НЕКОТОРЫЕ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ ПРОБЛЕМЫ ОБРАЩЕНИЯ С ОТСЛУЖИВШИМИ СВОЙ СРОК МАТЕРИАЛАМИ ТЕРМОЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

Б.Н. Колбасов (НИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия), С.А. Бартенев (НПО «Радиовый институт им. В.Г. Хлопина», С.-Петербург, Россия) В.Т. Готовчиков (ВНИИХТ, Москва, Россия), В. Массо (Бельгийский центр ядерных исследований, Моля, Бельгия), М. Цуккетти (ЕВРАТОМ/ENEA, Туринский политехникум, Турин, Италия), Л. Ди Паче (ЕВРАТОМ/ENEA, Исследовательский центр Фраскати, Рим, Италия), Л. Эль-Гуэбали, А. Робинсон (Висконсинский университет — Мэдисон, Мэдисон, Висконсин, США).

В течение последних нескольких лет под эгидой Международного энергетического агентства (МЭА) проводилось совместное международное исследование, целью которого был анализ наиболее целесообразных направлений обращения с отслужившими свой срок материалами термоядерных реакторов. Важность этого исследования обусловлена тем, что оно способствует максимальной реализации достоинств термоядерных установок как источников энергии, не наносящих вред окружающей среде. В предыдущих исследованиях [1, 2] был всесторонне рассмотрен подход к обращению с радиоактивными материалами термоядерных установок (извлечение компонента из энергетического реактора, вывод очень низкоактивных материалов из-под контроля надзорных органов, возвращение радиоактивных материалов в производственный цикл и захоронение радиоактивных отходов). Возвращение отработанных материалов в производственный цикл и вывод их из-под контроля надзорных органов связаны с большим числом нерешённых технических проблем. Некоторые из таких проблем выявлены и рассматриваются в настоящей статье. В ней, в частности, обсуждаются требования, позволяющие вывести облучённые материалы и компоненты из-под контроля надзорных органов или вернуть в производственный цикл.

Ключевые слова: радиоактивные отходы, повторное использование, радиоактивные материалы, захоронение.

SOME TECHNOLOGICAL PROBLEMS OF SPENT FUSION MATERIALS MANAGEMENT. B.N. KOLBASOV, S.A. BARTENEV, V.T. GOTOVCHIKOV, M. ZUCCHETTI, L. DI PACE, V. MASSAUT, A. ROBINSON, L. EL-GUEBALY. Within the framework of the International Energy Agency (IEA), an international collaborative study on fusion radioactive waste has been carried out over the past several years to examine the back-end of the material cycle. This activity is important to maximize the environmental benefits of fusion as a source of energy. Fusion devices have certain characteristics that make them environmentally friendly devices. In previous studies [1, 2], an integrated approach to the management of fusion materials back-end was proposed, starting from the removal of components from the power plant, to the reuse of materials through recycling and clearance, or the disposal of the low-level waste in repositories. Recycling and clearance procedures pose many technical questions. Several important technology-related issues were identified and are presented. The paper discusses these issues and considers the requirements to the materials and components permitting their clearance or recycling.

Keywords: radioactive waste, recycling, radioactive materials, back-end.

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время мировое потребление первичной энергии составляет около 500 ЭДж/год ($1 \text{ ЭДж} = 10^{18} \text{ Дж}$) [3]. Согласно прогнозам роста населения планеты и экономического развития развивающихся стран [3—7] ожидается увеличение мирового потребления первичной энергии к 2050 г. по сравнению с сегодняшним уровнем в 1,5—3 раза, а к 2100 г. — в 2—5 раз. Ожидается, что рост потребления электроэнергии будет вдвое больше увеличения потребления первичной энергии. Например, в отчёте [4], выпущенном созданной под эгидой Организации объединённых наций Международной группой экспертов по изменению климата (ИПСС) в 2000 г. и использовавшемся МАГАТЭ, предполагается, что потребление первичной энергии с 2000 по 2050 г. возрастёт в среднем (по разным сценариям) в 2,5 раза и достигнет 700—1400 ЭДж/год, а потребности в электроэнергии увеличатся в среднем в 4,7 раза. В отчёте, выпущенном той же ИПСС в 2007 г., приводятся немного более высокие величины ожидаемого потребления первичной энергии в 2050 г. (800—1450 ЭДж/год) [3]. Ожидается, что к 2100 г. потребность в первичной энергии может возрасти до 2200 ЭДж/год [3, 4].

Анализ возможностей удовлетворения этих потребностей на современном уровне знаний показывает, что мы находимся вблизи максимума возможной добычи нефти и газа. До середины века добыча угля может быть увеличена в несколько раз, правда, увеличение сжигания угля чревато нежелательными эко-

логическими и климатическими изменениями. Приблизительно в 2 раза можно увеличить мощность гидроэлектростанций. Можно ожидать, что примерно в 10 раз увеличится использование возобновляемых источников энергии, главным образом ветровой энергии. Более чем втрое, до 1,4—2 ТВт(эл), может вырасти мощность атомных электростанций. Однако около 30% требуемого энергопотребления (400 ЭДж/год), по-видимому, останется неудовлетворённым [3].

Ещё более острой будет проблема энергообеспечения, с учётом предотвращения недопустимых климатических изменений и необходимости сохранить нефть и газ как химическое сырьё и топливо для транспортных двигателей, к концу века. Практически единственным реальным путём удовлетворения постоянно растущих потребностей человечества в энергии является ускоренное развитие крупномасштабной ядерной энергетики с широким применением реакторов-размножителей, работающих на быстрых нейтронах (РБН). Однако, как отмечалось более 30 лет назад [8], при переводе энергетики на ядерное топливо разнообразие видов энергопроизводства не может не привести к разнообразию типов реакторов. Существовавшая некоторое время назад концепция полного перевода атомной энергетики на РБН оказывается далеко не оптимальной. РБН, имеющие неоспоримые преимущества перед тепловыми реакторами в воспроизводстве топлива, проигрывают последним по другим техническим и экономическим качествам при использовании их в режиме регулирования мощности в энергетических системах, в ряде теплофикационных применений, в том числе для обеспечения энергией высокотемпературных технологических процессов (газификации угля, производства водорода и искусственного моторного топлива из CO_2 и водорода), и в качестве энергоисточников крупных транспортных средств. Кроме того, большая доля РБН вызовет сложности в вопросах нераспространения ядерного оружия [3]. Поэтому можно ожидать, что в структуре будущей атомной энергетики большую часть займут разные типы реакторов на тепловых нейтронах, в частности, высокотемпературные газоохлаждаемые тепловые реакторы (ВТГР).

В работе [3] рассматривается максимальный сценарий развития энергетики, при котором электрическая мощность ядерной энергетики с замкнутым топливным циклом должна достичь к 2100 г. 10 ТВт. По мнению авторов этой работы, создание РБН с высоким коэффициентом воспроизводства делящихся изотопов ($K_B = 1,4—1,6$) и временем их удвоения 6—7 лет является задачей высшего уровня сложности, но решаемой. Авторы работы [3] предлагают сценарий, по которому в 2100 г. 76% электрической мощности ядерной энергетики будет обеспечиваться ВТГР, работающими в основном на ториевом топливе, и усовершенствованными легководными реакторами, 17% будут приходиться на РБН.

Для наработки урана-233 предлагается использовать термоядерные источники нейтронов (ТИН) с подавленным делением (выведением протактиния-233 из бланкета). Используя образующийся в ТИН термоядерный нейтрон с энергией 14 МэВ, в ходе последующих ядерных реакций на сырьевых изотопах урана и тория можно получить (с учётом потери одного нейтрона на воспроизводство трития) более 1,7 новых делящихся ядер, которые при делении в ядерном реакторе дадут около 350 МэВ энергии. Гибридный реактор синтеза-деления может производить почти в 7 раз больше товарного плутония для питания тепловых реакторов деления, чем РБН аналогичной мощности [9] (7,6 т/(ГВт·год) термоядерной мощности). Поэтому целесообразно ориентировать термоядерные реакторы на производство нейтронов, с помощью которых в гибридных реакторах можно получить значительно больше энергии. Наработанный уран-233 будет смешиваться с ураном-238 или торием-232 для изготовления топлива ВТГР или легководных реакторов.

Согласно предложенному в [3] сценарию с 2030 г. будут строиться быстрые реакторы для утилизации имеющегося плутония. ТИН и ВТГР должны вводиться с 2050 г. Расчёты [3] показали, что доля ТИН в мощности ядерно-энергетической системы к 2100 г. должна достичь 7%, т.е. 700 ГВт(эл).

