УДК 621.039.7

ИССЛЕДОВАНИЯ ПРОБЛЕМ ОБРАЩЕНИЯ С РАДИОАКТИВНЫМИ МАТЕРИАЛАМИ В РАМКАХ ПРОГРАММЫ МЕЖДУНАРОДНОГО ЭНЕРГЕТИЧЕСКОГО АГЕНТСТВА ПО ВОПРОСАМ ЭКОЛОГИИ, БЕЗОПАСНОСТИ И ЭКОНОМИКИ ТЕРМОЯДЕРНОЙ ЭНЕРГИИ

М. Цуккетти¹, Б. Колбасов², М. Рива^{1, 3}, Ю. Сомея⁴, Р. Тестони¹, К. Тобита⁴, Ч.—Х. Хан⁵, В. Хрипунов², Ж. Чен⁶, Л. Эль-Гузбали⁷

¹Туринский политехникум, Турин, Италия

²НИИЦ «Курчатовский институт», Москва, Россия

³Университет штата Калифорния в Лос-Анджелесе, Лос-Анджелес, США

⁴Национальные институты квантовой и радиационной науки и технологии, Роккасё, Япония

⁵Сеульский национальный университет, Сеул, Республика Корея

⁶Институт технологии и безопасности ядерной энергии, Китайская академия наук, Хэфэй, Аньхой, Китай

⁷Висконсинский университет-Мэдисон, Мэдисон, Висконсин, США

В данной статье рассматриваются некоторые результаты организованных Международным энергетическим агентством исследований технологических проблем обращения с радиоактивными материалами термоядерных энергетических установок (ТЭУ) после извлечения из них заменяемых компонентов и после вывода ТЭУ из эксплуатации. Основные исследования направлены на разработку требований по выводу облучённых материалов из-под контроля надзорных органов, определение возможности применения ручных процедур или дистанционного оборудования при переработке материалов для их возвращения в производственный цикл, непрерывную оценку радиационной опасности от облучённых материалов термоядерных установок и их детритизацию. Чтобы расширить фронт работ по выбору функциональных материалов для первой стенки термоядерного реактора (помимо вольфрама как основного кандидатного материала покрытия), рассмотрены потенциально альтернативные материалы, такие как цирконий, ниобий, молибден, гафний и тантал, с точки зрения их возможной активации нейтронами, распыления в результате эрозии и пересадки, влияния на переходные процессы в плазме и возможности их возвращения в производственный цикл.

Ключевые слова: радиоактивные материалы, безопасность термоядерной установки, Международное энергетическое агентство, нейтронная активация, тритий.

STUDIES OF RADIOACTIVE MATERIAL MANAGEMENT IN THE FRAME OF THE IEA COOPERATIVE PROGRAM ON THE ENVIRONMENTAL, SAFETY AND ECONOMIC ASPECTS OF FUSION POWER

M. Zucchetti¹, B. Kolbasov², M. Riva^{1, 3}, Yu. Someya⁴, R. Testoni¹, K. Tobita⁴, J.—H. Han⁵, V. Khripunov², Z. Chang⁶, L. El-Guebaly⁷

¹Politecnico di Torino, Torino, Italy

²NRC «Kurchatov Institute», Moscow, Russia

³UCLA, University of California at Los Angeles, USA

⁴National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, Rokkasho, Japan

⁵Seoul National University, Seoul, Korea

⁶Institute of Nuclear Energy Safety Technology, Chinese Academy of Sciences, Hefei, Anhui, China

⁷University of Wisconsin-Madison, Madison, Wisconsin, USA

Some results of the collaborative studies organized by the International Energy Agency (IEA) in the area of technological problems of the fusion radioactive materials management following the withdrawing of replaceable components from the fusion facilities and decommissioning of these facilities are addressed in this paper. Key issues include clearance conditions, hands-on and remote recycling procedures, radioactive fusion material hazard assessment, and detritiation of activated materials. To broaden the options for fusion development, researchers examined five potentially alternative high-Z materials: zirconium, niobium, molybdenum, hafnium, and tantalum from four standpoints: neutron-induced activation, sputter erosion/redeposition, plasma transient response and recycling possibility.

Key words: radioactive materials, fusion facility safety, International Energy Agency, neutron activation, tritium.

DOI: 10.21517/0202-3822-2016-39-4-27-37

ВВЕДЕНИЕ

Международное энергетическое агентство (МЭА) инициировало соглашение о совместных исследованиях путей максимального уменьшения вредного воздействия радиоактивных материалов, извлекаемых из ТЭУ, на безопасность населения и персонала и на окружающую среду. В рамках этого соглаше-

ния рассматривается технология обращения с радиоактивными материалами после извлечения из установки заменяемых компонентов и вывода установки из эксплуатации. Главной задачей соглашения является разработка общей стратегии обращения с радиоактивными материалами, предпочтительной с экологической точки зрения и с точки зрения сохранения материальных ресурсов [1—3].

Основные рассматриваемые вопросы включают определение условий, допускающих ручные операции с радиоактивными материалами, и требований, обуславливающих применение дистанционного оборудования, сравнение рисков при обращении с радиоактивными отходами ТЭУ и ядерного реактора деления и необходимость детритизации активированных материалов.

В ходе исследований, проведённых в предыдущие годы, была предложена оптимальная стратегия обращения с радиоактивными материалами, которая имеет целью свести к минимуму захоронение радиоактивных отходов ТЭУ в глубоких подземных могильниках, в максимальной степени применять переработку активированных материалов с их последующим возвращением в производственный цикл атомной промышленности и всячески поддерживать вывод низкорadioактивных материалов из-под контроля надзорных органов (КНО) и передачу на коммерческий рынок, если их остаточная радиоактивность ничтожно мала.

