

УДК 621.039.633

**СИСТЕМЫ ТРИТИЕВЫХ ЦИКЛОВ БЛАНКЕТОВ  
ТЕРМОЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ И ИХ РЕАКТОРНОЕ  
МОДЕЛИРОВАНИЕ**

*В.К. Капышев, А.П. Зырянов, В.Г. Коваленко, Ю.С. Стребков  
(НИКИЭТ им. Н.А. Доллежалея)*

Статья посвящена проблеме создания систем тритиевого цикла для экспериментального бридингового модуля (ЭБМ) и ДЕМО. Программа ЭБМ включает в себя разработку материалов и технологий ЗВТ, тритиевых технологических систем для выделения и первичных технологических операций с тритийсодержащими газовыми смесями, нарабатываемыми в ЗВТ. В рамках Российской программы разработки термоядерного реактора ДЕМО и нашего участия в проекте ИТЭР одним из вариантов зоны воспроизводства трития (ЗВТ) blanketа является гелийохлаждаемый литийсодержащий керамический бридер с использованием бериллия в качестве размножителя нейтронов. Изготовленные на основании этих исследований ЭБМ предполагается испытать в ИТЭР и далее проектировать blanket для ДЕМО.

BLANKET TRITIUM CYCLE SYSTEMS FOR THERMONUCLEAR REACTORS AND THEIRS SIMULATION WITH A REACTOR. V.K. KAPYSHEV, A.P. ZYRYANOV, V.K. KOVALENKO, Yu.S. STREBKOV. The article is devoted to development of system tritium cycle for TM and DEMO. The program of TM development includes R&D of TBZ materials and technologies, tritium process systems for extraction and primary treatment of tritium gas mixtures breded in TBZ. In a frame of Russian DEMO Program and our participation in ITER activity a helium cooled lithium ceramic breeder with beryllium as a neutron multiplier is one a variant of tritium breeding zone (TBZ) for a blanket. It is proposed to test the manufactured Test Modules (TM) developed on a base of the researches in ITER and follow to design the blanket for DEMO.

## **ВВЕДЕНИЕ**

В рамках Российской программы разработки термоядерного реактора ДЕМО и нашего участия в проекте ИТЭР одним из вариантов зоны воспроизводства трития (ЗВТ) blankets является гелийохлаждаемый литийсодержащий керамический бридер с использованием бериллия в качестве размножителя нейтронов [1].

В настоящее время в России ведутся разработки элементов зон воспроизводства трития для таких blankets и проведены испытания их основных элементов в ядерных реакторах.

Разработанные на основании этих исследований и изготовленные испытательные модули предполагается испытать в ИТЭР и далее проектировать blanket для ДЕМО [2].

Программа разработки испытательных модулей включает в себя разработку материалов и технологий ЗВТ, тритиевых технологических систем для выделения и первичной переработки тритийсодержащих газовых смесей, нарабатываемых в ЗВТ, а также исследование влияния свойств и параметров этих материалов и систем на другие основные системы термоядерного реактора. К ним относятся системы химической очистки и изотопной переработки и связь этих вопросов с проблемой обеспечения радиационной безопасности по тритию.

## **СТРУКТУРА ТРИТИЕВОГО ЦИКЛА ТЕРМОЯДЕРНОГО РЕАКТОРА**

Для реализации проекта термоядерного реактора необходимо решение достаточно сложных технических проблем, одной из них является тритиевая проблема [3].

Для ее решения необходимо разработать и создать систему тритиевого цикла, которая должна, во-первых, обеспечивать реактор топливом из дейтерий-тритиевой смеси требуемой чистоты и в достаточном количестве, а во-вторых, обеспечить радиационную безопасность по тритию термоядерных комплексов при всех возможных ситуациях [4].

Первая задача обусловлена необходимостью прямой наработки трития непосредственно в blankets реактора, откачки трития из разрядной камеры и инъекцией обратно в зону горения плазмы, а также с необходимостью очистки дейтерий-тритиевого топлива от химических и изотопных примесей [5].

Решение этой проблемы предусматривает подробный анализ режимов работы всех устройств реактора.

На настоящем этапе исследований в области управляемого термоядерного синтеза все возможные режимы, которые могут иметь место в системах ТЯР и оказывающие воздействие на системы тритиевого цикла (СТЦ), делятся на две группы: нормальные и аварийные.