Быстрый рост ядерной энергетики и возможное последующее создание термоядерной энергетики приведут к лавинообразному росту количества радиоактивных компонентов и материалов, отработавших свой срок в ядерных и термоядерных реакторах, т.е. перед человечеством встанет острая проблема, что делать с быстро увеличивающимся потоком поступающих радиоактивных материалов (РМ) разной степени радиоактивности. В настоящее время проблема длительного хранения РМ и захоронения радиоактивных отходов (РО) отнюдь не решена. Создание новых хранилищ и, особенно, могильников встречает сопротивление населения, вызывает беспокойство экологов и оказывается весьма дорогостоящим.

В этих условиях целесообразно искать альтернативные пути, позволяющие уменьшить поток образующихся радиоактивных отходов.

После нескольких десятилетий проектирования термоядерных энергетических установок (ТЭУ) с магнитным и инерционным удержанием плазмы настало время разработать стратегию обращения с РМ, извлекаемыми из реакторов при снятии установок с эксплуатации и в ходе их эксплуатации. Эта стратегия должна учитывать опыт разработки международных и национальных проектов термоядерных реакторов и опыт эксплуатации ядерных реакторов деления, а также экологическую и политическую реальность, существующую в мире.

ОПЫТ ПРОЕКТИРОВАНИЯ ТЭУ В ЕВРОПЕЙСКОМ СОЮЗЕ И США

Опыт проектирования демонстрационных и энергетических ТЭУ [1, 2, 10—14] позволяет сделать ряд выводов относительно образующихся в ТЭУ РМ:

- среди РМ, образующихся в ТЭУ типа PPCS (рассмотренных в европейском концептуальном исследовании ТЭУ) и АРИЕС (проводимые в США исследование и оценка введения инноваций в проекты усовершенствованных ТЭУ), нет таких, которые после столетней выдержки классифицировались бы как высокоактивные отходы (ВАО), по классификации МАГАТЭ имеющие тепловыделение более 2 кВт/м^3 ;

- масса низкоактивных и среднеактивных радиоактивных материалов при выводе ТЭУ из эксплуатации и при замене компонентов, находящихся внутри вакуумного корпуса, отнесённая к произведённой электроэнергии, будет существенно больше, чем в случае реакторов деления, и требует разработки специального подхода к обращению с этими материалами, реализующего возможности повторного использования РМ в рамках ядерной и термоядерной энергетики, а также вывода очень низкоактивных материалов (создающих эффективную дозу менее 10 мкЗв/год) из-под контроля надзорных органов (КНО). Граница между среднеактивными и низкоактивными материалами, согласно российским нормам радиационной безопасности [15], находится для β -излучающих радиоизотопов при удельной активности 1 кБк/г , а для α -излучающих радиоизотопов (исключая трансурановые) — при 100 Бк/г . Для грубой оценки можно считать, что низкоактивные материалы допускают ручное обращение с биологической радиационной защитой (БРЗ), а среднеактивные материалы требуют дистанционного обращения. Только относительно небольшое количество (несколько сотен тонн) контактировавшего с плазмой вольфрама и воспроизводящих тритий материалов требует специального дистанционного оборудования (ДО);

- более или менее очевидно, что целесообразно возвращать в производственный цикл газообразные и жидкие материалы (тритий, дейтерий, свинцово-литиевую эвтектику, литий);

- среди материалов, рассматриваемых в проектах термоядерных реакторов, наибольший интерес представляют повторное использование и возврат в производственный цикл наиболее дефицитных и дорогих конструкционных и функциональных материалов: ванадия, бериллия, вольфрама и материалов, применяемых в сверхпроводниках (ниобия, титана, олова);

- исследования SEAFP и PPCS [10—13] показали, что от 50 до 80% РМ (не считая БРЗ, которая не рассматривалась в указанных исследованиях) могут быть использованы повторно. При полном использовании возможностей для рефабрикации РМ после выдержки длительностью от нескольких десятилетий до 100 лет подавляющее большинство РМ (91% в модели PPCS-AB и 95% в модели PPCS-B) может быть возвращено в производственный цикл с применением обычных процессов и обычного ДО [1, 2, 11]. Однако тепловыделение в значительной части РМ после извлечения из ТЭУ будет более 10 Вт/м^3 , что требует их принудительного воздушного охлаждения в течение некоторого времени выдержки в хранилище. Будет ли такая рефабрикация возможна в действительности и будет ли она экономически оправдана для всех кандидатных материалов, ещё предстоит выяснить. В проектах АРИЕС-УТ (усовершенствованный токамак) и АРИЕС-КС (компактный стелларатор) 80% РМ, включая БРЗ, могут быть выведены из-под КНО [1, 2];

- продуманный выбор материалов и целеустремлённое проектирование, с самого начала ориентирующееся на применение передовой технологии и более совершенные плазмозфизические рабочие режимы, позволяет существенно уменьшить количество РМ различной степени радиоактивности в ТЭУ. Так, в последнем проекте компактной ТЭУ АРИЕС-УТ объём РМ в 2—4 раза меньше, чем в проектах

ТЭУ, разработанных до 1995 г. Сравнение двух проектов ТЭУ PPCS-AB и PPCS-B, разработанных в Европейском Союзе (ЕС), с очень близкими плазмофизическими характеристиками и мало отличающимися по электрической мощности (1,45 и 1,35 ГВт соответственно) показало, что применение мощной технологической радиационной защиты (ТРЗ) во внутренних (сменяемых) компонентах PPCS-AB для уменьшения нейтронного потока на внешние (несменяемые) компоненты позволяет выводить из-под КНО через 100 лет после окончания эксплуатации ТЭУ до 21% РМ без учёта БРЗ. ТЭУ PPCS-B более компактна, вес ТРЗ в ней меньше. Поэтому доля РМ, выводимых из-под КНО (без БРЗ), в ней существенно меньше (около 1%). Однако и количество РМ, которые могут быть возвращены в производственный цикл или требуют захоронения, приблизительно в 2 раза меньше (50 000 т вместо 97 000 т), что может оказаться большим преимуществом [10];

— замена аустенитной стали на малоактивируемую ферритно-мартенситную сталь с жёстким ограничением содержания в ней Mo, Ni, Nb и некоторых примесей позволяет минимизировать количество долгоживущих (имеющих период полураспада $T_{1/2} > 1000$ лет) РО, которые являются бременем для грядущих поколений. К сожалению, пока не видно путей, как можно избавиться от Nb, входящего в состав сверхпроводящих магнитов;

— долгоживущие радиоизотопы ^{14}C , ^{94}Nb , ^{36}Cl и некоторые другие накапливаются в облучаемых материалах и входят во вторичные РО, снижая экологическую привлекательность ТЭУ. В некоторых подземных могильниках существуют ограничения на концентрацию таких изотопов. При выборе материалов и проектных решений нужно предпочитать варианты, соответствующие минимуму этих изотопов;

— в ТЭУ PPCS-AB и PPCS-B удельная активность долгоживущих радиоизотопов составляет 45 и 23 ТБк/(ГВт(эл)·год) соответственно. Эти величины интересно сравнить с соответствующей удельной активностью в ядерном реакторе типа PWR, равной 4800 ТБк/(ГВт(эл)·год). От 58 (в PPCS-AB) до 88% (в PPCS-B) активности долгоживущих изотопов приходится на ^{14}C ;

— может оказаться, что целесообразно ввести дополнительную категорию обращения с РМ, в которых содержатся долгоживущие изотопы — условный возврат таких материалов в производственный цикл, например, их повторное использование только там, где не будет существенного нейтронного флюенса и соответственно дополнительного накопления долгоживущих изотопов (для упаковки радиоактивных отходов или в радиационной защите);

— жесткий контроль за содержанием некоторых примесей (Ag, Sm, U) в исходных материалах (особенно контактирующих с плазмой или расположенных вблизи источника нейтронов) может дать заметный выигрыш. Содержание таких примесей сильно влияет на удельную активность материалов в конце эксплуатации ТЭУ, мощность контактной радиационной дозы и сопутствующие радиологические характеристики, а в результате на трудности рефабрикации этих РМ. Следы таких примесей в материалах до облучения в ТЭУ могут изменить категорию возможного обращения с материалом при рефабрикации (например, потребовать дистанционного вместо ручного обращения в случае керамических воспроизводящих тритий материалов и нейтронного размножителя через несколько десятилетий после прекращения эксплуатации ТЭУ).