Исследования некоторых технологических проблем, относящихся к этой стратегии обращения с радиоактивными термоядерными материалами, выполненные в разных странах за последнее время, рассматриваются в данной статье.

ИССЛЕДОВАНИЯ В ЕВРОПЕЙСКОМ СОЮЗЕ

В Европейском Союзе проведено исследование целесообразности размещения воспроизводящих тритий компонентов в диверторных кассетах демонстрационного термоядерного реактора (ДЕМО) [4]. В данной статье рассматривается часть этого исследования, относящегося к реактору с воспроизводящим тритий свинцово-литиевым blanketом, охлаждаемым водой. Одним из критериев в проведённом исследовании было увеличение накопления долгоживущих радиоактивных изотопов при введении воспроизводящих тритий элементов в диверторе. Был рассчитан материальный состав blanketа и дивертора, определены образующиеся долгоживущие изотопы, оценены количества активированных и загрязнённых материалов и уровень остаточной радиоактивности. В результате этого исследования были сформулированы рекомендации, разработана классификация и определена стратегия обращения с радиоактивными материалами дивертора.

Определены зоны дивертора, в которых размещение воспроизводящих тритий компонентов целесообразно. Сделана оценка коэффициента воспроизводства трития, величина которого зависит от количества нейтронов, захватываемых в воспроизводящих тритий компонентах, и, следовательно, от толщины этих компонентов наряду с другими свойствами. В ходе нейтронно-физических расчётов и оценок скорости воспроизводства трития и активации получено, что максимальная радиальная толщина воспроизводящих тритий компонентов в диверторе может быть от 200 до 500 мм.

Конструкционным материалом охлаждаемого водой свинцово-литиевого blanketа, интегрированного с дивертором, в данном анализе была принята малоактивируемая ферритно-мартенситная сталь еврофер. Для воспроизводства трития использовалась жидкая свинцово-литиевая эвтектика (PbLi), обогащённая до 90% по изотопу ^6Li . Она же выполняет роль размножителя нейтронов и переносчика трития. Теплоносителем является вода при параметрах, типичных для ядерного реактора, охлаждаемого водой под давлением. Blanket состоит из небольших модулей различного размера.

Из-за активации нейтронами свинца и его примесей применение PbLi увеличивает проблемы, связанные с наведённой радиоактивностью эвтектики [5, 6]. Расчёты активации проводились с помощью аналитической системы EASY [7]. При расчётах рассматривался типичный имеющийся в Европе в продаже сплав, содержащий в качестве примесей $5 \text{ млн}^{-1} \text{ Bi}$, $2 \text{ млн}^{-1} \text{ Ti}$, $1 \text{ млн}^{-1} \text{ Cu}$, $1 \text{ млн}^{-1} \text{ Ag}$ и $1 \text{ млн}^{-1} \text{ Cd}$ (все концентрации весовые) [5].

Рассчитаны уровни радиоактивности различных изотопов при остановке реактора. Было показано, что количество ^{210}Po в эвтектике существенно только при относительно небольшом времени после извлечения PbLi из реактора, так как период полураспада ^{210}Po составляет 138 сут. При более продолжительной вы-

держке сплава вне реактора его радиоактивность определяется тритием и ^{205}Pb . Однако расчёт образования трития не имеет большого значения с точки зрения остаточной радиоактивности, так как тритий будет непрерывно удаляться из сплава при работе реактора. Мощность поглощённой дозы при времени выдержки более 10 лет определяется ^{108m}Ag , образующимся при активации серебра. Вклад в мощность дозы двух других радиоактивных изотопов ^{207}Bi и ^{208}Bi , образующихся при активации примесей, при длительной выдержке (более 100 лет) невелик. Он приблизительно в 100 раз меньше вклада ^{108m}Ag .

К концу работы в составе реактора в сплаве останется значительная часть ^6Li . Расчёты показывают, что если в начале кампании литий будет содержать 90% ^6Li , то после 2,5 лет работы концентрация ^6Li в бланкете реактора ДЕМО снизится до 80%. В этом случае, по-видимому, экономически целесообразно литий извлечь из сплава, дообогатить до 90% и повторно использовать в составе нового эвтектического сплава PbLi . Сложность операций с литием будет зависеть от поверхностной мощности дозы гамма-излучения и соответствующих индексов биологического риска.

Согласно установившейся практике можно ориентироваться либо на ручные процедуры, если мощность дозы излучения не превышает 10 мкЗв/ч, либо на применение дистанционного оборудования, если мощность дозы излучения не превышает 10 мЗв/ч. Последняя величина соответствует наиболее высокому уровню мощности дозы, при котором ещё можно работать с материалом в радиологически контролируемом боксе с умеренной защитой от гамма-излучения, ограниченным доступом персонала и вытяжной вентиляцией через фильтры. Активационные расчёты показали, что ручная работа с PbLi без предварительной очистки сплава от серебра невозможна. Даже в случае удаления серебра ручная переработка эвтектики возможна только после выдержки не менее 80 лет. Поэтому рекомендовано совсем отказаться от ручных операций с PbLi . В то же время дистанционные операции с этим сплавом возможны и рекомендованы после выдержки около шести лет, когда контактная мощность дозы снизится до 10 мЗв/ч. В этом случае нет необходимости в очистке сплава от серебра.

ИССЛЕДОВАНИЯ В США

В последние годы материаловеды в США и других странах проявили заинтересованность в исследованиях возможности возвращения в производственный цикл (рециклирования) некоторых материалов ТЭУ, которые потенциально могут помочь в решении ряда материаловедческих проблем, таких как охрупчивание конструкционных компонентов, эрозия материалов, обращённых к плазме, коррозия ферритных сталей в жидких металлах.

Возможности рециклирования таких материалов были исследованы при проектных разработках энергетической установки ARIES-ACT2 (Advanced Research Innovation and Evaluation Study, Aggressive and Conservative Tokamaks) [8].