1. Нормальные режимы работы включают в себя:

— импульсы с дейтерий-тритиевой плазмой, т.е. нормальный режим работы, ради которого и создаются термоядерные комплексы;

— ремонтные режимы работы, состоящие из планово-предупредительных ремонтов, капитальных ремонтов, захоронения реактора и его систем после завершения всей программы.

## 2. Аварийные ситуации:

- максимальная проектная авария;
- аварии технологических систем.

Предложенная классификация режимов работы реакторов и устройств УТС означает очень большой диапазон веществ как по количеству, так и по концентрациям трития в них, которые должны перерабатываться в системах тритиевого цикла и предполагают наличие в них достаточно сложных технологических систем.

Общая блок-схема тритиевого цикла (рис. 1), основанная на опыте операций с тритийсодержащими веществами [4, 5], позволяет проводить все технологические операции с соблюдением требуемых норм радиационной безопасности согласно описанным режимам работы.

С целью повышения надежности и упрощения структуры весь тритиевый цикл экспериментальных термоядерных реакторов и установок разделяется на три взаимосвязанных комплекса:

- реакторный тритиевый комплекс (РТК);
- тритиевые технологические системы (ТТС);
- системы радиационной безопасности (РБС).

Реакторный тритиевый комплекс (РТК), расположенный в реакторном здании, включает в себя:



Рис. 1. Системы тритиевого цикла термоядерного реактора

— вакуумно-технологический комплекс (ВТК), состоящий из системы высоковакуумной и форвакуумной откачки разрядной камеры, инжекторов и диагностических приборов, системы подачи дейтерий-тритиевой топливной смеси в плазму и технологических систем, обеспечивающих проведение операций с тритием в этих системах (таких, как перекачивающие устройства, системы контроля, системы, обеспечивающие радиационную безопасность ВТК по тритию);

— зону воспроизводства трития и систему выделения трития из тритийвоспроизводящих материалов этой зоны.

Тритиевые технологические системы (ТТС) — это:

— система очистки от химических примесей дейтерий-тритиевой топливной смеси, откачиваемой из разрядной камеры реактора после проведения импульса;

— система изотопной переработки дейтерий-тритиевой топливной смеси с целью очистки ее от протия и излишков дейтерия.

Система радиационной безопасности (РБС) состоит из подсистем:

— технологические системы: система, обеспечивающая очистку от трития газов, сбрасываемых в атмосферу; система очистки воды от трития; система очистки от трития атмосферы герметичных боксов;

— система хранения трития: система хранения трития; система хранения жидких и твердых тритийсодержащих веществ, образующихся в результате аварий;

— системы дезактивации оборудования и помещений;

— система подготовки отходов к захоронению и транспортировке из комплекса для захоронения или дальнейшей утилизации.

Основной контур циркуляции трития включает систему инжекции подачи топлива в плазменную камеру, вакуумную систему, обеспечивающую откачку дейтерий-тритиевой смеси из плазменной камеры, и ТТС, включающую систему очистки откачиваемого газа от примесей и разделения изотопов водорода.

Тритийсодержащая газовая смесь из РТК через систему ресиверов и фильтров, улавливающих твердые частицы, поступает в ТТС, где после очистки от химических примесей поступает в систему разделения изотопов водорода.

Установка разделения многокомпонентных смесей изотопов водорода предназначена для решения следующих задач:

— регенерация топливной смеси реактора (изотопная переработка для поддержания состава смеси в заданных пределах);

— очистка извлекаемого из зоны воспроизводства нарабатываемого трития от примесей протия;

— глубокое извлечение трития из промывочных газов;

— эпизодическое разделение газовых смесей, которые могут образовываться при нештатных ситуациях.

Наиболее перспективным методом разделения изотопов в настоящее время считается метод стационарной низкотемпературной ректификации. При этом подразумевается, что перед подачей в установку переработанная смесь очищается от всех химических примесей до допустимых концентраций.

Далее все тритийсодержащие вещества, которые должны быть удалены из комплекса, проходят через систему РБС, где происходит их дезактивация перед выбросом в окружающую среду, поступлением на захоронение или отправкой для дальнейшей

утилизации. Терминалы этой системы будут расположены везде, где могут происходить операции с тритийсодержащими веществами.

