УДК 621.039.7, 621.039.77

НЕКОТОРЫЕ ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЕ ПРОБЛЕМЫ ОБРАЩЕНИЯ С МАТЕРИАЛАМИ ТЕРМОЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

Б.Н. Колбасов¹, Л. Эль-Гуэбали², В.И. Хрипунов¹, Ю. Сомея³, К. Тобита³, М. Цуккетти⁴

¹НИИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия

²Висконсинский университет-Мэдисон, Мэдисон, Висконсин, США

³Японское агентство по атомной энергии, Япония

⁴Ассоциация по термоядерным исследованиям ЕВРАТОМ/Итальянское национальное агентство по новым технологиям, энергии и охране окружающей среды (ENEA), Туринский политехникум, Турин, Италия

В рамках программы Международного энергетического агентства по экологии, безопасности и экономике термоядерных энергетических установок (ТЭУ) проведено международное исследование обращения с радиоактивными материалами термоядерных реакторов с целью определения требований к этим материалам на завершающей стадии обращения с ними. Стратегия обращения с материалами, активированными в ТЭУ, предусматривает три возможных пути: вывод очень низкоактивных материалов из-под контроля надзорных органов (КНО) с передачей их на рынок товаров промышленного назначения (клиренс), возвращение материалов в производственный цикл в рамках ядерной промышленности (рециклинг) и захоронение в геологических или приповерхностных могильниках в зависимости от уровня радиоактивности. В настоящее время усиливаются международные попытки избежать захоронения радиоактивных материалов, в частности, отработавших свой срок службы в ТЭУ, в геологических формациях. Компоненты, обращённые к плазме (дивертор и бланкет), обычно сильно радиоактивны и не могут быть выведены из-под КНО. Так как вывод из-под КНО крупногабаритных компонентов (таких, как биологическая защита, корпус криостата, вакуумный корпус, некоторые элементы магнита) весьма желателен, мы определили источники радиоизотопов, препятствующих этому выводу, и исследовали влияние уменьшения примесей. В другом исследовании было оценено накопление радиоактивности при повторном использовании дивертора, изготовленного из сплава W—La₂O₃. Влияние примесей на обращение с активированными материалами иллюстрируется на примерах образования ¹⁴C и активации примесей в бетоне биологической защиты. Мы думаем, что анализ сценариев обращения с активированными материалами, представленный в данной статье на примере замены бланкета и дивертора, также представляет интерес.

Ключевые слова: термоядерная энергетическая установка, возврат радиоактивных материалов в производство, вывод малорадиоактивных материалов из-под контроля надзорных органов, захоронение радиоактивных материалов, углерод-14.

SOME TECHNOLOGICAL PROBLEMS OF FUSION MATERIALS MANAGEMENT

B.N. Kolbasov¹, L. El-Guebaly², V.I. Khripunov¹, Y. Someya³, K. Tobita³, M. Zucchetti⁴

¹NRC «Kurchatov Institute», Moscow, Russia

²University of Wisconsin-Madison, Madison, Wisconsin, USA

³Japan Atomic Energy Agency, Japan

⁴EURATOM/ENEA Fusion Association, Politecnico di Torino, Torino, Italy

Within the framework of the International Energy Agency Program on Environmental, Safety and Economic Aspects of Fusion Power, an international collaborative study on management of fusion radioactive materials has been carried out to examine the back-end of the materials cycle. The strategy for handling fusion activated materials calls for three potential schemes: clearance, recycling and disposal. There is a growing international effort to avoid geologic disposal, for fusion in particular. Plasma facing components (divertor and blanket) usually contain high radioactivity and are not clearable. As clearance of sizeable components (such as biological shield, cryostat vessel, vacuum vessel, and some constituents of magnets) is highly desirable, we identified the source of radioisotopes that hinder the clearance of these components and investigated the impact of impurity control. Another study assessed radioactivity build up under repeated use of the divertor made of W—La₂O₃ alloy. Effect of impurities on activated materials management is illustrated by the examples of ¹⁴C generation and impurities activation in concrete of biological shield. We think that consideration of activated materials management scenarios presented in this paper by example of blanket and divertor replacement is of interest as well.

Keywords: fusion power plant, recycling of radioactive materials, clearance of radioactive materials, radioactive waste disposal, carbon-14.

ВВЕДЕНИЕ

В настоящее время усиливаются попытки в международном масштабе избежать захоронений радиоактивных материалов, в частности отработавших свой срок службы в ТЭУ, в геологических формациях [1—4].

Председатель 6-й Российской конференции «Радиохимия-2009», комментируя доклады [5, 6], сказал: «Весьма своевременно термоядерные специалисты ищут возможности избежать головной

боли, связанной с захоронением радиоактивных материалов, которой страдают специалисты современной ядерной энергетики».

Вывод очень низкоактивных материалов из-под КНО и возвращение активированных материалов, образующихся при работе ТЭУ и её выводе из эксплуатации, в производственный цикл (ПЦ) более привлекательны с экологической точки зрения, так как они уменьшают количество захораниваемых радиоактивных отходов.

Материалы всех компонентов ТЭУ потенциально могут быть возвращены в ПЦ [1—4] при условии, что дистанционное оборудование (ДО) сможет работать при дозах ≥ 10 кГр/ч и будет приспособлено к работе с термоядерными компонентами (к их размерам, весу и другим особенностям).

Система детритизации материалов для удаления трития перед переработкой, а также система удаления тепла, выделяющегося при радиоактивном распаде до и во время переработки, являются существенными элементами технологии возвращения радиоактивных материалов в ПЦ.

Обеспечение термоядерной энергетики некоторыми дефицитными материалами без их возвращения в ПЦ невозможно. Например, нужно иметь в виду, что мировые запасы бериллия (Be) при современном уровне приемлемой стоимости добычи оцениваются величиной, несколько превышающей 80 000 т. Мировая добыча Be в 2012 г. составила 230 т [7], а количество Be, требующегося для ТЭУ PPCS-B, — 560 т [8]. Причём это количество Be должно заменяться каждые 5 лет из-за газового распухания, вызванного облучением.