В рамках этого проекта была отмечена требующая решения озабоченность относительно эксплуатационных характеристик вольфрама, который в настоящее время является основным кандидатным материалом для покрытия компонентов, обращённых к плазме, таких как первая стенка камеры токамака и дивертор.

Чтобы расширить фронт работ при разработке термоядерных реакторов, были дополнительно рассмотрены пять потенциально пригодных материалов с большим зарядовым числом Z : цирконий, ниобий, молибден, гафний и тантал. Эти материалы были оценены с четырёх точек зрения:

- их активации нейтронами;
- распыления при эрозии и переосаждения;
- влияния на переходные процессы в плазме;
- возможности возвращения в производственный цикл (рециклирования) [9].

Оценки активационных характеристик показывают, что все пять перечисленных материалов могут быть потенциально возвращены в производственный цикл после извлечения из реактора и переработки с применением усовершенствованного дистанционного оборудования. Однако некоторые из них, в первую очередь тантал, могут потребовать активного охлаждения в ходе рециклирования. W, Ta, Zr и Hf (с $1 \text{ млн}^{-1} \text{ Nb}$ по весу) являются низкоактивируемыми материалами, тогда как Mo и Nb производят высокоактивные отходы.

При легировании алюминием сплавов, дисперсионно упрочнённых большой концентрацией оксида хрома, увеличивается сопротивление сплава коррозии в жидких металлах, что важно для литий-свинцового blankets с двумя теплоносителями (Double Cooled Lead Lithium — DCLL), концепция которого выбрана в качестве предпочтительной в США. Исследования, имеющие целью улучшение коррозионной стойкости сплавов, дисперсионно упрочнённых оксидами в текущей эвтектике PbLi, повышение рабочей температуры DCLL blankets до 700—800 °C и в результате увеличение коэффициента полезного действия термоядерной электростанции, продолжаются в Ок-Риджской национальной лаборатории.

Расчёты активации показали, что все сплавы, рассмотренные при проектировании, могут быть возвращены в производственный цикл после замены DCLL blankets реактора ARIES-ACT2 (проект с консервативными плазмифизическими параметрами и blanket, в котором основным конструкционным материалом является ферритная сталь). Согласно классификации Комиссии по ядерному регулированию (КЯР) США первую стенку и blanket такого реактора после 10 лет эксплуатации, когда число смещений кристаллической решётки на атом стали достигнет 200, можно отнести к низкоактивным отходам (НАО), если концентрация Nb в рассмотренном материале не превысит $0,5 \text{ млн}^{-1}$ по весу.

Для надзорных целей КЯР США установила три класса НАО (А, В и С) в зависимости от удельной активности и видов радиоизотопов. НАО класса С — это наиболее опасный вид НАО. Контейнеры с отходами этого класса захораниваются на глубине не менее 8 м от поверхности земли. В траншее могильника должен быть установлен барьер против проникновения воды, например, в виде толстых бетонных плит. Безопасность захоронения НАО класса С должна обеспечиваться в течение 500 лет при постоянном контроле.

Классификация радиоактивных отходов КЯР США в значительной степени ориентируется на радиоизотопы, с которыми имеют дело на атомных электростанциях. В ТЭУ ожидается образование других изотопов, так как в них применяются другие материалы и образуются другие продукты трансмутации. С. Феттер с коллегами определил предельно допустимую (в рамках НАО) удельную активность долгоживущих радиоизотопов, представляющих интерес для разработчиков ТЭУ [10]. При этом он использовал методику, аналогичную той, которая применялась КЯР. Хотя результаты расчётов С. Феттера не получили признания надзорных органов, они полезны, так как включают те изотопы, которые интересуют разработчиков ТЭУ, но отсутствуют в документе КЯР США.

Согласно С. Феттеру ожидается, что первая стенка камеры и blanket после облучения в составе ТЭУ могут быть отнесены к классу отходов НАО «больше, чем класс С» (Greater Than Class C — GTCC), если концентрация Nb и Mo не превышает $0,5$ и 5 млн^{-1} по весу соответственно. Если возникнет необходимость, чтобы класс радиоактивности первой стенки и blankets реактора ARIES-ACT2 по С. Феттеру не превышал класс С НАО, срок службы blankets должен быть ограничен двумя годами, а доза повреждений не должна превышать 40 сна [8, 11].

ИССЛЕДОВАНИЯ В РОССИИ

В декабре 2013 г. в России введены в действие «Основные санитарные правила обеспечения радиационной безопасности (ОСПОРБ-99/2010)» [12] в новой редакции. Этот документ устанавливает новую классификацию жидких и твёрдых радиоактивных отходов, приведённую в табл. 1.

Т а б л и ц а 1. Классификация жидких и твёрдых радиоактивных отходов

Категория отходов	Удельная активность, Бк/г			
	Тритий	β -излучающие радионуклиды, исключая тритий	α -излучающие радионуклиды, исключая трансурановые	Трансурановые радионуклиды
Твёрдые отходы				
Очень низкоактивные	$< 10^7$	$< 10^3$	$< 10^2$	< 10
Низкоактивные	от 10^7 до 10^8	от 10^3 до 10^4	от 10^2 до 10^3	от 10 до 10^2
Среднеактивные	от 10^8 до 10^{11}	от 10^4 до 10^7	от 10^3 до 10^6	от 10^2 до 10^5
Высокоактивные	$> 10^{11}$	$> 10^7$	$> 10^6$	$> 10^5$
Жидкие отходы				
Низкоактивные	$< 10^4$	$< 10^3$	$< 10^2$	< 10
Среднеактивные	от 10^4 до 10^8	от 10^3 до 10^7	от 10^2 до 10^6	от 10 до 10^5
Высокоактивные	$> 10^8$	$> 10^7$	$> 10^6$	$> 10^5$

Документы [12, 13] определяют минимально значимые удельные активности (МЗУА_г) 300 радионуклидов и природных радиоактивных элементов. Эти МЗУА не противоречат документу МАГАТЭ [14]. Материалы или изделия весом не более 1 т, для которых индекс отнесения материала к радиоактивным отходам $I_{ро}$, равный сумме отношений удельных активностей радионуклидов (Q_i) к соответствующим МЗУА_г $I_{ро} = \sum [Q_i / (МЗУА_{гi})]$, меньше 1, не рассматриваются как радиоактивные отходы.