Вывод очень низкоактивных материалов из-под КНО и возвращение радиоактивных материалов в производственный цикл связаны с большим количеством технических проблем. Очевидно, что переработка различных материалов с целью их возвращения в производственный цикл потребует разных технологических подходов. Нами были выделены некоторые важные технологические задачи:

— определение нежелательных легирующих добавок в перспективных вольфрамовых сплавах, являющихся предполагаемыми конструкционными материалами для диверторов, работающих при высоких тепловых нагрузках;

— оценка радиоактивности, накопленной при повторном использовании конструкционных материалов;

— разборка сложных компонентов и отделение материалов, требующих особого подхода: последовательные стадии разборки и их влияние на проектные требования;

— разработка технологических процессов для материалов, возвращаемых в производственный цикл (например, плавка радиоактивных слитков металла), повторное использование РМ в термоядерных и ядерных реакторах, при обращении с радиоактивными отходами и для других целей;

- изготовление сложных компонентов с использованием РМ при помощи дистанционного оборудования и соответствующие проектные разработки;
- ограничения на переработку РМ в плавильных печах, разработка процессов, обеспечивающих повторное использование облучённых материалов при превышении допустимых пределов для их переработки в таких печах;
- исследование химических процессов восстановления свойств Li—Pb размножителя трития для его повторного использования, технологические процессы, обеспечивающие возвращение в производственный цикл неметаллических (например, керамических) материалов и материалов с высокой температурой плавления (например, бериллия и вольфрамовых сплавов);
- разработка требований к характеристикам крупных хранилищ РМ, исследование эксплуатационных характеристик таких хранилищ;
- образование вторичных РО при возвращении РМ в производственный цикл и при восстановлении их эксплуатационных свойств.

ОПРЕДЕЛЕНИЕ НЕЖЕЛАТЕЛЬНЫХ ЛЕГИРУЮЩИХ ЭЛЕМЕНТОВ

В последние годы значительно улучшилось понимание того, куда идут потоки выделяемой в плазме энергии, в частности, какова величина потока энергии, приходящего через диверторный слой, находящийся между сепаратрисой и первой стенкой, в дивертор. Согласно новым оценкам максимальные тепловые потоки на мишени дивертора в токамаках будут значительно больше, чем предполагалось ранее. Это обстоятельство заставило пересмотреть почти все выполненные прежде проекты диверторов. В ряде новых проектов диверторов предполагается применить охлаждаемые гелием конструкции, изготовленные из вольфрамовых сплавов. Такие элементы должны работать при тепловых потоках, достигающих или превышающих 10 МВт/м^2 при температуре $800\text{—}1200^\circ\text{C}$. Большинство имеющихся промышленных вольфрамовых сплавов не годятся для работы в термоядерных реакторах [16]. Поэтому в настоящее время разрабатываются и исследуются усовершенствованные вольфрамовые сплавы, способные работать в тяжёлых условиях термоядерного реактора.

Повторное использование материалов дивертора. В качестве примера рассмотрим проект дивертора усовершенствованного энергетического реактора-токамака АРИЕС-УТ. В нём применяется тонкое вольфрамовое покрытие, защищающее каналы охлаждения, изготовленные из вольфрамовых сплавов. Для анализа возможности вывода материалов облучённого дивертора из-под КНО, т.е. для возвращения их на коммерческий рынок после выдержки во временном хранилище, применялись минимально значимые удельные активности (МЗУА), соответствующие рекомендациям МАГАТЭ [17].

Рис. 1. МЗУА по рекомендациям МАГАТЭ для дивертора реактора АРИЕС после одного цикла облучения ($3,4 \text{ МВт}\cdot\text{год/м}^2$)

Выполнение требований для вывода из-под КНО всех материалов дивертора является трудно осуществимой задачей [18]. Оценена удельная активность чистого вольфрама и вольфрама с легирующими добавками. Из графика, представленного на рис. 1, видно, что даже чистый вольфрам не может быть выведен из-под КНО после 100 лет выдержки в хранилище.

Захоронение дивертора. Захоронение в глубоких геологических формациях является наименее желательным вариантом при решении судьбы РМ, отслуживших свой срок [2, 19—21]. Комиссия по ядерному регулированию США определила два основных вида радиоактивных отходов: ВАО и низкоактивные отходы (НАО) [22]. Одна из целей проектирования термоядерных

электростанций — не иметь вообще ВАО после выдержки от нескольких десятилетий до 100 лет, чтобы избежать необходимости их захоронения в глубоких геологических формациях.

На рис. 2 суммированы результаты оценки рейтинга захоронения спрессованных радиоактивных отходов (РЗСРО) для чистого вольфрама и некоторых его сплавов, отработавших свой срок в охлаждаемом гелием диверторе термоядерного реактора. РЗСРО — это отношение удельной активности материала через 100 лет после прекращения его облучения к предельной удельной активности, допустимой для захоронения материала как НАО.

Согласно рис. 2 все вольфрамовые сплавы, кроме сплава W—26Re, которые рассматриваются как возможные материалы для изготовления диверторов термоядерных реакторов, можно отнести к потенциальным НАО. Так как сплав W—26Re после работы в диверторе становится ВАО, его использование в обращённых к плазме компонентах термоядерного реактора нежелательно.

Все вольфрамовые сплавы содержат около 5 млн^{-1} (мас.) ниобия. Активация этой примеси даёт 50—55% величины РЗСРО. Уменьшение содержания ниобия в вольфраме может снизить величину РЗСРО.

Рис. 2. Рейтинг захоронения спрессованных радиоактивных отходов (вольфрама и его сплавов) после облучения в диверторе реактора ДЕМО до $3,4 \text{ МВт} \cdot \text{год}/\text{м}^2$ и выдержки в хранилище в течение 100 лет: массовое содержание La_2O_3 — 1%, TiC — 1,1%, Re — 26%

ОЦЕНКА РАДИОАКТИВНОСТИ, НАКОПЛЕННОЙ ПРИ МНОГОКРАТНОМ ИСПОЛЬЗОВАНИИ СПЛАВА W—1La₂O₃

На рис. 3 показана мощность контактной дозы от сплава W—1La₂O₃ (1% мас. La_2O_3) после его многократного использования в диверторе термоядерного реактора АРИЕС в течение срока службы термоядерной электростанции (40—50 лет работы на номинальной мощности). Предполагалось, что при переработке радиоактивный материал не удалялся. В реакторе АРИЕС длительность работы дивертора до его замены соответствует 3—4 годам работы на номинальной мощности. Извлечённый из токамака дивертор «охлаждается» в течение 3 лет в хранилище, затем проводятся его рефабрикация и приёмные испытания.

После двух рабочих кампаний требуется приблизительно двухдневная выдержка дивертора, прежде чем можно разбирать его на составляющие элементы с помощью усовершенствованного ДО. После 10 рабочих кампаний для проведения таких дистанционных операций дивертор должен «охлаждаться» около 4 месяцев. Эти 4 месяца вполне укладываются в рамки тех 3 лет, которые имеются до ближайшей следующей плановой замены дивертора в энергетическом реакторе. Увеличение мощности контактной дозы от дивертора, изготовленного из повторно используемого сплава W—1La₂O₃, от одной рабочей кампании до другой при длительном времени облучения обусловлено накоплением долгоживущих радиоактивных изотопов, в основном, при активации содержащихся в сплаве примесей. На рис. 3 показан использованный при анализе предел применения ручного обращения, равный $1 \text{ мкЗв}/\text{ч}$, вместо рекомендованных МАГАТЭ и принятых в подавляющем большинстве стран $10 \text{ мкЗв}/\text{ч}$ для работы в течение рабочего дня.

Рис. 3. Мощность контактной дозы при переработке сплава W—1La₂O₃ после его работы в диверторе термоядерного реактора АРИЕС в течение 1, 2, 5 и 10 кампаний

ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ ПРОЦЕССЫ, ПРЕДШЕСТВУЮЩИЕ ПЕРЕРАБОТКЕ ВОЗВРАЩАЕМЫХ В ПРОИЗВОДСТВЕННЫЙ ЦИКЛ МАТЕРИАЛОВ

При переработке различных материалов с целью их возвращения в производственный цикл предполагается применять разные технологические подходы.

Основная трудность при переработке и захоронении отработанных материалов ТЭУ связана с накоплением трития в этих материалах и его выходом. Поэтому в первую очередь из реакторных компонентов и элементов, по возможности, должен быть удалён тритий, если он там есть. Поверхность компонентов, загрязнённых радиоактивной и токсической (в основном бериллиевой) пылью, радиоактивными продуктами коррозии и другими загрязнениями, перед переработкой должна быть очищена. Удаление трития и очистка поверхностей должны проводиться до извлечения компонента из реактора и позже — в горячих камерах.