Анализ в настоящей работе проводился при двух предположениях:

— для современных материалов с минимальным содержанием примесей (СП), достигнутым промышленностью, в случае демонстрационных реакторов и энергетических реакторов первого поколения с ферритными сталями (ФС) и ванадиевыми сплавами в качестве конструкционного материала, охлаждаемых He, жидким Li и эвтектикой Pb—Li. Этот подход в основном применяется в разделе, посвящённом ^{14}C ;

— для материалов с минимальным СП, когда-либо достигнутым при их крупномасштабном производстве или ограниченном технологическими требованиями, для усовершенствованных энергетических реакторов второго поколения, главным образом с SiC и эвтектикой Pb—Li, например, для проектов серии ARIES (Advanced Research Innovation and Evaluation Study) [9]) или японского реактора DREAM.

К сожалению, современные материалы часто не соответствуют требованиям, предъявляемым к материалам термоядерных энергетических реакторов, в частности, это относится к СП (например, U в Be; Nb, Co, Mo, Ag, N в Be и других материалах).

РАДИОИЗОТОПЫ, ПРЕПЯТСТВУЮЩИЕ ВЫВОДУ КОМПОНЕНТОВ ТЕРМОЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ ИЗ-ПОД КОНТРОЛЯ НАДЗОРНЫХ ОРГАНОВ

На рис. 1 показаны изометрический разрез энергетического реактора ARIES-ACT-1 (Aggressive and Conservative Tokamaks), соответствующего самому последнему проекту среди серии проектов электростанций ARIES [9], состав внешней части его активной зоны по радиусу и объёмы компонентов, составляющих активную зону.

Все компоненты реактора должны работать в течение ~ 50 лет с коэффициентом использования номинальной мощности 85%, за исключением первой стенки (ПС), бланкета и дивертора, которые должны заменяться каждые 5 лет. Средняя мощность тока термоядерных нейтронов через внешнюю ПС $3,4 \text{ МВт/м}^2$.

Индексы неограниченного использования (ИНИ) материала $I_{\text{ни}} = \Sigma [Q_i / (\text{МЗУА})_i]$, равные сумме отношений удельных активностей отдельных радиоизотопов Q_i к их минимально значимой удельной активности $(\text{МЗУА})_i$, допускающей по рекомендации МАГАТЭ неограниченное использование гипотетического материала, изготовленного из этого изотопа [10], для некоторых полностью спрессованных компонентов с внешней стороны от плазмы реактора ARIES-ACT-1 показаны на рис. 2. ИНИ для защиты на рисунке не показан. Он изменяется со временем приблизительно так же, как ИНИ для вакуумного корпуса (ВК), но его значения немного меньше.

Рис. 1. Изометрический вид энергетического реактора ARIES-ACT-1 (а), объёмы компонентов, составляющих активную зону (б), и состав внешней части его активной зоны по радиусу (в)

Компоненты, обращённые к плазме — дивертор и бланкет — обычно сильно радиоактивны и не могут быть выведены из-под КНО. Из рис. 2 следует, что только хорошо защищённый корпус криостата и биологическая защита, расположенные вдали от плазмы, могут быть выведены из-под КНО. ИНИ для бетона биологической защиты достигает единицы приблизительно через 1 год после остановки реактора, для корпуса криостата — через ~70 лет.

Несмотря на то, что магнит хорошо защищён бланкетом, ВК и технологической защитой, он в целом не может быть выведен из-под КНО даже через 100 лет выдержки. Анализ его отдельных компонентов (75% — конструкции из стали JK2LB, 12% — медный стабилизатор, 2% — сверхпроводник из Nb₃Sn, 2,5% — электрическая изоляция и 8,5% — жидкий гелий, по объёму) показывает, что ИНИ сверхпроводника из Nb₃Sn даёт самый большой вклад в ИНИ магнита в целом и только

Рис. 2. Индексы неограниченного использования (по рекомендации МАГАТЭ) спрессованных компонентов с внешней стороны от плазмы реактора ARIES-ACT-1

Рис. 3. Индексы неограниченного использования (по рекомендации МАГАТЭ) составных частей магнита с внешней от плазмы стороны

3Cr—3WV с наименьшим количеством примесей, производстве разных сталей [11].

Рис. 4. Основные радиоизотопы, дающие вклад в ИНИ внешней части вакуумного корпуса реактора ARIES-ACT-1

ВК, изготовленный из чистого железа, имел бы из-за ^{60}Co , образующегося из Fe, через 100 лет после остановки реактора ИНИ около 20. Это означает, что ни строгий контроль всех примесей, ни замена легирующих элементов в стали не дадут возможности в обозримое время вывести ВК (и технологическую защиту) реактора ARIES-ACT-1 из-под КНО. Их можно, однако, вернуть в ПЦ. Другими словами, переработка радиоактивных материалов активной зоны ТЭУ и их возвращение в ПЦ являются единственным возможным путём избежать необходимости их захоронения и тем самым свести к минимуму объём радиоактивных отходов, требующих могильников в геологических формациях.

ОЦЕНКА НАКОПЛЕНИЯ РАДИОАКТИВНОСТИ ПРИ МНОГОКРАТНОМ ИСПОЛЬЗОВАНИИ СПЛАВА W—La₂O₃

На рис. 6 показана мощность контактной дозы от сплава W—La₂O₃ (1% вес. La₂O₃) после его многократного использования в диверторе ТЭУ ARIES в течение срока службы термоядерной электростанции (40—50 лет работы на номинальной мощности). Предполагалось, что при переработке

медный стабилизатор может быть выведен из-под КНО вскоре после остановки станции, как это видно на рис. 3.

