

ПРОБЛЕМАТИКА РАДИОАКТИВНЫХ ОТХОДОВ ОТ ЭКСПЛУАТАЦИИ И ВЫВОДА ИЗ ЭКСПЛУАТАЦИИ УСТАНОВОК УПРАВЛЯЕМОГО ТЕРМОЯДЕРНОГО СИНТЕЗА

В. И. Шпиньков, Т. А. Александрова, П. А. Кизуб

Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН, Москва

Статья поступила в редакцию 25 июня 2024 г.

При работе установок управляемого термоядерного синтеза (УУТС) образуются радиоактивные отходы (РАО). Несмотря на то что они не высокоактивные, их активность и количество являются лимитирующими факторами в части общественной приемлемости и устойчивого развития термоядерной энергетики. В статье рассматриваются основные источники образования РАО для УУТС, их особенности и возможные методы обращения с ними. Показано, что для ряда потоков отходов требуется создание новых технологий переработки. Отдельно рассмотрены вопросы радиоактивных отходов международного термоядерного реактора (ИТЭР). Проведены расчеты активации материалов российской установки ТРТ, показывающие, что в ходе ее эксплуатации к РАО будут относиться материалы первой стенки и вакуумной камеры. Заблаговременное планирование обращения с РАО УУТС позволит оптимизировать материальные затраты и дозовые нагрузки на персонал при эксплуатации и выводе из эксплуатации установок.

Ключевые слова: управляемый термоядерный синтез, радиоактивные отходы, токамак, тритий, бериллий, активация.

Введение

В качестве основных преимуществ управляемого термоядерного синтеза (УТС) перед классической атомной энергетикой, основанной на реакторах деления, часто упоминаются безопасность и экологичность. Действительно, физические процессы, протекающие в термоядерных установках, фактически исключают как возникновение аварий с катастрофическими последствиями, так и образование высокоактивных и, в значительной степени трансурановых, РАО (за исключением гибридных систем синтез — деление). Обратной стороной медали являются высокая нейтронная активация основных элементов конструкции, а также накопление в

них трития. Оба этих фактора приводят к образованию в результате работы УУТС материалов, уровни активности которых не допускают свободного обращения с ними в соответствии с действующим законодательством, и в отсутствии решений по их дальнейшему использованию при замене элементов или выводе из эксплуатации установки будут отнесены к РАО. При этом их объемы, по результатам различных исследований, могут быть сопоставимы или даже превышать количество радиоактивных отходов, образующихся при эксплуатации ядерных реакторов той же мощности [1]–[3]. Также стоит отметить, что РАО УУТС в общем случае имеют

свою специфику по химическому и нуклидному составу и требуют разработки новых решений по обращению с ними.

В России в рамках федерального проекта «Термоядерные и плазменные технологии» планируется проектирование, сооружение и ввод в эксплуатацию в начале 2030-х гг. токамака реакторных технологий (ТРТ) со временем импульса до 100 с, который характеризуется высокими потоками нейтронов, и может реализовываться как D-D, так и D-T реакцию [4]. В настоящей статье авторы представили обзор проблематики обращения с РАО УУТС, а именно: провели оценку их образования, существующие и предлагаемые решения, а также потенциальные риски и проблемы, связанные с этим. Кроме того, авторы приводят предварительный анализ радионуклидных составов и объемов РАО, которые потенциально могут возникать при работе установки ТРТ, и возможных решений по обращению с ними.

Особенности РАО УУТС

В результате работы термоядерных установок предположительно образуются РАО низкой (НАО) и средней (САО) активности. Основную часть их объема составляют конструкционные (различные стали и сплавы) и функциональные материалы (элементы бридингового blankets, электромагнитной системы и т. д.). Конструкционные материалы, используемые в традиционных реакторах деления, зачастую неприменимы для термоядерных установок вследствие более высоких требований к рабочим температурам и больших радиационных повреждений под действием высокоэнергетичных (2,45 и 14 МэВ) нейтронов, что приводит, в частности, к гелиевому и водородному охрупчиванию материалов.

Характеристика образующихся отходов зависит от параметров установки и в значительной степени от используемых конструкционных материалов, в качестве которых рассматриваются аустенитные (03X20H16AG6, 316 SS), ферритно-мартенситные (ЭК-181, F82H, EUROFER97), бейнитные стали, вольфрамовые и ванадиевые сплавы, керамические материалы (например, на основе карбидов кремния или титана), а также выбора стратегии по обращению с активированными материалами (различные виды рециклинга или отнесение к радиоактивным отходам). Для многих конструкций УУТС устанавливаются требования по минимизации образования РАО и даже жесткие предписания, ограничивающие активацию материалов (не

выше пороговых значений для НАО), что обуславливает необходимость применения низкоактивируемых материалов. Поскольку их состав напрямую влияет на уровень активации, он, включая уровни возможных примесей, должен тщательно подбираться для конструкционных элементов УУТС, причем не только с точки зрения эксплуатационного воздействия активационных нуклидов, но и с учетом последующего использования и образования РАО.

В целом можно констатировать, что в материалах для УУТС должно быть минимизировано содержание высокоактивируемых элементов, таких как Al, N, Ni, C, Cu, Nb, Mo, Re, Ag. Следует обратить внимание на то, что затраты на получение материалов высокой чистоты, с минимальным содержанием высокоактивируемых примесей, могут оказаться экономически более оправданными, чем последующее обращение с РАО или выделение из перерабатываемых материалов активированной составляющей. Например, для соответствия конструкционной стали F82H требованиям к НАО после облучения в термоядерной установке (отходы класса С, согласно американской классификации РАО [5]) необходимы дополнительные меры по снижению концентрации Nb [3].

Рассмотрим некоторые «специфичные» виды РАО, связанные с материалами, применяемыми в конструкции УУТС.

Бериллий

В качестве материала первой стенки и одного из компонент бридинговых материалов в проектах УУТС, в том числе на одном из этапов создания ИТЭР, рассматривается бериллий (решение об отказе от бериллиевой первой стенки в нем [6] принято в ходе подготовки данной статьи к публикации). Такой выбор обосновывается способностью бериллия к размножению нейтронов и его низким атомным весом, что делает его привлекательным для использования в качестве отражателя в классических ядерных реакторах и основного материала защиты первой стенки и размножителя нейтронов в термоядерных реакторах. В обоих случаях бериллий и содержащиеся в нем примеси активируются нейтронами, превращаясь в радионуклиды, некоторые из которых являются долгоживущими.

С точки зрения обращения и захоронения бериллиевые отходы представляют отдельную задачу в связи с токсичностью и реакционной способностью бериллия. Существующие критерии приемлемости по захоронению РАО во Франции (для площадки ИТЭР) [7] прямо запрещают содержание в отходах свободного Be. Российскими

аналогами [8] ограничения на его содержание не установлены. Отдельной проблемой с точки зрения РАО является наличие в природном бериллии примесей урана, в результате нейтронного облучения которого будут происходить процессы выгорания изотопов урана и образования новых делящихся радионуклидов. По оценкам [9], при содержании урана в бериллии на уровне 20–100 ppm и общей величине Be 300–400 т полное количество U составит несколько десятков килограммов. Для соответствия критериям по содержанию трансурановых нуклидов в отходах энергетических ТЯУ, предназначенных к захоронению в приповерхностных пунктах, количество урана в бериллии необходимо снижать до уровня менее 1 ppm.

