР. В настоящее время международным сообществом в составе России (Минатом), США (ORNL, GA), Франции («Фраматом»), Японии (Fuji Electric) разрабатывается проект модульного высокотемпературного гелийохлаждаемого реактора с газотурбинным циклом ГТ-МГР.

Высокая вероятность принятия обществом альтернативы ВТГР для утилизации оружейного плутония определяется не только такими ключевыми моментами, как высокий уровень безопасности, невозможность расплавления активной зоны, отсутствие необходимости эвакуации населения при любых мыслимых аварийных ситуациях, но и высокой степенью выжигания первоначально загруженного плутония — выше «стандарта на отработавшее топливо». После этого выгруженное из реактора топливо может быть направлено на длительное захоронение без переработки.

Расчеты показывают, что годовое потребление оружейного плутония одним реактором ГТ-МГР тепловой мощностью 600 МВт составляет 240 кг. При этом в выгружаемом топливе будет содержаться лишь 65 кг плутония, в котором доля ^{239}Pu составляет 30 %. Вследствие низкого содержания ^{239}Pu отработавшее топливо может быть направлено на длительное захоронение без переработки.

По результатам предварительных технико-экономических оценок удельные капиталовложения в строительство АЭС составляют около 800 дол./кВт, себестоимость производства электроэнергии 0,2—0,23 цента/(кВт·ч).

Строительство прототипной установки ГТ-МГР и топливного производства намечено на площадке Сибирского химического комбината.

Создание установки ГТ-МГР и топливного производства из оружейного плутония может быть одним из наиболее эффективных направлений конверсии, поскольку обеспечивает рабочие места специалистам с их опытом и знаниями, использует имеющуюся инфраструктуру, утилизирует оружейный плутоний, конверсирует плутониевое производство, создает необходимые для региона генерирующие мощности. Производство плутониевого топлива и использование плутония в пределах одной площадки Сибирского химического комбината исключает риск, связанный с транспортировкой материалов за пределами охраняемой территории.

Технология получения оксидного таблеточного топлива. Начало работ по использованию плутония в качестве ядерного топлива относится к концу 50-х годов. В 1959 г. в Обнинске был пущен быстрый реактор мощностью 5 МВт (БР-5). В качестве ядерного топлива использовался диоксид плутония. Твэлы первой загрузки этого реактора проработали до выгорания ~6,5% тяж. ат. Затем после испытания на этом реакторе активной зоны с монокарбидным урановым топливом его мощность была повышена до 10 МВт (БР-10) и последовательно испытаны еще три активные зоны: две с топливом из диоксида плутония и одна из монокристаллического урана. Максимальное выгорание в модернизированных конструкциях твэлов с диоксидом плутония достигло ~14% тяж. ат.

В 1968 г. в НИИАРе был пущен экспериментальный реактор БОР-60. Несмотря на то, что в качестве топлива в нем использовался диоксид урана, именно с его пуском начались систематические исследования оксидного уран-плутониевого смешанного топлива применительно к энергетическим быстрым реакторам.

БН-350 начал эксплуатироваться в 1972 г. в Казахстане. Штатным топливом для этого реактора является диоксид урана, но в нем успешно были испытаны и ТВС с плутониевым оксидным топливом. В 1982 г. в активную зону реактора было загружено 10 ТВС с таблеточным смешанным топливом, в 1988 г. были изготовлены и загружены в реактор еще четыре ТВС.

БН-600 был пущен в 1980 г. и успешно эксплуатируется до настоящего времени. Штатным топливом в нем, как и в БН-350, является диоксид урана. Определенное число ТВС со смешанным уран-плутониевым топливом постоянно облучается в этом реакторе. К настоящему времени успешно облучено 20 ТВС, еще восемь эксплуатируются.

Для изготовления топлива используется либо оружейный плутоний, либо плутоний, полученный после радиохимической переработки отработавшего топлива зоны воспроизводства быстрых реакторов (БН-350, -600).

На первом этапе исследований в качестве основной была принята технология механического смешивания оксидов урана и плутония. Использовался диоксид урана, полученный аммиачным осаждением, диоксид плутония — оксалатным (осаждение плутоний-пентаоксалата аммония). По этой технологии с использованием плутония оружейного качества было изготовлено смешанное топливо, которое было успешно испытано в СМ-2, БОР-60, БН-350, -600.