Документ ОСПОРБ-99/2010 в новой редакции определяет также максимальные значения удельных активностей техногенных радионуклидов, находящихся в твёрдых материалах, сырьё и изделиях ($Q_{ни, i}$), при которых отсутствуют какие-либо ограничения по радиационной безопасности на использование в хозяйственной деятельности этих материалов, сырья и изделий, кроме продовольственного сырья, пищевой продукции и кормов для животных. Эти величины практически не отличаются от значений, рекомендованных МАГАТЭ [15]. Для нескольких техногенных радионуклидов индекс неограниченного использования (ИНИ) $I_{ни} = \sum [Q_i / (Q_{ни, i})]$, равный сумме отношений их удельных активностей к значениям, приведённым в столбце 2 табл. 2 (пределу неограниченного использования), должен быть менее 1.

Т а б л и ц а 2. Принятые в России предельные значения удельных активностей радионуклидов, при которых допускается использование радиоактивных материалов

Нуклид	Удельные активности техногенных радионуклидов, при которых допускается неограниченное использование материалов ($Q_{ни, i}$), Бк/г		Минимальные значения удельных активностей радионуклидов в материалах для отнесения их к радиоактивным отходам (МЗУА _г), Бк/г	
	Твёрдые материалы [12]	Металлы [12]	Твёрдые отходы [12, 14]	Жидкие отходы [12]
³ H	100		10 ⁶	10 ³
¹⁴ C	1		10 ⁴	24
²² Na	0,1		10	4,3
⁴⁰ K			100	2,2
⁴⁵ Ca	100		10 ⁴	19
⁵³ Mn	100		10 ⁴	460
⁵⁴ Mn	0,1	1	10	
⁵⁵ Fe	1000		10 ⁴	42
⁵⁹ Fe	1		10	7,6
⁵⁸ Co	1		10	
⁶⁰ Co	0,1	0,3	10	4
⁵⁹ Ni	100		10 ⁴	220
⁶³ Ni	100		10 ⁵	91
⁹⁴ Nb	0,1	0,4	10	8,1
⁹⁹ Mo	10		100	22
⁹⁹ Tc	1		10 ⁴	21
^{110m} Ag	0,1	0,3	10	4,9
¹²⁵ Sb	0,1	1,6	100	12
¹⁵² Eu	0,1	0,5	10	9,8
¹⁵⁴ Eu	0,1	0,5	10	6,9
¹⁸² Ta	0,1		10	9,1
¹⁸⁶ Re	1000		1000	9,1
¹⁹² Ir	1		10	9,8

Не вводится никаких ограничений на использование в хозяйственной деятельности любых жидкостей (кроме питьевой воды), если сумма отношений удельных активностей техногенных радионуклидов к их МЗУА для жидких отходов, приведённым в столбце 5 табл. 2, меньше 0,1.

Твёрдые материалы, сырьё и изделия, а также жидкости, в которых сумма отношений удельных активностей техногенных радионуклидов к соответствующим МЗУА не превышает 1, могут ограниченно использоваться в хозяйственной деятельности, если ожидаемая индивидуальная годовая эффективная доза облучения при планируемом виде их использования не превышает 10 мкЗв. В санитарно-эпидемиологическом заключении указывается разрешённый вид использования. Эти сырьё, материалы и изделия подлежат обязательному радиационному контролю, если их вес превышает 1 т.

В документе [12] (столбец 3 табл. 2) приведены также предельные удельные активности техногенных радионуклидов, при которых допускается неограниченное использование металлов.

Относящиеся к радиоактивным отходам исследования проблем безопасности термоядерных установок и их воздействия на окружающую среду, проводившиеся в последние годы в России, описаны в ряде статей и докладов [1, 3, 16—20].

Были проанализированы меры, необходимые для будущего лицензирования термоядерных установок [16]. Определены первоочередные требуемые шаги.

Влияние примесей на обращение с активированными материалами иллюстрируется накоплением изотопа ^{14}C в бетоне биологической защиты, которое может вызвать проблемы при выводе из-под контроля надзорных органов самых внутренних слоёв биологической защиты в государствах, включивших в свои нормы радиационной безопасности рекомендованную МАГАТЭ очень малую величину МЗУА для ^{14}C , равную 1 Бк/г [1, 12].

При нейтронном облучении в материалах термоядерных реакторов могут накопиться относительно короткоживущие изотопы ^{41}Ag с периодом полураспада $T_{1/2} = 1,85$ ч и ^{37}Ag ($T_{1/2} = 35$ сут), а также сравнительно долгоживущий изотоп ^{39}Ag ($T_{1/2} = 269$ лет). Их влияние на безопасность, например, ингаляционная доза при переработке материалов и обращении с ними, в некоторых случаях может быть существенным. В статье [17] рассмотрены основные пути и оценены удельные скорости образования ^{39}Ag в обращённых к плазме и конструкционных материалах энергетических термоядерных реакторов.

Были рассмотрены также проблемы, связанные с применением бериллия в термоядерных реакторах [18]. Мировые ресурсы бериллия оцениваются в 80 000 т. Производство бериллия в мире в 2012 г. составило 230 т. Сравнение этой величины с количеством бериллия в проектах демонстрационных термоядерных реакторов (215—865 т) показывает, что потенциальные потребности в бериллии для термоядерной энергетики могут превысить его ресурсы, если не будет освоено возвращение облучённого бериллия в производственный цикл.