Детритизация материалов. На основании исследований, проведённых при проектировании Международного термоядерного экспериментального реактора ИТЭР, мы можем ожидать, что наиболее загрязнёнными тритием будут бериллиевые компоненты (в ИТЭР после прогрева для обезгаживания — около 2 ГБк/г), элементы, воспроизводящие тритий, и медные конструкции первой стенки (до 300 МБк/г), а также компоненты дивертора, работающие при высоких тепловых потоках (до 80 МБк/г) [23].

Как показал проведённый на токамаке JET в мае—ноябре 1997 г. первый дейтерий-тритиевый эксперимент (ДТЭ1), во время которого концентрация трития в топливной смеси составляла 2,3%, около 40% инжектированного трития было удержано внутри вакуумной камеры токамака. После прекращения эксперимента проводились разряды с противо-дейтериевой плазмой, после которых внутри вакуумной камеры осталось 17% трития, инжектированного в ходе ДТЭ1. Основная масса трития удерживалась в углеводородных хлопьях и пыли, скопившихся внизу внутренней части дивертора, в относительно холодных ($<200\text{ }^{\circ}\text{C}$) местах, экранированных от воздействия плазмы. В этих хлопьях атомное отношение $(D + T)/C$ составляло 0,7—0,8 [24].

Анализ распределения трития в пластинах дивертора токамака JET после ДТЭ1 показал, что это распределение весьма неоднородно как по глубине, так и по площади пластин. Существенная часть трития находится в глубине пластин. Концентрация трития на поверхности диверторных пластин, контактировавшей с плазмой, была до 83 МБк/см², а на поверхности, экранированной от плазмы, — до 3,3 ГБк/см² [25, 26]. Также неоднородно распределение трития в других элементах ТЭУ [27].

При прогреве компонентов, контактирующих с плазмой, во время их обезгаживания тритий может проникать в теплоноситель и из него в находящееся за пределами вакуумного корпуса оборудование первых контуров соответствующих систем охлаждения. По оценкам, проведённым для ИТЭР, наибольшая концентрация трития будет в оборудовании первого контура охлаждения дивертора (до $1,5 \cdot 10^{-12}$ г трития в 1 г стали) [23].

Согласно рекомендациям МАГАТЭ [28] загрязнённые тритием материалы с удельной активностью менее 10 МБк/г относятся к низкоактивным материалам и могут быть помещены в контейнеры без защитных барьеров. Для вывода материала из-под КНО, по рекомендациям МАГАТЭ [17] и Европейской комиссии [29], его объёмное загрязнение тритием должно быть меньше 100 Бк/г. По российским нормам МЗУА для загрязнённых тритием материалов равна 1 МБк/г, однако удельная активность, допускаемая для неограниченного использования материалов, также равна 100 Бк/г [30].

Методы удаления трития (в том числе адсорбированного в пыли) из подлежащих переработке элементов включают поверхностную очистку и промывку, обработку поверхности плазменными и тлеющими разрядами.

В работе [27] для удаления трития из металлических элементов термоядерного реактора *in situ* рекомендуется изотопное вытеснение трития тритием. При применении этого метода в течение 3 ч при температуре 300 °С из элементов токамака JET, изготовленных из нержавеющей стали, было удалено 73% трития, при 500 °С — 99,5%, при 600 °С — 99,7% и при 700 °С — 99,8% трития (предполагается, что при температуре выше 450 °С этот метод будет применяться в горячих камерах). При 350 °С за 70 ч из нержавеющей стали было удалено 97% трития.

Детритизация других металлов этим способом также дала хорошие результаты. При 600 °С за 3 ч было удалено из бериллия 97%, из инконеля-600 — 98,5% и из меди — 99,9% трития [27].

Термодесорбция трития из нержавеющей стали на воздухе при 300 °С в течение 5 ч с откачкой выделяющихся газов криогенными насосами привела к удалению 65% трития. Применение этого метода *in situ* при температуре более 380 °С на воздухе признано нецелесообразным, так как оно вызывает окисление металлов, что затрудняет их последующую детритизацию в горячих камерах [27].

Прогрев загрязнённых тритием металлических элементов *in situ* пламенной горелкой позволяет удалить до 80% трития, но требует большой доработки.

Более эффективным, чем изотопное вытеснение трития, методом детритизации в горячих камерах является плавление металлов в среде аргона и, особенно, водорода. Оно позволяет удалить до 99,9% трития и довести удельную активность металла до 12 кБк/г.

С помощью обработки углеродных пластин дивертора токамака JET влажным озоном и продувки их инертным газом при радиочастотном или пламенном нагреве до 490 °С удавалось удалить более 99% приповерхностного трития и до 95% трития, находящегося в глубине пластин [26]. Нагрев углеродных пластин дивертора в плазме горелки, работающей на природном газе, позволил уменьшить содержание трития в пластинах в ~1500 раз (с 74 МБк/г до 50 кБк/г) [27]. Последний метод рассматривается как возможный способ детритизации таких пластин *in situ*.

Ещё одним способом удаления трития является термоокислительное обезгаживание: прогрев загрязнённых элементов в смеси 80% гелия и 20% кислорода при давлении около 10 торр [31].

Однако после применения перечисленных способов удаления трития в дефектах кристаллической структуры материалов, отработавших свой срок в термоядерных реакторах, останется какое-то количество относительно сильно связанного трития. Его удаление до переработки активированного материала является одной из нерешённых проблем. Если выход трития из облучённых материалов будет значительным, предусматривается хранение таких материалов в помещениях, оборудованных системами очистки воздуха от трития.

В ходе детритизации твёрдых материалов ожидается образование большого количества жидких радиоактивных отходов. При детритизации плавлением образование вторичных радиоактивных отходов значительно меньше, чем при изотопном вытеснении трития.

Очистка от поверхностных загрязнений, в частности, продуктов коррозии. Согласно рекомендациям МАГАТЭ [32] для вывода материала из-под контроля надзорных органов его поверхностное загрязнение тритием не должно превышать 8 Бк/см².

В первых контурах охлаждения компонентов, находящихся внутри вакуумного корпуса, будут накапливаться активированные продукты коррозии. По оценкам, сделанным в проекте реактора ИТЭР [23], активность продуктов коррозии в диверторе при остановке реактора может достигать 90 ТБк/м² (в основном из-за меди), а в теплообменном оборудовании первого контура системы охлаждения лимитера — 6 ГБк/м².

В качестве верхнего предела загрязнения оборудования, допускаемого при работе в неконтролируемой зоне, МАГАТЭ [33] рекомендует использовать для β -излучателей с энергией $\geq 0,2$ МэВ — 3,7 Бк/см² и для β -излучателей с энергией $< 0,2$ МэВ — 37 Бк/см².

Для удаления активированных продуктов коррозии и прочих осадков предполагается во время выдержки ТЭУ для снижения мощности радиоактивного распада промыть первые контуры охлаждения компонентов ТЭУ, находящихся внутри вакуумного корпуса, теплоносителем при повышенном давлении приблизительно в 2 раза расходе, возможно, добавив в него кислород или перекись водорода, через фильтры и слои ионита.

Для удаления продуктов коррозии, которые не удаётся удалить простой промывкой, планируется добавить в систему контроля химического состава и объёма теплоносителя первых контуров охлаждения поверхностно-активные чистящие вещества (детергенты) и реактивы для травления внутренней поверхности труб первых контуров охлаждения. Бланкет и кассеты дивертора перед извлечением из ТЭУ должны быть осушены. Промывочная жидкость перед сбросом должна пройти через систему обработки НАО [23].

Очистка от продуктов активации и трансмутации. Во время работы конструкционных и функциональных материалов в ТЭУ в них будут накапливаться продукты активации. Активность таких слабо активируемых материалов, как ванадиевые сплавы и бериллий, будет определяться в основном продуктами активации, образующимися из примесей (Co, Ni, Nb, Eu, Mo).

С самого начала исследования этой проблемы родилась идея избежать образования существенного количества продуктов активации, удалив примеси из материала до облучения. К сожалению, оказалось, что эта мера может уменьшить, но не устранить загрязнение материала радиоактивными изотопами. Во-первых, потому что некоторые долгоживущие изотопы образуются при облучении основных компонентов сплава, например, титана в сплаве VCrTi. Во-вторых, так как радиоактивное загрязнение конструкционных материалов при работе реактора неизбежно. Поэтому очистка материалов от излишней радиоактивности перед повторным использованием необходима.

Удаление продуктов активации и коррозии может существенно уменьшить радиоактивность материалов.