До 1980 г. твэлы с таким топливом изготавливали либо на экспериментальной установке во ВНИИНМ (СМ-2, БОР-60), либо на опытном участке на ПО «Маяк» (БР-5, БР-10, ИБР-2, БОР-60). В 1980 г. на ПО «Маяк» была создана специальная установка «Пакет», предназначенная для более масштабного изготовления смешанного топлива. Проектная производительность этой установки ~350–360 кг уран-плутониевого оксидного таблеточного топлива в год (10–12 ТВС БН-600, -350). В настоящее время намечена модернизация установки для повышения ее производительности до 50 ТВС типа БН-600 в год.

Наряду с технологией механического смешивания оксидов урана и плутония получили развитие и другие методы.

В 1978–1980 гг. во ВНИИНМ была разработана технология получения микросферического топлива с помощью золь-гель процесса. На основе этих разработок на ПО «Маяк» была создана установка «Жемчуг». По этой технологии были изготовлены опытные твэлы, которые успешно испытаны в составе двух ТВС БН-350. Однако опыт показал, что золь-гель технология имеет серьезные недостатки. Изготовление таблеток из гранул сопряжено с трудностями, которые не позволяют обеспечить высокое и стабильное качество таблеток, и работы по этой технологии были прекращены. В 1987–1988 гг. во ВНИИНМ разработана технология и на ПО «Маяк» создана опытная установка по получению малопылящего гранулированного топлива методом аммиачного соосаждения урана и плутония с использованием поверхностно-активных веществ (полиакриламида). Установка получила название «Гранат» (гранулированное атомное топливо). Метод и установка обеспечивали получение малопылящих гранул неправильной формы со стабильными и надежно регулируемыми характеристиками порошков, из которых легко получают топливные таблетки с требуемыми характеристиками. С использованием этой технологии были изготовлены твэлы для 13 ТВС БН-350 и -600.

Во ВНИИНМ проведен большой объем работ по карбонатному соосаждению шестивалентных урана и плутония. Работы ведутся с 1985 г. Отработанная технология позволяет получать порошки требуемой насыпной массы, с достаточно хорошей прессуемостью и удовлетворительной текучестью. Спеченные сердечники с содержанием PuO_2 до 25–30% представляют собой однофазный твердый раствор с 100%-ной растворимостью в азотной кислоте.

Облучение таблеточного топлива в быстрых реакторах было начато в середине 70-х годов. Первый этап работ осуществлялся в целях экспериментального обоснования работоспособности твэлов со смешанным топливом, необходимого для получения разрешения на их облучение в БН-350 и -600. Испытания проводили с использованием твэлов-прототипов в условиях, близких к условиям БН-350 и -600:

выгорание от 95 до 135 МВт·сут/кг U;

радиационная доза от –45 до 75 смещ./ат.;

линейная мощность от 450 до 500 Вт/см;

максимальная температура оболочек 690–710 °С (с факторами перегрева).

В реакторе БОР-60 было облучено 16 ТВС. Все твэлы герметичны. Максимальное выгорание и доза для первых 10 ТВС БН-350, загруженных в зону в 1982 г., были ограничены высоким формоизменением чехлов из-за набухания и радиационной ползучести конструкционных материалов (сталь 16Cr — 11Ni — 3Mo). Максимальное выгорание составило 4,5 — 5% тяж. ат., максимальная доза — 40 — 45 смещ./ат. В последующих четырех ТВС была использована более радиационно-стойкая сталь, что позволило достичь выгорания 10,5 — 11% тяж.ат. (100 МВт·сут/кг U). Твэлы всех 14 ТВС БН-350 герметичны. Результаты всего комплекса исследований твэлов БОР-60, БН-350, -600 с таблеточным смешанным оксидным топливом позволяют заключить, что их ресурс работоспособности до выгорания 14% тяж.ат. не исчерпан и твэлы сохраняют работоспособность. По многим свойствам смешанное оксидное топливо при облучении аналогично урановому оксидному топливу. Необходимо лишь повысить требования к технологии изготовления твердого раствора смешанного топлива, добиваясь большей гомогенности и уменьшения отношения О/М. Негерметичных твэлов не обнаружено.