Другой проблемой обращения с активированными бериллиевыми отходами является ценность исходного материала: достаточно небольшие разведанные запасы руд, содержащих бериллий, низкое годовое производство и высокая потребность термоядерной энергетики в данном материале практически неизбежно потребуют их переработки с выделением неактивированного металла [9]. Однако этот вопрос еще требует тщательной проработки, поскольку даже с учетом будущих усовершенствований в металлургии, ведущих к минимизации примесей и, следовательно, продуктов активации в облученном нейтронами бериллии, эксплуатация УУТС и ядерных установок с бериллиевыми отражателями будет требовать утилизации до нескольких десятков тонн Be. Поэтому необходимо найти оптимальные решения в отношении обращения с такими РАО.

Сталь

При использовании аустенитных сталей основной вклад в радиоактивность активированных материалов вносит никель (около 12,5% их состава). Кроме изотопов Ni, опасения также вызывают долгоживущие ^{94}Nb , ^{95}Mo , ^{121}Sn [10]. Другим значимым нуклидом становится ^{14}C , особенно для тех сталей, в которых для улучшения высокотемпературных свойств добавляется азот.

Ванадиевые сплавы

В кандидатные низкоактивируемые материалы для использования в конструкционных элементах УУТС входят, в частности, сплавы ванадия. К наиболее изученным из них относится V–4Cr–4Ti. К преимуществам ванадиевых сплавов, при условии их высокой чистоты, относится быстрый, относительно других материалов, спад наведенной активности. Для использования в полной мере преимуществ их малой

активируемости требуется обеспечение минимизации примесей Co, Nb, Ag, Mo, Cu, Ni и Al [11].

Материалы бридера

В большинстве проектов энергетических и переходных УУТС предусматривается использование бридинговых бланкетов для воспроизводства трития из лития под действием нейтронного облучения. При использовании PbLi бланкета основными нуклидами, влияющими на долгосрочную радиоактивность, помимо собственно трития, оказываются ^{207}Bi , ^{108}Ag , ^{208}Bi и ^{94}Nb [12].

Тритий

Содержание трития в различных типах отходов является ключевым параметром для выбора процесса обращения с ними и их будущей приемки в пункт захоронения РАО (ПЗРО). Кроме того, в контексте термоядерной энергетики тритий является не только и не столько загрязняющим радионуклидом, но и весьма ценным сырьевым изотопом, передача которого на захоронение экономически не оправдана. Предполагается, что необходимо будет приложить усилия для извлечения трития из отходов, поскольку существующие ПЗРО не предназначены для изоляции больших объемов РАО, его содержащих. Эти усилия направлены не только на возможное повторное использование трития в качестве топлива, но и на сокращение потенциального поступления в окружающую среду из объектов хранения и захоронения.

Тритий, как изотоп водорода, характеризуется высокой проникающей способностью, в результате чего все элементы установки, контактирующие с ним, оказываются загрязненными данным радионуклидом. В качестве иллюстрации можно привести пример проекта установки инерциального термоядерного синтеза NYLIFE-II, для которой запас трития в жидкосолевом теплоносителе оценивался в 0,5 г, при этом его количество, поглощенное металлом трубопроводов составляло 140 г [13].

В связи с тем, что основной объем наиболее активных РАО, образующихся при эксплуатации УУТС и при выводе из эксплуатации, приходится на конструкционные элементы вакуумной камеры и обращенные к плазме компоненты, которые в ходе использования наиболее подвержены диффузии изотопов водорода, в том числе трития, встает вопрос о необходимости разработки технологии его извлечения, что позволит:

- уменьшить активность образующихся РАО, это даст возможность осуществлять их захоронение в более простых сооружениях;

- снизить требования к радиационной защите на площадках обращения с РАО;
- минимизировать выход трития из РАО;
- использовать выделенный тритий.

На площадке ИТЭР предусмотрены специальные помещения и оборудование для детритизации РАО, которое приводит к появлению вторичных тритиевых отходов, в связи с чем его экономическая целесообразность требует выверенных оценок. При этом, по-видимому, универсального процесса для детритизации всех возможных типов отходов создать невозможно. Для ИТЭР рассматриваются прогревание и плавление для металлических РАО и термическая переработка/сжигание — для горючих.

К водным тритийсодержащим жидким РАО (ЖРО) неприменимы методы иммобилизации с использованием повышенных температур, т. к. в этом случае будет происходить испарение воды и выделение нерадиоактивных токсичных отходов (НТО) в виде паров в окружающую среду. Их можно разделить на несколько категорий фиксации: газообразного трития в виде гидридов (временная), водяного пара — осушающими агентами, жидкостей — адсорбентами, воды — такими материалами, как цемент с ограниченной скоростью выщелачивания или матрицы специальной низкотемпературной керамики.

Кондиционированные ЖРО, хранящиеся в виде монолитных блоков без дополнительной упаковки, демонстрируют постепенное выделение трития. Первоначальная потеря НТО из цементных блоков, подверженных воздействию влаги, может быть высокой (до 25% в первую неделю), хотя со временем этот показатель снижается [14]. Скорость выделения трития может быть уменьшена за счет нанесения покрытий на цементный блок (например, эпоксидных) или полимерной пропитки.

Большинство стран предъявляют довольно строгие требования к содержанию данного радионуклида в радиоактивных отходах, направляемых на захоронение. В связи с этим, по мере развития технологии термоядерного синтеза, возникло понимание необходимости создания особой стратегии обращения с РАО, содержащими тритий, которая бы учитывала физические и химические свойства этого радионуклида, его способность диффундировать через металлы и период полураспада (12,3 года). Так, в рамках работы над международным проектом ИТЭР во Франции была реализована стратегия обращения с содержащими тритий РАО, которая заключается в их пятидесятилетней выдержке перед отправкой в пункт окончательной изоляции, поскольку критерии приемлемости для захоронения ограничивают его удельную активность —

не более $2 \cdot 10^5$ Бк/г и выход из РАО — не более $2 \cdot 10^6$ Бк/т/день. Кроме того, на базе ANDRA рассматривается создание специализированных пунктов хранения, соответствующих требованиям для содержащих тритий РАО [7].

В российской практике установленные для действующего ПЗРО в Новоуральске критерии приемлемости имеют более жесткие требования по содержанию трития (до $8,7 \cdot 10^7$ Бк/кг) и скорости его выхода (не более 10^{-2} 1/год) [8].

В целом в отношении РАО УУТС, содержащих тритий, можно сделать следующие выводы:

- необходима разработка особой концепции обращения с данным типом РАО;
- проблему взаимодействия с ними требуется решать на протяжении всего жизненного цикла установки: от стадии концептуального проектирования до вывода из эксплуатации.
- принимая во внимание нынешнюю степень развития методов детритизации, опыт, накопленный в проекте ИТЭР, вкуче с проведением НИОКР поможет оптимизировать подготовку последующих установок термоядерного синтеза и упростит процесс обращения с такими РАО, что также является ключевым вопросом на пути к его приемлемости.