Под действием нейтронного облучения некоторые материалы трансмутируют. Например, вольфрам в мягком нейтронном спектре (в присутствии замедлителя нейтронов) трансмутирует в осмий и рений. После 5 лет работы в реакторе ДЕМО на номинальной мощности состав металла в атомных процентах: W — 75,1%, Os — 12,6%, Re — 11,8%, Ta — 0,4% [34]. С одной стороны, это означает, что все вольфрамовые сплавы могут стать ВАО. С другой стороны, это говорит о желательности удаления сильно активируемых продуктов трансмутации.

Обработка в горячих камерах. Очистка материалов от трития и других радиоактивных загрязнений в горячих камерах приведёт к образованию вторичных радиоактивных отходов, в первую очередь, в виде тритированной воды. После фильтрации и очистки на ионно-обменных смолах эта вода пройдёт через систему детритизации воды. Неподдающиеся дальнейшей очистке радиоактивные жидкие отходы подлежат превращению в твёрдые отходы.

Узлы, сделанные из различных материалов и заметно отличающиеся по уровню радиоактивности, должны быть разделены и разрезаны на куски таких размеров, которые требуются для дальнейшей переработки. В некоторых случаях требуется размельчение материалов.

ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ ПРОЦЕССЫ ПЕРЕРАБОТКИ РАДИОАКТИВНЫХ МАТЕРИАЛОВ ПРИ ВЫСОКИХ РАДИОАКТИВНОСТИ И УДЕЛЬНОМ ТЕПЛОВЫДЕЛЕНИИ

Если удельная активность материала или тепловыделение в нём превышает максимально допустимые для плавильных печей величины, можно идти по одному из двух возможных путей. Первый путь: поместить материал во временное хранилище и держать его там до тех пор, когда рассматриваемые параметры благодаря радиоактивному распаду снизятся до требуемого уровня. Второй путь: применить технологические процессы, подобные тем, которые используются при переработке отработанного ядерного топлива атомных электростанций.

На основе методов, применяемых и разработанных для переработки отработанного ядерного топлива, в России были разработаны лабораторные радиохимическая водно-экстракционная [35] и пирометаллургическая [36] технологии очистки от продуктов активации и переработки активированных ванадиевых сплавов, отслуживших свой срок службы в термоядерном реакторе.

Радиохимическая технология. Технология переработки активированных сплавов VCrTi, разработанная в Радиовом институте им. В.Г. Хлопина в Санкт-Петербурге [37], аналогична процессу ПЬЮРЕКС (Plutonium-URanium EXtraction — PUREX), который в настоящее время является единственным промышленным способом переработки отработанного ядерного топлива, применяемым на всех радиохимических предприятиях мира. Этот водный (гидрометаллургический) экстракционный процесс надёжно служит для разделения U, Np и Pu и их очистки от продуктов деления. При этом концентрация продуктов деления в очищаемых элементах может быть снижена в 10^7 — 10^8 раз. Единственным ограничением для применения этой технологии является требование, чтобы удельная активность раствора топлива не превышала 4 ТБк/л, так как уже при удельной активности 6 ТБк/л радиоллиз органических реагентов сильно увеличивается, снижая эксплуатационные характеристики экстрактора [38].

При применении этой технологии для переработки топлива реакторов ВВЭР-1000, в котором среднее выгорание было на уровне 41 ГВт·сут/т, удельное тепловыделение достигало 4 Вт/кг UO₂, или 36 кВт/м³ топлива [38]. При этом требуется выдержка облучённого топлива не менее 3 лет. Мощность контактной дозы топлива реактора ВВЭР-1000 при такой выдержке составляет около 300 Гр/ч [39].

Предполагается, что применение этой технологии для переработки топлива реакторов на быстрых нейтронах потребует двухлетней выдержки твэлов.

Так как трибутилфосфат, применяемый в ПЬЮРЕКС-процессе для экстракции урана и плутония из раствора азотной кислоты, не годится для выделения ванадия из HNO_3 -раствора, он был заменён смесью 30% ди-2-этил-гексил-фосфорной кислоты и 70% додекана [40].

Технология включает:

- размельчение сплава;
- его растворение в растворе азотной кислоты [41];
- последовательное выделение из раствора титана, ванадия и хрома и их очистку от продуктов активации.

Титан извлекается непосредственно из нитратного раствора, ванадий и хром — из буферного формиатного раствора [42]. Мо и Nb удаляются на стадии экстракции Ti. Очистка от Co происходит на стадии экстракции V и Cr. Редкоземельные элементы удаляются в конце переработки. Осадок TiOH вместе с растворами V и Cr денитрируется и отправляется на рефабрикацию сплава VCrTi .

Эта технология была испытана в лабораторных условиях с активированными образцами [43]. Содержание Co в Ti уменьшилось приблизительно в 2000 раз. Содержание Co и Nb в ванадии снизилось на 3 порядка величины. Расчёты показали, что очистка компонентов сплава VCrTi на 50-ступенчатом экстракционном каскаде обеспечивает ручную рефабрикацию 95% сплава [44]. Остальные 5% сплава будут захоронены как НАО.

Недостатками этого метода являются:

- большой объём требуемого оборудования и рабочих помещений [45];
- большой объём вторичных НАО;
- необходимость относительно длительной (около 3 лет) выдержки до начала переработки, чтобы понизить радиационную нагрузку на органические реагенты (при выдержке в течение 20—30 лет переработку можно осуществлять без БРЗ).

Одной из нерешённых проблем является также потеря заметной части хрома, уходящего с кобальтом в промывочный раствор [42].

Этот способ (с некоторыми модификациями), по-видимому, может быть применён также для очистки от продуктов активации и переработки бериллия [46].

Пирометаллургическая и электрохимическая технологии. Эти технологии переработки радиоактивных материалов в расплавах фторидных солей основываются на реакциях окисления-восстановления и фторокислородного обмена. Они не требуют длительной выдержки материалов в хранилище, позволяют существенно уменьшить объём требуемого оборудования и, по-видимому, будут создавать значительно меньше вторичных НАО по сравнению с водными технологиями. Эти технологии позволяют перерабатывать РМ с более высокой удельной активностью, чем при применении ПЬЮРЕКС-процесса.

Разработана [38] концепция электрохимической технологии с металлургической очисткой отработанного ядерного топлива от продуктов деления, основанная на дисперсии продуктов деления в жидком галлии в смесительном аппарате, снабжённом пропеллером и электромагнитным вращателем. Масса требуемого галлия вдвое больше массы перерабатываемого топлива. Эта концепция предусматривает выдержку топлива в хранилище в течение только 3 месяцев (пока удельная активность понизится до 480 ГБк/г, а удельное тепловыделение — до 200 кВт на 1 м^3 топлива). Применительно к РМ ТЭУ это то время, которое отводится для детритизации отработанных компонентов, находящихся внутри вакуумного корпуса, и их очистки от радиоактивных и токсических загрязнений перед их извлечением из реактора. Температура смеси к концу переработки за счёт тепловыделения поднимается до 1000—1400 °С. Длительность переработки 4—6 ч. Пока эта технология прошла испытания только на лабораторном уровне, и потребуется большой объём экспериментальных исследований, чтобы освоить её применение на промышленном уровне. Основная трудность связана с выбором конструкционных материалов, способных работать в агрессивной среде (в жидком галлии) при температуре 1000—1500 °С. Однако существуют планы использовать электрохимическую технологию для переработки отработанного топлива ядерного реактора на быстрых нейтронах БН-800, сооружаемого на Урале [47].

Очистка сплава VCrTi от продуктов активации методом экстракции металлическими расплавами была разработана в Ведущем научно-исследовательском институте химической технологии (Москва) на лабораторном уровне [36]. Процесс проводится в индукционной печи с холодным тиглем, обеспечивающей интенсивное перемешивание расплавов и эффективный массообмен.

По этой технологии облучённый материал расплавляется в атмосфере аргона в присутствии иттрия (плотность $4,5 \text{ г/см}^3$, температура плавления $\sim 1500^\circ\text{C}$). При этом содержащиеся в расплаве VCrTi продукты активации переходят в иттрий, образуя отдельную фазу, которая не смешивается с ванадиевым расплавом, имеющим плотность $6,1 \text{ г/см}^3$ и температуру плавления $\sim 1900^\circ\text{C}$. Температура в тигле снижается до 1600°C . В результате этого сплав VCrTi кристаллизуется, в то время как иттриевая фаза, содержащая продукты активации, остаётся жидкой и сливается. В качестве экстрагента могут применяться также другие редкоземельные металлы (РЗМ), в частности скандий, и их сплавы.

После этого температура в тигле повышается до 2600°C и в ванадиевый расплав подаётся кислород. Так как иттрий и другие РЗМ имеют большую реакционную способность, чем ванадий, то их остаточные количества (менее $0,5\%$ мас.), растворённые в расплаве VCrTi, окисляются, всплывают на поверхность в виде шлака и удаляются [48].

