

## Разработка и испытание макета установки высокотемпературной обработки смешанного нитридного уран-плутониевого ОЯТ для пирохимического передела модуля переработки опытно-демонстрационного энергетического комплекса

В.П. Смирнов<sup>1</sup>, А.А. Самсонов<sup>1</sup>, А.Ю. Лещенко<sup>1</sup>, А.В. Носов<sup>1</sup>, Ю.С. Мочалов<sup>2</sup>, С.М. Савциц<sup>2</sup>, А.А. Легенький<sup>2</sup>

<sup>1</sup> АО НПФ «Сосны»,

433507 Россия, Ульяновская обл., г. Димитровград, пр. Димитрова, д. 4а

<sup>2</sup> АО «Прорыв»,

119607 Россия, г. Москва, Раменский бульвар, д. 1

**Реферат.** Приведены результаты испытаний макета установки высокотемпературной обработки (ВТО) смешанного нитридного уран-плутониевого (СНУП) ОЯТ реактора БРЕСТ-ОД-300. Макет предназначен для проверки выбранных режимов ВТО с использованием модельного ядерного топлива (МЯТ) и экспериментальной отработки конструкции оборудования пирохимической переработки ОЯТ РБН в модуле переработки опытно-демонстрационного энергетического комплекса (МП ОДЭК). Предварительные испытания макета с использованием имитаторов МЯТ проводили для определения фактических характеристик установки в заданных режимах эксплуатации ВТО (распределение поля температуры, степень герметичности установки, полнота выгрузки имитаторов продуктов). Испытания макета с использованием МЯТ на основе нитрида урана проводили для проверки режимов азотирования-деазотирования МЯТ, а также окисления нитридного МЯТ до закиси-оксида урана с последующим ее восстановлением до диоксида урана. Получены характеристики продуктов после термообработки. Подведен материальный баланс по распределению урансодержащих продуктов в узлах установки. Показано, что процессы азотирования и деазотирования идут с низкой эффективностью для диспергирования МЯТ. Процессы окисления и восстановления протекают полностью. Требуется модернизация конструкции макета установки ВТО с целью снижения величин отложений во внутренних полостях и пылеуноса продукта из установки с отходящими газами.

**Ключевые слова:** высокотемпературная обработка, смешанное нитридное уран-плутониевое топливо, реактор БРЕСТ-ОД-300, ОЯТ, модуль переработки (МП), опытно-демонстрационный энергетический комплекс (ОДЭК).

**Для цитирования:** Смирнов В.П., Самсонов А.А., Лещенко А.Ю., Носов А.В., Мочалов Ю.С., Савчиц С.М., Легенький А.А. Разработка и испытание макета установки высокотемпературной обработки смешанного нитридного уран-плутониевого ОЯТ для пирохимического передела модуля переработки опытно-демонстрационного энергетического комплекса. *Известия вузов. Ядерная энергетика*. 2026;1:30–45. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2026.1.03>

## Введение

Целевым продуктом головных операций пирохимической переработки смешанного нитридного уран-плутониевого (СНУП) ОЯТ является порошок окисленного топлива, отделенный от фрагментов оболочки и содержащий возможно меньшее количество продуктов деления. Порошок должен быть пригодным для изготовления шашек или гранул оксидного топлива для последующей их «металлизации» – электролитического восстановления оксидов до металла [1]. Для получения продукта с указанными требованиями наиболее распространенной является операция объемного окисления (волоксидации) или в более общем смысле – высокотемпературная обработка (ВТО) ОЯТ.

Макет установки ВТО (далее по тексту – макет) предназначался для экспериментальной отработки процессов азотирования-деазотирования, волоксидации фрагментов оболочек с нитридом урана и дальнейшего восстановления до  $UO_2$  в масштабе десятка килограммов. Действующих промышленных аппаратов подобного типа для ОЯТ в мире нет. В основном ведутся работы по созданию волоксидаторов оксидного топлива реактора LWR [2 – 9], а данные по окислению нитридного модельного ядерного топлива (МЯТ) и ОЯТ ограничены лабораторными экспериментами с небольшими количествами ядерного топлива [10 – 12]. Содержательный обзор технологий ВТО ОЯТ приведен в работе [13].

Реализуемые в созданном макете процессы позволяют за счет перестройки кристаллической решетки диспергировать топливные таблетки для разделения топливной и конструкционной составляющих твэлов, вывести из целевого продукта тритий, радиоуглерод и частично другие летучие продукты деления. В данном исследовании проверялись режимы ВТО, предложенные в работе [14].

При термообработке сыпучих материалов, в том числе при производстве оксидов урана, для хорошего перемешивания частиц, чтобы обеспечить однородную температуру и воздействие реакционной газовой среды, обычно применяются печи с вращающейся ретортой. Этот же принцип применен в конструкции установки ВТО СНУП ОЯТ, однако имеется ряд существенных отличий, связанных с особенностью эксплуатации установки:

- установка размещается в радиационно-защитной камере с инертной атмосферой (аргон или азот), а следовательно, обслуживается дистанционно с помощью манипулятора;

- продукты, поступающие на установку, содержат металлические конструкционные элементы (оболочки твэлов) и имеют сложный состав с неизвестными физическими свойствами.

В данной работе изложены результаты создания макета установки ВТО для МП ОДЭК и его испытаний в заводских условиях и в условиях инертной камеры с азотной средой.

## Описание конструкции макета

Макет установки ВТО (рис. 1) представляет собой электрическую печь нагрева сопротивлением периодического действия с вращающейся ретортой, основные узлы которой располагаются на опорной раме. Масса разовой загрузки исходного продукта (фрагменты оболочки твэлов с нитридным МЯТ) не более 15 кг. Это максимально возможная загрузка макета установки ВТО с учетом ограничений размеров инертной камеры.