Концентрация урана в бериллии, добываемом в США и Китае, составляет 100—150 млн $^{-1}$. Организация ИТЭР, ответственная за разработку международного проекта первого полномасштабного исследовательского термоядерного реактора ИТЭР, потребовала, чтобы в поставляемом на ИТЭР бериллии примесь U не превышала 30 млн $^{-1}$. Количество Be в европейском проекте термоядерного энергетического реактора PPCS-B мощностью 3,6 ГВт около 560 т. При концентрации U в Be 30 млн $^{-1}$ содержание природного урана и ^{235}U в этом реакторе будет 17 кг и 123 г соответственно. При остановке реактора для замены blankets после 5 лет работы на номинальной мощности (т.е. при нейтронном флюенсе на первую стенку, эквивалентном ~ 10 МВт·год/м 2) суммарное содержание плутония и других делящихся изотопов, образующихся из примеси урана, будет около 4,4 кг. Таким образом, различие между «чистыми» термоядерными реакторами и гибридными реакторами синтеза—деления оказывается весьма условным. При наличии урановой примеси в Be так называемых «чистых» термоядерных реакторов мы получаем букет трансурановых элементов от плутония до америция и кюрия весом в несколько килограммов. Это обстоятельство исключает возможность вывода бериллия из-под контроля надзорных органов. Удельная активность бериллия даже к концу эксплуатации реактора ИТЭР будет намного превышать предельные величины, установленные надзорными органами Европейского Союза и США для возможности захоронения радиоактивных отходов в приповерхностных могильниках.

Продолжены расчётные исследования, посвящённые радиационным повреждениям и газообразованию в материалах первой стенки и дивертора ТЯР [19].

Известно, что первичные радиационные повреждения (смещения атомов кристаллической решётки) и образование водорода и гелия в материалах покрытий первой стенки термоядерной системы, обращённых к плазме, определяются высокоэнергетической частью нейтронного спектра, сформировавшегося в плазменной камере от первичного источника нейтронов синтеза. Расчёты показали, что наряду с нейтронами энергичные альфа-частицы и протоны с энергией в несколько МэВ, рождающиеся в материалах покрытий первой стенки в результате прямых пороговых (n, α)- и (n, p)-реакций газообразования, могут, в принципе, произвести в этих компонентах небольшие дополнительные, вторичные повреждения.

Вместе с тем показано, что можно ожидать значительного увеличения скорости образования гелия в покрытиях из вольфрама и других материалах на его основе в системах с водяным охлаждением, что, в конечном итоге, приведёт к сокращению времени использования этих материалов в составе ТЭУ. Появляющиеся при длительном облучении продукты трансмутации вольфрама, такие как рений и осмий, представляют собой интенсивный «вторичный» источник образования гелия в (n, α)-реакциях нейтронов с этими трансмутантами. Приведённые результаты показывают необходимость более тщательного

анализа изменений радиационных свойств материалов при длительном облучении в составе термоядерных систем с большим временем жизни, не ограничиваясь лишь их активационными характеристиками.

Проведённый в Висконсинском университете анализ [1] показал, что, несмотря на то, что магнит хорошо защищён бланкетом, вакуумным корпусом и технологической защитой, он в целом после длительной эксплуатации не может быть выведен из-под контроля надзорных органов даже через 100 лет выдержки. Анализ его отдельных компонентов (75% — конструкция из стали, 12% — медный стабилизатор, 2% — сверхпроводник из Nb_3Sn , 2,5% — электрическая изоляция и 8,5% — гелий, по объёму) показывает, что индекс неограниченного использования сверхпроводника из Nb_3Sn даёт самый большой вклад в ИНИ магнита в целом и только медный стабилизатор может быть выведен из-под КНО менее, чем через 1 год после остановки реактора.

Количество радиоактивных материалов, извлекаемых из ТЭУ, связано с вероятностью аварий. В статье [20] обращается внимание на то, что к настоящему времени произошло 17 аварий с электрическими пробоями и дугами на шести принудительно охлаждаемых сверхпроводящих магнитах токамаков. Все эти пробои начинались на электрических вводах, фидерах или криогенных и диагностических коммуникациях, которые всегда были изолированы простой намоткой разного типа изоляционных лент, без применения технологии «вакуумирование — пропитка под давлением», которая применяется при изоляции самих катушек. Эти аварии показали, что для обеспечения должной надёжности всей магнитной системы необходимо улучшить электрическую изоляцию всех магнитных коммуникаций до того же уровня, который достигнут при изоляции катушек.

ИССЛЕДОВАНИЯ В КИТАЕ

Ряд проектов, рассматривающих обращение с радиоактивными материалами, содержащими тритий, и их захоронение, а также разработку технологии быстрой детритизации и сбора трития в случае выброса трития из тритиевых установок, финансово поддерживаются китайским правительством. Продолжаются многие исследования, имеющие целью быстрое обнаружение утечки трития и быстрое реагирование на неё, разработку материалов, захватывающих тритий, очистку материалов, загрязнённых тритием, иммобилизацию и герметизацию высокоактивных отходов, содержащих тритий. Сооружён ряд установок для детритизации металлов и воды.

При разработке радиационной защиты магнитов ТЭУ основной проблемой является создание материалов, способных работать при повышенных температурах и обладающих хорошими механическими свойствами. На основе предварительных расчётов защиты от нейтронного и γ -излучения был предложен и изготовлен методом горячего прессования материал из Sm_2O_3 и полиимида, упрочнённого углеродными волокнами [21]. Поведение и качество этого материала были изучены в условиях нейтронного и фотонного излучений, а также при механическом растяжении. Кроме того, был проведён термогравитационный анализ, включающий калориметрические испытания с дифференциальным сканированием. Результаты исследований показали, что этот материал хорошо защищает от γ -излучения и от нейтронов. Его предел прочности на растяжение превышает 200 МПа, что близко к пределу прочности алюминиевого сплава. При 300 °С в материале не образуется сетчатая структура и не наблюдается действие реакций, приводящих к его деструкции. Он может быть использован при такой температуре в течение длительного времени в термоядерных реакторах и при захоронении отходов ядерных установок.