Согласно концепции Минатома РФ (1998 г.) оружейный плутоний, заявленный как более не являющийся необходимым для целей обороны, будет использоваться исключительно в виде топлива для энергетических реакторов. В рамках двух- (Россия—США) и трехстороннего сотрудничества (Россия—Франция—Германия) проводится комплекс НИОКР, направленных на изучение возможности утилизации оружейного плутония. Решено использовать технологию оксалатного осаждения для получения порошка оксида плутония, для изготовления таблеток — метод механического смешивания порошков. Рассматривается возможность использования оборудования завода в Ханау (Германия) для изготовления таблеток ВВЭР и быстрых.

При этом следует отметить, что для топлива БН-600 завершен комплекс работ по экспериментальному обоснованию внедрения гибридной зоны на основе российской технологии. Изготовлены первые экспериментальные твэлы для испытаний в материаловедческом реакторе топлива ВВЭР-1000. Предложены технология и конструкция твэлов для реактора БРЕСТ с использованием уран-плутониевого нитридного топлива (с содержанием плутония до 13%), с обеспечением внутреннего коэффициента воспроизводства ~ 1 .

Имеются также предложения по замыканию топливного цикла с использованием энергетического плутония.

Технология получения смешанного топлива для виброуплотненных твэлов. В течение последних 25 лет в НИИАРе велись и проводятся в настоящее время комплексные исследования в обоснование возможности реализации замкнутого топливного цикла ядерных реакторов. В отличие от традиционных водных методов переработки ядерного топлива в основу работ заложены принципы сухой технологии, которая включает:

пирозлектрохимические методы переработки высокоактивного ядерного топлива в солевых расплавленных системах с получением на выходе процесса гранулята, непосредственно пригодного для изготовления твэлов методом виброуплотнения;

технологию виброуплотнения для изготовления твэлов из гранулированного топлива; автоматизированные дистанционно управляемые процессы для изготовления гранулированного топлива, твэлов и ТВС.

К настоящему времени первый этап научно-исследовательских работ по разработке и научно-экспериментальному обоснованию перспективного топливного цикла с использованием плутония для быстрых реакторов в основном завершен. Накоплен опыт проектирования, изготовления и эксплуатации оборудования по изготовлению гранулированного уран-плутониевого оксидного топлива и твэлов с виброуплотнением. Создан банк данных и расчетные коды. Наибольшие успехи были достигнуты при использовании виброуплотненного уран-плутониевого оксидного топлива в быстрых реакторах. Начиная с 1981 г. активная зона реактора БОР-60 функционирует на основе виброуплотненного смешанного уран-плутониевого топлива. К настоящему времени достигнуто рекордное в мире максимальное выгорание ТВС штатной конструкции 30,3 %, на отдельных экспериментальных твэлах — 32,3%.

Проведены успешные испытания шести ТВС с виброуплотненным смешанным оксидным топливом в БН-600 до выгорания 9,6 % (максимальное выгорание отдельных твэлов ~10,9 %). Впервые при крупномасштабном рецикле плутония энергетического и оружейного качества (~550 кг) выполнены комплексные исследования безопасности новой технологии получения гранулированного уран-плутониевого оксидного топлива и изготовления на его основе опытных твэлов и ТВС методом виброуплотнения.

Организация технологического процесса получения кристаллических осадков смешанных оксидов $\text{UO}_2\text{—PuO}_2$ преследует две цели:

получение осадков, пригодных для изготовления гранулированного топлива, удовлетворяющего требованиям технологии виброуплотнения;

гомогенизацию диоксидов урана и плутония на стадии электроосаждения.

Технология пироэлектрoхимического производства позволяет проводить как перекристаллизацию исходных оксидов урана и плутония в виде «пушонки» («пушонка» — продукт завода РТ-1), так и конверсию оружейного плутония для получения квазигомогенного уран-плутониевого оксидного кристаллического топлива полидисперсного состава с размером частиц от 20 до 1000 мкм, пригодных для изготовления твэлов виброуплотнением. Разовая загрузка исходных материалов в головной аппарат хлоратор-электролизер на полупромышленной установке составляет ~30 кг и приближается к предельной по требованиям ядерной безопасности для топлива быстрых реакторов.

