УДК 621.039.7, 621.039.77

ОБРАЩЕНИЕ С АКТИВИРОВАННЫМИ МАТЕРИАЛАМИ ТЕРМОЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК

М. Цуккетти¹, Л. Ди Паче², Л. Эль-Гуэбали³, Б.Н. Колбасов⁴, В. Массо⁵, Р. Пампин⁶, П. Вильсон³

1. Ассоциация по термоядерным исследованиям ЕВРАТОМ/Итальянское национальное агентство по новым технологиям, энергии и охране окружающей среды (ENEA), Туринский политехникум, Турин, Италия.
2. Ассоциация по термоядерным исследованиям ЕВРАТОМ/Итальянское национальное агентство по новым технологиям, энергии и охране окружающей среды (ENEA), Исследовательский центр Фраскати, Рим, Италия.
3. Висконсинский университет — Мэдисон, Мэдисон, Висконсин, США.
4. РНЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия.
5. Бельгийский центр ядерных исследований, Моль, Бельгия.
6. Ассоциация по термоядерным исследованиям ЕВРАТОМ/Управление по атомной энергии Великобритании (UKAEA), Калемский научный центр, Абингдон, Великобритания.

Настоящее исследование рассматривает комплексный подход к обращению с отработавшими свой ресурс радиоактивными материалами термоядерной энергетической установки после замены сменяемых компонентов и вывода установки из эксплуатации. Показаны привлекательные экологические характеристики термоядерной энергетики. Кратко обсуждён вопрос о ней с точки зрения требований нераспространения ядерного оружия. Рассмотрен анализ обращения с радиоактивными материалами, проведённый в проектах термоядерных электростанций в США и ЕС, где сделан вывод, что большинство радиоактивных материалов может быть выведено из-под контроля надзорных органов и возвращено в производственный цикл, остальные требуют захоронения как низкоактивные отходы. Недавно концепции вывода очень низкоактивных материалов из-под радиационного контроля и возврата материалов с большей активностью в производственный цикл и соответствующие требования были пересмотрены международными и национальными организациями. Этот пересмотр и его последствия анализируются в настоящей статье. Предложена новая комплексная стратегия обращения с радиоактивными материалами.

Ключевые слова: термоядерная энергетическая установка, переработка радиоактивных материалов, удаление радиоактивных отходов, минимально значимая удельная активность, возврат радиоактивных материалов в производство.

MANAGEMENT OF FUSION ACTIVATED MATERIALS. M. ZUCCHETTI, L. EL-GUEBALY, L. DI PACE, B.N. KOLBASOV, V. MASSAUT, R. PUMPIN, P. WILSON. This study addresses an integrated approach to the management procedures for active materials following the changeout of replaceable components and decommissioning of fusion facilities. The attractive environmental features of fusion are put into evidence, and the question of nuclear weapon proliferation relevance of fusion power plants is briefly discussed. Reference is made to previous U.S. and European assessments of the back-end for fusion power plant studies, stressing that most materials can be cleared or recycled, and/or disposed of as low-level waste. Just recently, both clearance and recycling concepts and limits have been revised by national and international organizations. These revisions and their consequences have been examined in this paper and the references therein. A new radioactive materials management strategy has been proposed for the clearance, recycling, and disposal approaches.

Key words: fusion power plants, radioactive material refabrication, radioactive waste disposal, clearance limits, recycling.

ВВЕДЕНИЕ

В рамках соглашения с Международным энергетическим агентством об исследованиях по экологии, безопасности и экономике термоядерных энергетических установок (ТЭУ) проведён анализ обращения с отработавшими свой ресурс радиоактивными материалами (РМ), цель которого — максимально использовать экологические достоинства ТЭУ как источников энергии.

Самоподдерживаемая дейтерий-тритиевая (D—T) термоядерная реакция требует для своего «зажигания» меньшей температуры, чем другие термоядерные реакции. Поэтому именно она рассматривается как источник энергии для первого поколения ТЭУ. Многие термоядерные специалисты надеются, что в будущем управляемый термоядерный синтез перейдёт от D—T-цикла к более прогрессивному (более привлекательному с экологической точки зрения, обеднённого нейтронами) топливному циклу.

При эксплуатации ТЭУ материалы становятся радиоактивными по двум основным причинам: из-за активации нейтронами и загрязнения тритием. Настоящее исследование рассматривает обращение с ними после замены сменяемых компонентов и вывода ТЭУ из эксплуатации. Мы называем этот этап завершающей стадией обращения с материалами по аналогии с терминологией атомных электростанций (АЭС). Он включает все процедуры, проводимые с отслужившими свой срок материалами: от извлечения отработавших компонентов из ТЭУ до повторного использования этих компонентов или материалов

(признанных радиоактивными или нерадиоактивными) [1, 2] или до их захоронения в виде отходов в подземных могильниках.

Мы не будем задерживаться на сравнении активности радиоактивных отходов (РО) ТЭУ и отработанного топлива АЭС, так как этому были посвящены многочисленные предыдущие исследования, а будем сравнивать их с отходами, образующимися при выводе из эксплуатации АЭС. И те, и другие являются следствием активации внутренних конструкций реакторной установки нейтронами и их загрязнения РМ. За исключением отработанного делящегося топлива и долгоживущих радиоизотопов, разница в активности материалов выведенных из эксплуатации реакторов деления и синтеза не существенна, так как тип материалов (конструкционные материалы — в основном стали) и их радиотоксичность почти одинаковы, однако количество РМ в отработавших свой ресурс ТЭУ значительно больше. Этот факт не является новостью. Он был известен ещё в начале 1970-х годов.

Чтобы проиллюстрировать это утверждение, мы сравнили (рис. 1, *a*) размеры Международного термо-

Рис. 1. Сравнение ТЭУ и ESBWR: *a* — размеры: 1 — проход для обслуживания; 2 — проходы для вакуумной откачки; 3 — биологическая радиационная защита; 4 — опорная ферма; 5 — магнитная катушка полоидального поля; 6 — криостат и упрочняющие рёбра; 7 — магнитная катушка и поддерживающая её трубчатая конструкция; 8 — коллектор для теплоносителя; 9 — бланкет; 10 — ТРЗ; 11 — вакуумный корпус; 12 — опорная стойка магнитной катушки; 13 — диверторная пластина; 14 — подшипник скольжения; 15 — опорная стойка вакуумного корпуса и его содержимого; 16 — криостат; 17 — магнитная катушка тороидального поля; 18 — вертикальная стабилизирующая оболочка; 19 — магнитная катушка обратной связи; 20 — магнитная катушка, управляющая вертикальным положением плазменного шнура; 21 — круговой приёмный коллектор; 22 — кольцевая труба для теплоносителя; *б* — объёмы РО; *в* — процентное соотношение ОНАМ, НАО и ВАО

ядерного экспериментального реактора ИТЕР, усовершенствованного токамака АРИЕС-УТ, компактного стелларатора АРИЕС-КС и токамака PPCS-C с размерами реактора деления 3-го поколения ESBWR (экономичного упрощённого реактора, охлаждаемого кипящей водой) [3]. На рис. 1, *б* показан объём РО, образующихся в ТЭУ, и ESBWR, а на рис. 1, *в* — процентное соотношение очень низкоактивных материалов (ОНАМ) неограниченного использования, которые могут быть выведены из-под контроля надзорных органов (КНО), низкоактивных отходов (НАО), к которым в ТЭУ относятся бланкет, дивертор, технологическая радиационная защита (ТРЗ), коллекторы теплоносителя, вакуумный корпус, магниты и конструкционные материалы, и высокоактивных отходов (ВАО), образующихся в ESBWR.

Основным достоинством термоядерной энергетики в отношении РО является то, что она не производит долгоживущих радиоизотопов, которые могут создать проблемы для будущих поколений, а суммарная радиотоксичность отходов намного меньше, чем у отработанного топлива ядерных реакторов деления той же мощности.

В данной статье предлагается комплексный подход к обращению с отработавшими свой срок службы термоядерными материалами и рассматривается его применение на примере трёх проектов ТЭУ.

Привлекательные экологические характеристики ТЭУ. Во многих странах ТЭУ рассматриваются как частный вид ядерных установок. Это не всегда соответствует юридическим документам. Например, согласно российскому Закону об атомной энергии они являются не ядерными установками, а радиационными источниками. Так или иначе, ТЭУ обладают некоторыми особенностями, которые выгодно отличают их от ядерных реакторов деления с точки зрения воздействия на окружающую среду. Во-первых, основная активность в них накапливается при активации окружающих плазму компонентов установки нейтронами. Этот процесс зависит от химического состава облучаемых материалов. Другими словами, активность в любой ТЭУ может быть уменьшена путём разумного подбора легирующих материалов элементов и контроля примесей. Во-вторых, в них нет цепной ядерной реакции, имеющей место в ядерных реакторах деления. ТЭУ концептуально подобна паровому котлу (плазменная камера), в который форсунка (система инъекции топлива) непрерывно подаёт требуемое количество мазута (дейтерия и трития), чтобы поддерживать горение (термоядерную реакцию). Если поток топлива прерывается, горение прекращается. В плазменной камере ТЭУ находится небольшое количество топлива, которого хватает для поддержания D—T-реакции в течение всего нескольких секунд. Кроме того, ТЭУ не содержит плутония, других трансурановых элементов, урана и сильно радиотоксичных продуктов деления вроде ^{131}I и ^{137}Cs .

Энергонапряжённость ТЭУ намного меньше энергонапряжённости ядерных реакторов деления. При энергонапряжённости, рассматриваемых в проектах, становятся приемлемыми последствия даже самых серьёзных аварий. Эти и некоторые другие факторы подтверждают гипотезу, что ТЭУ, в проекте которой обращается внимание на её безопасность и разумный выбор материалов, может быть весьма безопасной с крайне малой вероятностью катастрофических аварий и минимальным воздействием на окружающую среду. Мы называем эти привлекательные особенности характеристиками, определяющими внутренне присущую ТЭУ безопасность.

Проблема нераспространения ядерного оружия применительно к ТЭУ. Опасность распространения ядерного оружия применительно к ТЭУ требует тщательного рассмотрения. Если в будущих ТЭУ можно будет использовать более прогрессивные топливные циклы, такие, как D— ^3He или ^3He — ^3He , топливный цикл будет практически бестритиевым [4]. Однако при применении D—T-реакции необходимо рассмотреть два основных вопроса, связанных с возможным распространением ядерного оружия:

— распространение трития представляет опасность, так как он может быть использован для изготовления термоядерных бомб или увеличения мощности атомных (урановых или плутониевых) бомб. Однако в договоре о нераспространении ядерного оружия основное внимание обращается на распространение материалов и технологий, связанных с изготовлением урановых и плутониевых бомб. Материалы, применяемые в ТЭУ, в договоре о нераспространении ядерного оружия не рассматриваются;

— интенсивные нейтронные потоки в ТЭУ могут быть использованы для преобразования урана в плутоний. Кроме того, облучая торий, можно воспроизводить другой делящийся изотоп ^{233}U .

Что касается первого вопроса, изъятие заметного количества трития на ТЭУ легко обнаружить. Большие количества трития (несколько килограммов) могут находиться только в нескольких системах: системе очистки трития, хранилище трития и системе инъекции топлива. Эти количества трития могут вызвать опасения со стороны инспекторов по нераспространению ядерного оружия, однако на каждой ТЭУ предусмотрен непрерывный и очень детальный мониторинг количества трития в каждой системе. Результаты соответствующих измерений могут легко контролироваться инспекторами по нераспространению ядерного оружия. Что касается второго вопроса, технология, которая может вызвать беспокойство инспекторов по нераспространению ядерного оружия, требует редкой периодической замены воспроизводящего тритий бланкета, в котором могут быть модули, воспроизводящие делящееся топливо. Наличие урана (необходимого для воспроизводства плутония) или тория (для воспроизводства ^{233}U) при

нормальной работе обычной (негибридной) ТЭУ не предусмотрено. Поэтому инспекторам по нераспространению ядерного оружия обнаружить их присутствие в ТЭУ было бы несложно. Таким образом, ТЭУ не может вызвать значительных проблем с точки зрения опасности распространения ядерного оружия.

Предыдущие результаты исследований завершающей стадии обращения с радиоактивными материалами ТЭУ. Начиная с конца 1990-х годов, три сценария обращения с РМ ТЭУ — захоронение, возвращение в производство и вывод ОНАМ из-под КНО всегда рассматривались при проектных исследованиях американских и европейских ТЭУ [3, 5—10], в частности, при исследованиях и оценке передовых инновационных проектов АРИЕС (Advanced Research Innovation and Evaluation Study) в США [11] и при концептуальном исследовании энергетических (термоядерных) установок PPCS (Power Plant Conceptual Study) в Европейском Союзе (ЕС) [12]. Повторное использование РМ в атомной промышленности и энергетике и вывод ОНАМ из-под КНО в последние годы стали технически более реальными благодаря разработке радиационно-стойкого дистанционного оборудования (ДО) и в связи с введением в практику Международным агентством по атомной энергии (МАГАТЭ) [13] и рядом национальных ядерных агентств [14—17] категории «клирэнс», означающей вывод ОНАМ из-под КНО.

Если предположить, что жидкие воспроизводящие тритий материалы, такие, как $\text{Li}^{17}\text{—Pb}^{83}$, Li и FLiBe , после очистки и корректировки изотопного состава лития будут снова использоваться в ТЭУ, большинство РМ, образующихся при работе ТЭУ, — это активированные твёрдые металлы, из которых изготавливаются основные компоненты установки, и бетон биологической радиационной защиты (БРЗ). Основная масса РМ будет поступать при выводе ТЭУ из эксплуатации (если мы включаем в их число БРЗ), но значительное количество РМ поступит также при заменахblankета и дивертора. В большей части материалов, поступающих при выводе ТЭУ из эксплуатации (до 80%), концентрация активности очень мала. Поэтому эти материалы могут быть выведены из-под КНО, особенно, если предусмотрена их длительная (до 100 лет) выдержка в хранилище. Остальные 20% РМ могут быть захоронены как НАО или (что предпочтительно) возвращены в производство, используя комбинацию усовершенствованного и обычного ДО. Значительная часть РМ ТЭУ будет содержать тритий, который может вызвать серьёзные осложнения при возвращении таких материалов в производство. Детритизация компонентов ТЭУ с заметным содержанием трития до их рефабрикации является обязательной. Во многих случаях детритизация является также обязательной при захоронении НАО как альтернативе возврату РМ в производство и выводу ОНАМ из-под КНО.

Концепции и критерии неограниченного и повторного использования РМ. Критерии, разрешающие вывод ОНАМ из-под КНО и использование их без ограничений, и правила применения этих критериев были недавно опубликованы международными и национальными организациями: МАГАТЭ [13], Комиссией по ядерному регулированию США (КЯР США) [14], Европейской комиссией (ЕК) [15, 16] и Минздравом России [17]. Уровни минимально значимых удельных активностей (МЗУА), ниже которых ОНАМ может использоваться без ограничений, предложенные МАГАТЭ в 1996 г. [18], не были одобрены всеми странами, входящими в МАГАТЭ. С 1996 по 2004 г. велась интенсивная научная и политическая деятельность с целью определить перечень МЗУА для отдельных радиоизотопов, который мог бы быть принят странами — членами МАГАТЭ и был бы опубликован как согласованный документ МАГАТЭ (в серии «Безопасность»), став основой для вывода ОНАМ из-под КНО. В результате этой деятельности в 2004 г. МАГАТЭ опубликовало отчёт [13] с перечнем МЗУА для 277 радиоизотопов.

Мощности дозы облучения, при которых возможна рефабрикация РМ, обычно рассматриваемые в европейских исследованиях ТЭУ, были получены на основе сводки характеристик категорий отходов [19], которая была расширена и экстраполирована до своего рода классификации видов рефабрикации РМ. Эта классификация, основанная на мощностях дозы облучения, полезна только в качестве первого приближения при концептуальном проектировании, ибо она не учитывает реальных условий при рефабрикации РМ. Действительно, оказалось, что мощность дозы облучения является не единственным ограничением при рефабрикации материалов. При анализе возможности рефабрикации наряду с типом материала и компонента нужно рассматривать процесс, активность материала и отвод тепла радиоактивного распада [7, 19]. Первое всестороннее исследование возможностей рефабрикации РМ ТЭУ было проведено Европейским сообществом по атомной энергии (Евратомом) [20]. В работе [3] приведён довольно полный перечень критических проблем, связанных с тремя возможными сценариями: захоронением отходов, рефабрикацией РМ и выводом ОНАМ из-под КНО. Специальная программа научно-

исследовательских и опытно-конструкторских работ (НИОКР) должна быть разработана и выполнена, чтобы решить эти критические проблемы и оптимизировать схему обращения с РМ ТЭУ.

В данной статье анализируются изменения концепций вывода ОНАМ из-под КНО и возврата РМ в производство и критериев возможности их осуществления, а также последствия этих изменений. Предлагается новая стратегия обращения с РМ ТЭУ, основанная на проведённых исследованиях.

ВЫВОД РАДИОАКТИВНЫХ МАТЕРИАЛОВ ИЗ-ПОД КНО (НЕОГРАНИЧЕННОЕ ИСПОЛЬЗОВАНИЕ РАДИОАКТИВНЫХ МАТЕРИАЛОВ)

Общие определения. *Неограниченное (безусловное) использование* РМ означает, что с материалом можно обращаться, как с нерадиоактивным. В этом случае твёрдый материал может быть без ограничений повторно использован в любом производстве, переделан в другой потребительский продукт или захоронен на какой-либо промышленной свалке. Для этого должно быть подтверждено выполнение критериев, определённых национальным надзорным органом.

Безусловный вывод ОНАМ из-под КНО осуществляется, например, на установке для переработки РМ в Студсвике (Швеция), где имеется находящаяся под КНО плавильная печь. Швеция разработала правила, позволившие ей в течение 10 с лишним лет вывести из-под радиационного контроля несколько тонн ОНАМ.

Если активность металла превышала величину, допустимую для его неограниченного использования, проводились расчёты, которые должны были доказать, что в течение 20 лет радиоактивный распад доведёт удельную активность металла до уровня, позволяющего его вывод из-под КНО. В этом случае заготовки отправлялись в хранилище, где они находились до 20 лет, после чего они получали право неограниченного использования. Такой вид задержанного вывода из-под радиационного контроля ни промышленностью, ни надзорными органами не рассматривается как «условный вывод из-под контроля». Это действительно «задержанный вывод». В настоящее время срок пребывания ОНАМ в хранилище понижен до 10 лет. Если 10 лет пребывания в хранилище недостаточно для достижения удельной активности, допускающей вывод ОНАМ из-под КНО, материал возвращается собственнику как НАО вместе с вторичными отходами плавки: жароупорными кирпичами, фильтрами и шлаком.

Условный вывод РМ из-под КНО означает, что материал или компонент может быть использован повторно в определённых условиях, но должен находиться под КНО до тех пор, пока не будут соблюдены критерии, позволяющие его безусловное неограниченное использование. Например, разрешение на условное неограниченное использование низкоактивной стали может означать, что эта сталь может быть расплавлена в имеющей на это лицензию плавильной печи, и из неё будут отлиты слитки для последующего изготовления железнодорожных рельсов. Другой пример относится к кускам бетона, оставшимся после сноса здания, которые могут быть использованы при строительстве дорог или добавляться в цемент при изготовлении нового бетона. Другими словами, условное неограниченное использование — это ограниченный вывод ОНАМ из-под КНО при определённых условиях, в частности, при его первом повторном использовании. Большей частью под условным неограниченным использованием понимают вывод материала из-под КНО при условии, что будут гарантированы и реализованы определённые пути этого использования. Германия является практически единственной страной, имеющей соответствующие юридические правила. Однако эти правила довольно трудно выполнить. В частности, требуется относительно дорогой контроль мощности дозы от соответствующих материалов, что может существенно увеличить стоимость условного неограниченного использования.

Сохранение РМ под КНО означает, что материал, изъятый из ТЭУ, должен быть отправлен в ядерный могильник или в хранилище РМ и оставаться под КНО. Он может быть переработан для последующего использования или просто повторно использован в той же или другой ТЭУ или в ядерном реакторе деления. При этом может потребоваться или не потребоваться дополнительная обработка, например, удаление радиоактивных загрязнений, выделение отдельных материалов.