Проведение процесса в атмосфере аргона обеспечивает вытеснение из очищаемого расплава радиоактивного изотопа ^{42}Ar (период полураспада 33 года), который даёт наибольший вклад в мощность дозы гамма-излучения от облучённого чистого (без примесей) сплава VCrTi.

Измерения показали следующее уменьшение содержания металлических примесей в ванадии (в весовых млн $^{-1}$): Fe — с 70 до 18, Co — с 0,8 до 0,2, Ni — с 20 до 10, Cu — с 40 до 3, Nb — с 20 до 5 и Mo — со 100 до 50. Содержание иттрия в исходном и очищенном ванадиевом сплаве было $< 0,02 \text{ млн}^{-1} \text{ вес.}$ [49].

Достоинствами этой технологии, кроме перечисленных, являются:

- сохранение сплава в течение всего времени переработки в металлическом состоянии;
- отсутствие дорогостоящих процессов измельчения сплава, его растворения в кислоте, экстракции продуктов активации из раствора и восстановления металлических компонентов сплава;
- отсутствие органических реагентов, чувствительных к высоким радиационным нагрузкам.

Основной недостаток этой технологии — относительно низкая очистка от продуктов активации. Увеличение коэффициентов очистки может быть достигнуто многократной (многоступенчатой), по аналогии с радиохимической технологией, обработкой облучённого ванадиевого сплава. Подача свежих порций расплава РЗМ на каждую ступень позволит достичь высоких степеней очистки, но будет весьма затратной. С целью более экономичного использования РЗМ их порции следует применять для очистки очередных партий облучённого ванадиевого сплава многократно до достижения предельного насыщения продуктами активации. Очевидно, что наибольший эффект будет достигнут при организации процесса в режиме противотока.

Анализ методов, разработанных для переработки отработанного топлива ядерных реакторов, показывает, что операции с радиоактивными материалами, в том числе их переработка, могут проводиться при мощностях дозы намного больше 2 МГр/ч , при удельном тепловыделении, вызванном радиоактивным распадом, больше 2 кВт/м^3 . Однако в этом случае потребуются сложные технологические процессы, наиболее усовершенствованное дистанционное оборудование и довольно большие установки.

РАЗБОРКА СЛОЖНЫХ КОМПОНЕНТОВ И РАЗДЕЛЕНИЕ РАЗЛИЧНЫХ МАТЕРИАЛОВ

Трудность переработки РМ связана также с необходимостью разделения этих материалов, особенно когда из них изготовлены сложные компоненты. В контактирующих с плазмой конструкциях предполагается применять вольфрам, медь и малоактивируемую сталь, в модулях, воспроизводящих тритий, — малоактивируемую сталь и композит SiC/SiC (композиционный материал на основе SiC, армированный карбидкремниевыми волокнами) [10]. Радиоактивные изотопы, образующиеся в этих материалах, сильно различаются. Кроме того, технологические процессы, применяемые при переработке материалов (например, плавка, химические процессы, резка, измельчение), также сильно зависят от вида материала и предполагают необходимость тщательного разделения различных материалов, из которых изготовлены демонтируемые компоненты.

Если демонтаж компонентов — относительно грубый процесс, требующий в основном разъединительного и режущего оборудования, то разборка компонентов с отделением деталей, изготовленных из различных материалов, требует, можно сказать, «хирургических» методов. Особая аккуратность требуется при отрывании одного элемента конструкции от другого. Следует помнить, что рассматриваемые процессы должны проводиться дистанционно из-за высокой мощности эффективной дозы от компонентов, контактировавших с плазмой [50]. Наконец, при выборе подходящего технологического процесса нужно учитывать образование пыли, шлака, дыма, вторичных жидких отходов и газообразных выбросов.

Главными задачами при демонтаже ядерных установок деления являются разделение радиоактивных отходов, относящихся к разным категориям, и выделение материалов, которые можно вывести из-под контроля надзорных органов, стараясь не допустить загрязнения относительно «чистых» материалов более радиоактивными. Последнее обстоятельство, наверняка, останется одной из главных проблем при демонтаже термоядерных установок.

В качестве требований или рекомендаций для проектировщиков компонентов термоядерного реактора можно назвать:

- болтовые и вообще разъёмные соединения являются предпочтительными;
- меры для предотвращения поверхностного загрязнения компонентов должны осуществляться не только при работе термоядерной установки, но и при её разборке;
- взаимное проникновение материалов (при пайке, сварке, горячем изостатическом прессовании), вероятно, будет чревато наибольшими трудностями при разделении материалов и приведёт к увеличению подлежащих захоронению вторичных радиоактивных отходов.

При демонтаже компонентов термоядерных установок и разделении материалов будут применяться механическая разборка (например, болтовых соединений), резка разными способами, разделительная плавка (для разделения металлов с разными температурами плавления), химические процессы для разделения различных элементов, измельчение для применения порошковой металлургии и другие процессы. Потребуются исследования для оценки тех технологических процессов, которые будут необходимы при разборке каждого компонента термоядерного реактора. Тем не менее, как уже упоминалось, радиохимическая технология широко применяется при переработке отработанного топлива ядерных реакторов деления в условиях весьма высокой радиоактивности (до 4 ТБк/л) и высокого энерговыделения (до 36 кВт/м³ топлива). Пирохимические и электрохимические технологические процессы уже много лет разрабатываются на лабораторном уровне. Поэтому накопленный опыт атомной промышленности должен быть использован при разработке технологии разборки термоядерных установок и разделения применяемых в них материалов.

ИЗГОТОВЛЕНИЕ КОМПОНЕНТОВ ИЗ ПОВТОРНО ИСПОЛЬЗУЕМЫХ РАДИОАКТИВНЫХ МАТЕРИАЛОВ С ПРИМЕНЕНИЕМ ДИСТАНЦИОННОГО ОБОРУДОВАНИЯ

Наиболее простой и логичный путь повторного использования низкоактивных материалов — их добавление к аналогичным свежим (нерадиоактивным) материалам в таком количестве, чтобы удельная активность смеси не превышала МЗУА.

Существуют области применения, где использование очень низкоактивных материалов вряд ли может нанести ущерб здоровью человека и окружающей среде, например, сооружение газопроводов, проходящих по дну морей.

Очень низкоактивные материалы (с удельной активностью, превышающей МЗУА) целесообразно использовать в термоядерных и ядерных энергетических установках, в хранилищах радиоактивных материалов и при изготовлении транспортных контейнеров для радиоактивных материалов, т.е. в сфере, находящейся под контролем надзорных органов.

Необходимые для термоядерной энергетики дефицитные и дорогие материалы Be, V, Nb, Ti, W, а также медь после переработки (с удалением продуктов активации, если это требуется) целесообразно использовать в тех компонентах реактора (находящихся внутри вакуумного корпуса и сверхпроводящих магнитах), в которых они применялись до облучения.

Вольфрам является также претендентом для использования в ТРЗ, однако в этом случае его уровень активности должен быть достаточно низким, чтобы излучение, вызываемое радиоактивным вольфрамом, не оказалось сопоставимым со снижением ионизирующего излучения благодаря применению вольфрама в ТРЗ. Аналогичные соображения применимы к использованию ферритно-мартенситной стали в относительно простых по конструкции БРЗ и контейнерах для перевозки РО. По-видимому, повторное использование среднеактивных материалов будет целесообразным только в сложных компонентах ТЭУ или в ядерных реакторах деления следующих поколений. Поэтому нужно заранее думать о тонкостях дистанционных процессов изготовления и испытания сложных изделий и попытаться оценить связанные с этими процессами пределы.

Повторное использование таких жаропрочных материалов, как вольфрам и его сплавы, требует разработки специальных процессов на основе имеющегося промышленного опыта или инновационного подхода. По-видимому, разработка процессов, позволяющих повторно использовать радиоактивный вольфрам при изготовлении сложных компонентов термоядерных установок, — это задача, требующая немалого времени.

ВЫВОДЫ

Неизбежное развитие атомной энергетики и возможное последующее создание термоядерной энергетики ставят вопрос, что делать с той лавиной отработавших свой срок компонентов и материалов разной степени радиоактивности, которые появятся при работе и выводе из эксплуатации новых реакторов. В настоящее время проблема длительного хранения радиоактивных компонентов и материалов и захоронения радиоактивных отходов отнюдь не решена. Создание новых хранилищ и, особенно, могильников встречает сопротивление населения, вызывает беспокойство экологов и оказывается весьма дорогостоящим. В этих условиях целесообразно искать альтернативные пути, позволяющие уменьшить поток образующихся радиоактивных отходов. Эти возможные пути включают вывод очень низкоактивных материалов из-под контроля надзорных органов, когда удельная активность этих материалов станет меньше соответствующей минимально значимой величины, возвращение радиоактивных материалов в производственный цикл и повторное использование радиоактивных материалов и компонентов или их частей в термоядерной и атомной промышленности.