После растворения в расплавленной эвтектической смеси NaCl—2CsCl образуются уранил-хлориды и хлориды плутония. Далее в этом же аппарате проводится операция окисления расплава хлоркислородаргоновой газовой смесью для перевода части хлоридов плутония в плутонил-хлорид, затем, не прекращая подачи в расплав окислительной газовой смеси, электролиз расплава с получением на катоде квазигомогенного кристаллического осадка диоксидов урана и плутония. При электроосаждении смешанных оксидов происходит также очистка плутония от америция (в 30—70 раз), что важно при использовании энергетического плутония. После электролиза из аппарата извлекают катод с осадком, осадок отделяют от катода и передают в установку измельчения для получения гранул размером от 20 до 1000 мкм. Затем гранулят очищают от захваченной соли-растворителя, других примесей до значений, требуемых техническими условиями. Далее его классифицируют по размерам частиц на пять фракций в виброситовом классификаторе и сертифицируют на соответствие параметров качества техническим условиям.

Процесс разработан для получения смешанного гранулированного уран-плутониевого оксидного топлива и был первоначально реализован на укрупненной установке в защитной камере при производстве гранулята для БОР-60, БН-350 и -600 (суммарное количество опытных партий гранулята топлива составляло около 700 кг). После оптимизации технологических параметров этот процесс был рекомендован в качестве штатного для производства гранулированного уран-плутониевого оксидного топлива на опытно-исследовательском комплексе и по этой схеме было изготовлено более 1600 кг смешанного топлива. Кроме технологического процесса получения квазигомогенного уран-плутониевого оксидного топлива разработаны и доведены до полупромышленного уровня технология производства индивидуальных гранулированных диоксидов урана и плутония. Технологические схемы этих процессов можно рассматривать как упрощение процесса производства смешанного топлива, так как большинство основных операций аналогичны.

В конце 1998 г. была начата переработка плутония оружейного качества пироэлектрoхимическим методом с одновременной очисткой от галлия до 0,0007 — 0,001% по массе. В течение 1999 г. переработано в уран-плутониевое оксидное топливо ~50 кг плутония, из него по технологии виброуплотнения изготовлены 32 ТВС для реактора БОР-60 и 3 ТВС для БН-600, которые в настоящее время проходят испытания (табл. 3).

Таблица 3. Характеристики производства твэлов с виброуплотненным уран-плутониевым оксидным топливом

Вид топлива	Реактор	Число ТВС	Число твэлов
UPuO ₂ *	БОР-60	458	15 910
UPuO ₂ **	“—”	32	1 184
UPuO ₂ **	БН-350	2	254
UPuO ₂ **	БН-600	9	1143
UPuO ₂ *	“—”	4	508
UPuO ₂ *, **	БФС	8	1 016
UO ₂ ***	БОР-60	1	6
PuO ₂ ****			

*, ** Pu энергетического (высокофонового) и оружейного качества (низкофонового).
 , * Продукт переработки отработавшего топлива на РТ-1 и БОР-60 (24 %), БН-350 (4,9%)

Для обоснования конструкции и оптимизации технологических и эксплуатационных параметров проводились и ведутся испытания твэлов с виброуплотненным уран-плутониевым оксидным топливом в БОР-60, БН-350 и -600. В реакторах БН-350 и -600 проведены испытания восьми ТВС с виброуплотненным уран-плутониевым оксидным топливом. Реакторные испытания шести ТВС БН-600 при проектных параметрах эксплуатации были успешно завершены. Максимальное выгорание составило 9,8 % тяж.ат. (отдельных твэлов 10,9 %).

В качестве конкретных ближайших шагов на пути реализации перспективного топливного цикла с использованием плутония целесообразно выполнить следующие работы:

отработать и внедрить технологию конверсии оружейного плутония в оксидное топливо для получения опытных партий топлива для использования в составе ТВС БОР-60 и БН-600;

продолжить испытания ТВС с виброуплотненным уран-плутониевым оксидным топливом на основе оружейного плутония в БН-600 (10—12 ТВС/год) для набора статистических данных для обоснования гибридной зоны.

Для полного соответствия экспериментальной базы характеру задач необходима ее частичная модернизация в следующих направлениях:

реконструкция участка получения гранулированного оксидного топлива из оружейного плутония с объемом выпуска до 1,2—1,5 т/год. Это же топливо может быть основой для изготовления виброуплотненных твэлов ВВЭР-1000 путем разбавления его гранулированным диоксидом урана. В этом случае может быть получено ~12 т смешанного топлива;

перевод оружейного плутония в гранулированный диоксид плутония для изготовления твэлов на основе механических смесей гранулированных оксидов плутония и урана. В этом случае годовой объем выпуска гранулированного диоксида плутония может составить 1,5 т/год и явиться основой для получения 6 т топлива для быстрых реакторов или ВВЭР;

модернизация установки по производству виброуплотненных твэлов для изготовления ~1600 твэлов для БОР-60, ~6000 для БН-600 и ~3200 для ВВЭР-1000, что соответствует суточной производительности ~40 твэлов.