Виды РАО УУТС

Таким образом, к специфическим типам отходов УУТС можно отнести:

- высокоактивированные и насыщенные тритием металлические РАО, образующиеся при замене и выводе из эксплуатации внутриреакторных компонент;
- менее активированные и тритированные составляющие внешних реакторных конструкций;
- специфичные отходы бридинговых материалов;
- тритированные РАО элементов топливного цикла;
- эксплуатационные пластиковые отходы и ветошь, содержащие активированную пыль и тритий;
- ЖРО, ионно-обменные смолы и масла, включающие активированные продукты коррозии и тритий.

Оценка объемов РАО УУТС

Объемы РАО, образующиеся в результате эксплуатации, обслуживания и вывода из эксплуатации реакторов деления непрерывно уточняются. Это позволяет промышленности соответствующим образом планировать обращение с ними. Ожидаемое количество РАО при эксплуатации и выводе из эксплуатации УУТС как минимум сопоставимо с объемами от реакторов деления

сравнимой мощности [15]. Необходимо получать аналогичные по степени детальности оценки и для УУТС, так как существующая инфраструктура обращения с РАО во многом не готова ни к дополнительным объемам отходов, ни к их специфическим типам.

В то же время стоит понимать, что текущие проекты установок термоядерного синтеза являются инновационными и экспериментальными, поэтому неопределенность в отношении отходов, которые будут образовываться в результате проведения профилактического и ремонтного обслуживания, сохранится до тех пор, пока не станут доступны их окончательные проекты, а также не сформируется определенный опыт эксплуатации более мощных УУТС и вывода из эксплуатации первых экспериментальных установок. Рассмотрим для них предварительные оценки объемов и типов РАО.

РАО ИТЭР

В результате работы ИТЭР ожидается образование около 38 000 т РАО, из которых около 10% — эксплуатационные, 90% — при выводе из эксплуатации. Техническое обслуживание данного реактора с заменой части внутрикамерных компонент приведет к появлению около 1 000 т долгоживущих САО/НАО и ~ 60 т тритиевых РАО в течение 20 лет. При выводе из эксплуатации ИТЭР планируется образование приблизительно 2 500 т долгоживущих САО/НАО, 13 500 т короткоживущих НАО и 20 500 т очень низкоактивных отходов (ОНАО) [7].

Основные активационные изотопы, определяющие активность РАО ИТЭР, включают продукты активации W, Cu, Be, нержавеющей стали. В качестве наиболее значимых с точки зрения радиационного воздействия для данного реактора выявлены следующие изотопы:

- ^{95}Mo — в связи с опасениями содержания выше критериев приемлемости предполагаемого объекта захоронения, что может привести к увеличению класса опасности части отходов с переориентацией на другой ПЗРО;
- ^{60}Co — вследствие высокого тепловыделения;
- ^3H — из-за ограничений по содержанию и выводу в отходах.

Эксплуатационные и технологические отходы, образуемые ИТЭР, включают:

- сжигаемые твердые РАО (ТРО), такие как средства индивидуальной защиты (СИЗ), бумага, ветошь и т. д.;
- несжигаемые ТРО (металлические и другие компоненты и элементы);
- специальные технологические отходы (шламы, пыль, ионообменные смолы, фильтры и т. д.);

- смазочные материалы (в основном для насосов и водомасляные смеси утечки из системы охлаждения).

Радиоактивные загрязнители включают:

- тритированную воду;
- активированные продукты коррозии;
- активированную пыль.

Ежегодные ожидаемые объемы всех типов отходов достигают порядка 280 м^3 и характеризуются активностью до 10^{13} Бк/м^3 (для ионообменных смол), при этом предусматривается обращение с ними непосредственно на площадке ИТЭР, включая сортировку, компактирование, переработку (цементирование), кондиционирование, определение радиационных характеристик, промежуточное хранение и передачу на захоронение. Следует учитывать, что часть из них требует дистанционного обращения.

Тритиевые РАО образуются в результате нормальной работы и технического обслуживания установки и в основном включают сжигаемые (СИЗ, бумага, ветошь) и несжигаемые (металлы) эксплуатационные отходы. Их сбор осуществляется в 200-литровые бочки в соответствии с их составом (пластик, стекло, металлы и т. д.), которые направляются на промежуточное хранение. Методика кондиционирования тритиевых РАО до конца не отработана. Измерения содержания трития проводятся двумя методами — растворение с последующей жидкостной сцинтилляционной бета-спектрометрией или с помощью калориметрии (при отсутствии других радионуклидов).

Оценки объемов РАО при эксплуатации токамака ТРТ

В рамках работы «Развитие законодательной и нормативной базы в области использования атомной энергии, включая новые типы ядерных установок, термоядерные и гибридные системы», в целях предварительного анализа безопасности установки для оценки ее готовности к лицензированию были проведены расчеты, в которых, в частности, оценивалась активация ее элементов и конструкций реакторного зала. Полученные данные взяты из открытых источников [4], [16]–[18].

Для проведения нейтронно-физических вычислений установки ТРТ разработана ее упрощенная до цилиндрической геометрии модель в формате программы MCU-FR 1.4 [20], схематично представленная на рис. 1. В ней источник излучения термоядерных нейтронов (плазма) представляет собой цилиндр диаметром 114 см, вокруг которого задаются слои, имитирующие основные конструкционные узлы установки

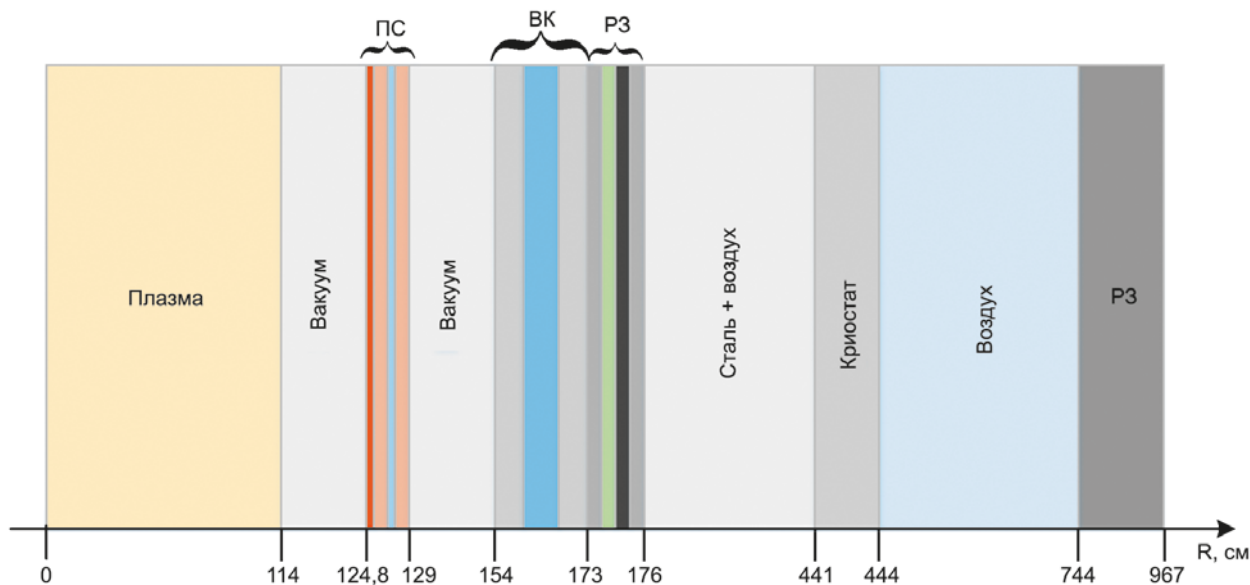


Рис. 1. Схематичное изображение одномерной модели ТРТ

в радиальном направлении. К ним относятся: первая стенка (ПС), вакуумная камера (ВК), радиационная защита вакуумной камеры (РЗ ВК), криостат и радиационная защита (РЗ), предусматриваемая из бетона. Пространство между РЗ ВК и криостатом моделируется в виде смеси стали и воздуха ввиду наличия в этой области элементов оборудования сложной геометрии (магнитных катушек), экваториальных портов и других металлических конструкций.