Термоядерная энергетика может стать чистым и экологически безопасным источником энергии, если будут тщательно и грамотно отбираться материалы, используемые в термоядерных реакторах, и если процессы, которые будут применяться при переработке этих материалов для их повторного использования, будут продуманы и вернут отслужившим свой срок компонентам и материалам требуемые свойства. Поэтому весьма важно одновременно с основной программой развития термоядерной энергетики разработать полный набор вариантов возвращения в производство и повторного использования отработавших свой срок материалов, решив те технологические проблемы, которые пока остаются нерешёнными. Многим кажется, что обращение с радиоактивными материалами и отходами термоядерных реакторов — дело отдалённого будущего. Однако связанные с ним требования и специфические потребности непосредственно влияют на выбор материалов и проект компонентов реактора.

Некоторые из таких требований уже были выявлены в ходе проводившихся ранее или современных проектных исследований. Например, наши оценки показывают, что дивертор и другие сильно облучаемые контактирующие с плазмой компоненты термоядерного реактора не могут быть выведены из-под контроля надзорных органов в течение разумного (до 100 лет) времени. Рений в вольфрамовом сплаве является источником высокоактивных отходов.

Технология удаления трития из компонентов, подлежащих переработке, должна быть разработана безотлагательно как по соображениям безопасности, так и по экономическим причинам.

При проектировании предпочтительными являются разъёмные, например болтовые, соединения.

В проектах следует рассматривать возможность повторного использования компонентов и стремиться облегчить будущее разделение материалов.

Если при проектировании ТЭУ материалы будут тщательно отбираться с точки зрения их последующего вывода из-под контроля надзорных органов или возвращения в производственный цикл после переработки и очистки, потребность в захоронении отходов термоядерных реакторов в геологических формациях может быть существенно уменьшена, а сами ТЭУ станут более привлекательными экологически.

REFERENCES

1. **Zucchetti M., Di Pace L., El-Guebaly L., Kolbasov B.N., Massaut V., Pampin R., Wilson P.** The back end of the fusion materials cycle. — *Fusion Sci. Techn.*, 2009, vol. 55, pp. 109—139.
2. **Zucchetti M., Di Pace L., El-Guebaly L., Kolbasov B.N., Massaut V., Pampin R., Wilson P.** Management of fusion activated materials. — *VANT. Ser. Termoyadernyi sintez (Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Thermonuclear Fusion)*, 2009, issue 2, pp. 3—42, electronic version: http://vant.iterru.ru/vant_2009_2/1.pdf and <http://elibrary.ru/download/13560616.pdf> (in Russian).
3. **Velikhov E.P., Gagarinskiy A.Yu., Subbotin S.A., Tsibul'skiy V.F.** Energy in the economy of the XXI century. — M.: IzdAt, 2010 (in Russian).
4. **IPCC (International Panel on Climate Change).** Special Report on Emission Scenarios. — Cambridge University Press, Cambridge, 2000.
5. **IIASA (International Institute for Applied System Analysis) and WEC (World Energy Council).** Global energy perspectives to 2050 and beyond. — London, UK, http://www.iiasa.ac.at/cgi-bin/ecs/book_dyn/bookcnt.py.
6. **OECD/IE.** Energy Technology Perspectives 2008. — In: Support of the G8 Plan of Action/ Scenarios and Strategies to 2050. Paris, 2008.
7. **IAEA.** Energy, Electricity and Nuclear Power Estimates for the Period up to 2030. — Vienna, 2008.
8. **Golovnin I.N., Kolbasov B.N., Orlov V.V., Pistunovich V.I., Shatalov G.E.** The problems of nuclear fuel and hybrid reactors. — In col.: *Fusion-fission. Proceedings of the 2nd Soviet-American seminar. 14 March — 1 April 1977* — M.: Atomizdat, 1978, pp. 5—14 (in Russian).
9. **Gornostaev B.D., Gur'ev V.V., Epinat'ev A.M., Kolbasov B.N., Kotov V.V., Kuz'min E.M., Orlov V.V., Pistunovich V.I., Smetannikov V.P., Shatalov G.E., Shchipakin O.L.** Experimental-industrial hybrid maker of fissile fuel. — In the same place, pp. 94—122 (in Russian).
10. **Maisonnier D. et al.** A Conceptual Study of Commercial Fusion Power Plants. Final Report of the European Power Plant Conceptual Study (PPCS). EFDA-RP-RE-50, European Fusion Development Agreement, 2005.
11. **Forrest R.A., Taylor N.P., Pampin R.** Categorisation of active material from PPCS model power plants. — In: *Proc. 1st IAEA Technical Mtg. on First Generation of Fusion Power Plant — Design and Technology*. Vienna, Austria, July 5—7, 2005 (IAEA); available on the Internet at: <http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/P1250-cd/datasets/index.htm>.
12. **Report of the Safety and Environmental Assessment of Fusion Power (SEAFP) Project.** Ed. by J. Raeder. EURFUBRU XII-217(95), DGXII, European Commission, 1995.
13. **Rocco P., Zucchetti M.** Waste management for different fusion reactor designs. — *J. Nucl. Mater.*, 2000, vol. 283—287, p. 1473.
14. **Pampin R., O'Brien M.H.** Irradiated Material Management in Near-Term Fusion Power Plants. UKAEA FUS-548, United Kingdom Atomic Energy Authority, 2007.
15. **Basic sanitary rules for radiation safety (OSPORB-99/2010).** Sanitary rules and norms SP 2.6.1.2512-10. — Federal service for supervision of consumer rights protection and human welfare, 2010; http://radgig.ru/nd/SP_2.6.1.2612-10_osporb-99-2010.pdf (in Russian).
16. **El-Guebaly L., Kurtz R., Rieth M., Kirishita A., Robinson A.** W-based alloys for advanced divertor designs: options and environmental impact of state-of-the-art alloys. — *Fusion Sci. Techn.*, 2011, vol. 60, pp. 185—189.
17. **International Atomic Energy Agency.** Application of the concepts of exclusion, exemption and clearance. IAEA Safety Standards Series № RS-G-1.7, 2004; available at: http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1202_web.pdf.
18. **El-Guebaly L., Wilson P., Paige D.** Evolution of clearance standards and implications for radwaste management of fusion power plants. — *Fusion Sci. Techn.*, 2006, vol. 49, pp. 62—73.
19. **El-Guebaly L.** Evaluation of disposal, recycling, and clearance scenarios for managing ARIES radwaste after plant decommissioning. — *Nucl. Fusion*, 2007, vol. 47, pp. 485—488.
20. **El-Guebaly L., Massaut M., Tobita K., Cadwallader L.** Goals, challenges, and successes of managing fusion active materials. — *Fusion Eng. Des.*, 2008, vol. 83, pp. 928—935.
21. **Zucchetti M., Di Pace L., El-Guebaly L., Kolbasov B.N., Massaut V., Pampin R., Wilson P.** The back-end of fusion materials cycle: recycling, clearance and disposal. — *Fusion Sci. Techn.*, 2009, vol. 56, № 2, pp. 781—788.