Имеет ли условное неограниченное использование радиоактивных материалов реальный смысл? Безусловный вывод очень низкоактивных твёрдых материалов из-под радиационного контроля,

позволяющий неограниченно использовать их на рынке, пользуется весьма ограниченной поддержкой в США, независимо от жёсткости применяемых критериев. При отсутствии рынка для ОНАМ, получивших право неограниченного использования, повышается роль условного вывода ОНАМ из-под КНО как альтернативы захоронению. Низкоактивные материалы, относящиеся к этой категории, не применяются для изготовления потребительских продуктов. Предполагается использовать их в ядерных установках под непрерывным радиационным контролем или в таких специальных условиях, где вероятность облучения ими населения минимальна. Примером такого использования слабоактивных материалов является их применение в защитных блоках зданий лицензированных ядерных установок, бетонном основании дорог, глубоких бетонных фундаментах, дамбах, служащих для предотвращения наводнений, но не для водоснабжения. Условное освобождение слабо загрязнённых радиоактивностью материалов от КНО применяется в США с начала 1980-х годов и продолжает применяться от случая к случаю с использованием накопленного опыта на основе существующих правил КЯР США и специальных условий, предусмотренных в лицензиях на установки. Несмотря на то, что условное неограниченное использование слабоактивных материалов применяется в США уже несколько десятилетий, весьма желательно сделать этот процесс более формализованным и единообразным, в частности, до снятия с эксплуатации работающих в настоящее время АЭС. Три фактора говорят в пользу этого аргумента: ограниченная ёмкость существующих могильников НАО, политические трудности сооружения новых могильников и растущая стоимость глубоких захоронений, требующих более строгого экологического контроля.

С европейской точки зрения условный вывод низкоактивных РМ из-под КНО представляет интерес, так как он снижает требования к условиям, при которых материал может избежать захоронения. Однако его применение усложняется тем обстоятельством, что требуется частичный КНО, по крайней мере контроль и мониторинг первого повторного использования облучённых материалов, а это увеличивает стоимость обращения с материалами. Поэтому условный вывод ОНАМ из-под КНО может быть экономически оправдан, если он относится к достаточному количеству материалов, собственная стоимость этих материалов достаточно высока, существует реальный рынок для повторного использования облучённых материалов и компонентов и, наконец, в промышленности найдётся первый заказчик, готовый технически и экономически обеспечить использование и мониторинг возвращаемого в производство материала. Германское руководство включило в свои нормы возможность применения условного вывода ОНАМ из-под КНО.

Отношение населения к выводу ОНАМ из-под радиационного контроля и к повторному использованию низкоактивных материалов. Существует полное согласие между МАГАТЭ, Министерством здравоохранения России, КЯР США и ЕК относительно пренебрежимо малого риска для населения, связанного с использованием ОНАМ, выведенных из-под КНО.

Термоядерное сообщество и ядерная промышленность благожелательно относятся к введению стандартов, регламентирующих освобождение ОНАМ от радиационного контроля. Некоторые промышленные группы готовы поддержать ограниченное повторное использование ОНАМ в отдельных случаях, например, в ядерных установках или в контейнерах для РО, которые будут находиться под строгим КНО.

Однако многие промышленные и экологические группы, особенно в США, не поддерживают вывод твёрдых ОНАМ из-под КНО (независимо от жёсткости применяемых стандартов), так как при этом безоговорочно разрешается использовать эти материалы на коммерческом рынке. Эти промышленные группы (в частности, стальная и бетонная промышленность) проводят политику «нулевого допуска» ОНАМ, выражая серьёзное беспокойство, что наличие ОНАМ в их продуктах может повредить их репутации на рынке, подорвав доверие населения к безопасности выпускаемых ими продуктов и отрицательно скажется на продажах. Экологические группы склоняются к следующей точке зрения:

— ядерная промышленность руководствуется экономическими интересами. Поэтому ей выгодно возвращать в производство большие количества загрязнённых материалов. Это не выгодно никому, кроме ядерной промышленности;

— при использовании ОНАМ в изделиях, которыми пользуется население, возможно проявление различных эффектов, которые пока не исследованы в достаточной степени;

— применение освобождённых от радиационного контроля ОНАМ не может быть прослежено и проконтролировано так, чтобы обеспечить защиту здоровья населения и его безопасность;

— концепция, позволяющая при сооружении зданий использовать РМ, имеет следствием то, что облучение населения будет больше естественного, что противоречит основным положениям ядерных надзорных агентств.

В Европейском Союзе отсутствуют единообразные или согласованные правила по выводу из-под радиационного контроля ОНАМ [3]. Хотя ЕК опубликовала несколько правил по выводу ОНАМ из-под КНО, каждая страна, входящая в ЕС, может выпустить свои собственные правила (например, [21]). Начиная с 1990-х годов, в соответствии с действующими программами и планами вывода АЭС из эксплуатации несколько стран опубликовали свои правила по выводу ОНАМ из-под радиационного контроля и в ходе работ по выводу станций из эксплуатации вывели соответствующие материалы (в основном металлы и бетонный лом) в «промышленных количествах» из-под КНО:

— Швеция одной из первых применила правила о выводе низкоактивных металлов из-под радиационного контроля и соорудила «ядерную» печь в Исследовательском центре Студсвик. Шведские правила позволяют не только вывод собственных ОНАМ из-под КНО, но и технологические операции (плавку) с металлами из других стран с целью освобождения их от радиационного контроля, если металл может достичь требуемых критериев в течение 10 лет. В этом случае хранение РМ во время требуемого радиоактивного распада и его последующее освобождение от радиационного контроля осуществляются в Студсвике;

— в Германии имеется довольно сложный и полный набор правил для условного и безусловного вывода ОНАМ из-под КНО. Поскольку в Германии снимаются с эксплуатации несколько АЭС (Грайфсвальдская электростанция «Норд», «Штаде», «Гундремминген А», «Каль» и другие), количество выведенного из-под КНО ОНАМ уже составляет тысячи тонн;

— Испания начала осуществлять вывод ОНАМ из-под КНО в промышленных масштабах в рамках проекта по снятию с эксплуатации ядерного реактора «Вандейос». Испанское правительство заключило соглашение с представителями сталеплавильной промышленности об увеличении ими приёма стали, выведенной из-под КНО, для повторного использования;

— Италия также иногда выводит ОНАМ из-под КНО.

Годовая доза 10 мкЗв (1 мбэр) в настоящее время принята МАГАТЭ, а также организациями России, США и ЕС в качестве максимальной годовой дозы от источников излучения и материалов, на которые не распространяются требования норм и правил радиационной безопасности. Такая годовая доза очень мала по сравнению с допустимым превышением годовой радиационной дозы для населения над естественным радиационным фоном от любых радиационных источников, кроме медицинских, которое, согласно рекомендациям Организации объединённых наций, не должно быть больше 1 мЗв (100 мбэр). Это значит, что максимально допустимая годовая доза от твёрдых ОНАМ, освобождённых от КНО (10 мкЗв), составляет 1% от полного допустимого превышения годовой дозы над естественным радиационным фоном от всех немедицинских радиационных источников. Эта величина не превышает 0,5% от радиации, получаемой населением каждый год от природных источников, которые дают в большинстве мест от 2,4 до 3,6 мЗв, и значительно меньше той радиации, которую мы получаем от радиоактивного ^{40}K , который содержится в нашем собственном теле (180 мкЗв/год), обычных медицинских обследований (550 мкЗв/год), проживания в кирпичном или панельном доме (70 мкЗв/год) или при перелёте через океан (25 мкЗв). Очевидно, что освобождение от КНО материалов с очень низким уровнем радиоактивности связано с пренебрежимо малым риском (или вообще без какого-либо риска) для здоровья и безопасности населения.

При этом два фактора — естественное или технологическое уменьшение концентрации и радиоактивный распад — помогают уменьшить радиационный риск.

Несмотря на всё сказанное, в настоящее время в США существуют группы «зелёных» и потребителей, которые обеспокоены возможным воздействием радиации от ОНАМ, выведенных из-под КНО, на здоровье населения. В то же время профессиональные организации (такие, как Американское ядерное общество), связанные с ядерной промышленностью, поддерживают вывод ОНАМ из-под КНО. Так как

вывод ОНАМ из-под КНО весьма желателен как для АЭС, так и для термоядерной энергетики, чтобы иметь свободные объёмы в могильниках для более радиоактивных материалов, мы настоятельно просим национальные и международные организации продолжать усилия по разъяснению промышленным и экологическим группам, что вывод ОНАМ из-под КНО может быть проведён без ущерба для безопасности населения, без какого-либо риска для здоровья людей. Абсолютный запрет на вывод из-под КНО любых твёрдых материалов, которые содержат ничтожное количество радиоактивности, неразумен, так как нулевая радиоактивность в природе не существует — в каждом веществе есть какая-то радиоактивность.

Обзор правил вывода ОНАМ из-под КНО, разработанных МАГАТЭ, в США, России и ЕС. Правила и стандарты, регламентирующие вывод ОНАМ из-под КНО, которые стали разрабатываться с начала 1950-х годов, содержатся в серии документов, опубликованных МАГАТЭ [13], ЕК [15, 22], Минздравом России [17, 23, 24] и КЯР США [9, 14].

Во внутреннем отчёте МАГАТЭ, выпущенном в 1996 г. [18], рекомендованы МЗУА для 1650 радиоизотопов, входящих в твёрдые материалы. Отобранные изотопы представляют интерес для ядерных реакторов деления и синтеза. В 2004 г. МАГАТЭ опубликовало пересмотренные стандарты для вывода ОНАМ из-под КНО [13] для 277 радиоизотопов, из которых 257 изотопов имеют искусственное происхождение. Т, ^7Be и ^{14}C могут быть или получены искусственно, или образоваться под действием космических лучей в естественных условиях. МЗУА для 20 радиоизотопов естественного происхождения (таких, как ^{50}V , ^{113}Cd , ^{180}Ta) приняты в отчёте равными 1 Бк/г. Исключение сделано для ^{40}K , для которого МЗУА принята равной 10 Бк/г [13]. Эти стандарты базируются на анализе сценариев облучения, включавших внешнее облучение, ингаляцию и приём пищи. Они учитывают оценки, приводимые в американском документе NUREG-1640, и европейские оценки.

Нормы радиационной безопасности, действовавшие в России с 1996 г. (НРБ-96) [23], содержат перечень МЗУА (в Бк/г) для 295 радиоизотопов и двух естественных элементов (U и Th), которые были рассчитаны так, чтобы годовая эффективная доза не превышала 10 мкЗв. В 2000 г. эти нормы были заменены на НРБ-99 [17], подготовленные коллективом специалистов Российской Федерации и Республики Беларусь и утверждённые Главным государственным санитарным врачом Российской Федерации. В новых нормах перечень МЗУА остался практически старым. Он включает 296 изотопов и два естественных радиоактивных элемента. Эти МЗУА не противоречат документу МАГАТЭ 1996 г. [18], но они существенно выше значений, рекомендованных МАГАТЭ в 2004 г. [13], и значений, содержащихся в европейском документе RP 122 (Radiation Protection 122) [15]. Они значительно ближе к значениям, предложенным КЯР США. Кроме того, Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности [24], действующие в России с 2000 г., содержат перечень МЗУА 14 основных долгоживущих изотопов, которые определяют неограниченное использование металлов. Эти МЗУА также больше приведённых в [13], но расхождение существенно меньше.

Документ ЕК RP 122 [15] — общего характера. Он был опубликован в 2000 г. для разъяснения концепций «вывода ОНАМ из-под КНО» (clearance) и «освобождения ОНАМ от КНО» (exemption), а также обсуждения проблем их практического применения в рамках всей схемы КНО за РМ. Между двумя рассматриваемыми концепциями много общего, но они относятся к различным стадиям контроля, осуществляемого надзорными органами. Механизм освобождения от КНО применяется для того, чтобы не затрачивать усилия надзорных органов, когда в этом нет необходимости. Термин «освобождение от КНО» означает, что использование рассматриваемой технологии не требует отчетности (косвенным образом эта концепция распространяется на отходы, образующиеся при использовании такой технологии), т.е. не подпадает под всю систему КНО, в то время как «вывод из-под КНО» означает, что материалы, создаваемые с использованием контролируемых технологий, но удовлетворяющие требованиям, допускающим их неограниченное использование, полностью освобождаются от последующего надзора со стороны регулирующих органов [15].

В части, касающейся вывода ОНАМ из-под КНО, европейские документы вводят понятия «общего вывода из-под КНО» и «конкретного вывода из-под КНО». Последнее понятие определяет конкретные условия, при которых те или иные ОНАМ могут выводиться из-под КНО. МЗУА для общего вывода из-под КНО даны для 197 радиоизотопов.

Кроме этого документа, ЕК выпустила отчёты RP 112, RP 113 и RP 114, которые посвящены отдельным аспектам проблемы. Так, отчёт RP 112 рассматривает принципы радиационной защиты, связанной с естественной радиоактивностью строительных материалов, отчёт RP 113 содержит рекомендации по критериям радиационной защиты при выводе из-под КНО элементов строительных конструкций и строительного лома при демонтаже ядерных установок, отчёт RP 114 определяет МЗУА, при которых разрешается выводить из-под КНО загрязнённые радиоизотопами сооружения и строительный лом.

В документе КЯР США, опубликованном в 2003 г. (NUREG-1640) [14], сказано, что материалы с низкой удельной активностью могут быть выведены из-под КНО. В этом документе содержатся оценки минимально значимых эффективных эквивалентных годовых доз (на основе которых могут быть рассчитаны МЗУА) от 115 радиоизотопов, в том числе шести радиоизотопов естественного происхождения, в стали, меди, алюминии и бетоне. Указанные годовые дозы в настоящей статье рассматриваются как предлагаемые США предельные величины для освобождения ОНАМ от радиационного контроля. Однако КЯР США ещё не опубликовала официальных правил безусловного вывода ОНАМ из-под КНО.

Несмотря на то, что все рассматриваемые правила рекомендуют одну и ту же годовую дозу, равную 10 мкЗв, для вывода твёрдых ОНАМ из-под КНО, существует заметная разница между самыми последними перечнями МЗУА, которые были разработаны КЯР США и МАГАТЭ. Разница между МЗУА, рассчитанными специалистами ЕС [15], и соответствующими величинами, предложенными МАГАТЭ, меньше. Многие радиоизотопы с $T_{1/2} \geq 10$ лет, представляющие интерес для термоядерной энергетики, в перечнях МЗУА отсутствуют. В частности, в перечнях, разработанных в МАГАТЭ, США и ЕС, отсутствуют ^{10}Be , ^{26}Al , ^{32}Si , $^{91, 92}\text{Nb}$, ^{98}Tc , $^{113\text{m}}\text{Cd}$, $^{121\text{m}}\text{Sn}$, ^{150}Eu , $^{157, 158}\text{Tb}$, $^{163, 166\text{m}}\text{Ho}$, $^{178\text{m}}\text{Hf}$, $^{186\text{m}, 187}\text{Re}$, ^{193}Pt и $^{208, 210\text{m}, 212}\text{Bi}$. Следовало бы дополнить эти перечни также и другими радиоизотопами. В Российских нормах [17] перечисленные радиоизотопы также отсутствуют, за исключением ^{212}Bi , МЗУА для которого дана в условиях его векового равновесия с дочерними изотопами.

В исследовании, проведённом в США в 2003 г. [14], изотопы с периодом полураспада менее 30 суток и газы (такие, как Ar и Kr) не рассматривались, так как предполагалось, что они не останутся в материалах, извлечённых из ядерных установок. Предполагается, что короткоживущие дочерние изотопы (такие, как ^{108}Ag , ^{121}Sn , $^{137\text{m}}\text{Ba}$, ^{208}Tl , ^{212}Pb , ^{210}Bi и ^{209}Po) находятся в вековом равновесии с их долгоживущими материнскими изотопами. Поэтому они рассматриваются при анализе соответствующих материнских изотопов.

Европейский документ RP 122 [15] основывается на анализе сценария, исходящего из того же критерия — эффективной годовой дозы менее 10 мкЗв для определения удельных активностей, позволяющих освободить материал от радиационного контроля (exemption levels). Эта мизерная доза должна быть гарантирована в момент вывода ОНАМ из-под КНО.

Расчёт доз для определения МЗУА включает следующие шаги:

- выбор сценария;
- определение механизмов облучения;
- выбор параметров облучения;
- расчёт индивидуальных доз от удельной активности, равной 1 (для непосредственного повторного использования — от активности, отнесённой к единичной площади);
- определение ограничивающего сценария и механизма облучения;
- обратный расчёт удельной активности, соответствующей индивидуальной дозе 10 мкЗв/год, округление полученной удельной активности до величины, равной 10^n , где n — целое число.

МЗУА, содержащиеся в правилах, которые были разработаны МАГАТЭ и КЯР США, не согласуются для многих радиоизотопов, так как при их расчёте были использованы разные приближения, а при расчёте доз применялись разные сценарии облучения. Например, исследование, проведённое в США, базировалось на реалистичном моделировании, которое применяется в настоящее время в американской промышленной практике, а также на данных, соответствующих современному образу жизни в США, что позволило свести к минимуму ненужный консерватизм при оценке доз.

На рис. 2 и 3 показаны отношения МЗУА, предложенных в 2003 г. КЯР США для стали и бетона, к МЗУА, рекомендованным МАГАТЭ в 2004 г., в табл. 1 приведены МЗУА для некоторых радиоизотопов, представляющих интерес для термоядерной энергетики. Расхождение между МЗУА, рекомендованными МАГАТЭ и европейским документом RP 122 [15], для 92% радиоизотопов меньше. Отношение между ними для большинства радиоизотопов не превышает порядка величины (рис. 4).

Согласованность МЗУА несомненно желательна, особенно для материалов, которые могут выйти на международный рынок. Однако, учитывая сложность сценариев, рассмотренных при определении МЗУА, и ту очень большую работу, которая была проведена в этом направлении за последние 25 лет, представляется маловероятным, что дополнительные разумные усилия позволят заметно уменьшить существующие расхождения и понять технические причины основных расхождений.

Рис. 2. Отношение МЗУА, предложенных КЯР США в 2003 г. для стали, к МЗУА, рекомендованным МАГАТЭ в 2004 г.

Рис. 3. Отношение МЗУА, предложенных КЯР США в 2003 г. для бетона, к МЗУА, рекомендованным МАГАТЭ в 2004 г.

Рис. 4. Отношение МЗУА, рекомендованных в документе ЕК RP 122 в 2000 г., к МЗУА, предложенным МАГАТЭ в 2004 г.