Часто задают вопрос, какие материалы или примеси препятствуют выводу из-под КНО ВК и технологической защиты? Было бы весьма желательно вывести эти массивные компоненты ТЭУ из-под КНО, даже если необходимый срок выдержки превысит 100 лет. Мы подробно проанализировали внешнюю сторону ВК и определили основные радиоизотопы, дающие вклад в ИНИ ВК, который через 100 лет после остановки реактора равен ~770 (рис. 4, 5). Основными источниками этих радиоизотопов являются примеси (0,5 мг/кг Nb, 0,02 мг/кг Eu и 8 мг/кг Co). Кроме них заметный вклад даёт ^{14}C , образующийся из 0,1% вес. легирующего сталь углерода. В проекте ВК выбрана бейнитная ФС

Рис. 5. Вклад различных радиоизотопов в ИНИ для ВК через 100 лет после остановки реактора ARIES-ACT-1

радиоактивный материал не удалялся. В реакторе ARIES длительность работы дивертора до его замены соответствует 3, 4 годам работы на номинальной мощности. Извлечённый из токамака дивертор «охлаждается» в течение 3 лет в хранилище, затем проводятся его рефабрикация и приёмные испытания.

После двух рабочих кампаний требуется приблизительно двухдневная выдержка дивертора, прежде чем можно разбирать его на составляющие элементы с помощью усовершенствованного дистанционного оборудования (ДО). После 10 рабочих кампаний для проведения таких дистанционных операций дивертор должен «охлаждаться» около 4 месяцев. Эти 4 месяца вполне укладываются в рамки тех 3 лет, которые имеются до ближайшей следующей плановой замены дивертора в энергетическом реакторе. Увеличение мощности контактной дозы от дивертора, изготовленного из повторно используемого сплава W—La₂O₃, от одной рабочей кампании до другой при длительном времени облучения обусловлено накоплением долгоживущих радиоактивных изотопов, в основном, при активации содержащихся в сплаве примесей. На рис. 6 показан использованный при анализе предел применения ручного обращения, равный 1 мкЗв/ч, вместо рекомендованных МАГАТЭ и принятых в подавляющем большинстве стран 10 мкЗв/ч для работы в течение рабочего дня.

Накопление радиоактивности в результате многократного использования такого дивертора представляется приемлемым.

ОБРАЗОВАНИЕ ¹⁴C В ТЕРМОЯДЕРНЫХ РЕАКТОРАХ И ЕГО ВЛИЯНИЕ НА ОБРАЩЕНИЕ С АКТИВИРОВАННЫМИ МАТЕРИАЛАМИ

¹⁴C является наиболее проблематичным долгоживущим радиоизотопом, образующимся в ТЭУ. Его период полураспада — 5730 лет. В ТЭУ первого поколения PPCS-AB и PPCS-B, рассмотренных в рамках Европейского концептуального исследования термоядерных электростанций (Power Plant Conceptual Study — PPCS), вклад ¹⁴C в долгоживущую активность был 58 и 88% соответственно [2].

Скорость образования ¹⁴C определяется материальным составом blankets и нейтронным спектром. Количество примесей часто играет доминирующую роль. Удельная активность ¹⁴C, образующегося в Be, V-сплавах и стали, определяется, главным образом, содержанием азота (N). В воде, бетоне и керамических материалах для воспроизводства трития она определяется изотопом ¹⁷O. В углеродно-волокнутом и SiC-композитах заметный вклад даёт изотоп ¹³C.

На рис. 7 показаны поперечные сечения основных нейтронных реакций, приводящих к образованию ¹⁴C: ¹⁴N(n, p)¹⁴C, ¹⁷O(n, α)¹⁴C и ¹³C(n, γ)¹⁴C. Доля ¹⁴N, ¹⁷O и ¹³C в соответствующих природных элементах — 99,6, 0,038 и 1,1% соответственно. Изотопы ¹⁶O и ¹⁸O в результате пороговых реакций, также показанных на рис. 7, вносят дополнительный вклад в суммарную активность ¹⁴C, образующегося на кислороде, — ~12 и ~17% соответственно. Другими реакциями, также порождающими ¹⁴C, в условиях ТЭУ можно пренебречь.

Максимальная удельная скорость основной реакции образования изотопа ¹⁴C в blankets охлаждаемой водой ТЭУ электрической мощностью 1 ГВт — ¹⁴N(n, p)¹⁴C составляет ~4·10⁻¹¹ атом/с на

Рис. 6. Мощность контактной дозы при переработке сплава W—La₂O₃ после его работы в диверторе термоядерного реактора ARIES в течение 1, 2, 5 и 10 кампаний

Рис. 7. Энергетическая зависимость сечений реакций, ведущих к образованию ¹⁴C и его предшественников: 1 — ¹⁴N(n, p)¹⁴C; 2 — ¹⁷O(n, α)¹⁴C; 3 — ¹³C(n, γ)¹⁴C; 4 — ¹⁸O(n, 2n)¹⁷O; 5 — ¹⁸O(n, α)¹⁴C; 6 — ¹⁵N(n, d)¹⁴C; 7 — ¹⁶O(n, d)¹⁵N [12]

одно исходное ядро азота. Скорость образования (CO) ^{14}C в 1 кг материала, содержащего 1 мг азота, при флюенсе термоядерных нейтронов через ПС 1 МВт·год/м² равна ~0,11 МБк/год. Такая же концентрация О и С при том же облучении даёт ~38 и 3,2 Бк/кг соответственно.

Накопление ^{14}C за год в трёх содержащих бериллиевый нейтронный размножитель бланкетах ТЭУ первого поколения мощностью 1 ГВт (эл.) было рассчитано с помощью вычислительной системы EASY-2003 [12]. При этой оценке, в отличие от исследований, проводившихся в рамках проекта ARIES, мы рассматривали освоенные промышленностью материалы [13].