Для оценки количества образующихся РАО на первом этапе с помощью программы MCU-FR 1.4 проводились расчеты нейтронных спектров в материалах установки. Далее, с использованием полученных спектров и потоков, с помощью программного средства моделирования нуclidной кинетики TRACT [21] проведены расчеты активации основных конструкционных материалов ТРТ (ВК, криостат и РЗ).

Таблица 1. Принятые при моделировании характеристики источника нейтронного излучения ТРТ

Пространственное распределение	Равномерное по объему плазмы
Энергетическое распределение, МэВ	2,45
Угловое распределение	Изотропное
Выход нейтронов, н/с	$5 \cdot 10^{17}$
Поток нейтронов на ПС при ее площади 70 м ² , н/см ² /с	$(0,72 - 1,43) \cdot 10^{12}$
Длительность разряда, с	10

Принятые характеристики нейтронного излучения источника, представленные в табл. 1, основывались прежде всего на данных, приведенных

в [18]. В расчетах активации конструкционных материалов установки рассматривались два режима облучения:

- один разряд длительностью 10 с;
- 1 000 разрядов длительностью 10 с и периодичностью один разряд в сутки.

Результаты расчетов представлены в табл. 2.

Таблица 2. Интегральные активности узлов ТРТ для различных режимов их облучения: для момента непосредственно по его завершении и спустя одни сутки (24 часа) после последнего импульса, Бк/кг

Конструкционный узел	Сразу после облучения		Через 24 ч после облучения	
	Режим облучения		Режим облучения	
	1 разряд	1 000 разрядов	1 разряд	1 000 разрядов
Внутренняя стенка ВК	$1,4 \cdot 10^9$	$1,4 \cdot 10^9$	$7,8 \cdot 10^8$	$7,8 \cdot 10^7$
Внешняя стенка ВК	$1,6 \cdot 10^8$	$1,5 \cdot 10^8$	$4,8 \cdot 10^5$	$5,0 \cdot 10^6$
Криостат	$6,2 \cdot 10^3$	$6,9 \cdot 10^3$	-	$7,1 \cdot 10^{-2}$
РЗ	$5,3 \cdot 10^4$	$1,5 \cdot 10^4$	-	$5,4 \cdot 10$

Оценка максимальной удельной активности радионуклидов в элементах оборудования ТРТ, способных являться самостоятельными источниками ионизирующего излучения и по завершении эксплуатации относимых к РАО, проведена с учетом прогнозируемого неравномерного распределения изотопов по толщине таких компонентов. Предполагается, что основная активность радионуклидов приурочена к первым 10 мм стенки. В этом случае максимальная удельная активность материалов с учетом времени

выдержки, достаточного для распада всех основных короткоживущих радионуклидов, не будет превышать значений, представленных в табл. 3.

Таблица 3. Максимальная удельная активность конструкционных материалов оборудования ТРТ (1 000 импульсов облучения, время выдержки – 15 лет), Бк/кг

Радионуклид	Прогнозируемая удельная активность радионуклидов, Бк/кг		
	ВК внутр. сталь, толщина слоя 1 см	Первая стенка (бронза внешн.)	Критерий отношения к РАО
⁶³ Ni	1,9·10 ⁵	2,3·10 ⁶	1,0·10 ⁷
⁵⁵ Fe	1,8·10 ⁵	–	1,0·10 ⁴
¹⁴ C	2,4·10 ³	–	1,0·10 ⁴
⁵⁹ Ni	2,1·10 ³	–	1,0·10 ⁴
⁵⁴ Mn	5,2·10	–	1,0·10
⁶⁰ Co	6,3·10 ⁻¹	2,0·10 ²	1,0·10
Итого	3,7·10 ⁵	2,3·10 ⁶	

К радиоактивным отходам по результатам эксплуатации установки ТРТ будут относиться как минимум материалы первой и внутренней стенок вакуумной камеры (порядка первых 10 мм их толщины). Дальнейшее уточнение объемов РАО требует конкретизации выбора режимов работы установки и их продолжительности, что должно учитываться при проектировании ее конструкции и условий эксплуатации.

Возможные варианты обращения с РАО УУТС

Рециклинг и освобождение от регулирующего контроля материалов могут обеспечить существенное сокращение объема РАО, направляемых на захоронение. На основе общих соображений по этим вопросам для ограниченного или неограниченного использования можно определить несколько ключевых проблем, на которые следует обратить внимание специалистов в области УТС. Перечисленные ниже основные задачи связаны с оптимизацией проектов таких установок, проведением дополнительных исследований и взаимодействием с регулирующими органами. При рассмотрении рециклинга отходов также следует учитывать экономические и рыночные реалии обращения с РАО. Долговременное хранение и требования к дополнительным операциям по переработке в общем случае приводят к росту его стоимости.

Захоронение

Существуют две основные проблемы, связанные с обращением, хранением и захоронением специфичных РАО УУТС, — высокая исходная

активность и большое содержание трития; кроме того, ограничивающим фактором служит существенная химическая токсичность бериллиевых компонент реакторов. При значительной мощности дозы могут потребоваться методы обращения, применяемые для внутриреакторных конструкций реакторов деления, в том числе дистанционные технологии и создание специальных мест выдержки.

В случае с тритиевыми РАО основной проблемой является высокая проникающая способность трития как в пределах УУТС, так и в объекте захоронения, ярким примером которого является случай, произошедший в ПЗРО Манш во Франции, первая очередь которого представляла собой неукрепленные траншеи. Содержащие тритий ОНАО захоранивали в бочках из стали. РАО, обладающие большей активностью, кондиционировали с получением монолитов из бетона или иммобилизировали в стальных бочках [19]. Из-за износа контейнеров для отходов произошел значительный выход радиоактивных веществ из упаковок (например, удельная активность сточных вод достигала 7 400 Бк/л). Анализируя образцы воды от дренажа объекта, обнаружили утечки из деградированных бетонных контейнеров с отходами, в которых в общей сложности находилось 2 200 ТБк трития. Они были извлечены из неглубокого наземного захоронения, повторно кондиционированы в новых упаковках и размещены на временное хранение.

Таким образом, для ПЗРО, предназначенных для захоронения отходов УУТС, необходимо разработать:

- специальные критерии приемлемости РАО для захоронения;
- методики по определению и подтверждению предельных значений содержания отдельных радионуклидов, установленных критериями приемлемости.