Т а б л и ц а 1. МЗУА, рекомендованные МАГАТЭ, КЯР США, Министерством здравоохранения России и ЕК (Бк/г) для некоторых радиоизотопов, представляющих интерес для термоядерной энергетики

Изотоп	МАГАТЭ [13]	КЯР США [14] (сталь/медь/бетон)	Минздрав России [17]	ЕК RP 122 [15]
^3H	100	526/10 ⁵ /152	10 ⁶	100
^{14}C	1	313/4,17·10 ⁴ /83	10 ⁴	10
^{22}Na	0,1	0,238/8,33/0,0417	10	0,1
^{40}K	10	2,94/153,8/0,526	100	1
^{41}Ca	—	47,6/9100/13,9	—	—
^{45}Ca	100	5000/7·10 ⁴ /909	10 ⁴	100
^{53}Mn	100	1,14·10 ⁴ /7,1·10 ⁵ /6670	10 ⁴	1000
^{54}Mn	0,1	0,625/23,26/0,118	10	0,1
^{55}Fe	1000	2,17·10 ⁴ /2,33·10 ⁵ /4760	10 ⁴	100
^{59}Fe	1	0,476/22,7/0,114	10	0,1
^{58}Co	1	0,588/28,57/0,133	10	0,1
^{60}Co	0,1	0,192/9,1/0,035	10	0,1
^{59}Ni	100	2,17·10 ⁴ /3,57·10 ⁵ /4760	10 ⁴	100
^{63}Ni	100	2,13·10 ⁴ /1,85·10 ⁵ /4760	10 ⁵	100
^{64}Cu	100	—	100	—
^{94}Nb	0,1	0,333/11,5/0,059	10	0,1
^{99}Mo	10	—	100	1
^{99}Tc	1	6,25/1050/1,64	10 ⁴	1
^{108m}Ag	—	0,345/18,18/0,0588	—	0,1
^{110m}Ag	0,1	0,192/10,3/0,0357	10	0,1
^{125}Sb	0,1	1,41/62,5/0,23	100	1
^{152}Eu	0,1	0,455/16,4/0,083	10	0,1
^{154}Eu	0,1	0,455/16,67/0,071	10	0,1
^{182}Ta	0,1	0,435/16,95/0,091	10	0,1
^{192}Ir	1	0,91/52,63/0,172	10	0,1
^{186}Re	1000	—	1000	100

Упрощённая методика расчёта самосогласованного комплекса МЗУА для радиоизотопов, представляющих интерес для термоядерной энергетики. Как уже упоминалось, перечни МЗУА и правила пользования ими были недавно опубликованы международными и национальными организациями МАГАТЭ [13], КЯР США [14], Минздравом России [17, 23] и ЕК [15]. Предлагаем следующую методику определения комплекса МЗУА для радиоизотопов, представляющих интерес для термоядерной энергетики:

— для радиоизотопов, для которых МАГАТЭ, КЯР США, Минздрав России или ЕК определили МЗУА, следует принять один непротиворечивый набор МЗУА и использовать его в качестве рекомендованных пределов для вывода материала из-под КНО при оценке национальных проектов;

— при отсутствии национальных норм следует применять оценки МАГАТЭ для всех компонентов и узлов;

— если для каких-либо радиоизотопов, которые представляют интерес для термоядерной энергетики, МЗУА не определены, к ним следует применять правила, принятые в соответствующей организации, тем самым расширяя перечни МЗУА, рекомендованные МАГАТЭ, КЯР США, Минздравом России или ЕК. В частности, по методике МАГАТЭ МЗУА для изотопа «*i*» могут быть оценены методом подбора с помощью следующей формулы [18]:

$$\text{МЗУА}_i = \min [1/(E_\gamma + 0,1E_\beta), 10^{-3}\text{ПГП}_{\text{дых}}, 10^{-5}\text{ПГП}_{\text{пищ}}], \text{ Бк/г или Бк/см}^2,$$

где E_γ и E_β — наибольшие энергии γ -лучей и β -частиц соответственно, испускаемых радиоизотопом, МэВ; $\text{ПГП}_{\text{дых}}$ и $\text{ПГП}_{\text{пищ}}$ — пределы годового поступления данного радионуклида (Бк) через органы дыхания и пищеварения соответственно, которые при монофакторном воздействии приводят к облучению условного человека ожидаемой дозой, равной соответствующему пределу годовой дозы;

— следует избегать использования и комбинации МЗУА, взятых из разных норм, так как при разработке разных норм применялись сильно различающиеся сценарии;

— при оценке проекта ТЭУ рекомендуется использовать два комплекта МЗУА, соответствующих национальным нормам и рекомендациям МАГАТЭ, чтобы выявить влияние основных различий при оценках МЗУА на характеристики проекта.

Вывод из-под КНО распространяется на компоненты ТЭУ, состоящие из разных материалов, например, магниты. Для этого каждый материал компонента должен быть рассмотрен отдельно.

Следует убедить национальные и международные организации в необходимости пересмотреть имеющиеся перечни МЗУА и создать единые официальные нормы для вывода из-под КНО материалов, представляющих интерес для термоядерной энергетики.

ВОЗВРАЩЕНИЕ РАДИОАКТИВНЫХ МАТЕРИАЛОВ В ПРОИЗВОДСТВЕННЫЙ ЦИКЛ

Многие специалисты, работающие в области термоядерного синтеза, в конце 1980-х и в течение 1990-х годов исследовали возможность повторного использования материалов, отслуживших свой срок в ТЭУ. В этих первых исследованиях основное внимание обращалось на отдельные (дефицитные и дорогие) материалы и соответствующие компоненты. В конце 1990-х и в течение 2000-х годов исследование возможности повторного использования распространилось почти на все компоненты термоядерного реактора. Разработка усовершенствованного радиационно-стойкого ДО в последние годы вдохновила многих разработчиков ТЭУ на рассмотрение возможности повторного использования материалов всех компонентов ТЭУ, подверженных как весьма слабому облучению, например, в БРЗ, так и очень высоким уровням нейтронного облучения вблизи плазменного шнура. Возврат РМ в производство требует применения ряда процессов: непрерывного контроля облучённых компонентов в специальных хранилищах, выделения определённых материалов, измельчения конструкций, плавления и изготовления новых изделий [20, 25]. Компоненты ТЭУ, контактирующие с плазмой, сильно радиоактивны. Поэтому при обращении с ними и при их транспортировке требуется специальная защита. Для некоторых компонентов может потребоваться «охлаждение» в течение нескольких дней для отвода тепла радиоактивного распада. Многие РМ ТЭУ будут содержать тритий, который может вызвать серьёзные трудности для повтор-

ного использования этих материалов. Предполагается, что до повторного использования материалов ТЭУ с высоким содержанием трития потребуется их детритизация.

Краткий обзор предыдущих подходов к повторному использованию материалов ТЭУ. В большинстве исследований для классификации материалов с точки зрения возможности их повторного использования, в первом приближении, были предложены простые критерии, основанные на величине мощности контактной дозы.

В европейском концептуальном исследовании ТЭУ (PPCS) [12, 26], завершённом в 2004 г., была рассмотрена та же стратегия обращения с РО, которая применялась при проведённой ранее «Оценке безопасности и воздействия на окружающую среду ТЭУ» (SEAFP — Safety and Environmental Assessment of Fusion Power) [27]. При определении судьбы РМ использовались критерии для вывода ОНАМ из-под КНО и возможности повторного использования материалов [28]. В PPCS применялись МЗУА, рекомендованные МАГАТЭ в 1996 г. [18]. Если материал не мог быть освобождён от КНО, рассматривалось его повторное использование в термоядерной энергетике, временное размещение в хранилищах или захоронение. Ручные операции с применением БРЗ при рефабрикации считались в PPCS возможными при мощности контактной дозы менее 2 мЗв/ч, так как этот консервативный радиологический критерий соответствует практике на некоторых действующих плавильных установках [25] и предельным величинам, принятым при транспортировке РМ.

Однако критерии, основанные только на радиологических параметрах, например, на мощности дозы гамма-излучения, недостаточны для классификации материалов с точки зрения возможности их повторного использования и должны быть пересмотрены, так как возможность рефабрикации РМ зависит не только от мощности контактной дозы. По существу, мощность дозы определяет требования к виду обслуживания (ручное обслуживание, применение обычного или усовершенствованного ДО) и длительности пребывания материалов во временном хранилище до достижения требуемой величины мощности дозы. Кроме неё, важными критериями, определяющими возможность и целесообразность возврата РМ в производство, являются уровень тепловыделения за счёт радиоактивного распада при обработке материалов, стоимость дистанционного изготовления изделий сложной формы, требуемые физические свойства изделий, изготовленных из повторно используемых материалов, и готовность ядерной промышленности повторно использовать отработавшие свой срок материалы [2]. Целесообразность возврата отработавших свой срок термоядерных РМ в производство будет определяться также возможностью переработки РО, наличием системы промышленного разделения изотопов для изготовления новых компонентов, а также экономической конкурентоспособностью применяемых процессов.

Анализ дистанционных операций, осуществляемых в настоящее время в ядерной промышленности, показывает, что некоторые радиологические критерии чрезмерно консервативны. Например, переплавка отходов АЭС проводилась при мощности контактной дозы от переплавляемого материала около 120 мГр/ч [29]. Значительно более высокие мощности дозы (до 10 кГр/ч) имеют место при переработке облучённого топлива ядерных реакторов деления.

В американских исследованиях по программе АРИЕС [11] техническая возможность рефабрикации РМ определялась мощностью дозы, при которой может работать усовершенствованное ДО (10 кГр/ч или более) [2].

Выводы из опыта повторного использования радиоактивных материалов, работавших в АЭС. Можно напомнить, что отработавшее свой срок службы топливо АЭС перерабатывается на радиохимических заводах полностью дистанционно. При этом мощность дозы от перерабатываемого топлива достигает до 1,5 кГр/ч. Значительно более высокие мощности дозы имеют место при операциях по остекловыванию облучённого топлива. При мощностях контактной дозы от 3 до 10 кГр/ч работает ДО во время взвешивания облучённого топлива, сварочных работ, очистки поверхности, измерения её загрязнения и переноса топлива в транспортный контейнер [6, 30]. Хотя обращение с топливом АЭС не имеет прямого отношения к повторному использованию материалов ТЭУ, его результаты дают уверенность в том, что усовершенствованное ДО, требуемое для рефабрикации радиоактивных компонентов или материалов ТЭУ, может быть создано.

Не следует забывать, что для извлечения компонентов из токамака также предусматривается применение ДО [12, 26]. Ожидается, что требования к ДО для рефабрикации будут менее жёсткими, чем к

оборудованию для извлечения компонентов из токамака и операций с ними внутри вакуумного корпуса, даже при нормальных условиях. Действительно, расстояние между ДО и радиационным источником может быть разным, но при операциях разъединения и разборки компонентов оно должно быть минимальным. Разработки ДО для операций внутри токамака (даже для ИТЭР) в настоящее время ведутся в направлении создания радиационно-стойких узлов.

В США Министерство энергетики в 1990-е годы передало ядерной промышленности несколько небольших партий умеренно радиоактивных материалов. Неожиданно было обнаружено, что при плавке металлического лома шлак аккумулирует некоторые или большинство радиоактивных элементов. Когда шлак был удалён из расплава, находившегося в стальном защитном контейнере в Национальной лаборатории в Айдахо (INL), радиоактивность слитков была очень низкой [31]. Шлак был отправлен на захоронение как низкоактивные отходы, но объём его был намного меньше объёма металлического лома. Последующие исследования показали, что после удаления шлака и корректировки состава металла в процессе литья свойства сплава очень близки к свойствам свежего сплава или полностью с ними совпадают.

В Национальной лаборатории в Айдахо (США) из радиоактивного свинца, применявшегося ранее в БРЗ контейнеров, были изготовлены для ядерной промышленности 100 т защитных кирпичей. Это оказалось выгоднее захоронения свинца в виде НАО [31]. Действительно, стоимость захоронения низкоактивного свинца, согласно оценкам, US\$11/кг, а приблизительная стоимость его повторного использования, включая стоимость придания кирпичам требуемой формы, US\$9,5/кг. Защитные кирпичи из нерадиоактивного свинца стоили бы US\$46/кирпич, т. е. описываемый случай явно продемонстрировал экономическую выгоду повторного использования РМ в ядерной промышленности. Одновременно был сэкономлен объём могильника.

Опыт, накопленный в ядерной промышленности США [31], доказывает техническую и экономическую целесообразность повторного использования РМ.

В настоящее время такой опыт в той или иной степени существует в ядерной промышленности по всему миру. Весьма вероятно, что с возрождением ядерной энергетики технология возврата РМ в производство будет ускоренно развиваться, помогая внедрению систем переработки смешанного оксидного (MOX) топлива и Глобальному сотрудничеству в области ядерной энергии (GNEP — Global Nuclear Energy Partnerswhip). Термоядерная энергетика будет развиваться в течение времени, намного превышающем 30 лет. При разработке долгосрочной стратегии повторного использования материалов ТЭУ несомненно будет использоваться опыт осуществляемого в наше время повторного использования материалов АЭС и разработки соответствующих правительственных нормативных документов.

Восстановление работоспособности оборудования и материалов и повторное использование радиоактивных материалов: два дополняющих друг друга подхода. Существуют два вида возвращения РМ в производственный цикл: восстановление вышедшего из строя оборудования и рефабрикация материалов. Применительно к ТЭУ первый термин употребляется при восстановлении работоспособности радиоактивного оборудования для его немедленного (например, в следующей партии модулей бланкета) повторного использования или по крайней мере для использования через короткое время по сравнению с характерным временем возвращения в производство РМ при их рефабрикации (например, в одной из последующих партий модулей бланкета). Восстановление оборудования предусматривает применение технологических процессов в малой степени или не предусматривает их вообще.

Второй термин относится к переработке РМ для их последующего повторного использования в ядерной промышленности (термоядерной или деления). Обычно рефабрикация включает технологические операции в специализированных установках, в то время как восстановление оборудования часто проводится на площадке, по возможности в горячих лабораториях АЭС.

Более важно то, что восстановление работоспособности оборудования и материалов является вкладом в уменьшение массы РМ, передаваемых на рефабрикацию. Например, в проектах ТЭУ PPCS-AB и ARIES эвтектика Li17—Pb83, служившая для воспроизводства трития, очищалась, восстанавливался её изотопный состав и она возвращалась в производственный цикл. Вес эвтектики в ТЭУ превышал 5000 т. Восстановление свойств и проектных характеристик стратегически ценных РМ (Li, Be, V, W) может быть целесообразным, даже если это может дать лишь небольшой вклад в уменьшение количества РО [7].

Пример технологии, обеспечивающей повторное использование материалов: ванадиевые сплавы. Уместно напомнить, что переработка отработавшего топлива АЭС в замкнутом топливном цикле является одним из процессов, обеспечивающих повторное использование материалов. В настоящее время единственной технологией переработки реакторного топлива, используемой радиохимическими заводами во всём мире, является экстракционный (пюрекс) процесс, в котором U и Pu экстрагируются из раствора HNO_3 трибутилфосфатом. Для применения этой технологии нет ограничений по контактной мощности дозы, удельной активности материала или плотности тепловыделения за счёт радиоактивного распада. Радиохимические заводы перерабатывают топливо через промежуток времени от 270 дней до 5 лет после извлечения топлива из ядерных реакторов деления, когда удельная радиоактивность топлива составляет не менее 200 ГБк на 1 г тяжёлого металла [32].

Аналогичная технология была предложена в России Радиевым институтом им. В.Г. Хлопина для очистки от продуктов активации дефицитных и дорогих ванадиевых сплавов после их работы в качестве конструкционных материалов в ТЭУ [33]. К сожалению, пюрекс-процесс неприменим в случае ванадиевых сплавов, так как ванадий не извлекается из раствора HNO_3 трибутилфосфатом. Поэтому был применён другой хорошо известный экстрагирующий растворитель — ди-2-этил-гексил-фосфорная кислота [34].

В проекте предполагалось, что переработка ванадий-хром-титанового сплава будет проводиться после 12 лет работы и 20 лет выдержки после прекращения эксплуатации ТЭУ. К этому времени удельная активность сплава (определяемая примесями) составит около 4 МБк/г, т.е. будет на 4—5 порядков величины меньше, чем в случае переработки топлива АЭС. В обоих случаях производительность перерабатывающего завода будет измеряться сотнями тонн в год. Целью переработки является очистка макрокомпонентов U + Pu или V + Cr + Ti от микрокомпонентов продуктов деления в одном случае и продуктов активации в другом.

Концептуальная технологическая схема радиохимической переработки V—Cr—Ti-сплава была разработана и испытана экспериментально в лабораторных условиях с активированными образцами. Испытания показали, что очистка основных компонентов V—Cr—Ti-сплава от продуктов активации на экстракционном каскаде с 50 ступенями обеспечивает последующее «ручное» (т.е. без применения ДО и защитных устройств) повторное использование 95% этих компонентов в рамках ядерной промышленности. Остальные 5% сплава будут захоронены как НАО.

Технико-экономический анализ, проведённый во ВНИПИЭТ и Радиевом институте им. В.Г. Хлопина, показал, что радиохимическая переработка (очистка от продуктов активации) экономически более выгодна, чем захоронение V—Cr—Ti-сплава в виде отходов [35]. В этом анализе учитывались стоимость дистанционной переработки сплава и стоимость захоронения 5% материалов в виде НАО.

При исследовании экономической целесообразности такой радиохимической переработки было проведено экономическое сравнение двух альтернативных технологий обращения с V—Cr—Ti-сплавом — повторное использование и захоронение [35]. Технологическая схема захоронения показана на рис. 5.

Рис. 5. Технологическая схема захоронения V—Cr—Ti-сплава

В проекте предполагалось, что производительность радиохимического завода (или в сравниваемом варианте вес сплава, поступающего на захоронение) 400 т/год. Экономические характеристики сравниваемых альтернативных процессов определялись на основе оценок срока окупаемости, т.е. длительности времени, в течение которого стоимость получаемых продуктов или услуг окупит начальные капиталовложения. При оценках с этой точки зрения предпочтительным является вариант с меньшим сроком окупаемости. Чтобы вычислить срок окупаемости, за основу были взяты исходные данные, определяющие рентабельность при нормальной промышленной и экономической деятельности.

Цена ванадия (продаваемого в виде оксидов) в значительной степени зависит от масштаба производства и спроса на

рынке и может меняться в широких пределах. Она также сильно зависит от качества продукта. Так, цена V_2O_5 с чистотой 97% в 1998 г. была US\$25/кг [36], а при чистоте продукта 99,99% — US\$4000/кг. Данные, приводимые в различных источниках, сильно отличаются. Для анализа были выбраны два значения цен — US\$250/кг и US\$10,5/кг.

Расчёт необходимых капиталовложений для осуществления схем обращения с V—Cr—Ti-сплавом был выполнен по аналогам и укрупнённым показателям, а также экспертным оценкам с учётом затрат, сопутствующих строительству.

Предполагалось, что весь цикл радиохимической переработки будет проводиться в одном здании объёмом 60 000 м³. Хранение цементного компаунда планируется в контейнерах с бетонной защитой объёмом 1 м³ каждый в наземном хранилище, строительный объём которого равен 24 000 м³. Ежегодно в хранилище будет поступать 120 контейнеров.

Хранение сплава во втором варианте (без переработки) будет осуществляться в герметичных контейнерах объёмом 200 л, устанавливаемых в более крупные железобетонные контейнеры по 4 штуки. В хранилище, имеющем строительный объём 80 000 м³, ежегодно будут поступать 330 железобетонных контейнеров.

В табл. 2 приведены технико-экономические показатели рассматриваемых альтернативных процессов радиохимической переработки и захоронения V—Cr—Ti-сплава. Предполагалось, что при переработке извлекается 95% металлов. Пересчёт долларов США в российские рубли проводился по курсу валют Центрального банка России в IV квартале 2002 г. (US\$1 = 30 руб.).

Из табл. 2 следует, что радиохимическая переработка радиоактивного V—Cr—Ti-сплава и его повторное использование экономически значительно выгоднее его захоронения. Даже при цене V_2O_5 US\$10,5/кг начальные капиталовложения окупаются за 4 года, в то время как для процесса захоронения срок окупаемости равен 13 годам независимо от цены V_2O_5 .

Тем не менее приведённые данные технико-экономического анализа следует рассматривать как предварительные.

Т а б л и ц а 2. Техничко-экономические показатели альтернативных процессов радиохимической переработки и захоронения V—Cr—Ti-сплава

Характеристика	Единица измерения	Альтернативный вариант процесса	
		Радиохимическая переработка	Контейнерное захоронение
Масса V—Cr—Ti-сплава, подлежащего переработке или хранению	т/год	400	400
Конечный продукт (V_2O_5 , Cr_2O_3 , TiO_2)	т/год	380	—
Суммарные капиталовложения, в том числе строительно-монтажные работы	млн руб.	529	122
Расходы на производство и реализацию услуг по обращению со сплавом	млн руб.	178	61
	млн руб.	102,6	37,6
Нормируемая прибыль (25%)	млн руб./год	25,7	9,4
Стоимость реализуемой продукции:			
при цене V_2O_5 US\$250/кг	млн руб./год	3040	—
при цене V_2O_5 US\$10,5/кг	млн руб./год	128	—
Сумма нормируемой прибыли и прибыли от реализуемой продукции			
при цене V_2O_5 US\$250/кг	млн руб./год	3066	9,4
при цене V_2O_5 US\$10,5/кг	млн руб./год	153	9,4
Срок окупаемости при реализации продукции			
по цене V_2O_5 US\$250/кг	год	0,2	13
по цене V_2O_5 US\$10,5/кг	год	4	13

Это связано как с неопределённостью цены на V_2O_5 , так и с тем, что рассмотренная схема радиохимической переработки прошла проверку только в лабораторном масштабе на модельных растворах в условиях статической экстракции.