Самая высокая CO ^{14}C (16 ТБк/год) оказалась в охлаждаемом гелием бланкете российской ТЭУ ДЕМО-С толщиной 45 см [14], в котором конструкционным материалом является сплав V—5Cr—5Ti, а тритий воспроизводится в керамике Li_2TiO_3 . Такая CO ^{14}C является следствием высокого содержания азота в Ве (280 мг/кг) и сплаве V—5Cr—5Ti (150 мг/кг) при воздействии мягкого спектра нейтронов в «гомогенной» смеси бридера трития Li_2TiO_3 и размножителя нейтронов.

В охлаждаемом водой засыпном бланкете толщиной 56 см японского компактного реактора с отрицательным широм CREST (Compact Reversed Shear Tokamak) [15] CO ^{14}C существенно меньше (6,6 ТБк/год) из-за более жёсткого спектра нейтронов в многослойной («гетерогенной») конструкции. Наибольший вклад в образование ^{14}C дают Ве и ФС, содержащая 20 мг/кг N.

Накопление ^{14}C в варианте ТЭУ ДЕМО-С с самоохлаждающимся Li бланкетом составляет ~3,2 ТБк/год. При этом учитывалось, что содержание N в Li не должно превышать 50 мг/кг, чтобы избежать образования нитридов, затрудняющих вывод трития из контура [14]. Основной вклад в образование ^{14}C в этом бланкете даёт V—5Cr—5Ti (2,1 ТБк/год).

По-видимому, во время проектирования этих реакторов накоплению ^{14}C не уделялось должное внимание. Поэтому и меры по уменьшению примесей в материалах не применялись.

В проектах ТЭУ второго поколения (серии ARIES [9, 16], PPCS-D [8] и DREAM [17]) в бланкетах применяются материалы, требующие большего времени на их разработку и испытания, но позволяющие улучшить характеристики ТЭУ по безопасности, экологии и экономике, в частности, композиты SiC_f/SiC и эвтектика Li—Pb.

При анализе накопления ^{14}C в таких бланкетах мы рассмотрели бланкеты, в которых эвтектика $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ занимает 85% объёма, а композит SiC_f/SiC — 15%. Предположения о количестве примесей N, О и С в эвтектике в этом анализе отличались от соответствующих предположений в проекте ARIES.

Производимый в настоящее время композит SiC_f/SiC содержит 0,1% вес. N и 5,8% вес. О [18]. Высока также концентрация N и О в современной эвтектике [19] (таблица). Результатом этого является высокая удельная наработка изотопа ^{14}C , равная ~21 ТБк·ГВт(эл.)⁻¹·год⁻¹, которая превышает наработку этого изотопа в рассмотренных трёх ТЭУ первого поколения.

Концентрация элементов, из которых образуется ^{14}C , и удельная скорость его образования из этих элементов в ТЭУ мощностью 1 ГВт (эл.) для современного и ожидаемого в будущем содержания примесей

Уровень разработки	Материал	Параметр	Азот	Углерод	Кислород	Итого в материале	Итого в бланкете	Размерность
Современные ТЭУ	Li ₁₇ Pb ₈₃	СП [19]	10	170	100	3,51	~21	мг/кг
		CO	3,46	0	0,05			ТБк/год
	SiC _f /SiC	СП [18]	0,11	28,2	5,8	% вес.		
Улучшенные ТЭУ	Li ₁₇ Pb ₈₃	CO	16,3	0,52	0,47	17,3		ТБк/год
		СП [20]	1	—	1	—	мг/кг	
	SiC _f /SiC	CO	0,35	—	—	0,35	ТБк/год	
		СП [18]	0,01	37,1	0,38	—	% вес.	
		CO	1,43	0,68	0,03	2,14	~2,5	ТБк/год

Разработка композита SiC_f/SiC является ключевой задачей для проектантов бланкетов $\text{SiC}/\text{Li—Pb}$. Поэтому можно ожидать, что концентрация N и О в композите SiC_f/SiC будет существенно снижена, например, до уровня, достигнутого в Hi-Nicalon SiC fiber [18] (100 мг/кг по N и 3800 мг/кг по О) (см. таблицу). Одновременно, по-видимому, потребуется снизить концентрацию О в эвтектике Li—Pb, чтобы уменьшить коррозию. Мы предположили, что в таких улучшенных бланкетах ТЭУ концентрация N и О в эвтектике Li—Pb будет около 1 мг/кг. Такой уровень примесей соответствует технологии, разработанной для российского реактора деления БРЕСТ, который должен работать на быстрых нейтронах [20]. Правда, этот реактор охлаждается жидким свинцом.

Скорость образования ^{14}C в бланкете SiC/Li—Pb ТЭУ при сделанных предположениях около $2,5 \text{ ТБк} \cdot \text{ГВт(эл.)}^{-1} \cdot \text{год}^{-1}$, т.е. меньше, чем в рассмотренных ТЭУ первого поколения. Приведённый анализ подчёркивает важность снижения и контроля концентрации примесей в термоядерных материалах.

Захоронение материалов, содержащих ^{14}C . Согласно правилам Комиссии по ядерному регулированию (КЯР) США [21] если концентрация ^{14}C в металлах превышает 80 Ки/м^3 (3 ТБк/м^3), то захоронение таких металлов в приповерхностных могильниках, как правило, не допускается. Для неметаллических материалов этот предел уменьшается в 10 раз. Существуют также так называемые «пределы Феттера», специально рассчитанные для термоядерных материалов и условий, которые не включены в официальные правила КЯР США, но учитываются при проектировании. Согласно рекомендациям С. Феттера и его соавторов [22] металлы можно захоранивать в приповерхностных могильниках при их удельной активности за счёт ^{14}C до $600\text{—}6000 \text{ Ки/м}^3$ ($22\text{—}220 \text{ ТБк/м}^3$). В работе С. Феттера не говорится о неметаллических материалах, содержащих изотоп ^{14}C , но по аналогии с правилами КЯР можно предположить, что для неметаллов величину пределов также следует уменьшить в 10 раз.