Результаты НИОКР по выбору оптимального способа обращения с бериллиевыми РАО, представленные в [19], показали, что битумирование, цементирование и прямое захоронение без предварительного кондиционирования бериллиевых РАО потенциально опасны для долгосрочной безопасности ПЗРО из-за химической токсичности металлического Ве, а также возможного значительного образования водорода, связанного с его коррозией. Соответственно, проработка вопроса захоронения данных отходов также имеет высокую степень важности. К настоящему моменту определено, что фосфатные и стеклянные матрицы являются наиболее безопасными способами кондиционирования, позволяющими генерировать менее токсичные

бериллиевые отходы с очень высокой коррозионной стойкостью, а также без образования водорода в условиях захоронения.

Переработка и рециклинг

Рециклинг рассматривался исследователями в области УТС с начала 1980-х гг. Развитие технологий обращения с высокорadioактивными материалами, а также повторное использование ряда материалов в атомной промышленности (в основном металлических отходов) указывают на возможность рассмотрения переработки практически всего объема материалов УУТС: от высокоактивированных внутрикамерных компонент до слабоактивированных строительных материалов. Процессы рециклинга могут включать выдержку в контролируемых условиях, разделение материалов по методам переработки, измельчение, переплавку и рефабрикацию.

Особенно остро стоит эта проблема для бериллиевых элементов УУТС. Практика применения Ве в исследовательских ядерных реакторах показывает, что из-за газового распухания (свеллинга) компоненты на его основе требуют замены примерно каждые 10 лет эксплуатации [22], в энергетических термоядерных реакторах — приблизительно раз в 5 лет работы на номинальной мощности [23]. Для этого, согласно данным отчета группы исследователей EFDA (European Fusion Development Agreement) [24], будут необходимы в среднем порядка 560 т металла для одного энергетического реактора термоядерной мощностью 3,6 ГВт [9]. Если рассматривать аналоги, то в проекте российского демонстрационного реактора ДЕМО-С на 2,4 ГВт [25] предусматривается применение 215 т Ве в качестве размножителя нейтронов и защитного покрытия первой стенки вакуумной камеры. В европейском проекте бланкета энергетического реактора MINERVA-H его количество составляет 865 т [23]. При этом мировая добыча бериллиевой руды в пересчете на металл в 2020 году составляла всего 240 тонн [26].

Отдельной проблемой для повторного использования также может стать необходимость проведения специальных процедур детритизации, поскольку тритий может оказывать влияние на безопасность технологических процессов и параметры рециклированных материалов. Ряд исследований указывает на то, что кроме снижения объемов РАО рециклинг позволяет также значительно удешевить обращение с отходами.

Освобождение от регулирующего контроля

Требования к освобождению от регулирующего контроля установлены как на международном

уровне [27], так и в российском законодательстве [28]. Особое внимание к этой проблеме для облученных материалов УУТС обусловлено двумя факторами — прогнозируемыми большими объемами материалов, отнесенных к РАО, особенно при выводе установок из эксплуатации, и достаточно низким уровнем радиоактивности их значительной части, которая находится на грани отнесения материалов к радиоактивным отходам. Обращение с РАО УУТС может быть значительно оптимизировано при эффективной организации обращения с промышленными отходами, загрязненными радионуклидами, и этот вопрос должен быть отрегулирован российским законодательством [29].

Выведение из-под регулирующего контроля требует наличия:

- официальных предписаний и рекомендаций, установленных государственными органами;
- методов обнаружения и выделения из материалов примесей, содержание которых препятствует осуществлению этой процедуры;
- учета возможностей отдельного демонтажа и замены компонент установки в проекте;
- площадей для долговременной безопасной выдержки материалов и компонент;
- инфраструктуры для подтверждения соответствия материалов необходимым для этого условиям;
- спроса на выведенные материалы.

Заключение

Управляемый термоядерный синтез не приводит к образованию больших объемов высокоактивных тепловыделяющих РАО, однако количество НАО и САО, возникающих в результате эксплуатации соответствующих установок, могут быть весьма велики. Фактически привлекательность термоядерной энергетики с точки зрения стоимости и соответствия целям устойчивого развития зависит от того, насколько научные знания и технические решения позволят решить вопросы минимизации образования РАО и повторного использования материалов, в особенности ценных, путем обеспечения работающих механизмов сокращения объемов, переработки и выведения из-под регулирующего контроля. Вопросы возникновения РАО (прогнозируемые объемы, точки выявления, физическая и химическая формы, радионуклидный и химический составы) должны обязательно учитываться еще на стадии проектирования установок, а планы развертывания термоядерной энергетики за пределами строительства маломощных исследовательских установок должны быть обязательно

увязаны со стратегическими документами в области создания единой национальной инфраструктуры обращения с отходами.

Текущий уровень развития исследований в области УТС не позволяет перевести проблематику РАО УУТС с концептуального подхода на уровень планирования технических и управленческих решений. Тем не менее могут быть выделены несколько областей исследований, дающих наибольший результат при решении задачи эффективного обращения с отходами термоядерных установок:

- изучение низкоактивируемых материалов и получение материалов со стабильно низким уровнем высокоактивируемых примесей;
- создание высокоэффективных конструкций радиационной защиты для снижения уровня и объема материалов, подвергаемых активационному загрязнению;
- проектирование узлов и элементов с учетом возможности раздельного демонтажа наиболее активированных и/или пригодных для переработки частей;
- разработка материалов, покрытий, технологических процессов и систем, позволяющих минимизировать проникновение (и удержание) трития в них;
- совершенствование кодов и баз ядерных данных для более точного прогнозирования уровня активации материалов и проникновения трития;
- практические методики освобождения материалов от регулирующего контроля с учетом установленных на национальном уровне дозовых пределов (10 мкЗв/год);
- пересмотр категорий отходов с учетом физического и химического составов материалов и форм их использования (например, выделение отдельной категории металлических отходов);
- установление специальных требований к обращению с отходами УУТС в связи с существенными отличиями от РАО, традиционно рассматриваемых в атомной промышленности.

Для российской установки ТРТ в результате эксплуатации на D–D-реакции к РАО (НАО) будут относиться элементы первой стенки и внутренней поверхности вакуумной камеры, что составляет сравнительно небольшие объемы. При этом сохраняется проблема обращения с бериллиевыми отходами, захоронение которых, с одной стороны, не предусмотрено критериями приемлемости действующих ПЗРО, а с другой — при достаточном содержании природного урана в исходном сырье могут потребовать изоляции как отходы класса 2 в соответствии с [30]. Одновременно надо отметить, что

при использовании для ТРТ D–T-реакции, или реализации ее в другой термоядерной установке, количество РАО существенно возрастет как за счет более высокой активации высокоэнергетичными нейтронами, так и вследствие тритирования ее элементов. В случае реализации такого сценария предполагаемые варианты обращения с РАО должны быть проработаны заблаговременно.