Проблема выбора между повторным использованием материалов и компонентов и их захоронением. Переработка РМ представляется технически привлекательной для различных видов ТЭУ. Мы

полагаем, что во многих случаях она обязательно должна применяться для уменьшения количества РО. При определении целесообразности повторного использования материалов и компонентов должны учитываться экономические аспекты. Приведённые результаты нескольких исследований показали с достаточным запасом преимущества повторного использования радиоактивных материалов и компонентов по сравнению с их захоронением с экономической точки зрения [31, 35]. Возврат РМ в производственный цикл целесообразен также с точки зрения безопасности и сохранения здоровья населения [37]. Однако, несмотря на это, очень важно в каждом конкретном случае убедиться в готовности потенциального потребителя принять повторно используемые материалы и компоненты.

В рамках исследования PPCS был проведён специальный анализ [38], в котором рассматривались два главных вопроса: какой подход при повторном использовании материалов и компонентов является наилучшим и какие хранилища для отходов являются предпочтительными — на реакторной площадке или централизованные?

В работе были определены факторы, важные для разработки стратегии вывода ОНАМ ТЭУ из-под КНО, а также повторного использования РМ и компонентов. С этой целью были разработаны и проанализированы семь сценариев обращения с материалами, отслужившими свой срок в ТЭУ. В ходе анализа рассматривались и экономические аспекты. Эти сценарии охватывали диапазон от очень небольшого до максимального, практически возможного, объёма работ по восстановлению работоспособности оборудования и переработке материалов как на реакторной площадке, так и вне её в порядке убывания сопутствующих социально-политических проблем.

Охлаждаемый гелием бланкет с засыпкой гранул из воспроизводящей тритий литиевой керамики был выбран в качестве основного варианта для оценки количества поступающих РМ при сравнении различных сценариев. В концептуальном проекте предполагалось, что бланкет реактора, включая дивертор, будет разделён на 12 кольцевых сегментов, а каждый кольцевой сегмент будет состоять из 167 отдельных модулей (~2000 модулей на реактор). При экономическом анализе за единицу была принята стоимость замены одного отработавшего свой ресурс комплекта внутрикорпусных компонентов (ВКК) — модулей бланкета и кассет дивертора новым комплектом (в сценарии № 1 — €1 млрд), а все другие стоимости оценивались как её доли. Цена таких материалов бланкета, как бериллий, литий и титан, была принята равной €100/кг. Предполагалось, что стоимость переработки воспроизводящих тритий материалов €500/кг [39]. При этом предполагалось, что переработка облучённых материалов будет экономичной только в том случае, если полученное в результате неё уменьшение стоимости хранения, транспортировки и захоронения отходов будет больше стоимости перерабатывающей установки. Цена трития была принята равной €25 000/г. Так как проектный срок службы ТЭУ 50 лет, а срок службы ВКК 5 лет, в течение срока эксплуатации ТЭУ потребуется 9 замен ВКК. Последний комплект ВКК будет находиться в токамаке до вывода ТЭУ из эксплуатации. Результаты экономического анализа приведены в табл. 3.

Т а б л и ц а 3. Расходы, связанные с ВКК, за время работы ТЭУ в долях от стоимости замены отработавших комплектов ВКК новыми за то же время

Вариант сценария	Стоимость					
	замены	хранения	транспортировки	захоронения	переработки	полная
1	1,00	0,145	0,058	0,578	0	1,78
2	1,10	0,028	0,011	0,113	0	1,25
3	1,10	0,028	0,011	0,113	0	1,25
4	0,98	0,014	0,028	0,057	0	1,08
5	0,98	0,014	0,006	0,057	0	1,06
6	0,98	0,003	0,006	0,013	0,22	1,27
7	0,98	0,003	0,001	0,013	0,22	1,26

В течение срока службы ТЭУ нужно сделать девять замен комплектов ВКК, суммарная стоимость которых составит €9 млрд. Сценарий 1 предусматривает только сооружение хранилища на площадке, где ВКК будут находиться до вывода ТЭУ из эксплуатации. Из табл. 3 следует, что при сценарии 1 стоимость захоронения девяти комплектов ВКК составит €9·0,578 млрд = €5,2 млрд, а суммарные затраты будут на 68% больше, чем в варианте 5, с самыми низкими суммарными затратами на ВКК. Вариант 5 предусматривает сооружение на реакторной площадке установок для детритизации извлечённых из

ТЭУ модулей бланкета, восстановления работоспособности заменяемых ВКК, в том числе модулей бланкета, и хранения остальных материалов (без их вывоза за пределы площадки). Наиболее неопределённой в этом анализе является удельная стоимость переработки размножителя нейтронов и материалов, воспроизводящих тритий, которую в настоящее время трудно предсказать. Принятая в анализе стоимость €500/кг основывается на оценках удельных стоимостей переработки топлива АЭС. Выводы из проведённого сравнительного экономического исследования следующие:

- восстановление работоспособности радиоактивных ВКК, возможно, будет более дорогим, чем изготовление новых компонентов, из-за необходимости применения ДО, однако оно будет более выгодным экономически в конечном итоге, если учесть экономию на хранении, транспортировке и захоронении;

- стоимость переработки материалов является основным фактором, влияющим на суммарные затраты; принятая в рассматриваемом исследовании стоимость переработки воспроизводящих тритий материалов, равная €500/кг, может оказаться слишком высокой для обоснования целесообразности переработки, даже с учётом экономии на хранении, транспортировке и захоронении материалов (в исследовании не рассматривались социальноэкономические и экологические аспекты);

- при цене трития €25 000/г извлечение его из модулей бланкета, по-видимому, будет экономически выгодным; при более низкой цене трития (например, при €15 000/г) извлечение трития из модулей бланкета может быть экономически нецелесообразным (при этом не рассматриваются вопросы контроля и учёта количества трития и проблемы безопасности);

- без восстановления работоспособности отработавших свой ресурс ВКК количество отходов за счёт замены ВКК будет намного больше количества отходов при выводе ТЭУ из эксплуатации;

- разработано несколько путей, позволяющих значительно уменьшить долю ВКК, идущих в отходы, и затраты, связанные с заменой, хранением, транспортировкой и захоронением ВКК;

- будущие термоядерные электростанции должны состоять из нескольких блоков ТЭУ (по-видимому, четырёх или большего числа) каждая.

Однако в других случаях, например, в ТЭУ с инерционным удержанием плазмы, даже когда переработка некоторых компонентов технически осуществима, захоронение мишеней оказывается предпочтительным по экономическим соображениям [40]. Повторное использование материалов мишеней с применением ДО приводит к удвоению стоимости производимой электроэнергии, что неприемлемо. В то же время захоронение некоторых материалов и компонентов, которое кажется целесообразным, требует места и лицензирования для размещения могильников НАО, а это создаёт проблемы с необходимостью получить согласие населения.

Радиологические параметры, которые ограничивают возможность рефабрикации радиоактивных материалов: мощность контактной дозы, тепловыделение при радиоактивном распаде, удельная радиоактивность. Для изучения возможности возвращения облучённых материалов ТЭУ в производство должны быть рассмотрены различные свойства материалов и характеристики. В первую очередь следует рассмотреть процессы, которые, по-видимому, будут применяться при возвращении материала в производство (например, плавление металлов или их спекание, если применяется порошковая металлургия, машинная обработка, размельчение бетона). При этом некоторые радиологические характеристики материалов должны быть ограничены. Для упрощения изложения мы рассмотрим такие характеристики заранее. Мощность контактной дозы (например, на расстоянии 1 м) наверняка является важным параметром, так как она определяет возможность ручного обслуживания или работы с небольшой БРЗ. Очень большие мощности дозы ($>>10$ кЗв/ч) могут повлиять на работу ДО или приборов и даже затруднить их использование.

Другим важным параметром является зависящая от вида изотопов удельная радиоактивность. Эта характеристика может ограничить возможность повторного использования материалов. Она влияет на готовность потенциального потребителя приобрести радиоактивное изделие, учитывается надзорными органами при выдаче разрешения на его использование с точки зрения безопасности, так как она может создать опасность радиоактивного загрязнения при выходе аэрозолей или через другие транспортные каналы. Кроме того, удельная активность может влиять на радиоактивность вторичных отходов, образующихся при возвращении РМ в производство, и на пути избавления от них.

Тепловыделение при радиоактивном распаде также является важным фактором. Оно определяет потребности в активном охлаждении при хранении и последующей обработке наиболее активированных компонентов ТЭУ. Этот аспект более важен при удалении компонента из ТЭУ, так как необходимость активного охлаждения может потребовать разработки комплексной технологии для удаления и первичной обработки компонента. Впервые эта проблема была рассмотрена в рамках Европейского соглашения о разработках в области термоядерной энергии EFDA (European Fusion Development Agreement) [21].

Виды обращения с радиоактивными материалами: ручное, с простой биологической защитой и дистанционное. С целью определения условий возвращения РМ ТЭУ в производство на основе всестороннего обзора опыта повторного использования РМ в ядерной промышленности, проведённого в ЕС [21], были предложены следующие виды обращения с РМ и соответствующие критерии.

Ручное обращение. Этот метод применяется, когда мощность контактной дозы от материала не превышает 10 мкЗв/ч и работа может быть легко выполнена лицами, работающими с техногенными источниками излучения.

Ручное обращение с биологической защитой. Этот метод применяется по отношению к материалу, мощность контактной дозы от которого не превышает 2 мЗв/ч и операции с которым могут быть проведены лицами, работающими с техногенными источниками излучения с применением простых защитных устройств. Перчаточные камеры — пример того типа оборудования, который требуется для работы с рассматриваемыми материалами.

Дистанционное обращение. Этот метод применяется по отношению к материалу, мощность контактной дозы от которого превышает 2 мЗв/ч и операции с которым могут быть проведены лицами, работающими с техногенными источниками излучения с применением ДО, не требующего активного охлаждения. Поэтому тепловыделение за счёт радиоактивного распада не должно превышать 2 кВт/м³.

Обращение с активным охлаждением материала. Этот метод применяется, когда требуется активное охлаждение материала. Маловероятно, что какие-либо операции по возвращению материала в производство будут проводиться, пока тепловыделение за счёт радиоактивного распада не снизится до уровня, не требующего активного охлаждения (по оценкам, около 2 кВт/м³). Для этого единственная реальная возможность — временное хранение.

Главными задачами при проведении недавнего исследования в ЕС в данной области [21] были разработка реальных методов и процессов обращения с РМ, извлеченными из ТЭУ, и пересмотр соответствующей классификации. Исследование должно было помочь проектированию ТЭУ и выработать руководящие указания для проведения наиболее важных НИОКР. В нём проводится различие между «путями» возвращения РМ в производство и «радиологическими требованиями». Эти термины иллюстрируются в табл. 4 [21].

Т а б л и ц а 4. Пределы применения различных видов обращения с РМ ТЭУ и путей их возвращения в производство [21]

Вид обращения	Ручное	Ручное с БРЗ	Дистанционное
Предел	< 10 мкЗв/ч	< 2 мЗв/ч	< 2 кВт/м ³
Путь возвращения в производство	Вывод из-под КНО	Переработка в литейном цехе	Процессы требуется определить
Предел	$I_{\text{ни}}^* < 1$	< 1 кБк/г	< 2 кВт/м ³

$I_{\text{ни}}^* = \sum [Q_i / (\text{МЗУА})_i]$ — индекс неограниченного использования материала, равный сумме отношений удельных активностей отдельных радиоизотопов Q_i к их минимально значимой удельной активности — МЗУА_i , допускающей неограниченное использование гипотетического материала, изготовленного из этого изотопа; Q_i отнесена к единице массы (Бк/г) или единице площади (Бк/см²).

Пути возвращения материалов в производство в приведённой таблице грубо подразделяются на вывод из-под КНО (безусловный и условный), переработку в литейных цехах (что применимо только к металлам) и более сложную переработку, процессы для которой ещё должны быть определены или разработаны при условии, что тепловыделение из-за радиоактивного распада не будет превышать 2 кВт/м³. Радиологические же требования отражают ограничения, налагаемые радиоактивностью материалов на допустимый вид обращения с РМ и потребность в их охлаждении.

Для безусловного вывода материала из-под КНО приведённый в табл. 4 индекс неограниченного использования $I_{\text{ни}} = \sum [Q_i / (\text{МЗУА})_i]$ должен быть меньше 1. Условный вывод материала из-под КНО определяется местными правилами. Для переработки в литейных цехах в настоящее время можно при-

нять предел по удельной активности материала, равный 1 кБк/г. Для других возможных путей возвращения материала в производство, по-видимому, единственным ограничением является обусловленное радиоактивным распадом тепловыделение и связанная с ним необходимость активного охлаждения.

Важным элементом вероятной стратегии обращения с РМ является способность оценивать технические трудности рефабрикации и операций с РО перед их захоронением, обусловленные радиоактивностью материала. Поэтому недавно в ЕС на основе обзора промышленного опыта [20, 25] было предложено заменить классификационные критерии системой баллов, оценивающих реальные трудности проведения технологических операций с РМ. Эта система основывается на мощности контактной дозы и необходимости охлаждения во время операций и после их проведения, вызванной тепловыделением при радиоактивном распаде. Она учитывает также пути возвращения материала в производственный цикл и уровень радиоактивности материала [41]. При проектировании ТЭУ она может быть использована для быстрого сравнения радиологических характеристик облучённого материала, выбора наиболее подходящей технологии рефабрикации, определения времени выдержки компонентов и материалов в хранилище, требуемого для спада активности до уровня, облегчающего технические операции по возвращению материала в производственный цикл или захоронению. Была разработана рудиментарная схема, основанная на рассмотрении требований к БРЗ, оборудованию, процедурам обращения с РМ и охлаждению. В ней рассматриваются три основных типа обращения с материалами:

- ручное обращение без применения БРЗ квалифицированными рабочими, допущенными к операциям с техногенными источниками излучения, когда мощность контактной дозы менее 10 мЗв/ч;
- ручное обращение с применением БРЗ квалифицированными рабочими, допущенными к операциям с техногенными источниками излучения, когда мощность контактной дозы менее 2 мЗв/ч; в этой категории обращения с материалами может применяться такое оборудование, как перчаточные боксы;
- дистанционное обращение, когда мощность контактной дозы более 2 мЗв/ч.

Что касается требований к охлаждению, то предусматриваются следующие уровни:

- активное охлаждение не требуется (только естественная вентиляция), когда тепловыделение за счёт радиоактивного распада $< 10 \text{ Вт/м}^3$;
- сухое охлаждение (например, активная воздушная вентиляция), когда тепловыделение за счёт радиоактивного распада $> 10 \text{ Вт/м}^3$, но $< 2 \text{ кВт/м}^3$;
- водяное охлаждение (например, активно охлаждаемый бассейн выдержки), когда тепловыделение за счёт радиоактивного распада $> 2 \text{ кВт/м}^3$ (что совпадает с определением ВАО).

На основе этих трёх уровней требований к обращению с РМ и охлаждению в Европе была разработана система баллов, проиллюстрированная в табл. 5.

Т а б л и ц а 5. Разработанная в ЕС схема определения радиологических трудностей при операциях с облучёнными материалами

Обращение H	Охлаждение C	Трудность	Баллы ($H + C$)
Ручное = 1	Не требуется = 0	Уровень 1	1
Ручное с защитой = 2	Не требуется = 0	Уровень 2	2
Дистанционное = 3	Сухое = 2	Уровень 3	3, 4, 5
	Водяное = 5	Уровень 4 (операции невозможны)	6, 7, 8

Суть этой системы следующая:

- материалы 1-го уровня допускают ручное обращение без БРЗ и не требуют никакого охлаждения;
- материалы 2-го уровня допускают ручное обращение с применением БРЗ и специального оборудования и также не требуют никакого охлаждения;
- материалы 3-го уровня охватывают всю область между материалами 2-го и 4-го уровня; это материалы, требующие ДО и часто требующие сухого охлаждения;
- материалы 4-го уровня требуют активного водяного охлаждения; предполагается, что операции с этими материалами невозможны.

Приведённая схема применялась в проектах ТЭУ, ведущихся в ЕС, для определения времени пребывания РМ в хранилищах с целью снижения их радиоактивности и, следовательно, технических трудностей при проведении технологических операций с ними. Одновременно с такими оценками может быть прове-

дено быстрое сравнение проектов ТЭУ и различных технологий, которые могут применяться по отношению к материалам ТЭУ. Это и было уже сделано для проектов ТЭУ, рассмотренных в рамках PPCS [41].

Пути возвращения РМ в производственный цикл. Кроме рассмотренных вопросов радиационной защиты, в проведённом в ЕС исследовании изучались также потенциальные пути перерабатываемых материалов. Действительно, если материал может быть первично переработан ручным способом или дистанционно, нет смысла делать это, если не видно путей его дальнейшей переработки, даже не оценивая экономическую привлекательность возвращения материала в производственный цикл и потенциальный рынок для его сбыта.

При изучении путей рефабрикации РМ были рассмотрены различные сценарии, в основном для материалов, извлечённых из бланкета токамака, и компонентов, примыкающих к бланкету. Для материалов с достаточно низкой активностью, которые могут быть выведены из-под КНО безусловно или условно, предусматриваются классические пути возвращения в производственный цикл (часто с переплавкой металлических компонентов). Такой материал может далее перерабатываться по промышленной технологии изготовления требуемых компонентов. При этом для материала, выведенного из-под КНО условно, должен быть предусмотрен требуемый мониторинг. Для металлов, которые не могут быть выведены из-под КНО, и металлов, переработка которых одновременно является процессом удаления радиоактивных загрязнений (например, плавка металла для детритизации), применяется переплавка в литейных установках, находящихся под контролем ядерных надзорных органов. В зависимости от лицензии эти литейные установки могут принимать более или менее загрязнённые или радиоактивные материалы. Однако предусмотренная лицензиями радиоактивность принимаемых металлов остаётся очень низкой (порядка сотен Бк/г). Для тугоплавких металлов (например, вольфрама) в настоящее время применяется порошковая металлургия. Некоторые радиоактивные компоненты ТЭУ, если они находятся в хорошем физическом состоянии, могут быть повторно использованы в ядерной промышленности (например, баки, насосы, трубопроводы). Другие сценарии возвращения материалов в производственный цикл могут быть разработаны для экзотических материалов, например, жидких или твёрдых материалов, воспроизводящих тритий. Такой же подход может быть применён для сверхпроводящих материалов.

Технологические проблемы при возвращении РМ в производственный цикл. Важной задачей является разработка усовершенствованного радиационно-стойкого ДО, способного работать при мощностях дозы 10 кГр/ч и более. Такое оборудование требуется уже в настоящее время для извлечения из вакуумного корпуса заменяемых компонентов и перемещения их в горячую камеру. Указанные мощности дозы не сильно отличаются от требований современной технологии. Например, в ИТЭР некоторые виды ДО должны будут работать при мощности дозы 1500 Гр/ч (и даже при 15 кГр/ч), набирая полную дозу 5—10 МГр. Такая высокая мощность дозы достигается в ТЭУ через несколько лет после замены бланкета/дивертора и создаётся в основном радиоизотопами, образующимися из основных материалов и легирующих элементов, а не из примесей.

Другой проблемой является переработка радиоактивных (не выводимых из-под КНО) материалов в специальных установках для отделения долгоживущих сильно радиоактивных изотопов. В результате этого процесса (если он будет возможен и эффективен) будет получено небольшое количество концентрированных ВАО и очищенный материал, который может быть выведен из-под КНО, или по-прежнему не подлежать такому выводу, но может быть возвращён в производственный цикл ядерной промышленности.

Разработка методов переработки активированных сплавов для удаления радиотоксичных изотопов — это сложная задача, требующая длительной работы, но возможность уменьшить потребность в хранилищах для радиоактивных термоядерных отходов и существенно уменьшить объёмы, требуемые для хранения вторичных отходов, весьма привлекательна и заслуживает усилий на её решение.