В японском могильнике в Роккасё в приповерхностных слоях (на глубине до 50 м) при наличии специального барьера разрешается захоранивать низкоактивные отходы (НАО) с концентрацией ^{14}C менее 100 МБк/кг . При большей концентрации ^{14}C (до 10 ТБк/кг) НАО должны захораниваться на глубине более 50 м [23].

Испанский могильник Эль-Кабри принимает долгоживущие НАО с концентрацией $^{14}\text{C} \leq 3,7 \text{ МБк/кг}$ [24].

В ТЭУ первого поколения при флюенсе термоядерных нейтронов $12 \text{ МВт} \cdot \text{год/м}^2$ удельная активность изотопа ^{14}C будет 380 МБк/кг Ве и 200 МБк/кг сплава V—5Cr—5Ti . Эти величины меньше предела, установленного КЯР США для захоронения в приповерхностных могильниках металлов, содержащих ^{14}C ($1,6 \text{ ГБк/кг}$ Ве и 500 МБк/кг сплава V—5Cr—5Ti), но эта величина превышает пределы для приёма отработавшего свой срок в ТЭУ Ве в приповерхностный могильник Роккасё и могильник Эль-Кабри.

Удельная активность ^{14}C в ферритной стали еврофер-97 (400 МБк/кг) немного превышает предел, установленный КЯР США для приповерхностного захоронения (380 МБк/кг).

Удельная активность ^{14}C в современном композите SiC при флюенсе $14,45 \text{ МВт} \cdot \text{год/м}^2$ будет $\sim 2 \text{ ГБк/кг}$ SiC . Это намного больше предела, установленного КЯР США для захоронения в приповерхностных могильниках содержащих ^{14}C неметаллических материалов (163 МБк/кг), но находится в «вилке» между нижним и верхним «пределами Феттера».

Для того чтобы отработавший свой срок в ТЭУ композит SiC удовлетворял требованиям КЯР США по возможности его захоронения в приповерхностных могильниках, концентрация ^{14}C в нём не должна превышать 80 мг/кг .

Опыт захоронения бериллия, отработавшего свой срок в исследовательских ядерных реакторах деления, в Комплексе по операциям с радиоактивными отходами Национальной инженерно-экологической лаборатории в Айдахо, США (INEEL Radioactive Waste Management Complex) показал, что, хотя концентрация ^{14}C в облучённом Ве была меньше предельной для отходов класса С величины (80 Ки/м^3), $\sim 90\%$ мобильного изотопа ^{14}C в этом комплексе вышло из приповерхностных захоронений Ве и удержание его является проблемой, так как коррозия в таких захоронениях является обычным явлением [25].

Переработка материалов, содержащих ^{14}C . Основными радиоизотопами, которые будут мешать (или могут мешать) переработке для возвращения в производственный цикл радиоактивных материалов, являются тритий и ^{14}C . Если тритий может быть удалён до переработки, удаление ^{14}C до переработки практически невозможно. При различных технологических операциях во время переработки углерод легко реагирует с кислородом и водородом, образуя CO_2 и CH_4 и в меньшей степени CO и C_2H_6 [24]. К сожалению, трудно избежать присутствия кислорода и водорода при таких операциях. Поэтому, по-видимому, при проектировании технологии переработки радиоактивных материалов нужно предусмотреть ловушки для углерода. Опыт работы радиохимических заводов, перерабатывающих ядерное топливо, показал, что при растворении в кислотах практически весь ^{14}C выходит в виде $^{14}\text{CO}_2$ [24]. Для выработки уверенного ответа необходимо знать технологию переработки.

Российские Нормы радиационной безопасности [26] устанавливают наибольшую допустимую среднегодовую объёмную активность ^{14}C в воздухе:

для персонала — элементарный ^{14}C —	14 кБк/м ³ ;
$^{14}\text{CO}_2$ —	1,3 МБк/м ³ ;
^{14}CO —	10 МБк/м ³ ;
для населения —	55 Бк/м ³ .

Уровень вмешательства при поступлении ^{14}C с водой для населения 240 Бк/кг.

Влияние изотопа ^{14}C на вывод очень низкоактивных материалов, содержащих этот изотоп, из-под контроля надзорных органов должно рассматриваться наряду с влиянием других долгоживущих радиоактивных изотопов с учётом нейтронных горячих пятен, так как неограниченное использование выведенных из-под КНО материалов требует, чтобы каждый кусок материала удовлетворял требованиям, разрешающим его неограниченное использование.

По-видимому, ^{14}C не повлияет на вывод из-под КНО корпуса криостата и медного стабилизатора магнитов. Однако оценка влияния ^{14}C на вывод из-под КНО бетона биологической защиты показывает, что, так как в типичном бетоне содержится ~48% вес. кислорода, в течение 42,5 лет работы ТЭУ на номинальной мощности при нейтронном потоке $1 \cdot 10^7$ н/(см²·с) в результате взаимодействия нейтронов с кислородом бетона удельная активность ^{14}C превысит рекомендованную МАГАТЭ МЗУА для ^{14}C , равную 1 Бк/г. В ИТЭР средний нейтронный поток на биологическую защиту $\sim 1 \cdot 10^8$ н/(см²·с), в нейтронных горячих пятнах он доходит до $1 \cdot 10^9$ н/(см²·с).