Литература

1. Cook I. J., Marbach G. et al. Safety and Environmental Impact of Fusion. European Fusion Development Agreement, 2001. EUR (01) CCE-FU / FTC 8/5, 37.
2. Raeder J. et al. Safety and Environmental Assessment of Fusion Power (SEAFP). Report of the SEAFP Project, European Commission, June 1995.
3. El-Guebaly L. Compositional Limitations for Fusion Materials and Considerations at Design Stage to Support Decommissioning Goals for 21st Century. IAEA Technical Meeting on Decommissioning Considerations for Fusion Facilities Saint-Paul-lès-Durance, France February 6–10, 2023.
4. Красильников А. В., Коновалов С. В., Бондарчук Э. Н. и др. Токамак с реакторными технологиями (TRT): концепция, миссии, основные особенности и ожидаемые характеристики // Физика плазмы. 2021. Т. 47. № 11. С. 970–985. DOI: 10.31857/S0367292121110196.
5. Code of Federal Regulations: Licensing Requirements for Land Disposal of Radioactive Waste, Title 10, Part 61. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, December 30, 1982.
6. Loarte A., Pitts R. A., Wauters T. et al. Initial evaluations in support of the new ITER baseline and Research Plan, ITER organization, Report No. ITR-24-004, 2024.
7. Pamela J., Bottreau J. M., Canas D. et al. ITER tritiated waste management by the Host state and first lessons learned for fusion development // Fusion Engineering and Design. 2014. Vol. 89. No. 9–10. Pp. 2001–2007. DOI: 10.1016/j.fusengdes.2013.12.006.
8. ФГУП НО РАО. Материалы обоснования лицензии на эксплуатацию первой очереди стационарного объекта, предназначенного для захоронения радиоактивных отходов — приповерхностного пункта захоронения твердых радиоактивных отходов, отделения «Новоуральское» филиала «Северский». — Москва, ФГУП «НО РАО», 2017.
9. Колбасов Б. Н., Хрипунов В. И., Бирюков А. Ю. Применение бериллия в термоядерных реакторах: ресурсы, примеси, детритизация после облучения // Вопросы атомной науки и техники. Серия: Термоядерный синтез. 2013. Т. 36. № 4. С. 3–12.

10. Von Tiedemann S. O., Collins D. M., Gilbert M. R., Kodeli I. A. Nuclear data uncertainty propagation and implications for radioactive waste management of fusion steels // *Fusion Engineering and Design*. 2023. Vol. 188. P. 113409. DOI: 10.1016/j.fusengdes.2022.113409.
11. Wu Y., Huang Q., Muroga T. et al. Effects of impurities on low activation characteristics of V-4Cr-4Ti alloy // *Journal of Nuclear Materials*. 2002. Vol. 307–311. No. 2 Suppl. Pp. 1026–1030. DOI: 10.1016/S0022-3115(02)01167-4.
12. Palermo I., Garcia R., Garcia M., Sanz J. Radiological impact mitigation of waste coming from the European fusion reactor DEMO with DCLL breeding blanket // *Fusion Engineering and Design*. 2017. Vol. 124. Pp. 1257–1262. DOI: 10.1016/j.fusengdes.2017.02.080.
13. Moir R. W., Bieri R. L. et al. HYLIFE-II: A Molten-Salt Inertial Fusion Energy Power Plant Design — Final Report // *Fusion Technology*. 1994. Vol. 25. No. 1. Pp. 5–25. DOI: 10.13182/FST94-A30234.
14. OECD Nuclear Energy Agency. Radiological Significance and Management of Tritium, Carbon-14, Krypton-85, Iodine-129 Arising from the Nuclear Fuel Cycle. — OECD, Paris, 1980.
15. Lee K., Kim J., Kang S. Preliminary Evaluation of Decommissioning Wastes for the First Commercial Nuclear Power Reactor in South Korea // *International Journal of Nuclear and Quantum Engineering*. 2017. Vol. 11. No. 8. Pp. 615–621. DOI: 10.5281/zenodo.1315579.
16. Мазуль И. В., Гиниятулин П. Н., Кавин А. А. и др. Обращенные к плазме компоненты токамака TRT // *Физика плазмы*. 2021. Т. 47. № 12. С. 1103–1122. DOI: 10.31857/S0367292121110214.
17. Антропов Д. А., Бондарь А. В., Кедров И. В. и др. Криостат и вакуумная камера TRT // *Физика плазмы*. 2021. Т. 47. № 12. С. 1146–1151. DOI: 10.31857/S0367292121110123.
18. Родин И. Ю. ТРТ: К вопросам о механической прочности обмотки тороидального поля и необходимости корректировки в конструкциях и компоновке КОП // Открытый научный семинар «Управляемый термоядерный синтез и плазменные технологии». Троицк, 01 марта 2023 года. — Троицк, АО «ГНЦ РФ ТРИНИТИ», 2023.
19. Druyts F., Van Iseghem P. Conditioning methods for beryllium waste from fusion reactors // *Fusion Engineering and Design*. 2003. Vol. 69. Pp. 607–610. DOI: 10.1016/s0920-3796(03)00169-8.
20. Гуревич М. И., Калугин М. А., Олейник Д. С., Шкаровский Д. А. Характерные особенности MSU-FR // *Вопросы атомной науки и техники*. Серия: Физика ядерных реакторов. 2016. № 5. С. 17–21.
21. Блохин А. И., Блохин П. А., Казиева С. Т., Суначев И. В. Валидация программы нуклидной кинетики TRACT для оценки радиационных характеристик ОЯТ и РАО // *Радиоактивные отходы*. 2022. № 4 (21). С. 48–57. DOI: 10.25283/2587-9707-2022-4-48-57.
22. Sebo D. E., Mullen C. K., Longhurst G. R., Carboneau M. L., Sterbentz J. W. Beryllium Waste Transuranic Inventory in the Subsurface Disposal Area, Operable Unit No. 7-13/14. — INEEL/EXT-01-01678. Revision 3. August 2005.
23. Cambi G., Cepraga D. G., Pace L. Di, Druyts E., Massaut V. The potential presence and minimization of plutonium within the irradiated beryllium in fusion power plants // *Fusion Engineering and Design*. 2010. Vol. 85. Iss. 7. Pp. 1139–1142. DOI: 10.1016/j.fusengdes.2010.02.026.
24. Maisonnier D., Cook I., Sardain P., Andreani R., Di Pace L., Forrest R., Giancarli L., Hermsmeyer S., Norajitra P., Taylor N., Ward D. A Conceptual Study of Commercial Fusion Power Plants. Final Report of the European Fusion Power Plant Conceptual Study (PPCS). EFDA (05)-27/4.10, revision 1 (revision 0: STAC 10/4.1). 2005.
25. Kolbasov B. N., Belyakov V. A., Bondarchuk E. N., Borisov A. A., Kirillov I. R., Leonov V. M., Shatalov G. E., Sokolov Yu. A., Strebkov Yu. S., Vasiliev N. N. Russian concept for a DEMO-S demonstration fusion power reactor // *Fusion Eng. Des.* 2008. Vol. 83. Iss. 7–9. Pp. 870–876.
26. Mineral Commodity Summaries 2021. U.S. Geological Survey, 2021. 200 p. DOI: 10.3133/mcs2021.
27. International Atomic Energy Agency. Application of the concepts of exclusion, exemption and clearance. Safety guide. Safety Standards Series No. RS-G-1.7. IAEA, Vienna, 2004.
28. Санитарные правила и нормативы СП 2.6.1.2612-10. Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010).
29. Кузнецов А. Ю., Бочаров К. Г., Мамакина Н. В., Кочетков О. А. Текущее состояние работ по совершенствованию обращения с промышленными отходами, содержащими радионуклиды в количествах, не соответствующих критериям отнесения к радиоактивным отходам // *Радиоактивные отходы*. 2020. № 4 (13). С. 6–13. DOI: 10.25283/2587-9707-2020-4-6-13.
30. Постановление Правительства Российской Федерации от 19 октября 2012 г. № 1069 «О критериях отнесения твердых, жидких и газообразных отходов к радиоактивным отходам, критериях отнесения радиоактивных отходов к особым радиоактивным отходам и к удаляемым радиоактивным отходам и критериях классификации удаляемых радиоактивных отходов».