Из газообразных отходов, появляющихся в результате операций систем ВТК, БТК, ТТС, а также других систем, происходит извлечение изотопов водорода.

Очищенные от трития до требуемых дозиметрических норм газы выбрасываются в атмосферу. Изотопы водорода поступают в подсистему разделения изотопов водорода.

Из РТК при нормальном режиме в РБС поступает на очистку от трития только атмосфера боксов, все технологические газовые смеси из ВТК и БТК поступают в ТТС. В результате выполнения плановых ремонтных работ и связанной с ними разгерметизации технологических систем появляются содержащий тритий водород, являющийся в этих операциях дезактивирующим реагентом, и воздух.

При нормальном режиме работы из ТТС в РБС поступают газообразные примеси, от которых дейтерий-тритиевая топливная смесь очищается в узле химической очистки.

При выполнении плановых ремонтных работ в РБС поступает газ примерно такого же состава, что и из РТК, однако общее количество газовых смесей будет примерно на порядок меньше, учитывая меньший объем системы.

Наибольшие нагрузки в работе РБС возникают в результате аварийных ситуаций.

Максимальной проектной аварией в РТК можно считать разрушение реактора и выход всего трития в атмосферу, находящуюся под герметичным колпаком. В этом случае необходимо осуществить очистку атмосферы всего реакторного зала и всей воды, вылившейся из систем реактора. Через систему фильтров она должна быть откачана в специальные сборные емкости РБС и затем с помощью системы очистки воды от трития очищена до требуемых дозиметрических норм.

Значительные трудности возникают при проведении технологических операций с твердыми тритийсодержащими материалами. Предварительные дезактивационные работы с оборудованием и материалами необходимо выполнять непосредственно на рабочем месте, прежде чем осуществить их транспортировку в РБС для окончательной дезактивации. Основные стадии операций с тритийсодержащими радиоактивными отходами (РАО) приведены в [6].

## **СИСТЕМЫ ТРИТИЕВОГО ЦИКЛА ЭБМ**

Согласно планам разработки ДЕМО [2] основные процессы наработки трития и конструктивные решения предполагается проверить при проектировании и испытании ЭБМ в ИТЭР.

Хотя связанные с модулем основные технологические системы выполняют функции выделения трития из тритийвоспроизводящих материалов зоны воспроизводства тритиевого цикла любого термоядерного реактора (см. рис. 1), необходимость максимальной автономности и независимости в работе от тритиевого комплекса ИТЭР требует добавления к бланкетным системам как технологических подсистем, так и подсистем радиационной безопасности. Система автоматического тритиевого цикла (СТЦ) ЭБМ показана на рис. 2.

Цикл предназначен для контроля наработки трития в зоне воспроизводства, очистки теплоносителя от трития и его утилизации. Он включает в себя:

— зону воспроизводства трития — поз. 1 (см. рис. 2);

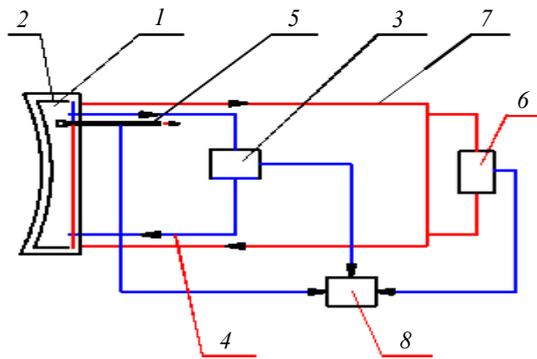


Рис. 2. Блок-схема системы тритиевого цикла ЭБМ: 1 — зона воспроизводства трития; 2 — экспериментальный бридинговый submodule; 3 — тритиевая газовая система; 4 — контур циркуляции газаносителя; 5 — система контроля наработки трития; 6 — система очистки теплоносителя от трития; 7 — контур циркуляции теплоносителя; 8 — система радиационной безопасности (РБС)

— тритиевую газовую систему (ТГС) — поз. 3;  
 — систему контроля наработки трития (СКНТ) в ЗВТ — поз. 5;  
 — систему очистки теплоносителя от трития (СОТТ) — поз. 6.