ИССЛЕДОВАНИЯ В РЕСПУБЛИКЕ КОРЕЯ

Первая плазма в Корейском сверхпроводниковом токамаке для перспективных исследований KSTAR (Korea Superconducting Tokamak Advanced Research) была получена в 2008 г. Первая стадия работы этого токамака была успешно завершена через 5 лет получением режима H-моды в плазме. В настоящее время осуществляется вторая стадия работ, целью которой является достижение мощности нагрева 10 МВт и разработка технологии, требующейся для эксплуатации перспективных токамаков.

Так как в токамаке KSTAR применяется ниобиевый сверхпроводниковый магнит, необходимо изучить влияние нейтронного излучения на ниобий. Для этого в настоящее время проводятся расчёты дозы ней-

тронного излучения, которую магнит получит в течение срока своей службы. Эти расчёты ведутся прямым одноступенчатым методом, разработанным коллективом ИТЭР и ENEA [22, 23], и более точным двухступенчатым методом, разработанным в Исследовательском центре Карлсруэ (FZK) [24]. Анализ мощности дозы от таких радиоактивных элементов, как Co, Cr и Nb, проводился для длительной работы токамака KSTAR. Нейтронно-физические расчёты выполнены с помощью вычислительной программы для переноса нейтронов MCNP5. Основываясь на этих расчётах, с помощью компьютерной программы EASY/FISPACT оценены количества радиоактивных изотопов, образовавшихся в результате облучения магнита D—T нейтронами. Активности рассчитывались для Si, Cu, Al, Fe, Nb, Co, Ti, и Ni [25].

ИССЛЕДОВАНИЯ В ЯПОНИИ

Основные параметры японского демонстрационного термоядерного реактора таковы: большой радиус 8,2 м, термоядерная мощность 1,5 МВт, средняя нагрузка термоядерных нейтронов на первую стенку 1,0 МВт/м².

Образование радиоактивных материалов при его работе было проанализировано с целью уменьшения их объёма путём повторного использования компонентов, находящихся внутри вакуумного корпуса, и последующего возвращения в производственный цикл материалов, производящих тритий и размножающих нейтроны. Предыдущие исследования показали, что можно достичь уменьшения количества радиационных отходов до 20% [26]. Однако при повторном монтаже обновлённых облучённых внутрикорпусных компонентов внутри вакуумного корпуса демонстрационного реактора, по-видимому, будут снижены надёжность и коэффициент готовности, могут быть осложнены возможности обслуживания и контроля. Существуют опасения, что термоядерный реактор будет производить большое количество радиоактивных отходов. Поэтому классификация радиоактивных отходов по требованиям к их захоронению важна с точки зрения приемлемости для населения. Для того чтобы радиационное излучение после захоронения было приемлемым для населения (обычно это 10 мкЗв/год или меньше), захоронение отходов должно классифицироваться по уровню ожидаемой концентрации радиоактивных материалов в отходах.

Нейтронно-физический анализ показывает, что наведённая радиоактивность первой стенки бланкета, изготовленной из слабо активируемой ферритно-мартенситной стали F82H, выше активности других компонентов, таких как дивертор и задняя плита, и что долгоживущие изотопы ⁹³Mo, ¹⁴C, ⁹⁹Tc, ^{186m}Re, ⁹⁴Nb, ⁶³Ni и другие образуются в первой стенке в больших количествах. Мощность дозы ионизирующего излучения от отработавшего свой срок бланкета не превышает 2,64 мкЗв/год после выдержки в хранилище в течение 10 лет и захоронения его в приповерхностной бетонной шахте. Такая мощность дозы меньше предельно допустимой мощности дозы (10 мкЗв/год) для приповерхностного захоронения. Следовательно, условия захоронения дивертора могут быть аналогичными и все радиоактивные отходы, относящиеся к отработавшим свой срок внутрикорпусным компонентам демонстрационного термоядерного реактора, могут быть квалифицированы как низкоактивные после их выдержки в приреакторном хранилище и могут быть захоронены в приповерхностных могильниках [27].

Радиоактивностью трития в радиоактивных отходах можно пренебречь, так как его концентрация будет очень небольшой благодаря его диффузии из зоны воспроизводства трития в бланкете и из первой стенки. Абсорбция трития в отходах и эффективность детритизации термообработкой или простым нагревом должны быть исследованы дополнительно.

СОВМЕСТНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ В США И ЕВРОПЕЙСКОМ СОЮЗЕ

В последние годы важность умения обращаться с большими количествами очень низкоактивных материалов, образующихся в термоядерных реакторах, привлекает всё больше внимания. Захоронение большого количества радиоактивных отходов в глубинных могильниках («в геологических формациях») представляется неприемлемым. Поэтому предлагается вместо дорогого захоронения радиоактивных отходов термоядерных реакторов превращать их в ценные продукты, внедряя их переработку (рециклинг) с возвращением радиоактивных материалов в производственный цикл ядерной промышленности

и энергетики, а очень низкоактивные материалы (удовлетворяющие условиям клиренса) выводить из-под контроля надзорных органов. В статье [2] сообщается о двух недавних расчётных исследованиях. Одно из них выявило проблемы, связанные с обращением с радиоактивными материалами термоядерного энергетического реактора ARIES-ACT2, и соответствующие необходимые изменения в проекте реактора и программах научно-исследовательских и конструкторских работ, которые могут реализовать рециклинг и условия клиренса.