Информация об авторах

Шпиньков Вячеслав Игоревич, главный специалист, Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН (115191, Москва, Большая Тульская ул., д. 52), e-mail: shvi@ibrae.ac.ru.

Александрова Татьяна Александровна, научный сотрудник, Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН (115191, Москва, Большая Тульская ул., д. 52), e-mail: aleksandrova_ta@ibrae.ac.ru.

Кизуб Полина Александровна, научный сотрудник, Институт проблем безопасного развития атомной энергетики РАН (115191, Москва, Большая Тульская ул., д. 52), e-mail: kizub@ibrae.ac.ru.

Библиографическое описание статьи

Шпиньков В. И., Александрова Т. А., Кизуб П. А. Проблематика радиоактивных отходов от эксплуатации и вывода из эксплуатации установок управляемого термоядерного синтеза // Радиоактивные отходы. 2024. № 3 (28) С. 19–31. DOI: 10.25283/2587-9707-2024-3-19-31.

FUSION RADIOACTIVE WASTE MANAGEMENT CONSIDERATIONS

Shpinkov V. I., Alexandrova T. A., Kizub P. A.

Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences, Moscow, Russia

Article received on June 25, 2024

Radioactive waste is generated from the operation of fusion facilities. Although no high-level waste is generated by them, in terms of its amounts and activity, the resulting waste inventory is yet enough to consider it a limiting factor for the public acceptance and sustainable development of fusion industry. The paper discusses fusion radioactive waste considering their generation sources, features and possible waste management options. It shows that some waste types would require advanced waste management approaches. Special consideration is given to the waste of the international fusion reactor ITER. Activation calculation performed to assess the radioactive waste generation for the Russian tokamak TRT unit showed that the first wall and the vacuum vessel materials would be activated to a level sufficient to treat them as radioactive waste. Advance planning of radioactive waste management flowcharts would optimize the costs and dose loads at the operational and decommissioning stages.

Keywords: *fusion facility, safety objective, safety function, radiation safety, radioactive waste, residual heat, blanket, hybrid fusion facility, safety regulation.*

References

1. Cook I. J., Marbach G. et al. Safety and Environmental Impact of Fusion. European Fusion Development Agreement, 2001. EUR (01) CCE-FU / FTC 8/5, 37.
2. Raeder J. et al. Safety and Environmental Assessment of Fusion Power (SEAFP). Report of the SEAFP Project, European Commission, June 1995.
3. El-Guebaly L. Compositional Limitations for Fusion Materials and Considerations at Design Stage to Support Decommissioning Goals for 21st Century.

IAEA Technical Meeting on Decommissioning Considerations for Fusion Facilities Saint-Paul-lèz-Durance, France February 6–10, 2023.

4. Krasil'nikov A. V., Konovalov S. V., Bondarchuk Eh. N. Tokamak s reaktornymi tekhnologiyami (TRT): kontseptsiya, missii, osnovnyye osobennosti i ozhidayemye kharakteristiki [Tokamak with reactor technologies (TRT): concept, missions, main features and expected characteristics]. *Fizika plazmy – Plasma Physics*, 2021, vol. 47, no. 11, pp. 970–985. DOI: 10.31857/S0367292121110196.

5. Code of Federal Regulations: Licensing Requirements for Land Disposal of Radioactive Waste, Title 10, Part 61. Nuclear Regulatory Commission, Washington, DC, December 30, 1982.

6. Loarte A., Pitts R. A., Wauters T. et al. Initial evaluations in support of the new ITER baseline and Research Plan, ITER organization, Report No. ITR-24-004, 2024.

7. Pamela J., Bottreau J. M., Canas D. et al. ITER tritiated waste management by the Host state and first lessons learned for fusion development. *Fusion Engineering and Design*, 2014, vol. 89, no. 9–10, pp. 2001–2007. DOI: 10.1016/j.fusengdes.2013.12.006.

8. FGUP NO RAO. Materialy obosnovaniya litsenzii na ekspluatatsiyu pervoy ocheredi statsionarnogo ob'yekta, prednaznachennogo dlya zakhroneniya radioaktivnykh otkhodov – pripoverkhnostnogo punkta zakhroneniya tverdykh radioaktivnykh otkhodov, otdeleniya “Novoural'skoye” filiala “Severskiy” FGUP NO RAO [Materials supporting the operational license application for the first section of a stationary facility intended for radioactive waste disposal – a near-surface disposal facility for solid radioactive waste, Novouralsk office of FSUE NO RAO's Seversk branch]. Moscow, FSUE NO RAO Publ., 2017.

9. Kolbasov B. N., Khripunov V. I., Biryukov A. Yu. Primeneniye berilliya v termoyadernykh reaktorakh: resursy, primesi, detritizatsiya posle oblucheniya [Beryllium and its application in thermonuclear reactors: resources, impurities, detritization at the post-irradiation stage]. *Voprosy atomnoy nauki i tekhniki. Seriya: Termoyadernyy sintez – Problems of Atomic Science and Technology. Series: Thermonuclear fusion*, 2013, vol. 36, no. 4, pp. 3–12.

10. Von Tiedemann S. O., Collins D. M., Gilbert M. R., Kodeli I. A. Nuclear data uncertainty propagation and implications for radioactive waste management of fusion steels. *Fusion Engineering and Design*, 2023, vol. 188, p. 113409. DOI: 10.1016/j.fusengdes.2022.113409.

11. Wu Y., Huang Q., Muroga T. et al. Effects of impurities on low activation characteristics of V-4Cr-4Ti alloy. *Journal of Nuclear Materials*,

2002, vol. 307–311, no. 2 Suppl., pp. 1026–1030. DOI: 10.1016/S0022-3115(02)01167-4.

12. Palermo I., Garcia R., Garcia M., Sanz J. Radiological impact mitigation of waste coming from the European fusion reactor DEMO with DCLL breeding blanket. *Fusion Engineering and Design*, 2017, vol. 124, pp. 1257–1262. DOI: 10.1016/j.fusengdes.2017.02.080.

13. Moir R. W., Bieri R. L. et al. HYLIFE-II: A Molten-Salt Inertial Fusion Energy Power Plant Design – Final Report. *Fusion Technology*, 1994, vol. 25, no. 1, pp. 5–25. DOI: 10.13182/FST94-A30234.

14. OECD Nuclear Energy Agency. Radiological Significance and Management of Tritium, Carbon-14, Krypton-85, Iodine-129 Arising from the Nuclear Fuel Cycle. OECD, Paris, 1980.