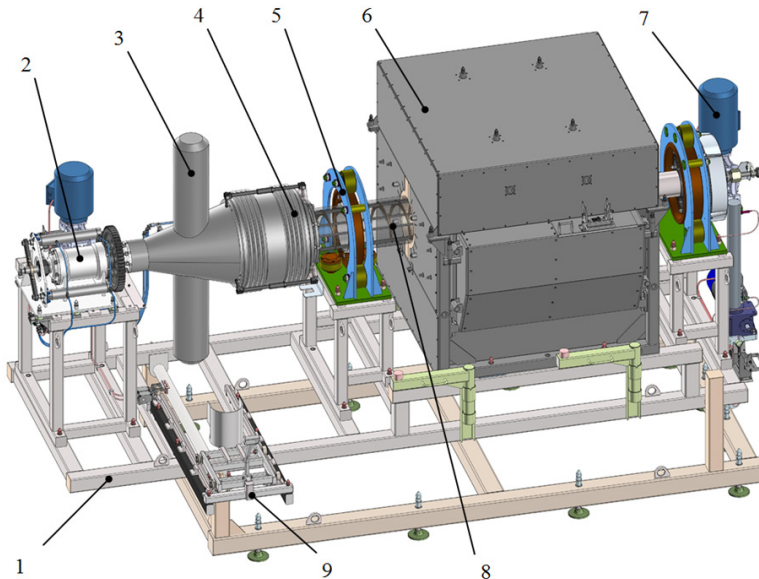


Рис. 1. Макет установки ВТО: 1 – рама; 2 – привод камеры загрузочной; 3 – контейнер; 4 – узел уплотнения; 5 – опора реторты; 6 – камера нагревательная; 7 – привод реторты; 8 – реторта; 9 – тележка

Продукт из контейнера через загрузочную камеру поступает в реторту с левой стороны макета. Герметичность соединения контейнера с загрузочной камерой обеспечивается механизмом поджима контейнера к камере.

Перемещение продукта в реакционную (обогреваемую) зону внутри реторты осуществляется за счет изменения угла наклона вращающейся реторты, а также «правой» спирали шнека, расположенного внутри реторты. Исключение смещения продукта из рабочей зоны реторты с правой стороны реторты обеспечивается «левой» спиралью шнека. Выгрузка продукта после термообработки также производится «правой» спиралью шнека за счет изменения угла наклона вращающейся реторты

и смены направления вращения реторты. Для изменения угла наклона реторты рама макета оснащена специальным электрическим приводом.

В реакционной зоне вокруг реторты расположена камера нагревательная (которая обеспечивает температурную обработку продукта, находящегося в реторте). Камера нагревательная состоит из теплоизоляции, пода, крышки и нагревательных панелей с термopарами для контроля и управления процессом. Нагревательные панели имеют возможность дистанционного монтажа и демонтажа в защитной инертной камере с помощью манипулятора.

Для герметизации внутреннего объема реторты и создания в ней разрежения (либо избыточного давления), а также для компенсации радиального биения реторты при ее вращении используется узел уплотнения. Компенсация несоосности между ретортой и камерой загрузочной, а также компенсация удлинения реторты за счет температурных расширений в узле уплотнения происходят с помощью сильфонных компенсаторов.

Макет оснащен узлом подачи газовых сред с требуемым расходом, системой газоочистки и системой управления.

## Предварительные испытания макета с использованием имитаторов МЯТ

Целью испытаний являлось экспериментальное подтверждение работоспособности конструкции макета установки ВТО СНУП МЯТ и определение его фактических характеристик в заданных режимах эксплуатации.

Задачи исследований:

- исследование жаростойкости материала реторты в обоснование ее работоспособности;
- определение величины расхода газа через узел уплотнения реторты в зависимости от перепада давления, температуры и скорости вращения реторты;
- измерение температурного поля в реторте, на поверхности корпуса печи и других узлов макета в различных режимах ВТО, верификация теплофизических моделей оборудования;
- оценка пылеуноса продукта с отходящим газовым потоком на имитаторах в зависимости от гранулометрического состава частиц имитатора, типа и расхода газа, температуры процесса и скорости вращения реторты;
- отработка операций по загрузке/выгрузке на имитаторах продукта и определения неизвлекаемого остатка (оценка полноты выгрузки продукта);
- оценка времени операций для уточнения циклограммы работы макета и его промышленного варианта конструкции.

В качестве имитаторов оболочки использовались фрагменты трубы из нержавеющей стали диаметром 10 мм, толщиной стенки 0,5 мм, длиной 20, 30 и 40 мм, а в качестве имитатора порошка ОЯТ применялся порошок  $Al_2O_3$  с размерами частиц от 1 до 5 мкм. Среднее значение угла естественного откоса для порошка  $Al_2O_3$  составляло  $38^\circ$ .

Имитатор диспергированного ОЯТ выбирался в консервативном подходе на основе литературного обзора свойств порошкообразных продуктов UN, UN<sub>1,5</sub>, U<sub>3</sub>O<sub>8</sub> и UO<sub>2</sub>

после ВТО так, чтобы гранулометрический состав порошка-имитатора для испытаний обеспечивал большую скорость витания частиц, а текучесть, определяемая по углу естественного откоса, была не лучше, чем у указанных продуктов.

В испытаниях на жаростойкость материала реторты из сплава 10ХН45Ю ГОСТ 5632-2014 [15] образцы на подставках из оксида циркония размещали в атмосфере стоячего воздуха внутри камерной высокотемпературной печи. Выдержка образцов в стационарном режиме при температуре 1150°C составляла 12, 24, 48, 100 и 864 ч. На рисунке 2 приведена зависимость глубинного показателя коррозии от времени испытаний. С увеличением времени окисления в первые 100 ч скорость коррозии сплава 10ХН45Ю резко падает, по-видимому, из-за образования сплошной защитной пленки оксида. На базе испытаний в течение 860 ч глубинный показатель коррозии не превышает 0,04 мм/год.

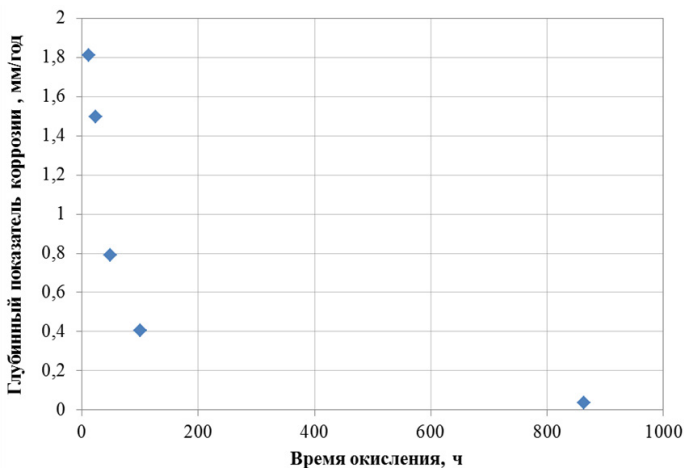


Рис. 2. Зависимость скорости коррозии сплава 10ХН45Ю в воздушной среде при температуре 1150°C от времени изотермической выдержки при испытаниях

Испытания на полноту выгрузки продуктов проводили с использованием вышеуказанных имитаторов – фрагментов трубок длиной 20 мм, фрагментов прутков длиной 30 мм, мелкодисперсного порошка оксида алюминия ( $Al_2O_3$ ) и гранатового песка (ГП) для гидроабразивной резки без продувки макета газом.