Средний выход ^{14}C в окружающую среду из охлаждаемых водой реакторов деления ~240 ГБк/(ГВт(эл.)·год), или ~40% образовавшегося ^{14}C [24]. Такой большой выход ^{14}C объясняется образованием ^{14}C из кислорода воды, которая относительно легко попадает в окружающую среду. На АЭС до 70% ^{14}C попадает в атмосферу через вентиляционную трубу в виде $^{14}\text{CO}_2$ и $^{14}\text{CH}_4$ и в меньшей степени $^{14}\text{C}_2\text{H}_6$ и ^{14}CO . Содержание ^{14}C в жидких выбросах весьма незначительно [24]. Образование ^{14}C в воде охлаждаемых водой бланкетов ТЭУ составляет только ~14%. Тем не менее весьма консервативная оценка показывает, что выход ^{14}C из таких бланкетов может быть до 300 ГБк/(ГВт(эл.)·год).

Так как в бланкетах ТЭУ, охлаждаемых гелием и жидкими металлами, большая часть ^{14}C будет находиться в твёрдых компонентах, его выход из этих бланкетов в атмосферу при работе ТЭУ должен быть небольшим. Это подтверждается относительно небольшим выходом ^{14}C из высокотемпературных газоохлаждаемых (25—40 ГБк/(ГВт(эл.)·год)) реакторов деления и охлаждаемых жидким натрием реакторов, работающих на быстрых нейтронах (500—700 МБк/(ГВт(эл.)·год)). Однако возможность образования газообразных соединений и их миграции через системы установки, а также вероятные пути их эмиссии следует изучить. В частности, водородные соединения ^{14}C могут вместе с воспроизводимым тритием перемещаться газом-носителем в установки тритиевого комплекса. Поэтому ловушки для углеводородных соединений могут оказаться необходимыми в тритиевом комплексе, а также в системах очистки теплоносителя. Основные выбросы ^{14}C , вероятно, будут при демонтаже ТЭУ и переработке её материалов.

Влияние образования ^{14}C на безопасность ТЭУ вызывает меньше опасений, чем его экологическое воздействие, особенно связанное с захоронением радиоактивных отходов. Однако если мы рассмотрим возможную большую термоядерную энергетику с общей электрической мощностью до 1 ТВт, функционирующую в течение сотен лет, то производство ^{14}C окажется сравнимым с тем, которое наблюдалось при ядерных испытаниях в прошлом веке.

АКТИВАЦИЯ ДРУГИХ ПРИМЕСЕЙ В БЕТОНЕ

Кроме ^{14}C , на активность бетона и его вывод из-под КНО влияют также многие другие находящиеся в бетоне элементы, которые активируются при облучении нейтронами. Однако только немногие из образующихся при этом радиоактивных изотопов являются долгоживущими. Мы подробно рассмотрели этот вопрос на примере ТЭУ ДЕМО, аналогичной той, которая была описана в работе [14], применив пакет программ для расчётов активации и библиотек ядерных данных EASY [12].

Результаты этого исследования показывают, что наибольшую роль играют изотопы ^{152}Eu , ^{154}Eu , ^{60}Co и ^{134}Cs , которые образуются при n , γ -реакциях со стабильными изотопами Eu, Co и Cs. При консервативных оценках относительно концентрации Eu, Co и Cs в типичном бетоне (0,3 мг/кг для Eu, 2,5 мг/кг для Co, 0,1 мг/кг для Cs) оказалось, что важную роль играют нейтронные горячие пятна. В среднем наведённая нейтронами радиоактивность оказалась на уровне или немного ниже радиоактивности, обычно обусловленной ^{40}K (~0,3 Бк/г). Однако в некоторых местах нейтронный поток, падающий на биологическую защиту, выше среднего, и активация нейтронами примесей в таких местах может создать трудности.

СЦЕНАРИИ ОБРАЩЕНИЯ С РАДИОАКТИВНЫМИ МАТЕРИАЛАМИ ПРИ ЗАМЕНЕ БЛАНКЕТА И ДИВЕРТОРА ТЭУ ДЕМО

Принятая схема обращения с радиоактивными компонентами при их замене может определять требуемое время выдержки этих компонентов для снижения тепловыделения от радиоактивного распада перед извлечением их из ТЭУ, проект горячей камеры и хранилища радиоактивных отходов. При такой замене сектор модулей бланкета и дивертора в сборе извлекается из реактора, как это показано на рис. 8 [27] для японской ТЭУ ДЕМО с уменьшенным центральным соленоидом, чтобы максимально уменьшить количество дистанционных операций внутри вакуумного корпуса и обеспечить приемлемый коэффициент использования мощности. В горячей камере модули отделяются от задней плиты. Так как задняя плита сделана из слабоактивируемой ферритно-мартенситной (RAFM) стали, которую предполагается вернуть в производственный цикл, её температура должна поддерживаться ниже $550\text{ }^{\circ}\text{C}$, чтобы сохранить её конструкционную прочность. Помещение горячей камеры охлаждается естественной конвекцией воздуха, чтобы можно было дистанционно проводить повторную сварку и технический контроль. При таком охлаждении максимальная температура задней плиты превысит $900\text{ }^{\circ}\text{C}$ [28]. Тепловые расчёты показывают, что сектор в сборе, извлечённый из реактора в горячую камеру, должен принудительно охлаждаться в течение 6 месяцев. С этой целью системы водяного охлаждения сектора в сборе и горячей камеры должны быть соединены, чтобы температура извлечённого сектора поддерживалась на уровне $40\text{—}100\text{ }^{\circ}\text{C}$, но это соединение вместе со сваркой и техническим контролем должно быть осуществлено быстро (за несколько часов), чтобы избежать перегрева.