15. Lee K., Kim J., Kang S. Preliminary Evaluation of Decommissioning Wastes for the First Commercial Nuclear Power Reactor in South Korea. *International Journal of Nuclear and Quantum Engineering*, 2017, vol. 11, no. 8, pp. 615–621. DOI: 10.5281/zenodo.1315579.

16. Mazul' I. V., Giniyatulin R. N., Kavin A. A. et al. Ob-rashchennyye k plazme komponenty tokamaka TRT [Plasma-facing components of the TRT tokamak]. *Fizika plazmy – Plasma Physics*, 2021, vol. 47, no. 12, pp. 1103–1122. DOI: 10.31857/S0367292121110214.

17. Antropov D. A., Bondar' A. V., Kedrov I. V. et al. Kriostat i vakuumnaya kamera TRT [Cryostat and vacuum chamber TRT]. *Fizika plazmy – Plasma Physics*, 2021, vol. 47, no. 12, pp. 1146–1151. DOI: 10.31857/S0367292121110123.

18. Rodin I. Yu. TRT: K voprosam o mekhanicheskoy prochnosti obmotki toroidal'nogo polya i neobkhodimosti korrektyrovki v konstrukciyakh i komponovke KOP [Considerations regarding the mechanical strength of the toroidal winding and the need for adjusting the designs and layout of the KOP]. Open scientific workshop Controlled Thermonuclear Fusion at JSC SSC RF TRINITI. Troitsk, March 1, 2023. – Troitsk, JSC SSC RF TRINITI, 2023.

19. Druyts F., Van Iseghem P. Conditioning methods for beryllium waste from fusion reactors. *Fusion Engineering and Design*, 2003, vol. 69, pp. 607–610. DOI: 10.1016/s0920-3796(03)00169-8.

20. Gurevich M. I., Kalugin M. A., Oleynik D. S., Shkarovskiy D. A., Kharakternyye osobennosti MCU-FR [Characteristic features of MCU-FR]. *Voprosy atomnoy nauki i tekhniki. Ser. Fizika yadernykh reaktorov – Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Physics of Nuclear Reactors*, 2016, iss. 5, pp. 17–21.

21. Blokhin A. I., Blokhin P. A., Kazieva S. T., Sipachev I. V. Validatsiya programmy nuklidnoy kinetiki TRACT dlya otsenki radiatsionnykh kharakteristik OYAT i RAO [Validation of Nuclide Kinetics

- Code TRACT for the Assessment of SNF and RW Radiation Characteristics]. *Radioaktivnye otkhody — Radioactive Waste*, 2022, no. 4 (21), pp. 48–57. DOI: 10.25283/2587-9707-2022-4-48-57.
22. Sebo D. E., Mullen C. K., Longhurst G. R., Carboneau M. L., Sterbentz J. W. Beryllium Waste Transuranic Inventory in the Subsurface Disposal Area, Operable Unit No. 7-13/14. — INEEL/EXT-01-01678. Revision 3. August 2005.
23. Cambi G., Cepraga D. G., Pace L. Di, Druyts E., Massaut V. The potential presence and minimization of plutonium within the irradiated beryllium in fusion power plants. *Fusion Engineering and Design*, 2010, vol. 85, iss. 7, pp. 1139–1142. DOI: 10.1016/j.fusengdes.2010.02.026.
24. Maisonnier D., Cook I., Sardain P., Andreani R., Di Pace L., Forrest R., Giancarli L., Hermsmeyer S., Norajitra P., Taylor N., Ward D. A Conceptual Study of Commercial Fusion Power Plants. Final Report of the European Fusion Power Plant Conceptual Study (PPCS). EFDA (05)-27/4.10, revision 1 (revision 0: STAC 10/4.1). 2005.
25. Kolbasov B. N., Belyakov V. A., Bondarchuk E. N., Borisov A. A., Kirillov I. R., Leonov V. M., Shatalov G. E., Sokolov Yu. A., Strebkov Yu. S., Vasiliev N. N. Russian concept for a DEMO-S demonstration fusion power reactor. *Fusion Eng. Des.*, 2008, vol. 83, iss. 7–9, pp. 870–876.
26. Mineral Commodity Summaries 2021. U.S. Geological Survey, 2021. 200 p. DOI: 10.3133/mcs2021.
27. International Atomic Energy Agency. Application of the concepts of exclusion, exemption and clearance. Safety guide. Safety Standards Series No. RS-G-1.7. IAEA, Vienna, 2004.
28. *Sanitarnye pravila i normativy SP 2.6.1.2612-10. Osnovnye sanitarnye pravila obespecheniya radiatsionnoy bezopasnosti (OSPORB-99/2010)* [Sanitary rules and norms SP 2.6.1.2612-10 Basic sanitary rules for radiation safety (OSPORB-99/2010)].
29. Kuznecov A. Yu., Bocharov K. G., Mamakina N. V., Kochetkov O. A. Tekushchee sostoyanie rabot po sovershenstvovaniyu obrashcheniya s promyshlennymi otkhodami, sodержashchimi radionuklidy v kolichestvakh, ne sootvetstvuyushchikh kriteriyam otneseniya k radioaktivnym otkhodam [State-of-art in the Improvement of Industrial Waste Management with Radionuclide Levels Not Complying with Radioactive Waste Assignment Criteria]. *Radioaktivnye otkhody — Radioactive Waste*, 2020, no. 4 (13), pp. 6–13. DOI: 10.25283/2587-9707-2020-4-6-13.
30. *Postanovleniye Pravitel'stva Rossiyskoy Federatsii ot 19.10.2012 No. 1069 "O kriteriyakh otneseniya tverdykh, zhidkikh i gazoobraznykh otkhodov k radioaktivnym otkhodam, kriteriyakh otneseniya radioaktivnykh otkhodov k osobym radioaktivnym otkhodam i k udalyayemym radioaktivnym otkhodam i kriteriyakh klassifikatsii udalyayemykh radioaktivnykh otkhodov"* [Decree of the Government of the Russian Federation of October 19, 2012 No. 1069 On criteria used to categorize solid, liquid and gaseous waste as radioactive waste, the criteria for radioactive waste categorization as non-removable radioactive waste or removable radioactive waste, and classification criteria for removable radioactive waste].

Information about the authors

Shpinkov Vyacheslav Igorevich, chief specialist, Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences (52, Bolshaya Tulsкая st., Moscow, 115191, Russia), e-mail: shvi@ibrae.ac.ru.

Aleksandrova Tatyana Aleksandrovna, researcher, Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences (52, Bolshaya Tulsкая st., Moscow, 115191, Russia), e-mail: aleksandrova_ta@ibrae.ac.ru.

Kizub Polina Aleksandrovna, researcher, Nuclear Safety Institute of the Russian Academy of Sciences (52, Bolshaya Tulsкая st., Moscow, 115191, Russia), e-mail: kizub@ibrae.ac.ru.

Bibliographic description

Shpinkov V. I., Alexandrova T. A., Kizub P. A. Fusion Radioactive Waste Management Considerations. *Radioactive Waste*, 2024, no. 3 (28), pp. 19–31. DOI: 10.25283/2587-9707-2024-3-19-31. (In Russian).