Фрагменты прутка всегда выгружались полностью. Невыгруженный крупнодисперсный ГП составлял не более около 4% от загрузки, а в большинстве случаев – менее 1%. Наихудшей способностью к выгрузке обладал мелкодисперсный порошок  $Al_2O_3$ . После первой загрузки порошка  $Al_2O_3$  выгрузилось только 75%. Остальной порошок (25%) образовал налет на поверхности реторты. Последующие испытания по загрузке и выгрузке порций порошка  $Al_2O_3$  по 1,2 кг показали уменьшение массы невыгруженного продукта, а последние два испытания показали даже отрицательную разницу между массой загруженного и выгруженного порошка, т.е. произошел выход порошка, накопленного в реторте от предыдущих испытаний, что можно интерпретировать как формирование стабильного количества невыгружаемого остатка (закладки) в макете порядка 0,68 – 0,58 кг.

На следующем этапе проводилась проверка полноты выгрузки смеси продуктов. После загрузки смеси порошка  $Al_2O_3$  с оболочками на этапе выгрузки вышли все оболочки, но 39,7% от исходно загруженного порошка осталось в реторте. Осмотр внутренней полости реторты с помощью видеозондоскопа выявил образование толстого уплотненного слоя порошка  $Al_2O_3$  на ее поверхности, а также на перемешивающих лопатках.

Новое испытание по загрузке и выгрузке чистого порошка  $Al_2O_3$  (без фрагментов оболочек) проводили в режиме нагрева, отжига при температуре  $1000^\circ C$  в течение 5 ч и полного охлаждения. Результаты этих испытаний показали отсутствие эффекта уплотнения порошка, так как порошок выгрузился полностью.

Последующие испытания со смесью порошка с оболочками окончательно подтвердили проблему образования плотного слоя порошка на поверхности реторты при наличии фрагментов оболочек и неполную выгрузку порошкообразного продукта, поэтому решено было применить в макете автоматический встряхиватель механического (молоткового) типа.

Порошок, выгруженный при последнем испытании модернизированного макета, вышел полностью, но содержал плотные спрессованные комки, которые не разваливались при пересыпании и разрушались лишь при приложении заметного усилия. Таким образом, проблема напрессовки порошкообразного продукта оболочками на стенках реторты в макете была решена.

Проведены эксперименты с измерением поля температур в пустой реторте при изотермической выдержке при температурах  $700$ ,  $900$  и  $1240^\circ C$ . Как показано на рис. 3, в зоне нахождения продукта перепад температуры не превышает  $35^\circ C$ .

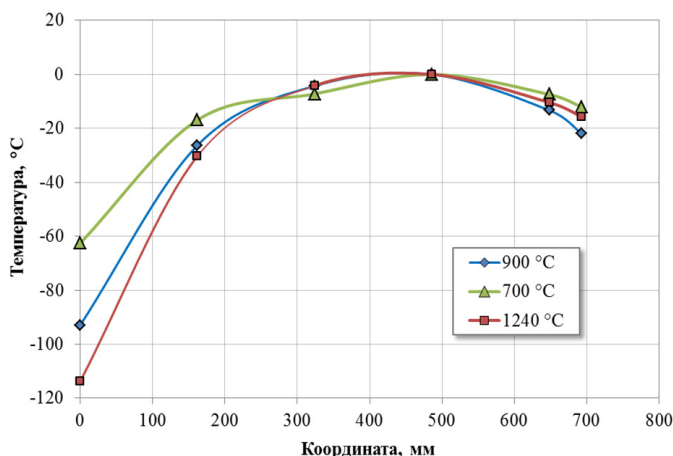


Рис. 3. Измеренный градиент поля температур вдоль оси реторты относительно левого края нагревателя во время изотермической выдержки при температурах  $700$ ,  $900$  и  $1240^\circ C$

В ходе эксперимента по определению температурных полей во внутреннем пространстве реторты в различных температурных режимах определены наиболее нагретые участки поверхности макета установки ВТО. Наиболее горячими (около

400°C) являлись поверхности реторты, находящиеся с двух сторон от нагревательной камеры – со стороны камеры загрузочной и привода реторты.

Испытания уплотнений реторты на герметичность проводили при вращении реторты со скоростью 2 об/мин в режиме перемешивания в стационарных тепловых режимах установки при температурах 20, 500, 700, 900 и 1000°C. При этом в реторте с помощью вакуумного насоса локальной системы газоочистки (ЛСГО) создавалось разрежение минус 50 кПа, далее насос отключался, закрывался запорный вентиль на линии вакуумирования и измерялся рост в реторте давления (натекание газа) с помощью преобразователя давления. Обработкой кривых измерения зависимости разрежения от времени был получен расход натекания газа через уплотнения в реторту (рис. 4). Максимальное натекание газа в реторту при разрежении 50 кПа не превышало 0,06 м<sup>3</sup>/ч. При разрежении 10 кПа натекание газа в реторту не превышало 0,015 м<sup>3</sup>/ч, что составляет 6% от подаваемого азота в реторту при операции азотирования и всего лишь 0,33% от подаваемого газа в реторту при операциях окисления и восстановления МЯТ. Таким образом, показано, что при рабочих параметрах макета (разрежение и температура) дополнительный расход газа, поступающий через уплотнения в реторту, не оказывает значимого влияния на процессы ВТО.