22. **Nuclear** Regulatory Commission. Licensing requirements for land disposal of radioactive waste. Title 10, Part 61, Code of Federal Regulations, Federal Register FR47, 1982.
23. **ITER** Non-Site Specific Safety Report (NSSR-2), vol. V. Waste Management and Decommissioning, 1997.
24. **Peacock A.T., Andrew P.A., Brennan D. et al.** Tritium inventory in the first wall of JET. — *Fusion Eng. Des.*, 2000, vol. 49—50, pp. 745—752.
25. **Scaffidi-Argentina F., Ciattaglia S., Coad P. et al.** First wall material issues and related activities at JET. — *J. Nucl. Mater.*, 2002, vol. 307—311, pp. 1411—1417.
26. **Bekris N., Coad J.P., Sugiyama K. et al.** Ex-situ tritium removal from JET tiles using RF inductive heating. — *Fusion Eng. Des.*, 2008, vol. 83, pp. 1137—1141.
27. **Perevezentsev A.N., Bell A.C., Williams J., Brennan P.D.** Detritiation studies for JET decommissioning. — *Ibid.*, pp. 1364—1367.
28. **International Atomic Energy Agency.** Safe Handling of Tritium. IAEA Technical Report Series № 324, IAEA, Vienna, 1991.
29. **Directorate** General for the Environment, European Commission. Radiation Protection 122 — Practical Use of the Concepts of Clearance and Exemption, Guidance on General Clearance Levels for Practices. Recommendations of the Group of experts established under the terms of article 31 of the Euratom Treaty, 2000; available on the Internet at: http://ec.europa.eu/energy/nuclear/radiation_protection/doc/publication/122_part1_en.pdf.
30. **Ionizing** radiation, radiation safety. Radiation safety norms (NRB-99/2009). Sanitary rules and norms. SanPin2.6.1.2523-09. — Russian paper. Special issue. Appendix, № 171/1 (4995/1), 11 September 2009; <http://m.rg.ru/pril/34/46/02/RGS/01/11/09/pdf> (in Russian).
31. **Unterberg E.A., Allen S.L., Brooks N.H. et al.** Hydrogenic retention studies in DIII-D during ramp-up & steady-state H-modes. — In: 19th Intern. Conf. on Plasma Surface Interaction in Controlled Fusion Devices. San Diego, California, USA, 2010, I—11; available at: https://fusion.gat.com/conferences/psi2010/files/talks/Wednesday/Session%208/Unterberg_PSI2010_v4.pdf.
32. **International Atomic Energy Agency.** International Basic Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and for the Safety of Radiation Sources. IAEA Safety Series № 115. — Vienna: IAEA, 1996.
33. **International Atomic Energy Agency.** Design Aspects of Radiation Protection for Nuclear Power Plants. IAEA Safety Series № 50-SG-D9. A Safety Guide. — Vienna: IAEA, 1985.
34. **Philipps V.** Tungsten as material for plasma-facing components in fusion devices. — In: 19th Intern. Conf. on Plasma Surface Interaction in Controlled Fusion Devices. San Diego, California, USA, May, 2010, R-01; available at: https://fusion.gat.com/conferences/psi2010/files/talks/Monday/Session1/PSI2010_invitedreview_final.pdf.
35. **Kolbasov B.N., Kurbatov D.K., Romanov P.V., Bartenev S.A., Il'enko E.I., Romanovskiy V.N.** Problems of radiochemical processing of thermonuclear reactor structural materials: requirements for radiochemical cleaning of irradiated structural materials based on vanadium. — *Radiokhimiya (Radiochemistry)*, 1999, vol. 41, № 4, pp. 350—353 (in Russian).
36. **Kolbasov B.N., Kurbatov D.K., Romanov P.V., Sokolov Yu.A., Gotovchikov V.T., Nosikov A.V., Suvorov A.M.** Processing of irradiated vanadium structural materials of thermonuclear reactor DEMO. — *VANT. Ser. Termoyadernyi sintez (Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Thermonuclear Fusion)*, 1998, issue 1—2, pp. 39—45 (in Russian).
37. **Bartenev S.A., Kolbasov B.N., Markov G.S., Romanov P.V., Romanovskiy V.N., Ryzhkova I.V., Firsin N.G.** Possibility of extraction cleaning of thermonuclear reactor structural materials from activation products. — *VANT. Ser. Termoyadernyi sintez (Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Thermonuclear Fusion)*, 2001, issue 3, pp. 37—41 (in Russian).
38. **Zemlyanukhin V.I., Il'enko E.I., Kondrat'ev A.N.** Radiochemical processing of nuclear fuel. — M.: Energoatomizdat, 1989 (in Russian).
39. **Adamov E.O., Ganey I.Kh.** Environmentally perfect nuclear energy. — M.: N.A. Dollezhal Research and Design Institute of Energotechnics. 2007 (in Russian).
40. **Bartenev S.A., Kolbasov B.N., Romanov P.V., Romanovskiy V.N., Firsin N.G.** Method of vanadium stripping from the organic solution, containing its salts with di-2-ethylheksylphosphorus acid. Patent for invention № 2304628. Tender № 2005130837. Invention priority 4 October 2005. Registered in the Russian Federation State register of inventions 20 August 2007 (in Russian).
41. **Bartenev S.A., Klemina A.M., Kolbasov B.N., Romanov P.V., Romanovskiy V.N.** Way of dissolution of the thermonuclear reactor structural material on the basis of vanadium-chrome-titanium alloy. Russian Federation patent for invention № 2197545. Invention priority 9 January 2001. Registered in the Russian Federation State register of inventions 27 January 2003 (in Russian).

42. **Bartenev S.A., Kolbasov B.N., Li E.N., Romanov P.V., Romanovskij V.N., Firsin N.G.** An improved procedure for radiochemical processing of activated fusion-reactor-relevant VCrTi alloy. — *Fusion Eng. Des.*, 2009, vol. 84, pp. 427—429.
43. **Bartenev S.A., Romanovskiy V.N., Firsin N.G., Kolbasov B.N., Romanov P.V.** Radiochemical reprocessing of activated specimens of vanadium–chrom–titanium alloys. — *VANT. Ser. Termoyadernyi sintez (Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Thermonuclear fusion)*, 2006, issue 3, pp. 55—61; electronic version: http://vant.iterru.ru/vant_2006_3/4.pdf and <http://elibrary.ru/download/84308450.pdf> (in Russian).
44. **Bartenev S.A., Kolbasov B.N., Romanov P.V., Kvasnitskiy I.B., Markov G.S., Romanovskiy V.N., Firsin N.G.** Radiochemical reprocessing of VCrTi-alloys after fusion reactor DEMO decommissioning. — *VANT. Ser. Termoyadernyi sintez (Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Thermonuclear Fusion)*, 2003, issue 1, pp. 3—7 (in Russian).
45. **Bartenev S.A., Kvasnitskiy I.B., Markov G.S., Romanovskiy V.N., Firsin N.G., Kolbasov B.N., Romanov P.V.** Radiochemical reprocessing of activated vanadium–chrom–titanium alloy and its technical and economic assessment. — *VANT. Ser. Materialovedenie i novye materialy (Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Material authority and new materials)*, 2006, issue 2 (67), pp. 280—285 (in Russian).
46. **Bartenev S.A., Ciampichetti A., Firsin N.G., Forrest R., Kolbasov B.N., Romanov P.V., Romanovskij V.N., Zucchetti M.** Activation and clearance of vanadium alloys and beryllium multipliers in fusion reactors. — *Fusion Eng. Des.*, 2007, vol. 82, pp. 2885—2890.
47. **White book** of nuclear energy. Edited by E.O.Adamov — M.: N.A. Dollezhal Research and Design Institute of Energotechnics, 1998 (in Russian).
48. **Gotovchikov V.T., Kolbasov B.N., Romanov P.V., Seredenko A.V.** Way to get ingots of refractory metals and alloys. Russian Federation patent for invention № 2191838. Invention priority 19 April 2001. Registered in the Russian Federation State register of inventions 27 October 2002 (in Russian).
49. **Gotovchikov V.T., Kolbasov B.N., Nosikov A.V., Romanov P.V., Filippov E.A.** Method of refining of refractory metals and alloys. Patent № 2168554. Invention priority 22 June 1999, Registered in the Russian Federation State register of inventions 10 June 2001 (in Russian).
50. **Pampin R., Massaut V., Taylor N.P.** Revision of the inventory and recycling scenario of active material in near-term PPCS models. — *Nucl. Fusion*, 2007, vol. 47, pp. S469—S476.

AUTHORS

Kolbasov B.N. NRC “Kurchatov Institute”, pl. Kurchatova 1, 123182 Moscow, Russia; Kolbasov_BN@nrcki.ru.

Bartenev S.A. V.G. Khlopin Radium Institute, 2-d Murinskiy pr. 28, 194021 St. Petersburg, Russia; bartenev@khlopin.ru.

Gotovchikov V.T. Scientific-Research Institute of Chemical Technology, Kashirskoye shosse 33, 115230 Moscow, Russia; vgot@vniit.ru.

Zucchetti M. Corso Duca degli Abruzzi 24 – 10129 Torino, Italy; massimo.zucchetti@polito.it.

Di Pace L. via E. Fermi, 45, P.O. Box 65, I-0044 Frascati (Rome), Italy; luigidi_pace@frascati.enea.it.

Massaut V. SCK·CEN Boeretang 200 BE-2400 Mol, Belgium; vmassaut@sckcen.be.

Robinson A. 411 Engineering Research Building, 1500 Engineering Drive, Madison, WI, 53706-1687 USA; aprobinson@wisc.edu

El-Guebaly L 431 Engineering Research Building, 1500 Engineering Drive, Madison, WI, 53706-1687 USA; elguebaly@engr.wisc.edu.

Received 17 March 2011
Problems of Atomic Science and Technology
Ser. Thermonuclear Fusion, 2011, issue 3, pp. 38—53