РАДИОАКТИВНЫЕ ОТХОДЫ

В этом разделе дается всесторонняя классификация термоядерных РО, основанная на двух категориях: низкоактивных и среднеактивных отходах (НАиСАО) и высокоактивных отходах. Мы рассматриваем захоронение НАиСАО как альтернативу освобождению РМ от КНО и возвращению их в производство. Обращаем внимание на то, что многие страны не признают НАиСАО как категорию РО. Поэтому до официального одобрения нашего предложения в каждой стране потребуются большая обзорная работа экспертов-юристов. Сначала кратко рассмотрим, что понимается под низкоактивными, среднеактивными

ми и высокоактивными отходами — как они определяются МАГАТЭ, в США, России и некоторых европейских странах.

Определение НАиСАО и ВАО в документах МАГАТЭ. МАГАТЭ дало определения различным категориям РО [42]. Чтобы эти определения были приняты всеми странами — членами МАГАТЭ, формулировки сознательно были сделаны довольно общими и до некоторой степени нечёткими, но тем не менее они содержат рекомендации по классификации отходов. Удельная активность НАиСАО больше требуемой для вывода их из-под КНО, а тепловыделение в них меньше 2 кВт/м^3 . Делается различие между отходами, содержащими короткоживущие и долгоживущие изотопы. Оно основывается на концентрации радиоактивных ядер, испускающих альфа-частицы. В качестве границы между короткоживущими и долгоживущими изотопами установлен период полураспада, равный 30 годам. ВАО определены как отходы с тепловыделением более 2 кВт/м^3 и концентрацией долгоживущих радиоизотопов, превышающей максимальную величину для НАиСАО [42]. Если отсутствуют национальные нормы, эти определения могут применяться как основа для классификации НАиСАО и ВАО.

Определение НАО в США. В США отходы классифицируются, исходя из того, откуда они происходят, в то время как в большинстве других стран при классификации отходов за основу берутся их характеристики (например, тепловыделение). В США нет категории НАиСАО. НАО образуются везде, где производятся или применяются радиоизотопы, — в ядерной энергетике, университетских исследовательских лабораториях, промышленной радиоизотопной аппаратуре, установках для облучения пищевых продуктов и больницах. НАО практически не содержат радиоизотопов, испускающих альфа-частицы, и без проблем могут быть захоронены в сухих специально спроектированных приповерхностных могильниках. Для надзорных целей установлены три класса НАО (А, В и С) в зависимости от удельной активности и типов радиоизотопов. Для каждого класса НАО разработаны конкретные правила надёжного и безопасного захоронения в соответствии с документом NRC-10CFR61 [43]. НАО класса А — это наименее опасный вид отходов. Контейнеры с НАО размещаются на глубине не менее 8 м под землёй. В случае НАО класса С в траншее могильника дополнительно устанавливается барьер против проникновения воды, например, в виде толстых бетонных плит. Безопасность НАО класса А должна обеспечиваться в течение 100 лет, класса В — в течение 300 лет и класса С — в течение 500 лет при постоянном контроле. В течение последних 25—30 лет могильники промежуточной глубины не пользовались большим вниманием, несмотря на то, что они могли бы обеспечить степень изоляции, сравнимую с глубокими могильниками в геологических формациях, но ценой меньших усилий и за меньшую стоимость [44].

Классификация РО КЯР США в значительной степени ориентируется на радиоизотопы, с которыми имеют дело АЭС. В ТЭУ другие изотопы, так как там применяются другие материалы и образуются другие продукты трансмутации. В начале 1990-х годов Феттер с коллегами провел расчётные исследования для определения предельно допустимой (в рамках НАО класса С) удельной активности всех долгоживущих радиоизотопов, представляющих интерес для разработчиков ТЭУ. При этом он использовал методику, аналогичную той, которая применялась в документе 10CFR61. Хотя результаты расчётов Феттера не получили признания надзорных органов, они полезны, так как включают те изотопы, которые интересуют термоядерных специалистов, но отсутствуют в документе КЯР США. Проектанты АРИЕС считают, что все компоненты ТЭУ должны соответствовать как требованиям документа КЯР, так и предельным значениям, рассчитанным Феттером, пока КЯР не разработает официальных правил для обращения с РО ТЭУ.

В проектах ТЭУ серии АРИЕС [11] были оценены средние по объёму рейтинги захоронения спрессованных радиоактивных отходов (РЗСРО), определяющие возможности их захоронения, на основе требований, изложенных в NRC-10CFR61 [43] для РО АЭС, а также медицинских и промышленных установок, и наиболее консервативных требований, разработанных Феттером [45] для РО ТЭУ. РЗСРО — это отношение удельной активности через 100 лет после прекращения эксплуатации реактора к предельно допустимой удельной активности всех изотопов. Во всех проектах ТЭУ АРИЕС РЗСРО оценивался на основе предельных величин, рекомендованных КЯР США и Феттером. Принималось наибольшее значение. Если $\text{РЗСРО} < 1$, отходы относятся к категории НАО. При $\text{РЗСРО} > 1$ — к ВАО. Если $\text{РЗСРО} < 0,1$, отходы могут относиться к классу А категории НАО.

Российское определение радиоактивных отходов. Согласно действующим в России Основным правилам обеспечения радиационной безопасности [23] РО по агрегатному состоянию подразделяются на жидкие, твёрдые и газообразные

К жидким РО относятся не подлежащие дальнейшему использованию органические и неорганические жидкости, пульпы и шламы, в которых удельная активность радиоизотопов более чем в 10 раз превышает значения «уровней вмешательства» при поступлении с водой, приведённые в НРБ-99 [17].

К твёрдым РО относятся отработавшие свой ресурс радионуклидные источники, не предназначенные для дальнейшего использования материалы, изделия, оборудование, биологические объекты, грунт, а также отверждённые жидкие РО, в которых удельная активность радиоизотопов больше значений МЗУА, приведённых в НРБ-99 [17], а при неизвестном радиоизотопном составе удельная активность больше:

- 100 Бк/г — для источников β -излучения;
- 10 Бк/г — для источников α -излучения;
- 1,0 Бк/г — для трансурановых радиоизотопов.

Жидкие и твёрдые РО подразделяются по удельной активности на три категории — низкоактивные, среднеактивные и высокоактивные (табл. 6).

Т а б л и ц а 6. Удельная активность (Бк/г) российских категорий жидких и твёрдых РО

Категория отходов	β -излучающие радиоизотопы	α -излучающие радиоизотопы (исключая трансурановые)	Трансурановые радиоизотопы
Низкоактивные	$<10^3$	<100	<10
Среднеактивные	$10^3\text{—}10^7$	$10^2\text{—}10^6$	$10\text{—}10^5$
Высокоактивные	$>10^7$	$>10^6$	$>10^5$

Если по приведённым характеристикам радиоизотопов табл. 6 отходы относятся к разным категориям, для них устанавливается наиболее высокое значение категории отходов. К газообразным РО относятся не подлежащие использованию радиоактивные газы и аэрозоли, образующиеся при производственных процессах, с объёмной активностью, превышающей допустимую среднегодовую объёмную активность, значения которой приведены в НРБ-99 [17].

Эффективная доза облучения населения, обусловленная РО, включая этапы хранения и захоронения, не должна превышать 10 мкЗв/год.

Определение НАО в Италии. Итальянские надзорные органы руководствуются национальными законами о РМ [46, 47] и техническими правилами итальянского комитета по ядерному надзору [48]. Есть три категории отходов: низкоактивные, среднеактивные и высокоактивные.

Отходы классифицируются на основе периода полураспада и радиотоксичности радиоизотопов и предельных значений удельной радиоактивности с учётом возможных вариантов их захоронения. Не входя в детали, можно считать, что границей между металлическими среднеактивными отходами (САО) и ВАО является удельная активность 370 Бк/г для долгоживущих изотопов ($T_{1/2} > 100$ лет), 37 кБк/г — для радиоизотопов с промежуточным периодом полураспада ($5 \text{ лет} < T_{1/2} < 100 \text{ лет}$) и 37 МБк/г — для короткоживущих радиоизотопов. Указанные пределы относятся к прошедшим требуемую обработку и подготовленным к захоронению отходам.

Недавно в Италии были опубликованы правила [49] вывода из-под КНО твёрдых отработавших свой срок РМ. Эти правила применяются при разборке четырёх снятых с эксплуатации итальянских реакторов деления. В них приведены МЗУА для каждого изотопа, представляющего интерес для этих работ. Для вывода из-под КНО эти МЗУА могут быть частично объединены следующим образом:

- изотопы металлов, которые не испускают альфа-частицы, должны иметь удельную активность менее 1 Бк/г (включая тритий);
- изотопы неметаллических материалов и не входящие в состав бетона должны иметь удельную активность менее 0,1 Бк/г;
- для бетона МЗУА находятся приблизительно посередине между указанными пределами, в зависимости от типа изотопа.

Приведённые пределы применимы только в случае, если отходы состоят из одного вида изотопов. В противном случае должен применяться критерий $I_{\text{ни}} = \sum_i (Q_i / \text{МЗУА}_i) < 1$. При этом должны соблюдаться оба варианта критерия (с Q_i , отнесённой и к единице массы, и к единице площади).

В Италии разрешается повторно использовать только те облучённые материалы, которые выведены из-под КНО.

Категории радиоактивных отходов во Франции. Классификация РО во Франции [50—52] определяется Французским агентством по организации сбора и удаления РО (ANDRA). Она распространяется и на отходы ИТЭР. Существуют четыре категории РО, приведённые в табл. 7:

- очень низкоактивные отходы (ОНАО);
- НАиСАО, содержащие короткоживущие изотопы с периодом полураспада не более 31 года;
- САО, содержащие долгоживущие изотопы с периодом полураспада более 31 года;
- ВАО, содержащие долгоживущие изотопы с периодом полураспада более 31 года, с существенным тепловыделением.

Т а б л и ц а 7. Классификация радиоактивных отходов, разработанная ANDRA

Категория	Очень короткоживущие изотопы (< 100 сут)	Короткоживущие изотопы (≤ 31 года)	Долгоживущие изотопы (> 31 года)
ОНАО	Выдержка до распада радиоизотопов	Захоронение в приповерхностном могильнике в Морвилье	
НАО	“_”	Захоронение в приповерхностном могильнике Об	Изучается захоронение в подземном хранилище для РО, содержащих радий и графит, согласно [51]
САО	“_”	Изучаются пути обращения с РО, содержащими тритий, согласно [51]	Изучаются пути обращения с РО согласно [51]
ВАО	“_”	Изучаются пути обращения с РО в рамках [51]	

Критерии обращения с очень низкоактивными отходами. Французские правила формально не признают концепцию вывода РО из-под КНО. Поэтому было решено создать категорию ОНАО и разработать пути освобождения от них. Начиная с лета 2004 г. эти отходы захораниваются в специальном могильнике для ОНАО в Морвилье. При захоронении удельная активность трития не должна превышать 1 кБк/г.

Соответствие партии отходов этой категории определяется радиологическим индексом допустимости захоронения в могильнике в Морвилье, равным $\sum Q_i / 10^{C_i}$, где Q_i — удельная активность изотопа, Бк/г, C_i — класс изотопа (0, 1, 2, 3), зависящий от его радиотоксичности [53].

Партия отходов может быть допущена в этот могильник, если она одновременно удовлетворяет двум следующим условиям: $\text{IRAS} < 1$ для всей партии и < 10 для каждого контейнера, входящего в партию.

Чтобы получить разрешение для партии ОНАО быть захороненной в этом могильнике, нужно оценить удельную активность отдельных изотопов. Если удельная активность каких-либо изотопов превышает «декларационный порог», соответствующие удельные активности должны быть указаны в декларации.

Иногда определять фактическую активность изотопов в контейнере не обязательно. Разрешается ограничиться указанием общей удельной активности отходов в контейнере, если можно показать, что оценки в декларации сделаны консервативно. В этом случае применяется «глобальный декларационный порог» (ГДП). Подробности применения этого порога изложены в [53]. Критерии, относящиеся к ОНАО, для некоторых изотопов, представляющих интерес для ТЭУ, приведены в табл. 8.

Критерии для НАиСАО, не содержащих долгоживущих изотопов. НАиСАО, не содержащие изотопов с периодом полураспада более 31 года, должны захораниваться в приповерхностных могильниках. В настоящее время для этого используется Центр захоронения НАиСАО в департаменте Об (Centre de Stockage de l'Aube — CSA). Чтобы получить разрешение на захоронение в этом центре [54], должна быть оценена удельная активность изотопов, определённых надзорными органами. Если удельная активность каких-либо изотопов превышает декларационный порог, она должна быть декларирована. Существует также порог безматричного захоронения для тех же изотопов. Отходы, содержащие изотопы с удельной активностью выше этого порога, должны помещаться в матрицу, препятствующую выходу этих отходов в окружающую среду. Критерии, определяющие условия захоронения НАиСАО, для некоторых радиоизотопов, представляющих интерес для разработчиков ТЭУ, представлены в табл. 8.

Т а б л и ц а 8. Французские критерии для некоторых изотопов, представляющих интерес для ТЭУ, в ОНАО и НАИСаО

Изотоп	Период полураспада, год	Критерии для ОНАО			Критерии для НАИСаО, не содержащих долгоживущих изотопов		
		Класс изотопа в ОНАО	Декларационный порог, Бк/г	ГДП, Бк/г	Декларационный порог, Бк/г	Максимально допустимая удельная активность, Бк/г	Порог безматричного захоронения, Бк/г,
^3H	12,3	3	1	10	10	$2,0 \cdot 10^5$	$7,4 \cdot 10^3$
^{14}C	5730	3	0,1	1	10	$9,2 \cdot 10^4$	$3,7 \cdot 10^3$
^{54}Mn	0,855	1	0,1		10	$3,6 \cdot 10^8$	$3,7 \cdot 10^4$
^{59}Ni	76 000	3	10	100	0,1	$1,1 \cdot 10^5$	$3,7 \cdot 10^3$
^{60}Co	5,27	1	0,1		10	$1,3 \cdot 10^8$	$3,7 \cdot 10^3$
^{63}Ni	99,0	3	10		1	$3,2 \cdot 10^6$	$3,7 \cdot 10^3$
^{93}Mo	3010	3	0,01	0,1	0,001	$3,8 \cdot 10^4$	
^{94}Nb	20 000	1	0,1		0,1	$1,2 \cdot 10^2$	
^{99}Tc	211 000	3	0,01	0,1	0,02	$4,4 \cdot 10^4$	
$^{110\text{m}}\text{Ag}$	0,684	1	0,1		10	$1,2 \cdot 10^8$	$2,0 \cdot 10^4$
^{152}Eu	13,3	1	0,1		1	$7,5 \cdot 10^7$	$3,0 \cdot 10^4$
^{154}Eu	8,60	1	0,1		1		
$^{192\text{m}_2}\text{Ir}$	241	1	0,1		1		

Если массовая концентрация химически токсичного бериллия превышает в гетерогенных отходах 10 млн^{-1} и в гомогенных отходах 6 млн^{-1} , это должно быть декларировано с указанием содержания бериллия. Максимальная скорость выхода газообразного трития из контейнеров, захороненных в могильнике в департаменте Об, не должна превышать $2 \text{ Бк}/(\text{г} \cdot \text{сут})$, чтобы обеспечить безопасность обслуживающего персонала.

Критерии, определяющие условия захоронения СаО, содержащих долгоживущие изотопы. РО, которые не могут захораниваться, как ОНАО и НАИСаО, не содержащие долгоживущих изотопов, относятся к СаО, содержащим долгоживущие изотопы, и ВАО. Для захоронения отходов этих категорий пока никакие критерии не сформулированы, за исключением того, что энерговыделение в контейнере с отходами категории СаО не должно превышать 13 Вт. В настоящее время во Франции ведутся исследования для выработки оптимальной стратегии обращения с отходами этой категории. Одна из исследуемых возможностей — подземное захоронение в геологических формациях. Недавно во Франции был принят закон о РО, в котором ставится задача разработать программу надёжного обращения (в том числе захоронения) с радиоактивными материалами и отходами и определяются требования к местам хранения и захоронения этих материалов и отходов [55].

Предложение обобщённого определения НАИСаО для ТЭУ. Международные и национальные правила по-разному определяют НАИСаО и СаО. В основном они ориентируются на удельную активность, мощность контактной дозы и тепловыделение радиоактивного распада. Мы могли бы определить НАИСаО, как материал, который подлежит захоронению и соответствует требованиям, сформулированным в документах МАГАТЭ. Энерговыделение должно быть менее $2 \text{ кВт}/\text{м}^3$. Содержание долгоживущих изотопов с периодом полураспада $T_{1/2} > 30$ лет не должно быть больше определённого предела.

Все отходы, не соответствующие определению НАИСаО, являются ВАО. Последние имеют большую удельную радиоактивность и поэтому требуют активного охлаждения и специальной защиты при обращении и транспортировке.

Оценка воздействия захоронения НАИСаО на население. Альтернативой возвращению РМ ТЭУ в производственный цикл является их захоронение. Этот вариант хуже с точки зрения защиты населения. Чтобы оценить его воздействие, был рассмотрен ряд площадок, пригодных для захоронения НАИСаО. Захоронение таких отходов в приповерхностном или более глубоком могильнике предусматривает применение контейнера с эффективным барьером, предотвращающим утечку радиоактивных веществ в биосферу. В проведённом исследовании рассматривались два основных сценария возможного радиоактивного загрязнения биосферы:

— непреднамеренное вторжение в могильник через 50 лет его функционирования с требуемым контролем со стороны надзорных органов;

— длительная миграция радиоизотопов из-за естественной деградации контейнера, содержащего отходы, взаимодействие изотопов с окружающей контейнер средой и в результате выход радиоизотопов в биосферу.

Была разработана расчётная модель, позволяющая оценить дозу, которую может получить население, живущее вблизи могильника, в обоих рассмотренных случаях. Применялась компьютерная вычислительная программа GENII [56]. В качестве причины непреднамеренного вторжения в могильник рассматривалось бурение колодца. Поэтому предполагалось, что радиоизотопы будут выходить с грунтовыми водами в колодец.

В расчётах были сделаны следующие предположения: отходы были захоронены после 50 лет выдержки в хранилище. Бурение колодца было произведено через 50 лет после захоронения. Контроль могильника со стороны надзорных органов был прекращён накануне бурения. Непреднамеренное вторжение в могильник произвёл бурильщик, пробуривший скважину диаметром 305 мм на месте могильника. Отходы находились на глубине 100 м. При бурении контейнер с отходами сразу и полностью разрушился. Бурильщик подвергался облучению в течение 1 рабочей недели: 40 часов он дышал воздухом, содержащим выходившие радиоизотопы, и облучался радиоизотопами, находящимися в воздухе, 40 часов он подвергался внешнему облучению со стороны загрязнённого грунта и грунтовых вод.

Полная эффективная (эквивалентная) доза, которую получил бурильщик, была оценена для активированных отходов, состоящих из внутрикорпусных компонентов одного из вариантов ТЭУ, рассмотренного в PPCS. В этом варианте ТЭУ в качестве конструкционного материала была принята мартенситная сталь еврофер, а в качестве материала, воспроизводящего тритий, — эвтектика Li17—Pb83. Оцененная доза оказалась небольшой (1,26 мЗв). В основном она определяется продуктами активации европия (^{152}Eu и ^{154}Eu), вклад которых в дозу превышает 75%.

При анализе активации в стандартный состав мартенситной стали были добавлены примеси, в том числе европий, чтобы рассмотреть вклад активации примесей в дозу. Если европия в стали не будет, эффективная (эквивалентная) доза, которую мог получить бурильщик, уменьшится до ~0,3 мЗв.

В варианте с деградацией контейнера предполагалось, что проектный срок службы контейнера 500 лет. Характеристики могильника те же, что и в первом варианте. Максимально облучённый индивидум набирал дозу облучения очень длительное время через все возможные пути, включая воду и пищу.