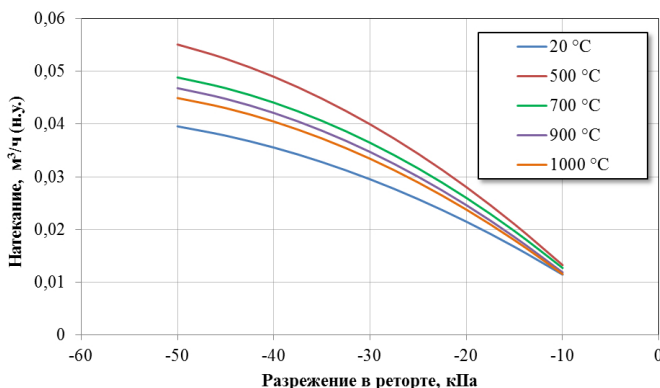


Рис. 4. Зависимость натекания (расхода) газа в реторту через уплотнения от разрежения в реторте при испытаниях на герметичность

Также проведены испытания для оценки пылеуноса продукта с отходящим газовым потоком на имитаторе МЯТ (мелкодисперсный порошок  $Al_2O_3$ ) при рабочей температуре 500, 850 и 1150°C с расходом газа 5 м<sup>3</sup>/ч (при н.у.). Для улавливания пыли использовался фильтр, устанавливаемый непосредственно на трубу выхода газа из реторты, с фильтрующим элементом из сетки № С 685-03Х18Н9Т-ВИ. По результатам измерения массы порошка в фильтре после продувки в различных режимах была построена зависимость массового расхода порошка  $Al_2O_3$  из реторты, обнаруженного на фильтре (рис. 5).

С ростом температуры расход пыли нелинейно возрастает, а в среде аргона он почти в два раза больше, чем в среде воздуха.

По результатам испытаний можно ожидать максимальный пылеунос частиц продукта при операции деазотирования в среде аргона при температуре 1150°C.

Разработка и испытание макета установки высокотемпературной обработки смешанного нитридного уран-плутониевого ОЯТ для пирохимического передела модуля переработки опытно-демонстрационного энергетического комплекса

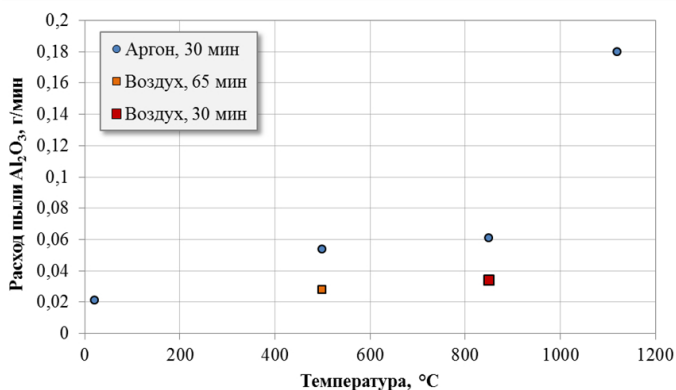


Рис. 5. Массовый расход порошка  $Al_2O_3$ , обнаруженного на фильтре

## Испытания макета с использованием модельного ЯТ на основе нитрида урана

Испытания выполнялись в инертной камере АО «СХК» [16] в атмосфере азота.

МЯТ для проведения экспериментов представлял собой смесь таблеток из обедненного монокрида урана и таблеток UN в трубчатых образцах из стали ЭП823, имитирующее по химическому составу фрагменты ТВС со СНУП ОЯТ. Общая масса МЯТ составляла 8489,19 г, из них 7418,74 г таблеток из UN и 1070,45 г фрагментов оболочек (324 шт. по две таблетки в каждой). Расчетная масса урана в загруженном UN составляла 7006,6 г.

Испытания проводили в два этапа с одной партией МЯТ для проверки следующих режимов ВТО, предложенных в [14], с небольшими изменениями:

этап 1:

- азотирование исходного продукта для конверсии монокрида урана в полуторный нитрид ( $UN \rightarrow U_2N_3$ ) при температуре 850°C в течение 20 ч в среде азота с расходом 0,25 м<sup>3</sup>/ч;
- деазотирование промежуточного продукта на основе полуторного нитрида урана в атмосфере аргона с расходом 0,5 м<sup>3</sup>/ч для осуществления конверсии  $U_2N_3 \rightarrow UN$  при температуре 1150°C в течение 20 ч;

этап 2:

- окисление порошка нитридного МЯТ ( $UN \rightarrow U_3O_8$ ) с использованием аргонокислородной газовой смеси (10%  $O_2$ ) при температуре от 500°C в течение 20 ч;
- конверсия  $U_3O_8 \rightarrow UO_2$  с использованием аргоноводородной газовой смеси (4%  $H_2$ ) при температуре от 700°C в течение 10 ч.

С учетом нагревов и охлаждений общее время испытаний составило около 100 ч.

После завершения операции азотирования-деазотирования было выгружено 6417,8 г МЯТ с оболочками и выполнен ситовый анализ выгруженного МЯТ. Ожидаемого полного диспергирования таблеток МЯТ в порошок после проведения этапов азотирования и деазотирования не произошло, доля МЯТ в оболочках составила около 25% от всего загруженного. Гранулометрический состав порошка МЯТ приведен на рис. 6. Насыпная плотность порошкообразного продукта была оценена засыпанием в мерный стакан и составила  $(6,5 \pm 0,5)$  г/см<sup>3</sup>.

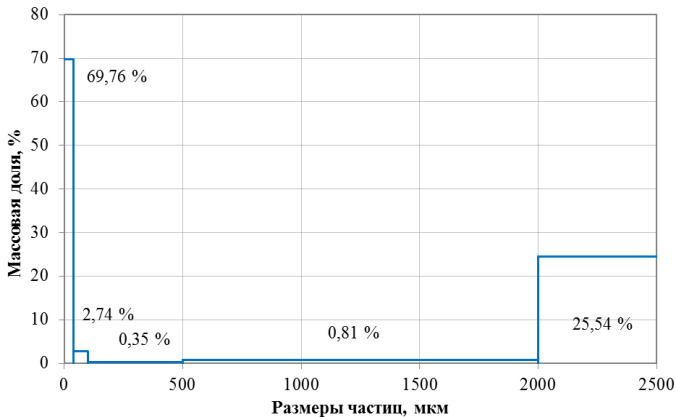


Рис. 6. Гранулометрический состав порошка МЯТ после операции азотирования-деазотирования

Некоторые фрагменты оболочки имели вид «гантели» с увеличением диаметра до 0,5 мм по краям и меньшим диаметром в средней части (увеличение диаметра по краям составило 0,2 мм).

Полного превращения в моонитрид также не произошло. По результатам рентгенофазового анализа продукта после операции деазотирования высыпавшийся из оболочек продукт представлял собой смесь моонитрида урана с полуторным нитридом примерно в равных количествах.

После завершения анализа МЯТ (включая все оболочки) было снова загружено в макет установки ВТО и проведены последовательно операции окисления и восстановления.