Был также рассмотрен сценарий переработки с возвращением в производственный цикл дефицитных и дорогих металлов, например, бериллия и обогащённого ^6Li [29]. После очистки модулей бланкета от радиоактивных загрязнений и выдержки для уменьшения тепловыделения, вызванного радиоактивным распадом, таблетки Li_2TiO_3 и Be_{12}Ti собираются для переработки. Так как конструкционный материал бланкета и дивертора (RAFM) сильно активирован, в отличие от стали RAFM задней плиты его возвращение в производственный цикл не предполагается и он подлежит захоронению. Он будет раздроблен на мелкие кусочки, чтобы уменьшить объём захораниваемого материала и требуемые размеры временного хранилища, и затем упакован в кубические контейнеры с длиной ребра 1,6 м в смеси со строительным раствором для надёжного захоронения. Выделяемое при радиоактивном распаде тепло должно отводиться естественной конвекцией так, чтобы температура в контейнере была ниже $65\text{ }^{\circ}\text{C}$ для предотвращения испарения воды из образовавшегося бетона. Сталь RAFM будет выдерживаться во временном хранилище в течение 12 лет, пока температура бетона не снизится до требуемого уровня, и затем будет захоронена. Площадь временного хранилища, требуемая для каждой периодической замены бланкета и дивертора, — около $100\times 100\text{ м}$.

Рис. 8. Схема извлечения сектора модуля бланкета и дивертора в сборе из японского термоядерного реактора ДЕМО с уменьшенным центральным соленоидом

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Активность термоядерных материалов, дозы облучения от них, возможность их вывода из-под КНО, условия их переработки для возвращения в ПЦ и захоронение определяются в большой степени (а часто и главным образом) количеством примесей.

При проектировании ТЭУ, которые предполагается начать строить в ближайшее время, приходится ориентироваться на материалы, которые промышленность может поставить в короткие сроки и без больших дополнительных затрат. Это относится и к количеству примесей в материалах. Однако реакторы, которые должны стать основой будущей термоядерной энергетики, требуют материалов с лучшими характеристиками, в частности, с минимальным реально достижимым и технологически допустимым содержанием вредных примесей.

Анализ одного из таких реакторов (ARIES-ACT-1) показал, что при сделанных при его проектировании предположениях можно вывести из-под КНО только корпус криостата (через 70 лет после остановки ТЭУ) и биологическую защиту (через 1 год). Из компонентов магнита может быть выведен из-под КНО вскоре после остановки реактора только медный стабилизатор.

Основными предшественниками радиоизотопов, препятствующих выводу из-под КНО корпуса криостата, являются примеси Nb, Eu и Co, а также ^{14}C , образующийся из легирующей сталь углерода. Однако вакуумный корпус, сделанный из чистого железа, не может быть выведен из-под КНО даже через 100 лет выдержки из-за ^{60}Co , образующегося из железа.

Переработка с возвращением в ПЦ является единственным реальным путём избежать необходимости захоронения активированных материалов, входящих в компоненты, обращённые к плазме, и тем самым минимизировать объём радиоактивных отходов, требующих захоронения в геологических формациях.

Накопление радиоактивности в сплаве $\text{W-La}_2\text{O}_3$, применяемом в диверторе реактора ARIES, при его многократном использовании представляется приемлемым.

Образование долгоживущего изотопа ^{14}C может вызвать проблемы при захоронении радиоактивных отходов и выводе из-под КНО очень низкоактивных компонентов ТЭУ (например, биологической защиты) в странах, принявших рекомендуемый МАГАТЭ весьма низкий предел неограниченного использования активированных материалов, содержащих ^{14}C , равный 1 Бк/г. Требования, предъявляемые к низкоактивным отходам, захораниваемым в приповерхностных могильниках, содержат довольно жёсткие ограничения на содержание изотопа ^{14}C . Так как азот является основным источником ^{14}C , следует обратить особое внимание на его содержание в малоактивируемых материалах наряду с такими примесями, как Nb, Co, Mo, Ag и Ni.

REFERENCES

1. **El-Guebaly L., Massaut V., Tobita K., Cadwallader L.** Goals, challenges, and successes of managing fusion active materials. — *Fus. Eng. Des.*, 2008, vol. 83, pp. 928—935.
2. **Tsukketi M., Di Pache L., El-Guebali L., Kolbasov B.N., Masso V., Pampin R., Vil'son P.** Management of fusion activated materials. — VANT. Ser. Termoyadernyi sintez (Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Thermonuclear Fusion), 2009, issue 2, pp. 3—42. Electronic version: http://vant.iterru.ru/vant_2009_2/1.pdf and <http://elibrary.ru/download/13560616.pdf> (in Russian).
3. **Di Pace L., El-Guebaly L., Kolbasov B., Massaut V., Zucchetti M.** Radioactive waste management of fusion power plants. — In book: *Radioactive waste*. Ed. by Rehab Abdel Rahman, ISBN: 978-953-5100551-0, InTech (2012). Available at: <http://www.intechopen.com/books/radioactive-waste/radioactive-waste-management-of-fusion-power-plants>.
4. **El-Guebaly L.A.** Future trend toward the ultimate goal of radwaste-free fusion: feasibility of recycling/clearance, avoiding geological disposal. — *Plasma and Fusion Research*, 2013, vol. 8, p. 3404041-1-6.
5. **Kolbasov B.N., Bartenev S.A., Tsukketi M.** Treatment with materials, spent their service life in fusion reactors. — In coll.: 6-th Russia conference on radiochemistry («Radiochemistry-2009»). Povedniki,