Экономические предпосылки использования оружейного и энергетического плутония в тепловых и быстрых реакторах. Для экономического обоснования использования плутония в ядерных реакторах в настоящее время наиболее распространены два методических подхода. Первый подход исходит из положения о том, что плутоний — неотъемлемый продукт ядерного топливного цикла, а его использование в реакторах следует рассматривать как этап в модели ядерного топливного цикла. Второй подход основан на методе, который не учитывает уже вложенные затраты. Плутоний здесь рассматривается наравне с любым другим продуктом жизнедеятельности в энергетике. При использовании первого подхода должна быть составлена схема или модель топливного цикла ядерной энергетики страны и варианты его развития на перспективу. Схема должна включать все этапы: добычу природного урана, изготовление уранового топлива, производство электроэнергии на АЭС с урановым топливом, переработку отработавшего топлива или долговременное хранение, изготовление плутоние-

вого топлива (оксидного или другого), рецикл регенерированного урана, захоронение отходов и т. д. Модель должна включать экономические характеристики этих этапов. Существенным фактором в модели является экономия природного урана за счет вовлечения в топливный цикл плутония и регенерированного урана, а также сокращение объема радиоактивных отходов, подлежащих захоронению в геологические формации.

Примером использования такого подхода могут служить исследования в обоснование рецикла энергетического плутония, выделяемого при переработке отработавшего топлива, во Франции, Германии, Бельгии и Швейцарии. В работе [1] эксперты OECD сравнивали усредненные затраты на производство электроэнергии на перспективном PWR с урановым и смешанным топливом из энергетического плутония. Показано, что для LWR, работающего в открытом топливном цикле с урановым топливом, усредненная стоимость производства электроэнергии составит 5,17—7,06 милс/(кВт·ч). Для LWR, в котором осуществляется рецикл плутония в виде частичной загрузки смешанного топлива, усредненная стоимость производства электроэнергии будет равна 4,28—6,3 милс/(кВт·ч). С учетом высокой степени неопределенности исходных данных можно говорить о примерной равнозначности этих вариантов.

Рассмотрение ядерной энергетики Германии в целом [2—4], показано, что и переход на открытый топливный цикл может увеличить усредненную стоимость электроэнергии на АЭС с 1,48 до 1,51 пфенниг/(кВт·ч) в период до 2030 г.

Анализ показывает, что если имеется переработка отработавшего топлива и выделение плутония, то превышение стоимости смешанного топлива над урановым может быть оправдано экономией на хранении выделенного плутония, экономией природного урана и работы разделения. Результаты сравнения затрат на открытый топливный цикл и однократный рецикл плутония в легководных реакторах показывают их примерную равнозначность уже в настоящее время. Понятно, что все эти выводы сделаны для энергетического плутония. Оружейный плутоний, строго говоря, не является продуктом гражданской ядерной энергетики и к нему не может быть применен данный подход.

Недостатком применения первого подхода является в определенной степени уход от реальной ситуации в ядерно-энергетическом комплексе и энергетике страны в целом. В частности, возникает необходимость сравнивать капиталовложения различных лет с капиталовложениями следующих периодов. Осторожно в условиях России следует обращаться с такими показателями, как приведенные затраты, коэффициент дисконтирования, эскалация, и другими факторами общеэкономического характера.

Второй подход исходит из той реальной ситуации в ядерно-энергетическом комплексе, которая сложилась в начальный момент исследования. Уже вложенные средства в расчетах не учитываются, рассматриваются только те затраты, которые необходимо понести для решения задачи. Как представляется, данный подход более соответствует современным условиям экономической и хозяйственной жизни ядерного энергетического комплекса страны.