Окисление проводили в смеси газов  $Ar - 10\% O_2$  с расходом  $1 \text{ м}^3/\text{ч}$ , восстановление – в смеси газов  $Ar - 4\% H_2$ , также с расходом  $1 \text{ м}^3/\text{ч}$ . В ходе окисления концентрация кислорода в отходящем газе быстро снижалась до 2% и через 6 ч восстанавливалась до 10%. В ходе восстановления концентрация водорода в отходящем газе быстро падала до 1,1% и через 9 ч восстанавливалась до 4%.

После проведения этапа 2 (окисление и восстановление) диоксид урана представлял собой крупнодисперсный порошок – доля фракции меньше 100 мкм составляла всего 12,5% (ожидалось, что размеры основной доли частиц будут в пределах от 50 до 100 мкм). Результаты ситового анализа приведены на рис. 7. Для фракции частиц от 500 до 2000 мкм насыпная плотность составила  $1,99 \text{ г}/\text{см}^3$ , для фракции частиц от 100 до 500 мкм –  $2,29 \text{ г}/\text{см}^3$ . Масса выгруженного продукта с оболочками составила 5677,7 г.

Угол естественного откоса порошка составлял от 41 до 42°. Угол ссыпания с металлической поверхности с параметром шероховатости  $Ra 0,8$  составил около 30°, с металлической поверхности с параметром шероховатости  $Ra 3,2$  – около 45°. Порошок ссыпался без видимого остатка на поверхности пластин.

Содержимое 317 оболочек из 324 высыпалось в форме порошка и смешалось с общей массой продуктов операций окисления и восстановления. Все оболочки были целыми, и только одна оболочка имела продольную трещину на 1/3 длины.

Разработка и испытание макета установки высокотемпературной обработки смешанного нитридного уран-плутониевого ОЯТ для пирохимического передела модуля переработки опытно-демонстрационного энергетического комплекса

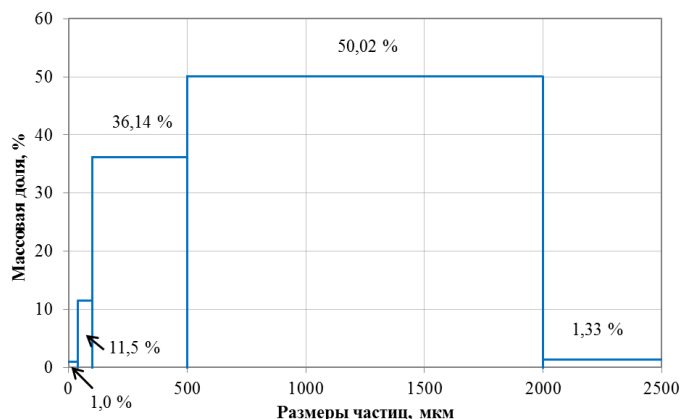


Рис. 7. Гранулометрический состав порошка МЯТ после операций окисления и восстановления

Семь фрагментов оболочек имитаторов твэлов общей массой 46,24 г имели плотное содержимое без высыпавшегося порошка. Часть оболочек была забита порошком, в остальных таблетки или фрагменты таблеток МЯТ свободно перемещались внутри фрагментов оболочек. Один фрагмент без видимых следов химической реакции имел исходную форму. Можно предположить, что он находился вне реакционной зоны макета в течение всех четырех этапов высокотемпературной обработки.

Результаты рентгенофазового анализа пробы продукта после операций окисления и восстановления показали, что порошок представляет собой  $UO_2$  со следами  $U_2N_3$ , фаза  $U_3O_8$  не обнаружена.

С целью определения количества и мест образования отложений урансодержащих материалов во внутренних полостях макета установки ВТО был произведен частичный разбор макета, осмотр внутренних полостей реторты и загрузочной камеры с использованием эндоскопа, выполнена зачистка внутренних поверхностей от отложений продуктов ВТО. Проведено вскрытие металлканного фильтра ЛСГО, извлечение из фильтра пылеобразных продуктов – соединений урана после ВТО. Материальный баланс распределения урансодержащих продуктов в узлах макета приведен в табл. 1.

В материальном балансе представлена количественная оценка отложений урансодержащих материалов во внутренних полостях макета:

- количество урана в продукте, извлеченном из макета через загрузочную камеру, составило 58% от общего количества, использованного для проведения испытаний;

Таблица 1

### Материальный баланс распределения урансодержащих продуктов в узлах макета

Продукт	Загруженный МЯТ	Выгруженный МЯТ	Остаток в макете	Остаток в фильтре ЛСГО	Неизвлеченный остаток
Форма продукта	UN	$UO_2$	$UO_2$	$U_3O_8$	$U_3O_8$
Масса продукта, г	7418,74	4607,26	1034,10	1580,66	–
Масса U, г	7006,59	4061,21	911,54	1340,37	693,46
Доля, %	100,0	58,0	13,0	19,1	9,9

## Development and Testing of a High-Temperature Treatment Facility Mock-Up for Pyroprocessing of Mixed Uranium-Plutonium Nitride SNF at Reprocessing Module of Experimental and Demonstration Energy Complex

- количество урана в отложениях (пылеунос), извлеченных из металлотканого фильтра ЛСГО, составило 19% от общего количества;
- количество урана в отложениях, извлеченных из внутренних полостей макета (загрузочной камеры и реторты), составило 13% от общего количества;
- количество неизвлеченного остатка составило 10% от общего количества.

Образование неизвлеченного остатка, предположительно, связано с проскоком пылевой фракции через металлотканый фильтр и ее дальнейшим уносом в коммуникации ЛСГО. Таким образом, потери, связанные с пылеуносом из макета установки, оцениваются как 29%.

## Заключение

По результатам испытаний с МЯТ можно сделать вывод, что процессы азотирования и деазотирования прошли лишь частично, и ввиду их низкой эффективности для диспергирования МЯТ можно отказаться от применения данных операций, ограничившись при проведении ВТО СНУП ОЯТ использованием только процессов окисления и восстановления.

Необходимо внести изменения в режимы загрузки/выгрузки. Вероятной причиной закладки UN и UO<sub>2</sub> в аппарате является уплотнение порошкообразного материала на поверхности реторты фрагментами оболочек твэлов. Необходимо изменить режимы эксплуатации аппарата, увеличив амплитуду и силу удара молоткового встряхивателя для полноценной выгрузки продукта.

Величина пылеуноса продуктов ВТО по результатам проведенных испытаний составила 29% от количества урана в загруженной партии модельных продуктов с учетом задержанных в фильтре продуктов и прошедших через него.