В этом случае доминирующий вклад дали долгоживущие радиоизотопы. Максимальные дозы могут быть получены населением через очень продолжительное время после захоронения, когда, с одной стороны, ещё не все долгоживущие радиоизотопы распались, а с другой стороны, в результате деградации контейнера мигрирующие изотопы вышли на поверхность. Максимальная годовая доза оказалась равной 1,5 мкЗв, что намного меньше 10 мкЗв, которые МАГАТЭ считает допустимой.

КОМПЛЕКСНАЯ СТРАТЕГИЯ ОБРАЩЕНИЯ С РАДИОАКТИВНЫМИ МАТЕРИАЛАМИ

На основе изложенных соображений предлагается комплексная стратегия обращения с РМ ТЭУ. Она классифицирует РМ с точки зрения контроля надзорных органов (безусловное освобождение от КНО, условное освобождение от КНО, сохранение КНО) и с административной точки зрения (возврат в производственный цикл/повторное использование, захоронение). Эта стратегия представлена в табл. 9.

Т а б л и ц а 9. Комплексный подход к обращению с радиоактивными материалами

Подход надзорных органов	Административный подход	
	Возврат в производственный цикл/повторное использование	Захоронение
1	2	3
Освобождение от КНО (безусловное)	Могут применяться где угодно без ограничений, возможно после выдержки в течение нескольких лет во временном лицензированном хранилище, пока не будут достигнуты условия, позволяющие вывод материалов из-под КНО, или после плавки в лицензированной плавильной печи, где требуемые для освобождения из-под КНО условия достигаются благодаря смешиванию РМ с нерадиоактивными	В неядерной свалке (для городских, специальных или токсических отходов, в зависимости от химической токсичности отходов)

1	2	3
Условное обозначение от КНО	В рамках ядерной промышленности и энергетики или в общей промышленности для специальных применений. Материалы должны оставаться под КНО. Например, бетонный лом после разборки зданий для укладки в основание дорог или как добавка при строительстве новых бетонных зданий; или металл, используемый для изготовления защитных блоков и контейнеров	В специальных промышленных и/или предназначенных для токсичных материалов мусорных свалках
Сохранение КНО	В рамках ядерной промышленности и энергетики. Возможно непосредственное повторное использование после восстановления требуемых свойств или возвращение в производство после переработки	В лицензированном могильнике для РО (возможно после предварительной выдержки в хранилище)

Объединение процессов возврата РМ в производственный цикл и вывода их из-под КНО в ТЭУ находится на ранней стадии разработки. На рис. 6 показаны основные элементы этих процессов.

Рис. 6. Схема возврата материалов в производственный цикл, вывода их из-под КНО и захоронения: — — — во время эксплуатации ТЭУ; - - - - - после вывода ТЭУ из эксплуатации

Рассматривая эту схему, можно выделить несколько стадий. После удаления компонентов из ТЭУ они доставляются в горячую лабораторию для разборки и отделения тех узлов, которые предполагается использовать повторно, сбора однородных материалов, их детритизации и компактирования. Это, вероятно, одна из наиболее сложных стадий. Затем материалы транспортируются во временное хранилище, находящееся на площадке (или в централизованное хранилище), где они будут находиться несколько лет. Если индекс $I_{ин}$ может снизиться до 1, например, за 100 лет, материалы хранятся в хранилище требуемое время, после чего они выводятся из-под КНО и могут быть повторно использованы где угодно без ограничений. Если индекс $I_{ин}$ не может снизиться до 1 за плановое время пребывания материалов в хранилище, например, за те же 100 лет, материалы пересылаются в центр дистанционной рефабрикации (повторного использования), где из них будут изготовлены изделия, предназначенные для использования в ядерной или термоядерной энергетике. При необходимости могут добавляться свежие материалы.

Из-за отсутствия опыта в настоящее время почти невозможно предсказать, сколько времени потребуется для рефабрикации сменяемых радиоактивных компонентов ТЭУ (blankets и divertors). Минимальное время пребывания РМ во временном хранилище, по-видимому, составит 1 год, а минимальное время изготовления, сборки, проверки и испытаний компонентов — 2 года. Все процессы должны осуществляться дистанционно.

ЗАКЛЮЧИТЕЛЬНАЯ СТАДИЯ ОБРАЩЕНИЯ С МАТЕРИАЛАМИ ТЭУ В ТРЁХ ПРОЕКТАХ

Применимость рассмотренных сценариев обращения с РМ к ТЭУ мы хотим показать на примере трёх проектов: экспериментальной термоядерной установки Игнитор, разработанной в США ТЭУ АРИЕС и ТЭУ, разработанной в ЕС в рамках PPCS.

В этих проектах мы рассмотрели все три сценария — захоронение, повторное использование РМ (рефабрикацию) и вывод ОНАМ из-под КНО. Анализ мы начали с применения национальных стандартов ко всем трём проектам, а затем рассмотрели влияние перехода к стандартам МАГАТЭ. Проведённые анализы показали техническую осуществимость повторного использования РМ и вывода ОНАМ из-под КНО. В то же время они продемонстрировали существенную роль этих сценариев в уменьшении объёма РО ТЭУ. Уместно отметить, что эти анализы были проведены до разработки предлагаемого комплексного подхода к РМ, выгружаемым из ТЭУ, или параллельно с разработкой этого подхода. В будущем мы намерены применять предлагаемый комплексный подход к рассматриваемым ТЭУ и ожидаем, что в результате этого данные, приводимые в настоящей статье для Игнитора, ТЭУ АРИЕС и ТЭУ, рассмотренной в PPCS, несколько изменятся.

Результаты применения рассмотренных сценариев к материалам Игнитора. Игнитор — это компактный токамак с большой индукцией магнитного поля, разработанный для изучения условий протекания термоядерной D—T-реакции [57]. Большой радиус Игнитора 1,3 м, малый радиус 0,47 м, максимальная температура плазмы 12 кэВ, максимальная плотность плазмы 10^{21} ион/м³ и максимальная термоядерная энергия 90 МВт. Планируются рабочие импульсы на разных уровнях мощности с D—D- или D—T-реакцией в течение 10 календарных лет. Основные компоненты токамака: молибденовая первая стенка (компактный объём металла 2 м³), вакуумный корпус из инконеля 625 (4,4 м³), тороидальный магнит на основе меди (12,2 м³). Основной металл опорной конструкции магнитов — аустенитная нержавеющая сталь AISI 316 (24 м³). Срок службы экспериментального реактора Игнитор будет состоять из двух стадий. На первой стадии будет применяться безнейтронная плазма. На второй стадии одним из компонентов топлива станет тритий, и будет иметь место умеренная активация материалов нейтронами. Классификация радиоактивных материалов и компонентов, выгружаемых из Игнитора, приведена в табл. 10.

Т а б л и ц а 10. Классификация радиоактивных материалов и компонентов Игнитора

Компонент	Материал	Вид обращения	Необходимое время выдержки, годы	Объём, м ³
Вакуумный корпус	Сплав инконель 625	Рефабрикация с применением защиты или НАО	60	4,4
Первая стенка	Молибден	«Ручная» рефабрикация	10	2
Магниты	Медь	«Ручная» рефабрикация	60	12,2
Опорная конструкция магнитов	Сталь AISI 316	«Ручная» рефабрикация (40%), вывод из-под КНО (60%)	40	24
Криостат	Композитный материал	Вывод из-под КНО	20	1,1

Часть опорных конструкций и криостат могут быть выведены из-под КНО. Остальные материалы могут быть повторно использованы в ядерной промышленности после выдержки в течение 10—60 лет для снижения активности. Рефабрикацию большинства материалов (первой стенки, магнитов, опорных конструкций), за исключением вакуумного корпуса, можно проводить без защитных устройств (в «ручном» исполнении).

Результаты применения рассмотренных сценариев к материалам ТЭУ АРИЕС. Коллектив, проектировавший ТЭУ серии АРИЕС, понимает значение возврата РМ в производственный цикл и их вывода из-под КНО как эффективных путей уменьшения объёма РО. По эффективности эти действия уступают только минимизации количества отходов за счёт проектных решений. Материалы, которые возвращаются в производственный цикл или приравниваются к нерадиоактивным (выводятся из-под КНО), не рассматриваются как отходы. Это значит, что объём РО, которые будет производить ТЭУ, зависит от разумного выбора материалов и грамотного проектирования, а также от планирования возврата РМ в производственный цикл и вывода ОНАМ из-под КНО с самого начала проектирования. В течение своего существования проектный коллектив АРИЕС с каждым годом уделял всё большее внимание задаче минимизации количества РМ путём совершенствования проектирования, применения всё более передовой технологии и более

совершенных плазмозических рабочих режимов. В последнем проекте компактной ТЭУ АРИЕС объём РМ в 2—4 раза меньше, чем в проектах ТЭУ, разработанных до 1995 г.

В качестве иллюстрации того, что даёт применение рассматриваемых сценариев к отработавшим свой ресурс материалам ТЭУ для защиты окружающей среды, мы проанализировали применение всех трёх сценариев (захоронения, возврата РМ в производственный цикл и вывода ОНАМ из-под КНО) к самому последнему разработанному в США проекту ТЭУ с магнитным удержанием плазмы — компактному стелларатору АРИЕС-КС с электрической мощностью (нетто) 1 ГВт и средним большим радиусом 7,75 м, близким к большому радиусу токамаков.

Бланкет, в котором конструкционным материалом является ферритная сталь и который охлаждается двумя теплоносителями — эвтектикой Li17—Pb83 и гелием, снижает уровень излучения на находящуюся за ним ТРЗ до уровня, позволяющего ей иметь срок службы, равный 40 годам работы на номинальной мощности. Бланкет и ТРЗ снижают радиационную нагрузку на коллекторы теплоносителя и вакуумный корпус, а все четыре названных компонента вместе снижают радиационную нагрузку на сверхпроводящие магниты, увеличивая срок их службы до срока службы ТЭУ. Средняя мощность потока термоядерных нейтронов на первую стенку (нейтронная нагрузка) 2,6 МВт/м². Так как максимальная нейтронная нагрузка на первую стенку 5,3 МВт/м², первая стенка, бланкет и дивертор будут заменяться каждые три года работы на номинальной мощности. Более подробную информацию о радиальных размерах, составе, легирующих элементах и примесях можно найти в отчёте [58].

В ТЭУ материалы выбраны так, чтобы свести к минимуму образование долгоживущих радиоизотопов, поэтому в установке образуются только НАО, для захоронения которых требуются приповерхностные могильники. Это обстоятельство не является специфичным только для стеллараторов. Большинство токамаков, в которых применяются слабоактивируемые материалы, обладают такими же свойствами. В табл. 11 показано распределение компонентов ТЭУ между НАО класса С и НАО класса А через 100 лет после прекращения эксплуатации ТЭУ, согласно действующей в США классификации.

Т а б л и ц а 11. Распределение компонентов и материалов ТЭУ АРИЕС-КС через 100 лет после вывода ТЭУ из эксплуатации между НАО класса С, НАО класса А и материалами, подлежащими выводу из-под КНО

Компонент	НАО класса С	НАО класса А	Могут ли быть выведены из-под КНО?
Первая стенка, бланкет, задняя стенка	+		Нет
Дивертор	+		Нет
ТРЗ, коллекторы системы охлаждения	+		Нет
Вакуумный корпус		+	Нет
Магниты:			
Nb ₃ Sn	+		Нет
медный стабилизатор		+	Нет
сталь JK2LB		+	Нет
изоляция		+	Нет
Криостат			Да
Биологическая радиационная защита			Да

Вакуумный корпус и компоненты ТЭУ, расположенные за ним, менее радиоактивны, чем компоненты, находящиеся внутри вакуумного корпуса. Поэтому они относятся к НАО класса А, наименее опасному виду РО. За исключением компонентов, выводимых из-под КНО (криостата и БРЗ), около 70% отходов (бланкет, ТРЗ, дивертор и коллекторы системы охлаждения) — это НАО класса С. Остальные ~30% (вакуумный корпус и магниты, кроме сверхпроводника) — НАО класса А.

Мы рассмотрели возможность возврата в производственный цикл всех компонентов ТЭУ. При этом техническая возможность повторного использования компонентов определялась мощностью дозы на ДО. По существу, мощность дозы определяет вид обращения с РМ (ручное обращение, использование обычного и усовершенствованного оборудования) и срок выдержки материалов в хранилище, пока она не снизится до требуемого уровня. Количество трития и активированной пыли определяет требования к мерам по нераспространению этих загрязнений.

Кроме мощности дозы, важными характеристиками при рефабрикации являются тепловыделение из-за радиоактивного распада, стоимость дистанционного изготовления изделий сложной формы, физические свойства изделий, изготавливаемых из РМ, и готовность ядерной промышленности использовать эти изделия. Все компоненты ТЭУ потенциально могут быть возвращены в производственный цикл с использованием обычного или усовершенствованного ДО. Первое способно работать при мощности дозы 10 мГр/ч, что в 1000 раз больше мощности дозы, максимально допустимой при ручном обращении с РМ (10 мкЗв/ч). Второе способно работать при мощности дозы 10 кГр/ч и более. Согласно принципу ALARA (As-Low-As-Reasonably-Achievable — так мало, как это разумно достижимо) во всех исследованиях серии АРИЕС для ручного обращения с РМ была принята максимально допустимая мощность дозы 1 мкЗв/ч, т.е. величина в 10 раз меньше мощности дозы, разрешённой рекомендациями МАГАТЭ и нормами радиационной безопасности США и других стран.

Уменьшение мощности дозы от компонентов ТЭУ со временем, прошедшим после прекращения облучения, показанное на рис. 7, сильно зависит от вида материала.

Первая стенка ТЭУ АРИЕС-КС, изготовленная из модифицированной ферритной стали MF82H, является частью бланкета. Однако на рис. 7 она выделена как отдельный компонент, чтобы показать наибольшую возможную мощность дозы на ДО. Средняя мощность дозы от первой стенки и бланкета на порядок величины меньше.

Выдержка первой стенки и бланкета в течение нескольких лет в хранилище позволяет снизить мощность дозы при их рефабрикации на несколько порядков величины. При относительно короткой (менее 10 лет) выдержке изготовленных из ферритной стали компонентов (первой стенки, бланкета, ТРЗ, коллекторов системы охлаждения и вакуумного корпуса) основной вклад в мощность дозы при рефабрикации даёт ^{54}Mn с периодом полураспада 312 суток, являющийся дочерним продуктом активации железа.

Примеси не дают заметного вклада в мощность дозы вплоть до 50 лет после окончания облучения компонента. В пределах такой выдержки при неоднократном повторном использовании материалов первой стенки и бланкета мощность дозы от них не будет увеличиваться. Практически из-за сменяемости этих компонентов она определяется не суммарным нейтронным флюенсом, а нейтронным потоком.

При более длительном (более 80 лет) пребывании бланкета в хранилище после извлечения из ТЭУ примеси начинают давать основной вклад в мощность дозы. В этом случае при повторном использовании возвращаемых в производственный цикл материалов бланкета мощность дозы будет увеличиваться. В последние годы специалисты по физике плазмы призывали прикрепить к первой стенке вольфрамовые пластинки толщиной 1—2 мм, чтобы улучшить плазмофизические характеристики ТЭУ. Мощность дозы от вольфрама немного меньше, чем от первой стенки на основе стали. Анализ показывает, что разработка усовершенствованного ДО для рефабрикации РМ позволяет снизить требования к содержанию примесей в термоядерных материалах. Это важное обстоятельство — предлагается выбор: или жёсткие ограничения на содержание примесей, или разработка усовершенствованного ДО.

В проекте АРИЕС-КС, как и почти во всех проектах ТЭУ на основе токамаков, индексы неограниченного использования ($I_{\text{ни}}$) материалов для вакуумного корпуса и всех находящихся в нём компонентов (бланкета, ТРЗ, коллекторов системы охлаждения) превышают единицу даже после выдержки в течение 100 лет (рис. 8).

Рис. 7. Зависимость мощности дозы от компонентов и материалов ТЭУ АРИЕС-КС от времени, прошедшего после прекращения облучения: 1 — предел для ручной рефабрикации; 2 — предел для обычного ДО; 3 — предел для усовершенствованного ДО

Рис. 8. Зависимость уменьшения индекса неограниченного использования компонентов ТЭУ АРИЕС-КС от времени после остановки ТЭУ

После 100 лет выдержки основной вклад в индекс неограниченного использования даёт ^{94}Nb . Если в стали MF82H содержание Nb и Mo будет не более 3,3 и 21 млн $^{-1}$ (вес) соответственно, $I_{\text{ни}}$ через 100 лет выдержки будет менее единицы. При отсутствии контроля за содержанием примесей ВКК должны направляться на рефабрикацию или на захоронение в могильниках для НАО.

Для рефабрикации или вывода из-под КНО требуется разделение каждого компонента на составляющие части. Поэтому для тех компонентов, которые имеют $I_{\text{ни}} < 1$ и могут быть выведены из-под КНО, индексы неограниченного использования были рассчитаны также для составляющих этих компонентов [8]. Компонент в целом может иметь $I_{\text{ни}} < 1$, а $I_{\text{ни}}$ его отдельных составляющих

может быть больше единицы и наоборот. В этом случае требуется дальнейшее разделение РМ. При этом в первую очередь руководствуются $I_{\text{ни}}$ составляющих компонент частей, а не $I_{\text{ни}}$ компонента в целом.

Расчёт $I_{\text{ни}}$ для составляющих частей магнитов показал, что сверхпроводник Nb_3Sn вывести из-под КНО в течение 100 лет после прекращения работы ТЭУ невозможно из-за наличия изотопа ^{94}Nb , образующегося при облучении ниобия. Однако остальные составляющие магнитов могут быть выведены из-под КНО в течение 100 лет после прекращения облучения. Расхождения в величинах МЗУА, рекомендованных МАГАТЭ и предложенных КЯР США, для ^{14}C , ^{54}Mn и ^{63}Ni (см. табл. 1) приводят к большой неопределённости при расчёте требуемого времени выдержки медного стабилизатора, опорных конструкций, размещаемых между магнитными катушками, и мягкой низкоуглеродистой стали, находящейся в БРЗ [31].

Окружающее токамак бетонное сооружение толщиной 2 м (БРЗ) — единый компонент, дающий самый большой вклад в объём РМ при снятии ТЭУ с эксплуатации. К счастью, БРЗ вместе с криостатом толщиной 5 см и некоторыми частями магнитной системы может быть выведена из-под КНО. Указанные компоненты ТЭУ составляют около 80% полного объёма РМ. Мы разработали применительно к крупномасштабным компонентам, таким, как БРЗ, особый подход, состоящий в том, что эти компоненты должны быть сегментированы и каждый сегмент должен быть рассмотрен отдельно [8]. В частности, БРЗ была разделена на четыре сегмента толщиной по 50 см, и для каждой её составляющей (85% бетона, 10% мягкой низкоуглеродистой стали и 5% He по объёму) были оценены $I_{\text{ни}}$. Результаты оценки показали, что у самого внутреннего сегмента наибольший $I_{\text{ни}}$. Для трёх сегментов, расположенных дальше от токамака, $I_{\text{ни}}$ достигает 1 в течение нескольких дней после прекращения работы ТЭУ. Вероятно, вывести БРЗ из-под КНО через несколько дней после прекращения работы ТЭУ нет смысла, так как БРЗ является неотъемлемой частью инфраструктуры реакторного здания и не может быть демонтирована до удаления внутренних компонентов.

Мягкая низкоуглеродистая сталь даёт наибольший вклад в $I_{\text{ни}}$ БРЗ, если применяется железобетон на основе обычного бетона марки 04, хотя её объёмная доля составляет только 10%. Исследовались различные варианты БРЗ, но они отличаются только временем выдержки перед выводом БРЗ из-под КНО. В частности, был рассмотрен бетон (с более детальным перечнем составляющих и примесей), который используется в европейских реакторах деления, охлаждаемых водой под давлением (PWR) [25]. Результаты этого рассмотрения показаны на рис. 9.

По сравнению с обычным бетоном марки 04 европейский бетон, применяемый в PWR, требует намного более длительной выдержки (~50 лет) для достижения $I_{\text{ни}} < 1$, главным образом, из-за того, что в нём учитывается наличие изотопа ^{152}Eu , который игнорировался в американских оценках. Этот вывод согласуется с результатами исследования [25].