В результате второго исследования была разработана новая вычислительная программа детритизации TRIZZINO, определяющая эффективность извлечения трития из металлов, что необходимо перед их переработкой при рециклинге или перед окончательным захоронением. В программе концентрация трития при демонтаже элементов конструкции сравнивается с концентрацией, которая должна быть получена после детритизации. Программа может оценивать наиболее эффективные методы детритизации при удалении как поверхностного загрязнения тритием, так и трития, захваченного в кристаллических дефектах в глубине металла. Программа включает оптимизированную базу данных, взятую из литературы, в том числе экспериментальные данные, и соотношения, полезные для оценки изменения коэффициента детритизации при изменении некоторых параметров, например, температуры, константы Сиверкса и др. Программа работает интерактивно и подсказывает пользователю вопросы, помогающие получить нужные данные о материалах, количестве изотопов, компонентах и планируемых операциях. Программа выдает коэффициент детритизации и долю удалённого трития в процентах. Могут быть рассмотрены девять различных методов детритизации.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Специалисты, разрабатывающие проекты ТЭУ, видят, что нерешённые проблемы обращения с радиоактивными материалами атомных электростанций серьёзно беспокоят «мозговые центры» ядерной энергетики, и стремятся заранее и своевременно детально разработать стратегию обращения с радиоактивными материалами будущих ТЭУ. Не случайно соответствующие исследования ведутся во всех странах, участвующих в создании реактора ИТЭР.

Одной из важнейших проблем, определяющих перспективы будущих ТЭУ, является создание надёжной первой стенки вакуумной камеры токамака. Традиционные материалы для защитного покрытия первой стенки — вольфрам и бериллий вызывают всё большую озабоченность. Поэтому материаловедцами рекомендовано расширить фронт работ и рассмотреть потенциально альтернативные материалы: цирконий, ниобий, молибден, гафний и тантал.

Очень высокие требования предъявляются к радиационной защите сверхпроводящих магнитов. В Китае для защиты от нейтронного и γ -излучения был предложен и изготовлен методом горячего прессования материал из Sm_2O_3 и полиимида, упрочнённого углеродными волокнами. Испытания этого материала дали обнадеживающие результаты.

Сравнение количества бериллия, добываемого в мире за год (230 т в 2012 г.), с количеством бериллия, рассматриваемым в проектах демонстрационных и энергетических термоядерных реакторов (215—865 т), показывает, что потенциальные потребности в бериллии для термоядерной энергетики могут превысить его ресурсы, если не будет освоено возвращение облучённого бериллия в производственный цикл.

Концентрация урана в бериллии, добываемом в США и Китае, составляет 100—150 млн⁻¹. Организация ИТЭР, ответственная за разработку международного проекта реактора ИТЭР, потребовала, чтобы в поставляемом на ИТЭР бериллии примесь U не превышала 30 млн⁻¹. Количество бериллия в европейском проекте термоядерного энергетического реактора PPCS-B мощностью 3,6 ГВт около 560 т. При концентрации U в Be 30 млн⁻¹ содержание природного урана и ^{235}U в этом реакторе будет 17 кг и 123 г соответственно. При остановке реактора для замены бланкета после 5 лет работы на номинальной мощности (т.е. при нейтронном флюенсе на первую стенку, эквивалентном ~ 10 МВт·год/м²) суммарное содержание плутония и других делящихся изотопов, образующихся из примеси урана, будет около 4,4 кг. Таким образом, различие между «чистыми» термоядерными реакторами и гибридными реакторами синтеза—деления оказывается весьма условным. При наличии урановой примеси в бериллии так называемых «чистых» термоядерных реакторов мы получаем букет трансурановых элементов от плутония до

америдия и юрия весом несколько килограммов. Это обстоятельство исключает возможность вывода бериллия из-под контроля надзорных органов. Удельная активность бериллия даже к концу эксплуатации реактора ИТЭР будет намного превышать предельные величины, установленные надзорными органами Европейского Союза и США для возможности захоронения радиоактивных отходов в приповерхностных могильниках.