Требуется модернизация конструкции макета установки ВТО с целью снижения количества отложений во внутренних полостях, пылеуноса и исключения проскока пылевой фракции через металлотканый фильтр, а также обеспечения дистанционного извлечения отложений из фильтра ЛСГО. Также необходимы ресурсные испытания макета для определения срока его службы.

## Литература

1. Зайков Ю.П., Галашев А.Е., Холкина А.С., Ковров В.А., Мочалов Ю.С. Экспериментальное обоснование пирохимической переработки смешанного нитридного уран-плутониевого отработавшего ядерного топлива. *Атомная энергия*. 2024;136(5–6):241–246. URL: <https://j-atomiceenergy.ru/index.php/ae/article/view/5403> (дата обращения 16.11.2025).
2. Westphal B.R., Bateman K.J., Morgan C.D., Berg J.F., Crane P.J., Cummings D.G., Giglio J.J., Huntley M.W., Lind R.P., Sell D.A. Effect of Process Variables During the Head-End Treatment of Spent Oxide Fuel. *Nuclear Technology*. 2008;162(2):153–157. DOI: <https://doi.org/10.13182/NT08-A3942>
3. Park J.J., Jung I.H., Shin J.M., Park G.I., Lee J.W., Cho K.H. et al. Development of Voloxidation Process for Treatment of LWR spent Fuel. KAERI Report KAERI/RR-2840/2006. 2007, 343 p. (in Korean). URL: <https://inis.iaea.org/records/77k1q-nzr53> (дата обращения 16.11.2025).
4. Spencer B.B., Del Cul G.D., Bradley E.C., Jubin R.T., Hylton T.D., Collins E.D. Design, Fabrication, and Testing of a Laboratory-Scale Voloxidation System for Removal of Tritium and Other

Volatile Fission Products from Used Nuclear Fuel. Transactions of the American Nuclear Society, Anaheim, California, June 8–12, 2008, vol. 98, pp. 103–104.

5. Wahlquit D.L., Bateman K.J., Westphal B.R. Second Generation Experimental Equipment Design To Support Voloxidation Testing At INL. Proceedings of the 16<sup>th</sup> International Conference on Nuclear Engineering. Orlando, Florida, USA, May 11–15, 2008. URL: <https://digital.library.unt.edu/ark:/67531/metadc897560/> (дата обращения 26.03.2025).

6. Lee J.W., Park J.J., Shin J.M., Yun Y.W., Park G.I. Development of Operational Parameters for Advanced Voloxidation Process at KAERI. KAERI Report KAERI/TR-4146/2010, 2010, 65 p. URL: [https://inis.iaea.org/records/pydxs-nh225/preview/42080156.pdf?include\\_deleted=0](https://inis.iaea.org/records/pydxs-nh225/preview/42080156.pdf?include_deleted=0) (дата обращения 26.03.2025).

7. Kim Y.H., Lee H.J., Lee J.K., Jung J.H., Park B.S., Yoon J.S., Park S.W. Engineering Design of a High-Capacity Voloxidizer for Handling UO<sub>2</sub> Pellets of Tens of Kilogram. *Journal of Nuclear Science and Technology*. 2008;45(7):617–624. DOI: <https://doi.org/10.1080/18811248.2008.9711460>

8. Kim Y.-H., Cho Y.-Z., Lee J.-W., Lee J.-H., Jeon S.-C., Ahn D.-H. Engineering Design of a Voloxidizer with a Double Reactor for the Hull Separation of Spent Nuclear Fuel Rods. *Science and Technology of Nuclear Installations*. 2017; Article ID 9854830, 12 p. DOI: <https://doi.org/10.1155/2017/9854830>

9. Uchiyama G., Yamazaki K., Sugikawa S., Maeda M., Tsujino T., Kitamura M. Development of voloxidation process for tritium control in reprocessing. Japan Atomic Energy Research Inst., Tokyo (Japan). JAERI-M-91-199, 1991. URL: <https://jopss.jaea.go.jp/pdfdata/JAERI-M-91-199.pdf> (дата обращения 26.03.2025).

10. Двоглазов К.Н., Шадрин А.Ю., Медведев М.Н., Лакеев П.В., Зверев Д.В., Макаров А.О., Шудегова О.В., Павлюкевич Е.Ю., Дмитриева О.С. Окисление смешанного нитридного уран-плутониевого топлива в атмосфере воздуха (волоксидация). Сборник тезисов докладов IX Российской конференции с международным участием «Радиохимия–2018», г. Санкт-Петербург, Россия, 17–21 сентября 2018 г., с. 274.

11. Двоглазов К.Н., Шадрин А.Ю., Шудегова О.В., Павлюкевич Е.Ю., Богданов А.И., Зверев Д.В. Окисление модельного уран-плутониевого нитридного топлива и влияние этого процесса на растворение в азотной кислоте. *Вопросы атомной науки и техники. Серия Материаловедение и новые материалы*. 2016;87(4):81–90.

12. Момотов В.Н., Макаров А.О., Волков А.Ю., Лакеев П.В., Тихонова Д.Е., Двоглазов К.Н. Волоксидация смешанного нитридного уран-плутониевого отработавшего ядерного топлива. *Радиохимия*. 2023;65(2):150–157. DOI: <https://doi.org/10.31857/S0033831123020041>

13. Неволин Ю.М. Газофазная окислительная конверсия компонентов оксидного, нитридного и карбидного отработавшего ядерного топлива. Дисс. к.х.н., 02.00.14. М.: 2020, 193 с.

14. Потапов А.М., Мазаников М.В., Зайков Ю.П. Первые стадии переработки нитридного отработавшего ядерного топлива. (Физическая химия и электрохимия расплавленных и твердых электролитов: сборник материалов XIX Российской конференции, Екатеринбург, 17–21 сентября 2023 г.). Екатеринбург: Издательский Дом «Ажур», 2023, с. 123–126. URL: [https://elar.urfu.ru/bitstream/10995/134368/1/978-5-91256-599-1\\_035.pdf](https://elar.urfu.ru/bitstream/10995/134368/1/978-5-91256-599-1_035.pdf) (дата обращения 26.11.2025).

15. ГОСТ 5632–2014. Нержавеющие стали и сплавы коррозионно-стойкие, жаростойкие и жаропрочные. Марки. Введ. 2015-01-01. М.: Изд-во стандартов, 2019, 68 с.