Рис. 9. Сравнение индексов неограниченного использования $I_{ин}$, рассчитанных на основе МЗУА, рекомендованных МАГАТЭ и предложенных КЯР США, для материалов ближайшего к токамаку сегмента БРЗ: *а* — для мягкой низкоуглеродистой стали; *б* — для бетона

Результаты применения рассмотренных сценариев к материалам ТЭУ в PPCS. Вывод из PPCS заключался в том, что при полном использовании возможностей для рефабрикации РМ после 100 лет выдержки захоронение материалов всех пяти моделей ТЭУ не потребуется [59], за исключением небольшого количества вторичных РО, образующихся при рефабрикации. Будет ли такая рефабрикация возможна в действительности и будет ли она экономически оправдана для всех кандидатных материалов, ещё предстоит выяснить. Рефабрикация и вывод ОНАМ из-под КНО могут существенно уменьшить количество РО, требующих захоронения. Исследования SEAFP и PPCS показали, что от 30 до 50% РМ могут быть выведены из-под КНО (не считая БРЗ, которая не рассматривалась в указанных исследованиях) и от 50 до 70% РМ могут быть использованы повторно [12, 59, 60].

В отчёте [41] результаты предыдущих исследований двух вариантов ТЭУ первого поколения (PPCS-AB и PPCS-B) были проанализированы более тщательно с применением системы баллов (см. табл. 5), которая позволяет грубо, но многосторонне оценить технические трудности при рефабрикации и операциях по кондиционированию отходов, вызванные радиоактивностью материалов. Система баллов позволила классифицировать РМ различных ТЭУ по сложности операций с ними, оценить время их выдержки в хранилище и сравнить их пригодность к рефабрикации при заданном времени после прекращения облучения. Результаты исследования показали чрезмерный консерватизм предыдущих оценок. По отношению к материалам, выгружаемым из ТЭУ PPCS-AB и PPCS-B, сделаны следующие выводы:

- среди них нет материалов, классифицируемых как ВАО;
- все они пригодны к рефабрикации с применением ДО вскоре после прекращения эксплуатации ТЭУ (менее чем через 5 лет);
- после выдержки длительностью от нескольких десятилетий до 100 лет подавляющее большинство РМ может быть возвращено в производственный цикл с применением обычных процессов и обычного ДО (91% в модели PPCS-AB и 95% в модели PPCS-B) при уровнях трудности операций 1 и 2 (см. табл. 5), однако значительная часть материалов требует активного (сухого) охлаждения в течение некоторого времени выдержки в хранилище.

Подавляющее большинство компонентов и материалов других моделей ТЭУ серии PPCS также могут быть возвращены в производственный цикл с весьма небольшими трудностями (с применением ручного обращения с защитой или просто ручного обращения) после выдержки в хранилище в течение нескольких десятилетий для радиоактивного распада. Только относительно небольшое количество (несколько сотен тонн) контактировавшего с плазмой вольфрама и воспроизводящих тритий материалов требует специального ДО после такой выдержки. На рис. 10 показано полоидальное поперечное сечение токамака PPCS-B с временем выдержки, требуемым для рефабрикации стальных конструкций при уровнях трудности 2 и 1.

Рис. 10. Полоидальное поперечное сечение токамака PPCS-B, в котором показано время выдержки, требуемое для возможности рефабрикации стальных конструкций при уровнях трудности 2 (а) и 1 (б): ■ — >100 лет; ■ — 75—100 лет; ■ — 50—70 лет; ■ — 25—50 лет; ■ — 10—20 лет; ■ — 5—10 лет; ■ — 1—5 лет; ■ — <1 год

Проанализирована возможность захоронения РО ТЭУ PPCS-AB и PPCS-B в европейских могильниках для НАО: в Германии (Конрад), Великобритании и Франции (Об). Из-за различия норм и критериев приёмки потребовалась оценка пригодности РО для захоронения в том или ином могильнике. В могильнике Об существуют жёсткие ограничения на содержание в отходах изотопов ^{94}Nb и ^{14}C . (При этом требуется, чтобы отходы были детритированы. В частности, критерии приёмки в могильнике Об не выполняются для большого количества НАО реактора ИТЭР.) Оба указанных изотопа образуются на примесях (Мо и Nb), содержащихся в основных материалах. Поэтому удаление этих примесей из основных материалов до облучения существенно увеличило бы количество РО, которые могут быть захоронены в могильнике Об. Вывод РМ из-под КНО в основном зависит от содержания ^{63}Ni , имеющего период полураспада около 100 лет. Чтобы облегчить удовлетворение критериев приёмки в этот могильник и вывод компонентов из-под КНО, рекомендуется применение во всех ТЭУ стали еврофер с ограниченным содержанием отдельных изотопов, заменив ею в вакуумном корпусе и магнитных катушках тороидального поля нержавеющую сталь 316, в которой Мо и Ni являются обязательными компонентами.

Все критерии захоронения в европейских нормах разработаны на основе стандартов, составленных для РО АЭС. Их научное обоснование для ТЭУ вызывает сомнения. Они основаны на предельных количествах отдельных изотопов и, с одной стороны, являются чрезмерно жёсткими, а с другой стороны, не учитывают радиоизотопов, играющих важную роль в ТЭУ. Разработка в ЕС строгих критериев для захоронения РО ТЭУ, учитывающих специфику этих отходов, как это сделано в США Феттером и его коллегами [45], могла бы стать прецедентом и побудительным импульсом для европейских надзорных органов, способствующим включению норм для ТЭУ в сферу их деятельности. Кроме того, она помогла бы разработке материалов для ТЭУ.

В табл. 12 суммируются результаты оценки уровней радиологических трудностей и возможностей захоронения, полученные в работе [41].

Т а б л и ц а 12. Результаты оценки радиологических трудностей при рефабрикации и возможностей захоронения РМ ТЭУ PPCS-AB и PPCS-B через 100 лет после прекращения их эксплуатации в тоннах (в скобках указаны проценты от полного количества РМ)

ТЭУ	Уровень 3	Уровень 2	Уровень 1	САО, Германия	САО, Великобритания	САО, Франция	Вывод, из-под КНО
PPCS-AB	8682 (9%)	62 597 (65%)	25 296 (26%)	8682 (9%)	39 510 (41%)	62 415 (65%)	20 216 (21%)
PPCS-B	2509 (5%)	34 370 (69%)	13 248 (26%)	2509 (5%)	20 541 (41%)	27 668 (55%)	496 (1%)

PPCS-AB и PPCS-B — это два варианта проектов ТЭУ с очень близкими плазмофизическими характеристиками и мало отличающейся электрической мощностью (1,45 и 1,35 ТВт соответственно). PPCS-AB более массивна. В ней предусмотрена тяжёлая ТРЗ во внутренних (сменяемых) компонентах, чтобы уменьшить нейтронный флюенс на внешние (несменяемые) компоненты и увеличить процент РМ, выводимых из-под КНО (до 21% от суммарного количества РМ через 100 лет после окончания эксплуатации ТЭУ, без учёта БРЗ). PPCS-B более компактна, вес ТРЗ в ней меньше. Поэтому доля РМ, выводимых из-под КНО, существенно меньше (только ~1%). Однако и количество РМ, которые могут быть возвращены в производственный цикл или требуют захоронения, также намного (приблизительно в 2 раза) меньше, что может оказаться большим преимуществом.

Другой важный вывод из европейского исследования заключается в том, что жёсткий контроль за содержанием некоторых примесей в материалах, контактирующих с плазмой или расположенных вблизи от источника нейтронов, может дать большой выигрыш [7, 21].

Содержание некоторых примесей в материалах весьма сильно влияет на удельную активность материалов в конце эксплуатации ТЭУ, мощность контактной дозы и сопутствующие радиологические характеристики, а в результате на возможность рефабрикации этих материалов. Следы таких примесей, как Ag, Sm и U, в некоторых материалах до облучения в ТЭУ типа PPCS сильно меняют категорию возможного обращения с материалом при рефабрикации (например, от ручного до дистанционного в случае керамических воспроизводящих тритий материалов и нейтронного размножителя через несколько десятилетий после прекращения эксплуатации ТЭУ).

Наконец, последний важный вопрос, требующий рассмотрения, — это наличие и количество долгоживущих радиоизотопов (^{14}C , ^{94}Nb , ^{36}Cl и других) в радиоактивных компонентах ТЭУ. Эти долгоживущие радиоизотопы накапливаются в облучаемых материалах и снижают экологическую привлекательность ТЭУ.

Они входят во вторичные РО, образующиеся при рефабрикации, и их концентрации не должны превышать предельные величины, установленные для подземных могильников. Поэтому нужно оценить количество этих радиоизотопов, а при выборе материалов и проектных решений предпочитать варианты, соответствующие их минимуму. Долгоживущие радиоизотопы могут даже привести к необходимости применять дополнительную категорию обращения с РМ — условный возврат в производственный цикл. Например, повторное использование РМ, содержащих долгоживущие радиоизотопы, только там, где дополнительного нейтронного флюенса практически не будет (для упаковки РО и в радиационной защите).

Было оценено количество вторичных РО, образующихся при рефабрикации РМ ТЭУ PPCS-AB и PPCS-B. Основное внимание было обращено на оценку активности долгоживущих радиоизотопов. Наиболее проблематичным оказался изотоп ^{14}C . Борьба с ним может также вестись путем жёсткого контроля содержания примесей в материалах до облучения. Количественно образование изотопа ^{14}C в обеих моделях ТЭУ PPCS приблизительно такое же, как в реакторах АЭС, но подвижность этого изотопа в ТЭУ намного меньше. Поэтому можно ожидать, что выход изотопа в окружающую среду будет существенно меньше, чем в реакторах АЭС.

В табл. 13 приведена активность долгоживущих радиоизотопов, образующихся в ТЭУ PPCS, первого поколения PPCS-AB и PPCS-B. Одновременно эта таблица иллюстрирует, как контроль содержания примесей позволяет снизить количество этих радиоизотопов. В таблице также сравнивается активность долгоживущих радиоизотопов, образующихся в ТЭУ PPCS и типичном реакторе деления.

Т а б л и ц а 13. Сравнение активности долгоживущих ($T_{1/2} > 1000$ лет) радиоизотопов, образующихся в ТЭУ PPCS первого поколения (вклад ^{14}C показан в скобках)

Модель ТЭУ	PPCS-AB, ТБк (% ^{14}C)	PPCS-B, ТБк (% ^{14}C)	PPCS-AB, ТБк/ГВт _{эл} -год	PPCS-B, ТБк/ГВт _{эл} -год	PWR, ТБк/ГВт _{эл} -год
Материалы, отвечающие заданию	1995 (58%)	926 (88%)	45	23	4800
Чистые материалы	395 (0%)	73 (79%)	9	1,8	4800

Общий выход долгоживущей активности при рефабрикации материалов ТЭУ PPCS-B (ТБк/ГВт_{эл}) меньше, чем при рефабрикации материалов ТЭУ PPCS-AB. Однако в PPCS-AB предусмотрен контроль содержания примесей, из которых образуется ^{14}C , в PPCS-B он не предусмотрен. Поэтому вариант проекта ТЭУ PPCS-AB с использованием чистых материалов (с жёстким контролем примесей) не содержит изотопа ^{14}C , а проект ТЭУ PPCS-B содержит.

ОСНОВНЫЕ ПРОБЛЕМЫ, СВЯЗАННЫЕ С ЗАХОРОНЕНИЕМ РО, ВОЗВРАТОМ РМ В ПРОИЗВОДСТВЕННЫЙ ЦИКЛ И ВЫВОДОМ ОНАМ ИЗ-ПОД КНО

Осуществляемая в настоящее время в ЕС программа НИОКР [20, 61], забегая немного вперёд, пытается решить некоторые проблемы, связанные с захоронением РО, возвратом РМ в производственный цикл и выводом ОНАМ из-под КНО. Тем самым она способствует оптимизации схемы обращения с РМ и увеличивает возможность их рефабрикации и вывода из-под КНО насколько это практически возможно. Проводимое в ЕС исследование включает в себя обзор методов рефабрикации для типичных материалов и компонентов ТЭУ на основе разрабатываемых концептуальных проектов. Основное внимание обращается на НИОКР, которые требуются для того, чтобы как можно больше материалов вернуть в производственный цикл без ущерба для безопасности, экологии и экономики. Вывод из этого исследования заключается в том, что требуемые решения и пути разработок должны быть найдены как можно быстрее, чтобы быть готовыми к решению практических проблем рефабрикации, когда они возникнут. Если возврат радиоактивных компонентов и материалов в производственный цикл планируется, процессы повторного использования компонентов и рефабрикации материалов должны разрабатываться в промышленном масштабе.

Большинство термоядерных материалов потенциально может быть возвращено в производственный цикл или выведено из-под КНО при условии, что будут выполнены необходимые исследования и разработки. Чтобы повысить перспективы успешной реализации изложенной схемы обращения с радиоактивными материалами и отходами, мы определили основные проблемы и задачи, связанные с захоронением, рефабрикацией и выводом РМ из-под КНО.

Основные проблемы, связанные с захоронением. Определение общих для всех стран требований к могильникам невозможно из-за большой разницы в технических и геологических условиях, а также в требованиях к удельной активности, мощности контактной дозы и уровню тепловыделения при радиоактивном распаде. Тем не менее на основе проведённых проектных исследований ТЭУ и оценки положения с захоронением РО в некоторых странах мы сформулировали и приводим наиболее важные проблемы, связанные с захоронением РО ТЭУ:

- велики объёмы, требующие захоронения ($\geq 8000 \text{ м}^3$ от ТЭУ электрической мощностью 1 ГВт), если не будут приняты энергичные меры к освобождению ОНАМ из-под КНО и возврату РМ в производственный цикл;
- требуется решить, должен демонтаж осуществляться сразу после вывода ТЭУ из эксплуатации или с задержкой;
- высокая стоимость захоронения РО с учётом их подготовки, упаковки, транспортировки, лицензирования и собственно захоронения;
- вместимость существующих могильников НАО весьма ограничена;
- необходима разработка специальных могильников, спроектированных для РО, содержащих тритий, или позволяющих проводить детритизацию РО;

— необходимо соблюдать ограничения по удельной активности НАО, установленные надзорными органами;

— создание новых могильников сталкивается с политическими трудностями;

— усиливается экологический контроль;

— наличие в РО небольшого количества долгоживущих изотопов может создать проблемы для будущих поколений.

Основные проблемы, связанные с возвратом РМ в производственный цикл. Внутри термоядерного сообщества нет сомнений, что возврат РМ в производственный цикл должен играть важную роль в минимизации объема РО ТЭУ. Он чреват существенными технологическими трудностями, но связанные с ним экологические преимущества значительно превышают отрицательные последствия. Недавнее российское исследование, проведенное во ВНИПИЭТ и Радиовом институте им. В.Г. Хлопина, показало, что возврат в производственный цикл ванадиевого сплава дешевле его захоронения [35]. Кроме этого, была показана экономическая целесообразность изготовления защитных кирпичей из радиоактивного свинца по сравнению с захоронением этого свинца в могильниках НАО в США [31]. Положительный опыт возврата РМ в производственный цикл имеется в ядерной промышленности. Мы имеем в виду выдержку РМ в непрерывно контролируемых хранилищах, разделение различных материалов, их измельчение, плавление и рефабрикацию. До сих пор поддержка возврата РМ в производственный цикл со стороны ядерной промышленности была основной движущей силой. Она будет увеличиваться по мере развития ядерной энергетики. Мы должны воспользоваться этой возможностью и продолжать разработки, связанные с возвратом РМ в производственный цикл, и соответствующие исследования, несмотря на недостаток данных о том, как этот возврат может быть реализован в современных проектах. Для того чтобы шире видеть трудности на пути возврата РМ в производственный цикл, мы приводим несколько важных задач, которые международное термоядерное сообщество должно решить с помощью специальных программ НИОКР. Нужно:

— разработать радиационно-стойкое ДО, способное работать при мощности дозы, превышающей 10 кГр/ч;

— разработать типовое крупное (и недорогое) хранилище РМ с требуемым обеспечением теплоотвода;

— разработать методы определения примесей в материалах при концентрациях, недоступных современным методам измерений, и технологию удаления этих примесей;

— разработать технологию выделения отдельных материалов из сложных компонентов;

— определить потребности в энергии для процессов рефабрикации;

— определить стоимость повторного использования материалов;

— освоить переработку РМ и дистанционную рефабрикацию изделий сложной формы;

— разработать процессы радиохимического или изотопного разделения для некоторых материалов (если потребуется);

— обеспечить высокую эффективность системы детритизации;

— определить объем вторичных отходов, требующих захоронения, и уровень трудности при обращении с ними;

— определить свойства повторно используемых материалов, решить, должны ли эти материалы выполнять какие-либо конструкционные функции, могут ли они быть повторно использованы в качестве наполнителя;

— определить, будет ли происходить накопление радиоизотопов и радиотоксичности при повторном использовании РМ;

— определить производительность рефабрикационного завода и потребность во вспомогательных установках;

— повысить готовность ядерной промышленности применять повторно используемые материалы;

— разработать инфраструктуру возврата РМ в производственный цикл.

Основные проблемы, связанные с выводом ОНАМ из-под КНО. Вывод ОНАМ из-под КНО весьма желателен для минимизации РО, захораниваемых в приповерхностных могильниках. МАГАТЭ и ЕК опубликовали правила вывода ОНАМ из-под КНО. Однако США и Россия выпустили свои собст-

венные нормы, которые сильно отличаются от требований МАГАТЭ и ЕК. МАГАТЭ и другие ответственные организации должны разработать единые стандарты вывода ОНАМ из-под КНО, учитывая все радиоизотопы, которые представляют интерес для термоядерных установок, и продолжить свою работу по убеждению промышленных и экологических групп, что вывод ОНАМ из-под КНО является безопасным, без риска для здоровья населения.

В настоящее время доля АЭС, работающих более 20 лет, составляет 75%. Средний возраст реакторов деления ~24,3 года [62]. В течение ближайших десятилетий будет быстро увеличиваться число АЭС, достигших 40-летнего возраста, и выводимых из эксплуатации ядерных реакторов. Столь же быстро будет расти объём выгружаемых из реакторов РМ (в основном металлов и бетона). Ожидается, что количество слабо загрязнённых и слабоактивированных материалов при снятии с эксплуатации АЭС достигнет максимума после 2020 г. Необходимость обращения с такими материалами делает вопрос их вывода из-под КНО крайне актуальным. Одновременно повысится актуальность возврата РМ в производственный цикл. Поэтому мы предсказываем значительное усиление деятельности по обращению с ОНАМ АЭС до 2050 г. Для термоядерного сообщества существует уникальная возможность участвовать в ожидаемой разработке стратегии вывода ОНАМ АЭС из-под КНО на национальном и международном уровнях и разработать стратегию вывода ОНАМ ТЭУ из-под КНО, учитывающую как специфику ТЭУ, так и сходство РМ, образующихся в ТЭУ и реакторах деления [63].

Увеличение количества ОНАМ, выведенных из-под КНО, наблюдалось уже в течение 1990-х годов, когда всё большее число атомных электростанций останавливалось и снималось с эксплуатации. Это явилось причиной того, что МАГАТЭ опубликовало руководство по безопасности RS-G-1.7 [13]. Так как промышленность уже использует действующие нормы по выводу ОНАМ из-под КНО и просит соблюдать стабильность, мы думаем, что в ближайшие несколько лет изменения в этих нормах, по крайней мере в ЕС, не произойдут.

Ряд проблем, связанных с выводом ОНАМ из-под КНО, требуют дополнительного рассмотрения. Нужно:

- устранить расхождение между различными стандартами вывода ОНАМ из-под КНО [9];
- выяснить влияние отсутствующих в стандартах радиоизотопов на надёжность определения $I_{\text{ни}}$;
- добиться разработки и выпуска официальных юридических норм по выводу ОНАМ из-под КНО, учитывающих термоядерную специфику;
- разработать типовое крупное (и недорогое) хранилище для выдержки ОНАМ до достижения ими $I_{\text{ни}} = 1$;
- разработать инфраструктуру вывода ОНАМ из-под КНО;
- вести целеустремлённую воспитательную деятельность по созданию рынка для ОНАМ, выведенных из-под КНО.