- Mytishchi district of Moscow region, 12—16 October 2009. Abstracts. — M., 2009, p. 256, KD-PZU (in Russian).
6. **Bartenev S.A., Kvasnitskiy I.B., Kolbasov B.N., Li E.N., Romanov P.V., Romanovskiy V.N., Firsin N.G.** Treatment methods of solid radioactive waste products of fusion reactors. — In the same place, pp. 266—267, KD-PZU (in Russian).
7. **Minerals Information: Beryllium Statistics and Information: Mineral Commodity Summaries.** — United States Geological Survey. Retrieved 11 March 2013; <http://minerals.usgs.gov/minerals/pubs/commodity/beryllium/mcs-2013-beryl.pdf>.
8. **Maisonnier D., Cook I., Sardain P., Boccaccini L., Bogush E., Broden K. et al.** The European power plant conceptual study. — *Fus. Eng. Des.*, 2005, vol. 75—79, pp. 1173—1179.
9. **The ARIES Project:** <http://aries.ucsd.edu/ARIES/>.
10. **International Atomic Energy Agency.** Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance. — IAEA Safety Standards Series, № RS-G-1.7. Available at: http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1202_web/pdf.
11. **El-Guebaly L., Huhn T., Rowcliffe A., Malang S., and the ARIES-ACT Team.** Design challenges and activation concerns for ARIES vacuum vessel. — *Fusion Sci. Technol.*, 2013, vol. 64, pp. 449—454.
12. **Forrest R.A.** The European Activation System: EASY-2003, Overview, Issue 1. EASY Documentation Series, UKAEA Fus 484, EURATOM/UKAEA Fusion Association, December 2002.
13. **Khripunov V.I., Kurbatov D.K., Subbotin M.L.** Carbon-14 source terms and generation in fusion power cores. — *J. Fusion Energy*, 2008, vol. 27, pp. 241—249.
14. **Shatalov G.E., Kirillov I.R., Sokolov Yu.A., Strebkov Yu.S., Vasiliev N.N., RF DEMO Team.** Russian DEMO-S reactor with continuous plasma burn. — *Fus. Eng. Des.*, 2000, vol. 51—52, pp. 289—298.
15. **Okano K., Asaoka Y., Yoshida T., Furuya M., Tomabechei K., Ogawa Y. et al.** Compact reversed shear tokamak reactor with a superheated steam cycle. — *Nucl. Fusion*, 2000, vol. 40 (3), pp. 635—640.
16. **Raffray A.R., El-Guebaly L., Gordeev S., Malang S., Mogahed E., Najmabadi F. et al.** High performance blanket for ARIES-AT power plant. — *Fus. Eng. Des.*, 2001, vol. 58—59, pp. 549—553.
17. **Nishio S., Ueda S., Kurihara R., Kuroda T., Miura H., Sako K. et al.** Prototype tokamak fusion power reactor based on SiC/SiC composite material focusing on easy maintenance. — *Fus. Eng. Des.*, 2000, vol. 48, pp. 271—279.
18. **Noda T., Fujita M., Araki H., Kohyama A.** Impurities and evaluation of induced activity of CVI SiCf/SiC composites. — *Fus. Eng. Des.*, 2000, vol. 51—52, pp. 99—103.
19. **Kurtz R.J., Huang Q., Katoh Y., Pint B.A., Rowcliffe A.F., Yongblood G.E.** Materials and fabrication issues for LiPb based test blanket modules. — In: IEA. Liquid Breeder Blanket Workshop. St. Petersburg, Russia, 7—9 June 2006.
20. **Adamov E.O., Filin A.I., Orlov V.V.** Nuclear power development on the basis of new nuclear reactor and fuel cycle concepts. — In: Proc. of the Intern. Conf. on Innovative Technologies for Nuclear Fuel Cycles and Nuclear Power, IAEA-CSP-24. — Vienna: IAEA, 2004.
21. **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.
22. **Fetter S., Cheng E.T., Mann E.M.** Long term radioactive waste from fusion reactors. Part. II. — *Fus. Eng. Des.*, 1990, vol. 13, p. 239.
23. **Sasaki T.** Safety design and Evaluation Methodology of tunnel repository for Low level Radwaste disposal in Japan. March 2008; <http://gamma1.aec.gov.tw/fcma/meeting/meeting981117.pdf>.
24. **International Atomic Energy Agency.** Management of Waste Containing Tritium and Carbon-14. — Vienna: IAEA-TECDOC-421, 2004.
25. **Longhurst G.R., Rohe R.D.** Beryllium use in the Advanced Test Reactor. — In: 8th IEA Intern. Workshop on Beryllium Technology. Lisbon, Portugal, 5—7.12.2007.
26. **Standards for radiation safety (SRS-99/2009).** Sanitary rules and normals (SanR&N 2.6.1.2523-09/2009). — M.: Russia Health Ministry, 2009; <http://www.complexdoc.ru/ntd/534510> (in Russian).
27. **Tobita K., Utoh U., Kakudate S., Takase H., Asakura N., Someya Y., Liu C.** Maintenance concept for the SlimCS DEMO reactor. — *Fus. Eng. Des.*, 2011, vol. 86, pp. 2730—2734.
28. **Zucchetti M., Di Pace L., El-Guebaly L., Han J.-H., Kolbasov B.N., Massaut V., Someya Y.** Recent advances in fusion radioactive material studies. — *Fus. Eng. Des.*, 2013, vol. 88, pp. 652—658.
29. **Someya Y., Tobita K., Utoh H., Asakura N.** Waste management strategy focused on maintenance, storage and recycling. — *Fus. Eng. Des.*, 2012, vol. 87, pp. 1282—1285.

AUTHORS

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

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

Khripunov V.I. NRC “Kurchatov Institute”, pl. Kurchatova 1, 123182 Moscow, Russia; khripuv@nfi.kiae.ru

Someya Y. Japan Atomic Energy Agency, 2-166 Oaza-Obuchi-Aza_Omotedate, Rokasho, Kamikita, Aomori 039-3212 Japan; someya.yoji@jaea.go.jp

Tobita K. Japan Atomic Energy Agency, 2-166 Oaza-Obuchi-Aza_Omotedate, Rokasho, Kamikita, Aomori 039-3212 Japan; tobita.kenji30@jaea.go.jp

Zucchetti M. EURATOM/ENEA Fusion Association, Politecnico di Torino, Corso Duca degli Abruzzi 24, 10129 Torino, Italy; Massimo.zucchetti@polito.it

Received 8 August 2013
Problems of Atomic Science and Technology
Ser. Termoyadernyi sintez, 2013, vol. 36, issue 4, pp.13—24