ТГС обеспечивает прокачку газаносителя через ЗВТ, извлечение нарабатываемого трития, его переработку с целью удаления из технологических систем ЭБСМ, его дальнейшую транспортировку из реакторного комплекса, а также аналитический контроль состава газаносителя. ТГС включает аналитический (АБ) и технологический (ТБ) блоки. АБ обеспечивает непрерывный контроль концентрации трития в газе-носителе и

соотношения газовой (НТ,  $T_2$ ) и окисной (НТО,  $T_2O$ ) форм трития. Контроль водорода и примесей осуществляется с помощью пробоотбора. Измерение концентрации трития и соотношения форм трития осуществляется с помощью двух радиометрических ионизационных камер. Для выполнения вакуумно-технологических операций с помощью герметичных безмасляных вакуумных и перекачивающих насосов предусмотрены два ресивера. В ТБ осуществляется переработка тритийсодержащих газовых смесей, поступающих из ЗВТ. Эта переработка основывается на использовании гидридообразующих интерметаллических соединений на основе циркония. В ТБ предполагается использовать две параллельные технологические цепочки из последовательно работающих на поглощение химических примесей аппаратов.

Для выполнения балансовых операций по тритию и расчетов коэффициента тритиевого воспроизводства, кроме использования результатов измерений в АБ, предполагается измерять скорость наработки трития в ЗВТ с помощью СКНТ [7]. Устройство СКНТ представляет собой канал в ЭБМ, внутри которого размещаются ампулы с изотопами лития-6 и -7, а также детекторы нейтронного излучения. Извлечение ампул с изотопами лития и их замена должны осуществляться после импульса в момент паузы (в режиме работы реактора ИТЭР на DT-плазме).

Система очистки теплоносителя ЭБМ от трития, расположенная на байпасе контура теплоносителя, основана на использовании интерметаллических соединений для поглощения кислорода, азота и трития. Расход теплоносителя, направляемого в систему очистки, равен 1/4 от общего расхода. Прокачка газа через системы очистки от механических и химических примесей обеспечивается газодувкой.

Очистка теплоносителя от примесей  $CO$ ,  $CO_2$ ,  $N_2$ , НТО и  $O_2$  осуществляется с помощью последовательно расположенных двух аппаратов с гранулами из  $ZrTiMn$ -сплава при температуре в диапазоне 573—773 К. Аппарат очистки с нагревательным устройством представляет собой цилиндр диаметром 300 и высотой 1000 мм. Далее газ через теплообменник поступает для поглощения трития в третий аппарат такой же конструкции, но работающий при температуре 373 К. Коэффициент очистки от трития  $>10$ .

Для выполнения вакуумно-технологических операций с оборудованием в системе предусмотрены вакуумный насос и ресивер объемом 20 литров.

Концентрация примесей и трития до и после очистки измеряется с помощью пробоотборной аналитической подсистемы.

Прокачка газа через систему очистки обеспечивается газодувкой.

## **СТЕНД РИТМ-Ф ДЛЯ ФУНКЦИОНАЛЬНЫХ РЕАКТОРНЫХ ИСПЫТАНИЙ ТРИТИЙВОСПРОИЗВОДЯЩИХ ЭЛЕМЕНТОВ**

Программа по ЭБМ включает в себя разработку тритиевых технологических систем для выделения и первичной переработки тритийсодержащих газовых смесей, нарабатываемых в зоне воспроизводства трития, а также исследования влияния свойств и параметров ЗВТ на другие основные системы термоядерного реактора. К ним относятся прежде всего системы химической очистки и изотопной переработки и системы, связанные с обеспечением радиационной безопасности по тритию.

К настоящему времени накоплен достаточный экспериментальный материал, чтобы приступить к разработке проекта ЭБМ. Это прежде всего результаты реакторных исследований керамических материалов, выполненных в СССР в 1980-х годах [8], а также результаты испытаний в России двух моделей ЗВТ ЭБМ в 1998—2002 гг. [9].

При реализации этих двух программ использовались тритиевые технологические системы, смонтированные непосредственно рядом с ядерными реакторами и позволявшие выполнять измерения и управлять экспериментами в процессе работы ядерных реакторов.