ВЫВОДЫ

Настоящее исследование рассматривает комплексный подход к обращению с отработавшими свой ресурс РМ после замены сменяемых компонентов ТЭУ и вывода ТЭУ из эксплуатации.

Показаны привлекательные экологические характеристики ТЭУ. Кратко проанализирован вопрос о ТЭУ с точки зрения требований нераспространения ядерного оружия.

Рассмотрены предшествующие оценки обращения с РМ, сделанные в проектах ТЭУ в США и ЕС. Подчеркивается, что в этих оценках сделан важный вывод: РМ могут быть выведены из-под КНО, возвращены в производственный цикл или захоронены как НАО. Недавно концепции вывода ОНАМ из-под КНО и возврата РМ в производственный цикл и соответствующие требования были пересмотрены международными и национальными регламентирующими организациями. Этот пересмотр и его последствия проанализированы в настоящей статье. В ней предложена новая комплексная стратегия обращения с РМ (вывода ОНАМ из-под КНО, возвращения РМ в производственный цикл и захоронения РО).

Существуют два вида вывода ОНАМ из-под КНО: безусловный и условный. Условный вывод, по-видимому, может найти применение при отсутствии рынка для ОНАМ, выведенных из-под КНО безусловно. Рассмотрено отношение населения к применению ОНАМ, выведенных из-под КНО. Проанализи-

рован вопрос, как расширить рынок для этих материалов. Термоядерная энергетика сможет широко использовать опыт, который будет получен при демонтаже АЭС. Тогда будет существовать дилемма: следует ли захоранивать все РМ как отходы, столкнувшись с проблемой поиска новых могильников, или выводить ОНАМ из-под КНО. Это обстоятельство подчёркивает важность воспитания населения и поисков поддержки вывода ОНАМ из-под КНО и возвращения их в производство. Проанализированы правила вывода из-под КНО, разработанные в МАГАТЭ, России, США и ЕС, отмечены их сходство и различие. Полезный опыт, полученный при выводе ОНАМ из-под КНО в Германии, Швеции, Испании и Бельгии, следует использовать для расширения применения этой процедуры.

Сделан краткий обзор предыдущих подходов к возврату РМ ТЭУ в производственный цикл. При разработке технологии повторного использования РМ следует максимально применять аналогичный опыт, накопленный на АЭС (ДО горячих камер, работа с очень высокоактивными материалами, в частности, с отработавшим свой ресурс топливом). Возможны два дополняющих друг друга подхода: повторное использование (обновление) компонентов и материалов и рефабрикация РМ. При обоих подходах стоимость возврата РМ в производственный цикл должна быть приемлемой. Восстановление рабочих характеристик некоторых компонентов и материалов не только решает проблему минимизации количества РМ, подлежащих рефабрикации, но и облегчает проблему обеспечения дефицитными и дорогими свежими материалами. При плавлении РМ расплав очищается от продуктов активации — выделяются шлак, пыль и дым. После удаления шлака и корректировки состава свойства сплава могут быть близкими к свойствам свежего сплава или идентичными им [31].

Рассмотрен вопрос выбора между захоронением и возвратом РМ в производственный цикл, при решении которого следует учитывать экономические аспекты. Мощность контактной дозы, тепловыделение при радиоактивном распаде и удельная активность РМ являются важными характеристиками и должны быть ограничены при рефабрикации. Эти параметры определяют выбор между «ручной» рефабрикацией РМ, «ручной» рефабрикацией с применением БРЗ и дистанционной рефабрикацией. Возможна рефабрикация РМ вне ядерной промышленности, в литейном цехе, имеющем лицензию на работу с РМ, и некоторые сценарии рефабрикации без плавления. Рассмотрен вопрос о переработке РМ, не подлежащих выводу из-под КНО, в специальных установках для удаления особо вредных радиоизотопов. В результате такой переработки получается небольшое количество концентрированных РО и очищенный материал, который в дальнейшем может быть выведен из-под КНО или, если это невозможно, возвращён в производственный цикл в рамках ядерной промышленности.

Что касается захоронения РО в геологических формациях, мы рассмотрели две категории отходов — НАИСаО и ВАО. Было установлено, что ТЭУ не производят ВАО. Использование категории НАИСаО требует одобрения национальных руководящих органов. Захоронение РО в виде НАИСаО могло бы быть приемлемой альтернативой выводу ОНАМ из-под КНО или возврату РМ в производственный цикл, но оно менее привлекательно с экологической точки зрения. В настоящее время во многих странах могильники промежуточной глубины не пользуются большим вниманием.

С учётом перечисленных обстоятельств комплексная стратегия обращения с РМ была предложена в ЕС. Она рассматривает обращение с РМ с точки зрения надзорных органов (безусловный вывод из-под КНО, условный вывод из-под КНО, сохранение РМ под полным контролем надзорных органов) и с точки зрения администрации ТЭУ (возврат в производственный цикл/повторное использование, захоронение) в виде матрицы, объединяющей оба подхода. Кроме того, она учитывает технические трудности возврата РМ в производственный цикл или обработки РО перед захоронением, вводя систему баллов, которая рассматривает категорию требуемого обращения с РМ и необходимость охлаждения компонентов и материалов при работе с ними. Всё перечисленное вместе и составляет действительно комплексную систему обращения с РМ, отработавшими свой ресурс в ТЭУ.

Мы определили параметры, которые играют ключевую роль на заключительной стадии обращения с РМ ТЭУ, отмечаем необходимость доработки и детализации нового подхода на всей этой стадии, учёта специфики ТЭУ. Предлагаемый нами подход многосторонен. Он рассматривает и пути использования или захоронения РМ, и трудности обращения с ними, и критические проблемы и задачи, возникающие при возврате РМ в производственный цикл, выводе ОНАМ из-под КНО и захоронении РО. Такой под-

ход требует одобрения национального руководства и специальной программы НИОКР для решения выявленных критических проблем. Тем не менее на его основе возможно всестороннее рассмотрение большинства параметров, определяющих сложную систему обращения с РМ. Кроме того, он позволяет изучить и сравнить различные проекты ТЭУ и различные составы материалов с точки зрения их воздействия на окружающую среду.

REFERENCES

1. **El-Guebaly L., Pampin R., Zucchetti M.** Insights from Clearance Assessments of Fusion Power Plants: ARIES and PPCS. — UWFD-1292, University of Wisconsin Fusion Technology Institute, July 2006; available on the Internet at <http://fti.neep.wisc.edu/pdf/fdm1292.pdf>.
2. **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. Technol.*, 2009, vol. 55, pp. 109—139.
3. **El-Guebaly L., Massaut V., Tobita K., Cadwallader L.** Goals, challenges and successes of managing fusion activated materials. — *Fus. Eng. Des.*, 2008, vol. 83, pp. 928—935.
4. **Santarius J.F., Kulcinski G.L., El-Guebaly L.** A passively proliferation-proof fusion power plant. — *Fusion Science & Technology*, 2003, vol. 44, p. 289.
5. **El-Guebaly L.** Evaluation of disposal, recycling, clearance scenarios for managing ARIES radwaste after plant decommissioning. — *Nuclear Fusion*, 2007, vol. 47, pp. S485—S488.
6. **Zucchetti M., El-Guebaly L., Forrest R.A., Marshall T.D., Taylor N.P., Tobita K.** The feasibility of recycling and clearance of active materials from a fusion power plant. — *J. Nucl. Mater.*, 2007, vol. 367—370, p. 1355.
7. **Pampin R., Massut 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.
8. **El-Guebaly L., Henderson D., Abdou A., Wilson P.** Clearance issues for advanced fusion power plants. — *Fusion Technol.*, 2001, vol. 39, № 2, p. 986.
9. **El-Guebaly L., Wilson P., Paige D.** Evolution of clearance standards and implications for radwaste management of fusion power plants. — *Fusion Sci. Technol.*, 2006, vol. 49, p. 62.
10. **El-Guebaly L., Pampin R., Zucchetti M.** Clearance considerations for slightly-irradiated components of fusion power plants. — *Nucl. Fusion*, 2007, vol. 47, pp. S480—S484.
11. **The ARIES Program Public Information Web Site.** 2008; available on the Internet at <http://aries.ucsd.edu/ARIES/>.
12. **Maisonnier D. et al.** A Conceptual Study of Commercial Fusion Power Plants. Final report of the European Fusion Power Plant Conceptual Study (PPCS). — Report EFDA-RP-RE-5.0 European Fusion Development Agreement, 2005.
13. **International Atomic Energy Agency.** Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance. — IAEA Safety Standards Series, № RS-G-1.7, 2004; available on the Internet at http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1202_web.pdf.
14. **US Nuclear Regulatory Commission.** Radiological Assessments for Clearance of Materials from Nuclear Facilities. — Main Report NUREG-1640, Washington, D.C., 2003; available on the Internet at <http://www.nrc.gov/reading-rm/doc-collections/nuregs/staff/sr1640/>.
15. **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/radioprotection/publication/doc/122_part1_en.pdf.
16. **Directorate General for Energy and Transport, European Commission.** Radiation Protection 134 — Evaluation of the Application of the Concepts of Exemption and Clearance for Practices according to Title III of Council Directive 96/29/Euratom of 13 May 1996 in EU Member States — 2003; available on the Internet at: http://ec.europa.eu/energy/nuclear/radioprotection/publication/doc/134_en.pdf.
17. **2.6.1. Ionizing radiation, radiation safety.** Radiation standards (NRB-99). Sanitary regulations SP 2.6.1.758.99. Approved by the Chief state sanitary doctor of the Russian Federation. Official publication. — M.: Information and publication centre of Russia Health Ministry, 1999. <http://www.wdcb.ru/mining/zakon/Content.htm> (in Russian).
18. **International Atomic Energy Agency.** Clearance Levels for Radionuclides in Solid Materials: Application of the Exemption Principles, Interim Report for Comment. IAEA TECDOC-855, 1996.
19. **Rocco P., Zucchetti M.** Advanced management concepts for fusion waste. — *J. Nucl. Mater.*, 1998, vol. 258—263, p. 1773.
20. **Massaut V., Bestwick R., Broden K.** State of the art of fusion material recycling and remaining issues. — *Fus. Eng. Des.*, 2007, vol. 82, p. 2844.
21. **Ooms L., Boden S.** Recycling Paths for Fusion Power Plant Materials and Components. TW5-TSW-001 D7 Final Report, SCK-CEN-R-4402, SCK-CEN, 2007.
22. **Küppers C.** Comparison of clearance criteria in different countries. — In: Proc. 4th Intern. Symp. on Release of Radioactive Material from Regulatory Control — Harmonisation of Clearance Levels and Release Procedures. Hamburg, Germany, March 20—22, 2006. TÜV NORD, 2006 (CD-ROM).
23. **Radiation standards (NRB-96).** Hygienic normals. Approved by the Chief state sanitary doctor of the Russian Federation. (abolished with start using sanitary rules NRB-99). — M.: News and publication center of the State Committee for sanitary and epidemiological supervision of Russia, 1996 (in Russian).

24. **Basic** sanitary rules for radiation safety support (OSPORB-99). 2.6.1. Ionizing radiation, radiation safety. SP2.6.1. 799-99. Approved by the Chief state sanitary doctor of the Russian Federation. — M.: Russia Health Ministry, 2000 (in Russian).
25. **Ooms L., Massaut V.** Feasibility of Fusion Waste Recycling. SCK-CEN Report R-4056, SCK-CEN, Mol, Belgium, 2005.
26. **Cook I., Maisonnier D., Taylor N.P. et al.** European fusion power plant studies. — Fusion Sci. Technol., 2005, vol. 47, p. 384.
27. **Raeder J. (Ed.).** Report of the Safety and Environmental Assessment of Fusion Power (SEAFP) Project. European Commission, DGXII, EURFUBRU XII-217(95), 1995.
28. **Rocco P., Zucchetti M.** Recycling and clearance of fusion activated waste, — J. Nucl. Mater., 1996, vol. 233—237, p. 1500.
29. **El-Guebaly L., Wilson P., Sawan M. et al.** Recycling issues facing target and RTL materials of inertial fusion designs. — Nuclear Instruments & Methods in Physics Research, Section A, 2005, vol. 544, p. 104.
30. **Pampin R., Forrest R.A., Bestwick R.** Consideration of Strategies, Industry Experience, Processes and Time Scales for the Recycling of Fusion Irradiated Material. United Kingdom Atomic Energy Authority report FUS-539, 2006.
31. **El-Guebaly L., Massaut V., Tobita K., Cadwallader L.** Evaluation of Recent Scenarios for Managing Fusion Activated Materials: Recycling and Clearance, Avoiding Disposal. UWFD-1333, University of Wisconsin Fusion Technology Institute, 2007; available on the Internet at: <http://fti.neep.wisc.edu/pdf/fdm1333.pdf>.
32. **Haefele W., Holdren J.P., Kessler G., Kulcinski G.L.** Fusion and Fast Breeder Reactors. International Institute for Applied Systems Analysis, Laxenburg, Austria, RR-77-8, 1977.
33. **Kolbasov B.N., Borisov A.A., Vasil'ev N.N., Leonov V.M. et al.** Concept of DEMO-S demonstration fusion power reactor. — VANT. Ser. Termoyadernyi sintez (Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Thermonuclear Fusion), 2007, issue 4, pp. 3—13 (in Russian).
34. **Bartenev S.A., Ciampichetti A., Firsin N.G. et al.** Recycling of vanadium alloys in fusion reactors. — J. Nucl. Mater., 2007, vol. 367—370, p. 892.
35. **Bartenev S.A., Kvasnitskij I.B., Kolbasov B.N. et al.** Radiochemical reprocessing of V—Cr—Ti alloy and its feasibility study. — J. Nucl. Mater., 2004, vol. 329—333, p. 406.
36. **Karelia**, № 44 (507), October 23, 1998; available on the Internet at www.gov.karelia.ru/Karelia/507/t/507_3.html.
37. **Nieves L.A. et al.** Evaluation of Radioactive Scrap Metal Recycling. ANL/EAD/TM-50, Argonne National Laboratory, Argonne, Illinois, USA, 1995.
38. **Di Pace L., Natalizio A.** Preliminary analysis of waste recycling scenarios for future fusion power plants. — Fus. Eng. Des., 2003, vol. 69, pp. 775—779.
39. **Nuclear Energy Agency.** The Economics of the Nuclear Fuel Cycle. Paris, 1994; available on the Internet at: <http://www.nea.fr/html/ndd/reports/efc/>
40. **El-Guebaly L., Wilson P., Henderson D., Varuttamaseni A.** Feasibility of target materials recycling as waste management alternative. — Fusion Sci. Technol., 2004, vol. 46, № 3, p. 506.
41. **Pampin R., O'Brien M.H.** Irradiated Material Management in Near-Term Fusion Power Plants. IEA. Co-Operative Programme on the Economic, Safety and Environmental Aspects of Fusion Power, Collaborative Study on the Back-End of Fusion Materials, UKAEA Final Report FUS-548, 2007.
42. **International Atomic Energy Agency.** Categorizing Operational Radioactive Wastes. IAEA TECDOC-1538, 2007.
43. **US Nuclear Regulatory Commission.** Licensing Requirements for Land Disposal of Radioactive Waste. Title 10, Code of Federal Regulations, Part 61 (10CFR61), Federal Register, FR47, 57446, 1982.
44. **Lowenthal M.D.** Radioactive-Waste Classification in the US: History and Current Predicaments. Lawrence Livermore National Laboratory (LLNL), 1997; available on the Internet at: <http://www.osti.gov/bridge/servlets/purl/16339-ZtRZDZ/native/16339.PDF>
45. **Fetter S., Cheng E.T., Mann F.M.** Long term radioactive waste from fusion reactors: part II. — Fus. Eng. Des., 1990, vol. 13, p. 239.
46. **Decreto Legislativo 17.3.1995 № 230, Suppl. Ord. GU № 136 — 13.6.1995. Serie Generale** (in Italian).
47. **Decreto Legislativo 26.5.2000 № 241, Suppl. Ord. GU № 203 — 31.8.2000. Serie Generale** (in Italian).
48. **ENEA, Guida Tecnica n.26: Gestione dei rifiuti radioattivi.** Roma (in Italian).
49. **Commissario Delegato per la Sicurezza dei Materiali Nucleari.** Prescrizioni per l'allontanamento dei materiali solidi derivanti dallo smantellamento delle centrali nucleari e degli impianti nucleari di produzione e di ricerca del ciclo del combustibile. Ordinanza 11 aprile 2003 № 5: GU № 98 — 29.4.2003. Serie Generale (in Italian).
50. **Rosanvallon S., Gastaldi O., Di Pace L., Pampin R., Marbach G.** Waste Management for ITER and for Fusion Reactors. — La Revue Générale Nucléaire Année, 2007, № 1, vol. 69.
51. **French law 2006-739**, 28 June 2006.
52. **Décret № 2008-357** du 16 avril 2008 pris pour l'application de l'article L. 542-1-2 du code de l'environnement et fixant les prescriptions relatives au Plan national de gestion des matières et des déchets radioactifs (JO № 92 du 18 avril 2008) (in French).
53. **ANDRA.** Spécification — Critères radiologiques des déchets TFA. Document DSQE/ME, SUR.SP.AMES.02.007, ind. C, December 2002 (in French).
54. **ANDRA.** Spécifications d'acceptation des colis de déchets radioactifs au Centre de l'Aube (INB № 49) — Spécifications générales — Spécification Technique Générale. ACO SP ASRE 99.001 (in French).
55. **Gastaldi O., Uzan-Elbez J.** Hot-cells and radwaste dismantling-WM strategy. Report DEN/DTN/STPA/LPC/2007/070, EISS5 Task SL53.8d, Commissariat à l'Energie Atomique, 2007.
56. **Napier B.A. et al.** GENII — the Hanford Environmental Radiation Dosimetry Software System. PNL-6584, Pacific Northwest Laboratories, 1990.
57. **Coppi B. et al.** The Ignitor experiment. — Nucl. Fusion, 2001, vol. 41, p. 1253.
58. **ARIES-CS.** Available on the Internet at <http://fti.neep.wisc.edu/aries-cs/builds/build092606.pdf> (2006).

59. **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 (International Atomic Energy Agency); available on the Internet at: <http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/P1250-cd/datasets/index.htm>.
60. **Rocco P., Zucchetti M.** Waste management for different fusion reactor designs. — J. Nucl. Mater., 2000, vol. 283—287, p. 1473.
61. **Ollson G., Sponton L.-L., Ooms L.** Mid-Long Term R&D Step by Step Plan in Order to Implement the Recycling at the Maximum Extension Possible. Studsvik Report N-06/195, EFDA task TW5-TSW-001/D8a & D8b, 2006.
62. **IAEA** Power Reactor Information System. PRIS; Table Operational Reactors by Age. Available on the Internet at: <http://www.iaea.org/programmes/a2/> (Feb. 2, 2008).
63. **Di Pace L.** State of the Art in the Field of Recycling and Clearance - Safety Criteria, Regulations and Implications for the Fusion Industry. ENEA FUS-TN SA-SE-R-132, ENEA (2005).

AUTHORS

Zucchetti M. EUROATOM/ENEA, Turin PolyTechnicum, Turin, Italy; massimo.zucchetti@polito.it

El-Guebaly L. University of Wisconsin–Madison, Мэдисон, Wisconsin, USA; elguebaly@engr.wisc.edu

Di Pace L. EUROATOM/ENEA, Frascati Research Center, Rome, Italy; di_pace@frascati.enea.it

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

Massaut V. Belgium Nuclear Research Center, Belgium; vmassaut@sckcen.be

Pumpin R. EUROATOM/UKAEA, Culham Science Centre, Abingdon, UK; raulpampin@ukaea.org.uk

Wilson P University of Wisconsin–Madison, Madison, Wisconsin, USA; wilsonp@engr.wisc.edu

Received 14 April 2009

Problems of Atomic Science and Technology
Ser. Thermonuclear Fusion, 2009, issue 2, pp. 3—42.