16. Кузьмин И.В., Лещенко А.Ю., Носов А.В., Смирнов В.П., Шамсутдинов Р.Н., Мочалов Ю.С., Суханов Л.П. Создание технологических камер большого объема с инертной атмосферой высокой чистоты для пирохимической переработки отработавшего топлива. *Атомная энергия*. 2023;135(1–2):27–31. URL: <https://j-atomicenergy.ru/index.php/ae/article/view/5318> (дата обращения 26.11.2025).

Поступила в редакцию 15.08.2025

После доработки 26.11.2025

Принята к опубликованию 20.03.2026

### Авторы

Смирнов Валерий Павлович, советник директора, д.т.н., профессор,

E-mail: vps@sosny.ru

Самсонов Александр Анатольевич, начальник конструкторского отдела,

E-mail: saa@sosny.ru

Лещенко Антон Юрьевич, начальник научно-аналитического отдела, к.т.н.,

E-mail: lay@sosny.ru

Носов Алексей Владимирович, директор,

E-mail: nav@sosny.ru

Мочалов Юрий Серафимович, главный технолог проектного направления «Прорыв», к.т.н.,

E-mail: myus@pnproryv.ru

Савчиц Сергей Михайлович, главный конструктор – руководитель направления ЦО НИОКР ПЯТЦ проектного направления «Прорыв»,

E-mail: savchitssm@pnproryv.ru

Легенький Александр Александрович, главный специалист ЦО НИОКР ПЯТЦ проектного направления «Прорыв»,

E-mail: leaa@pnproryv.ru

UDC 621.039.59

## Development and Testing of a High-Temperature Treatment Facility Mock-Up for Pyroprocessing of Mixed Uranium-Plutonium Nitride SNF at Reprocessing Module of Experimental and Demonstration Energy Complex

Smirnov V.P.<sup>1</sup>, Samsonov A.A.<sup>1</sup>, Leshchenko A.Yu.<sup>1</sup>, Nosov A.V.<sup>1</sup>, Mochalov Yu.S.<sup>2</sup>, Savchits S.M.<sup>2</sup>, Legen'kij A.A.<sup>2</sup>

<sup>1</sup> SOSNY R&D Company,

4a Dimitrova St., 433507 Dimitrovgrad, Ulyanovsk reg., Russia

<sup>2</sup> Proryv JSC,

1 Ramensky Blv., 119607 Moscow, Russia

### Abstract

The paper presents results of testing a scaled mock-up high-temperature facility for the treatment of mixed uranium-plutonium nitride spent nuclear fuel (SNF) from the BREST-OD-300 reactor. This mock-up is designed to test selected high-temperature treatment (HTT) process parameters on model nuclear fuel (MNF) and allows design development testing of pyroprocessing equipment for fast neutron reactor SNF at the Reprocessing Module of the Experimental and Demonstration Energy Complex.

The performance of the mock-up facility was preliminarily evaluated using MNF dummies; temperature distribution, tightness, and dummy product unloading efficiency under specified HTT conditions were obtained.

The mock-up tests on the uranium nitride were carried out to prove the feasibility of MNF nitriding/denitriding processes, and the processes of the oxidation of MNF to  $U_3O_8$ , followed by the reduction to  $UO_2$ . After the tests, the pulverized fuel was characterized for the particle size distribution, the bulk density, the angle of repose, and the phase composition by X-ray diffraction analysis. A material balance of uranium-containing product distributed over the units of the facility was drawn.

The nitriding/denitriding processes proved ineffective to pulverize the MNF (25% of the loaded amount remained in claddings); nevertheless, X-ray diffraction showed a finely dispersed  $UN - U_2N_3$  mixture in the powdered product. The nitride MNF oxidized in the  $Ar - 10\% O_2$  gas mixture and the  $U_3O_8$  reduced to  $UO_2$  in the  $Ar - 4\% H_2$  atmosphere completely. According to the X-ray diffraction analysis, the produced  $UO_2$  did not contain a  $U_3O_8$  phase and was a coarse powder, i.e. the fraction of particle size less than  $100 \mu m$  was only 12.5%.

The quantity of uranium in the product removed from the mock-up was 56% of the total amount used for the tests. The product loss was caused by the product deposits in the retort (13%) and a significant dust carryover to the off-gas from the retort during the tests (29%).

The design of the scaled mock-up HTT facility requires improvements to reduce the internal deposits and the dust carryover from the facility together with off-gases.

**Keywords:** high-temperature treatment, mixed uranium-plutonium nitride fuel, BREST-OD-300 reactor, SNF, reprocessing module (RM), Experimental and Demonstration Energy Complex (EDEC).

**For citation:** Smirnov V.P., Samsonov A.A., Leshchenko A.Yu., Nosov A.V., Mochalov Yu.S., Savchits S.M., Legen'kij A.A. Development and Testing of a High-Temperature Treatment Facility Mock-Up for Pyroprocessing of Mixed Uranium-Plutonium Nitride SNF at Reprocessing Module of Experimental and Demonstration Energy Complex. *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2026;1:30–45. DOI: <https://doi.org/10.26583/npe.2026.1.03> (in Russian).

## References

1. Zaikov Yu.P., Galashev A.E., Kholkina A.S., Kovrov V.A., Mochalov Yu.S. Experimental Justification of a Pyrochemical Technology for Reprocessing of Mixed Uranium-Plutonium Nitride Spent Nuclear Fuel. *Atomic Energy*. 2024;136(5–6):300–306. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-024-01164-x>
2. Westphal B.R., Bateman K.J., Morgan C.D., Berg J.F., Crane P.J., Cummings D.G., Giglio J.J., Huntley M.W., Lind R.P., Sell D.A. Effect of Process Variables During the Head-End Treatment of Spent Oxide Fuel. *Nuclear Technology*. 2008;162(2):153–157. DOI: <https://doi.org/10.13182/NT08-A3942>
3. Park J.J., Jung I.H., Shin J.M., Park G.I., Lee J.W., Cho K.H. et al. Development of Voloxidation Process for Treatment of LWR spent Fuel. KAERI Report KAERI/RR-2840/2006. 2007, 343 p. (in Korean). URL: <https://inis.iaea.org/records/77k1q-nzr53> (accessed Nov. 16, 2025).
4. Spencer B.B., Del Cul G.D., Bradley E.C., Jubin R.T., Hylton T.D., Collins E.D. Design, Fabrication, and Testing of a Laboratory-Scale Voloxidation System for Removal of Tritium and Other Volatile Fission Products from Used Nuclear Fuel. *Transactions of the American Nuclear Society*, Anaheim, California, June 8–12, 2008, vol. 98, pp. 103–104.
5. Wahlquit D.L., Bateman K.J., Westphal B.R. Second Generation Experimental Equipment Design To Support Voloxidation Testing At INL. *Proceedings of the 16<sup>th</sup> International Conference on Nuclear Engineering*. Orlando, Florida, USA, May 11–15, 2008. URL: <https://digital.library.unt.edu/ark:/67531/metadc897560/> (accessed Mar. 26, 2025).