REFERENCES

1. **Kolbasov B.N., El-Guebaly L., Khripunov V.I., Someya Y., Tobita K., Zucchetti M.** Some technological problems of fusion materials management. — VANT. Ser. Termoyadernyi sintez (Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Thermonuclear Fusion), 2013, vol. 36, issue 4, pp. 13—24. Electronic version: http://vant.iterru.ru/vant_2013_4/2.pdf (in Russian).
2. **El-Guebaly L., Zucchetti M.** Progress and challenges of handling fusion radioactive materials. — Fusion Science and Technology, 2015, vol. 68, p. 484.
3. **Zucchetti M., Di Pace L., El-Guebaly L., Han J.-H., Kolbasov B.N., Massaut V., Someya Y., Tobita K., Desecures M.** Recent advances in fusion radioactive material studies. — Fus. Eng. Des., 2013, vol. 88, pp. 652—656.
4. **Zucchetti M., Mazzone G.** Feasibility Assessment Regarding the Integration of Tritium Breeding Units in the Divertor Cassette. DIV-1-T001-D003 — Final Report, EUROFUSION 2015.
5. **Casini G. et al.** Radioactivity effects of Pb—17Li in fusion power reactors. — Fus. Eng. Des., 1991, vol. 17, p. 351.
6. **Henderson D. et al.** Activation, decay heat, and waste disposal analysis for ARIES-AT power plant. — Fusion Technology, 2001, vol. 39, p. 444.
7. **NEA.** EASY-2010 — European Neutron Activation System; <https://www.oecd-neo.org/tools/abstract/detail/nea-1564>.
8. **El-Guebaly L. et al.** Design and evaluation of nuclear system for ARIES-AT2 power plant with DCLL blanket. — Fusion Science and Technology (in press, 2016).
9. **Brooks J.N. et al.** Plasma facing material alternatives to tungsten. — Nuclear Fusion, 2015, vol. 55, p. 4.
10. **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.
11. **El-Guebaly L. et al.** Activation Assessment of Liquid Metal Corrosion-Resistant ODS Alloys, University of Wisconsin Fusion Technology Institute Report. UWFD-1422, September 2015; available at: <http://fti.neep.wisc.edu/pdf/fdm1422.pdf>.
12. **Basic** sanitary rules for radiation safety support (OSPORB-99/2010). Sanitary regulations and normals SP2.6.1.2612-10. With modifications of 16 September 2013. Approved by the Chief state sanitary doctor of the Russian Federation. — M.: Federal service for supervision in the sphere of protection of consumers and human welfare. (in Russian).
13. **Radiation** standards NRB-99/2009. Sanitary regulations and normals SanPiN 2.6.1.2523-09. — M.: Russia Health Ministry, 2009 (in Russian).
14. **International** Atomic Energy Agency. Clearance Levels for Radionuclides in Solid Materials: Application of the Exemption Principles. Interim Report for Comment. IAEA TECDOC-855, 1996.
15. **International** Atomic Energy Agency. Application of the Concepts of Exclusion, Exemption and Clearance. IAEA Safety Standards Series № RS-G-1.7, 2004; available at: http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1202_web.pdf.
16. **Kolbasov B.N.** Licensing of fusion facilities. — VANT. Ser. Termoyadernyi sintez (Problems of Atomic Science and Technology. Ser. Thermonuclear Fusion), 2014, vol. 37, issue 2, pp. 84—90; http://vant.iterru.ru/vant_2014_2/9.pdf (in Russian).
17. **Khripunov V.I.** Argon generation in fusion reactor materials. — Fus. Eng. Des., 2015, vol. 98—99, pp. 2166—2171.
18. **Kolbasov B.N., Khripunov V.I., Biryukov A.Yu.** On use of beryllium in fusion reactors: resources, impurities and necessity of detritiation after irradiation. — Fus. Eng. Des., 2016, vol. 109—111, part A, pp. 480—484.
19. **Khripunov V.I.** Secondary radiation damage and gas production in plasma facing materials under fusion neutron irradiation. — In: 29th SOFT. Prague, September 2016 (to be published in Fusion Engineering and Design in 2017).
20. **Ivanov D.P., Anashkin I.O., Kolbasov B.N., Novikov M.S., Novikov S.I., Shuvaev S.A.** Superconducting magnet for Russian fusion neutron source DEMO-FNS. — In: 25th IAEA Fusion Energy Conf., poster FIP/P7-10. Saint Petersburg, Russian Federation, 13—18 October 2014; http://www-naweb.iaea.org/napc/physics/FEC/FEC2014/fec_sourcebook_online.pdf
21. **Wang P. et al.** Design, fabrication, and properties of a continuous carbon-fiber reinforced Sm₂O₃/polyimide gamma ray/neutron shielding material. — Fus. Eng. Des., 2015, vol. 101, p. 218.
22. **Iida H. et al.** Radiation shielding for ITER to allow for hands-on maintenance inside the cryostat. — J. of Nuclear Science and Technology, 2000, Supplement 1, vol. 235.
23. **Petrizzi L. et al.** Improvement and benchmarking of the new shutdown dose estimation method by Monte Carlo code, advanced Monte Carlo for radiation physics, particle transport simulation and applications.— In: Proc. of the MC2000 Conf. 23—26 Oct. 2000, Lisbon, Portugal, Springer 2001, pp. 865—870.
24. **Chen Y., Fischer U.** Rigorous MCNP based shutdown dose rate calculations: computational scheme, verification calculations and applications, ITER. — Fus. Eng. Des., 2002, vol. 63—64, p. 107.
25. **Jo J.-M. et al.** Sample design and gamma-ray counting strategy of neutron activation system for triton burnup measurements in KSTAR.— Fus. Eng. Des., available online 3 March 2016; <http://dx.doi.org/10.1016/j.fusengdes.2016.02.058>.
26. **Someya Y., Tobita K., Utoh H., Asakura N., Sakamoto Y., Hoshino K., Nakamura M., Tokunaga S.** Management scenario for reduction of radioactive waste on a fusion DEMO reactor. — Fusion Science and Technology, 2015, vol. 68 (2), p. 423.

27. **Someya Y., Nakamura M., Masui A., Watanabe K., Tobita K.** Safety and waste management studies as design feedback for a fusion DEMO reactor in Japan. — In: 26th IAEA Fusion Energy Conf. (FEC 2016), See P7-5.

AUTHORS

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

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

Riva M. UCLA, University of California at Los Angeles, Los Angeles, CA 90095, USA; marco@fusion.ucla.edu

Someya Yu. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, Rokkasho-mura, Kamikita-gun, Aomori 039-3212, Rokkasho, Japan; someya.yoji@qst.go.jp

Testoni R. Politecnico di Torino, Corso Duca degli Abruzzi 24, 10129 Torino, Italy; raffaella.testoni@polito.it

Tobita K. National Institutes for Quantum and Radiological Science and Technology, Rokkasho-mura, Kamikita-gun, Aomori 039-3212, Rokkasho, Japan; tobita.kenji@qst.go.jp

Han J.—H. Seoul National University, Seoul, Korea; junghoonhan@snu.ac.kr

Khripunov V. NRC “Kurchatov Institute”, pl. Akademika Kurchatova 1, 123182 Moscow, Russia; Khripunov_VI@nrcki.ru

Chang Z. Institute of Nuclear Energy Safety Technology, Chinese Academy of Sciences, Hefei, Anhui, China; zhibin.chen@fds.org.cn

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

Received 22 September 2016
Problems of Atomic Science and Technology
Ser. Thermonuclear Fusion, 2016, vol. 39, issue 4, pp. 27—37.