Исследования по оценке и анализу стоимости утилизации оружейного плутония проводятся с использованием именно этого подхода. Высвобождаемый оружейный плутоний рассматривается как новый избыточный продукт в системе ядерной энергетики России. Его стоимость принимается равной нулю. Целью экономического анализа становится сумма дополнительных затрат, которые необходимо понести для перевода некоторого количества высвобождаемого оружейного плутония в отработавшее топливо ядерных реакторов. Рассматриваются и сравниваются по дополнительным затратам различные варианты или сценарии такого перевода, включающие установки по конверсии металлического плутония в диоксид, изготовлению смешанного топлива, реакторы, транспортировку и долговременное хранение топлива. Недостатком второго подхода является неадекватное использование энергетического потенциала оружейного плутония.

Список литературы

1. Novikov A.N., Pavlov V.I., Pavlovichev A.M. Modernization of the VVER fuel cycles and perspective to use MOX fuel. — In: Proc. of NATO Workshop "Safety Problems of Plutonium Involvement into Nuclear Fuel Cycle", Sept. 2—6, 1997, Moscow, Russia, p. 16.

2. **Levina I.K., Pavlovichev A.M., Styurin U.A., Alekseev P.N.** Current status and future activities on determination of technical requirements to test MOX-fuel assemblies with weapon-grade plutonium for disposition in VVER-1000 core. — In: Bilateral Russian—French Meeting on Manufacturing of First MOX LTAs with W-Pu for Irradiation in VVER-1000, 17—19 June 1998r., Moscow, Bochvar Institute.
3. **Alekseev P.N., Pavlovichev A.M., Ponomarev-Stepnoy N.N.** Status of the Russian Federation reactor-based plutonium disposition programme. — In: Proc. Workshop of Physics and Fuel Performance of Reactor-Based Plutonium Disposition, OECD, Paris, France, 28—30 September, 1998, p.39—49.
4. **Зродников А.В., Поплавский В.М., Троянов М.Ф. и др.** Реакторные способы утилизации оружейного плутония, выводимого из оборонных программ. — Nucl. Engng Design, 1997, № 173, p.301—309.

Ядерное топливо для энергетических водоохлаждаемых реакторов. Состояние и перспективы

*Коновалов В.Ф., Молчанов В.Л. (ОАО "ТВЭЛ"), Солонин М.И.,
Бибилашвили Ю.К. (ГНЦ РФ—ВНИИНМ им.А.А.Бочвара),
Цыканов В.А. (ГНЦ РФ—НИИАР)*

Выполненные в последние годы исследования позволили обеспечить надежную и безопасную эксплуатацию ВВЭР в 3- и 4-годичных топливных циклах при среднем выгорании 43—45 МВт·сут/кг U (в комплекте выгружаемых ТВС). В частности, на отдельных блоках ВВЭР-440 (4-м Кольской, 2-м Ровенской) в настоящее время реализуется опытно-промышленная эксплуатация топлива в 5-годичном цикле.

По условиям эксплуатации топлива, уровню и причинам отказов твэлов ВВЭР можно разделить на четыре группы: ВВЭР-440 типа В-230, В-179 и В-270 — первое поколение реакторов, ВВЭР-440 типа В-213 — второе усовершенствованное поколение реакторов, ВВЭР-1000 (тип В-187, единственный блок на Нововоронежской АЭС, ТВС этого реактора имеют шестигранный чехол), серийные ВВЭР-1000, в которых ТВС являются бесчехловыми.

В ВВЭР-440, как и во всех ВВЭР-1000, конструкторские и технологические решения по твэлам и ТВС в значительной степени унифицированы. Тем не менее в ВВЭР-440 типа В-213 и всех ВВЭР-1000 отказы твэлов носят случайный характер. За последние несколько лет уровень отказов твэлов в этих реакторах в среднем находится в пределах $\sim(2-3)10^{-5}$ (ВВЭР-1000) и $\sim(3-5)10^{-6}$ (ВВЭР-440 типа В-213), что отвечает современным показателям ведущих западных фирм-поставщиков топлива.

В ВВЭР-440 типа В-230 уровень отказов заметно выше (табл. 1, 2). Особенно это начало проявляться в последние 5—7 лет (старение реакторов).

Т а б л и ц а 1. Эксплуатация ТВС в ВВЭР-400

Год	Число выгруженных	Число негерметичных	Доля негерметичных
В-213			
1998	1676	0	0
1999	998	5	$\sim 4 \cdot 10^5$
В-230			
1998	747	79	$8 \cdot 10^{-4}$
1999	453	39	$6,8 \cdot 10^{-4}$