## Development and Testing of a High-Temperature Treatment Facility Mock-Up for Pyroprocessing of Mixed Uranium-Plutonium Nitride SNF at Reprocessing Module of Experimental and Demonstration Energy Complex

6. Lee J.W., Park J.J., Shin J.M., Yun Y.W., Park G.I. Development of Operational Parameters for Advanced Voloxidation Process at KAERI. KAERI Report KAERI/TR-4146/2010, 2010, 65 p. URL: [https://inis.iaea.org/records/pydxs-nh225/preview/42080156.pdf?include\\_deleted=0](https://inis.iaea.org/records/pydxs-nh225/preview/42080156.pdf?include_deleted=0) (accessed Mar. 26, 2025).

7. Kim Y.H., Lee H.J., Lee J.K., Jung J.H., Park B.S., Yoon J.S., Park S.W. Engineering Design of a High-Capacity Voloxidizer for Handling  $UO_2$  Pellets of Tens of Kilogram. *Journal of Nuclear Science and Technology*. 2008;45(7):617–624. DOI: <https://doi.org/10.1080/18811248.2008.9711460>

8. Kim Y.-H., Cho Y.-Z., Lee J.-W., Lee J.-H., Jeon S.-C., Ahn D.-H. Engineering Design of a Voloxidizer with a Double Reactor for the Hull Separation of Spent Nuclear Fuel Rods. *Science and Technology of Nuclear Installations*. 2017; Article ID 9854830, 12 p. DOI: <https://doi.org/10.1155/2017/9854830>.

9. Uchiyama G., Yamazaki K., Sugikawa S., Maeda M., Tsujino T., Kitamura M. Development of voloxidation process for tritium control in reprocessing. Japan Atomic Energy Research Inst., Tokyo (Japan). JAERI-M-91-199, 1991. URL: <https://jopss.jaea.go.jp/pdfdata/JAERI-M-91-199.pdf> (accessed Mar. 26, 2025).

10. Dvoeglazov K.N., Shadrin A.Yu., Medvedev M.N., Lakeev P.V., Zverev D.V., Makarov A.O., Shudegova O.V., Pavlyukevich E.Yu., Dmitrieva O.S. Oxidation of mixed nitride uranium-plutonium fuel in air atmosphere (voloxidation). Abstracts of Papers of the IX Russian Conference With International Participation «Radiochemistry–2018», Saint Petersburg, Sep. 17–21, 2018, p. 274 (in Russian).

11. Dvoeglazov K.N., Shadrin A.Yu., Shchudogova O.V., Pavlyukevich E.Yu., Bogdanov A.I., Zverev D.V. Oxidation of Model Uranium-Plutonium Nitride Fuel and the Impact of the Process on Dilution in Nitric Acid. *PAST. Ser.: Materials technology and new materials*. 2016;87(4):81–90 (in Russian).

12. Momotov V.N., Makarov A.O., Volkov A.Y., Lakeev P.V., Tikhonova D.E., Dvoeglazov K.N. Voloxidation of Mixed Nitride Uranium–Plutonium Spent Nuclear Fuel. *Radiochemistry*. 2023;65(2):150–157. DOI: <https://doi.org/10.31857/S0033831123020041> (in Russian).

13. Nevolin Yu.M. Vapor-Phase Oxidizing Conversion of Components of Oxide, Nitride and Carbide Spent Nuclear Fuel. Cand. Sci. (Chem.) Dissertation, 02.00.14. Moscow, 2020, 193 p. (in Russian).

14. Potapov A.M., Mazannikov M.V., Zaikov Yu.P. Initial Stages of Reprocessing of Nitride Spent Nuclear Fuel. Physical Chemistry and Electrochemistry of Molten and Solid Electrolytes: Proceedings of XIX Russian Conference, Ekaterinburg, Sep. 17–21, 2023. Ekaterinburg, Azhur Publ. House, 2023, pp. 123–126. URL: [https://elar.urfu.ru/bitstream/10995/134368/1/978-5-91256-599-1\\_035.pdf](https://elar.urfu.ru/bitstream/10995/134368/1/978-5-91256-599-1_035.pdf) (accessed Nov. 06, 2025) (in Russian).

15. GOST 5632–2014. Stainless steels and corrosion resisting, heat-resisting and creep resisting alloys. Grades. Moscow, Standartinform Publ., 2019, 68 p. (in Russian).

16. Kuzmin I.V., Leshchenko A.Yu., Nosov A.V., Smirnov V.P., Shamsutdinov R.N., Mochalov Y.S., Sukhanov L.P. Development of large-scale purified inert atmosphere cells for the pyroprocessing treatment of spent nuclear fuel. *Atomic Energy*. 2024;135(1–2):34–39. DOI: <https://doi.org/10.1007/s10512-024-01078-8>

## Authors

Valery P. Smirnov, Director Adviser, Doc. Sci. (Engineering), professor,

E-mail: [vps@sosny.ru](mailto:vps@sosny.ru)

Aleksandr A. Samsonov, Head of Design Department,

E-mail: [saa@sosny.ru](mailto:saa@sosny.ru)

Разработка и испытание макета установки высокотемпературной обработки смешанного нитридного уран-плутониевого ОЯТ для пирохимического передела модуля переработки опытно-демонстрационного энергетического комплекса

Anton Yu. Leshchenko, Head of Research and Analysis Department, Cand. Sci. (Engineering),  
E-mail: lay@sosny.ru

Aleksej V. Nosov, Director,  
E-mail: nav@sosny.ru

Yuriy S. Mochalov, Chief Technology Officer of the Proryv Project, Cand. Sci. (Engineering),  
E-mail: myus@pnproryv.ru

Sergey M. Savchits, Chief Design Officer - Head of the Responsibility Center of R&D on On-Site Nuclear Fuel Cycle of the Proryv Project,  
E-mail: savchitssm@pnproryv.ru

Aleksandr A. Legen'kij, Chief Specialist of the Responsibility Center of R&D on On-Site Nuclear Fuel Cycle of the Proryv Project,  
E-mail: leaa@pnproryv.ru