Для проведения функциональных реакторных испытаний тритийвоспроизводящих моделей элементов бридинговых зон бланкетов термоядерных реакторов (ТЯР) в 1998—2002 гг. в условиях нейтронного облучения и непрерывного выделения трития, нарабатываемого в бридинговой зоне, был разработан, изготовлен и смонтирован на базе реактора ИВВ-2М стенд РИТМ-Ф.

Технические характеристики стенда РИТМ-Ф:

Среда, в которой проводится облучение моделей...	Смесь гелия и неона
Давление среды облучения моделей, МПа...	0,04
Вакуум, до которого могут быть откачены полости ЭКУ, Па...	1,33
Газ-носитель трития...	Неон + 0—3% водорода
Давление газа-носителя трития, МПа...	0,1—0,2
Расход газа-носителя трития, л/сут...	0,1—10
Периодичность опроса каналов контроля параметров, с...	2—10
Периодичность записи показаний датчиков, с...	60, 600, 3600
Типы датчиков...	ХК, ХА, ВР 5/20, ТНД
Температура стенок трубопроводов прогреваемых трактов, К...	400

В состав стенда РИТМ-Ф входят следующие основные системы и элементы:

- экспериментальное каналное устройство (ЭКУ);
- газовая система (ГС);
- система охлаждения модели в экспериментальном канале (СО);
- автоматическая система управления и контроля (АСКУ);
- система обработки экспериментальных данных ЭКУ АСУ.

Основные процессы тритиевой технологии связаны с первыми двумя системами. Остальные системы рассматривались в работах [10, 11].

**Экспериментальное каналное устройство.** Экспериментальное каналное устройство (ЭКУ) (рис. 3) является составной частью стенда РИТМ-Ф и предназначено для проведения реакторных испытаний моделей элементов бридинговой зоны экспериментального модуля гелийохлаждаемого бланкета ДЕМО с керамическим бридером в реакторе ИВВ-2М. ЭКУ включает в себя канал и облучательное устройство — капсулу с мо-

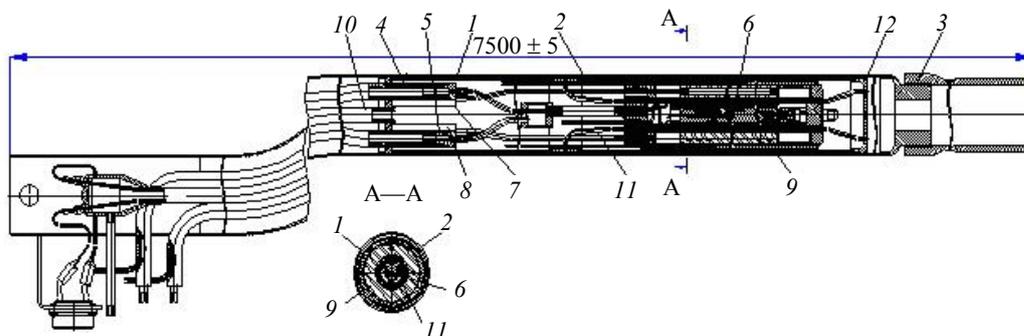


Рис. 3. Экспериментальное каналное устройство: 1 — кожух; 2 — капсула; 3 — хвостовик; 4 — прогреваемый трубопровод подачи газа-носителя трития в бридерный элемент модели; 5 — прогреваемый трубопровод отвода газа-носителя трития от бридерного элемента модели; 6 — бридерный элемент модели; 7 — необогреваемый трубопровод подачи газа-носителя в размножающий элемент модели; 8 — необогреваемый трубопровод отвода газа-носителя от размножающего элемента модели; 9 — размножающий элемент модели; 10 — трубопровод подачи газовой смеси в теплорегулирующую полость; 11 — радиатор трубчатого типа; 12 — доньшко капсулы

делью элемента бридинговой зоны экспериментального модуля гелийохлаждаемого бланкета ДЕМО с керамическим бридером. Технические характеристики ЭКУ и капсулы:

Длина/диаметр, м/мм:	
экспериментального канала...	7,5/60
капсулы...	0,485/54
активной части модели...	0,3/46
Диаметр, мм:	
бридерного элемента...	19
размножающего элемента (внеш./внутр.)...	46/24
Среда в капсуле...	
Давление в капсуле, МПа...	0,1
Газ-носитель трития...	Неон+(0—3,0)% водорода
Давление газа-носителя трития, МПа...	0,10—0,15
Количество газовых трактов/ из них прогреваемых...	5/2
Температура прогреваемых трактов, °С...	120
Мощность энерговыделения, кВт:	
в канале на высоте активной зоны...	11,8
в капсуле...	8,0
Теплоноситель...	
Расход теплоносителя, м <sup>3</sup> /с (л/ч):	
через канал...	2,1·10 <sup>-4</sup> (750)
через радиатор...	1,5·10 <sup>-4</sup> (540)
Тип радиатора...	
Количество труб...	16
Типоразмер труб радиатора, мм...	
Максимальная температура, °С:	
бридера...	900
размножителя...	500
оболочек модели...	350

Канал состоит из кожуха (1), внутри которого размещена капсула (2) с подводными и отводящими трубопроводами газа-носителя трития, и хвостовика (3). В полости канала выше капсулы расположены два прогреваемых трубопровода подачи (4) и отвода (5) газа-носителя трития в бридерный элемент (6) модели, два необогреваемых трубопровода подачи (7) и отвода (8) газа-носителя в размножающий элемент (9) модели бланкета и трубопровод подачи газовой смеси (10) в теплорегулирующую полость. Система газовых труб, обеспечивающих подачу газовых сред в капсулу, бридерный и размножающие элементы модели и отвод газовой смеси от бридерного и размножающего элементов модели, подключается к системам подачи газа (СПГ) и извлечения трития (СИТ) стенда РИТМ-Ф.

Капсула предназначена для размещения модели элемента бридинговой зоны экспериментального модуля гелийохлаждаемого бланкета ДЕМО с керамическим бридером и создания необходимого температурного режима в бридерном и размножающем элементах модели. Капсула состоит из модели, радиатора, корпуса, днища, трубной доски, газового трубопровода, двух необогреваемых, двух обогреваемых трубопроводов и трубопровода подачи технологического газа в теплорегулирующую полость. Элементы конструкции корпуса капсулы выполнены из нержавеющей стали марки 12Х18Н10Т.

В кольцевом зазоре между бридерным и размножающими элементами модели размещен радиатор трубчатого типа (11). Радиатор выполнен из 16 труб размером 3×0,5 мм, сплюснутых до 2 мм, располагаемых концентрически по отношению к оболочкам бридерного и размножающего элементов модели. Вход теплоносителя в радиатор осуществляется через трубы, врезанные в цилиндрическую трубную доску, являющуюся частью кожуха капсулы. Нижняя часть трубопроводов врезана в доньшко капсулы (12). Температурный контроль радиатора осуществляется двумя термопарами. Во внутренней полости капсулы размещено шесть термопар.

Подача и отвод газа-носителя из бридерного элемента модели осуществляются по прогреваемым трактам. Тракты представляют собой трубы размером 6×1 мм, прогрев которых обеспечивается прямым пропусканием по ним тока. Электрический ток подводится через шину в середину каждого трубопровода. Тепло- и электроизоляция трубопроводов тракта выполнена из стеклоленты толщиной 5 мм. Концы трубопроводов, входящих в крышку корпуса капсулы, изолированы смесью двуокиси алюминия с жидким стеклом. Для исключения токовых перетечек корпус канала соединяется медной жилой («нулевой» провод) сечением не меньше сечения трубопровода тракта с пластиной из нержавеющей стали, приваренной к трубопроводам в месте соединения трактов с оборудованием стендов обеспечения экспериментального устройства. Трубопроводы трактов изготовлены из нержавеющей стали марки 12Х18Н10Т. На трубопроводах прогреваемых трактов подачи-отвода технологического газа в бридерный элемент модели размещены термопары градуировки ХА. Спаи термопар установлены на внешних поверхностях трубопроводов под слоем теплоизоляции. Место установки термопар — на выходе трубопроводов из корпуса канала.

**Газовая система стенда.** Газовая система (ГС) стенда РИТМ-Ф предназначена для обеспечения непрерывной циркуляции газа-носителя требуемых параметров через бридерный элемент модели при постоянном контроле выделяющихся газов, подачи газа-носителя в бридерный элемент модели и газа в теплорегулирующую полость капсулы.

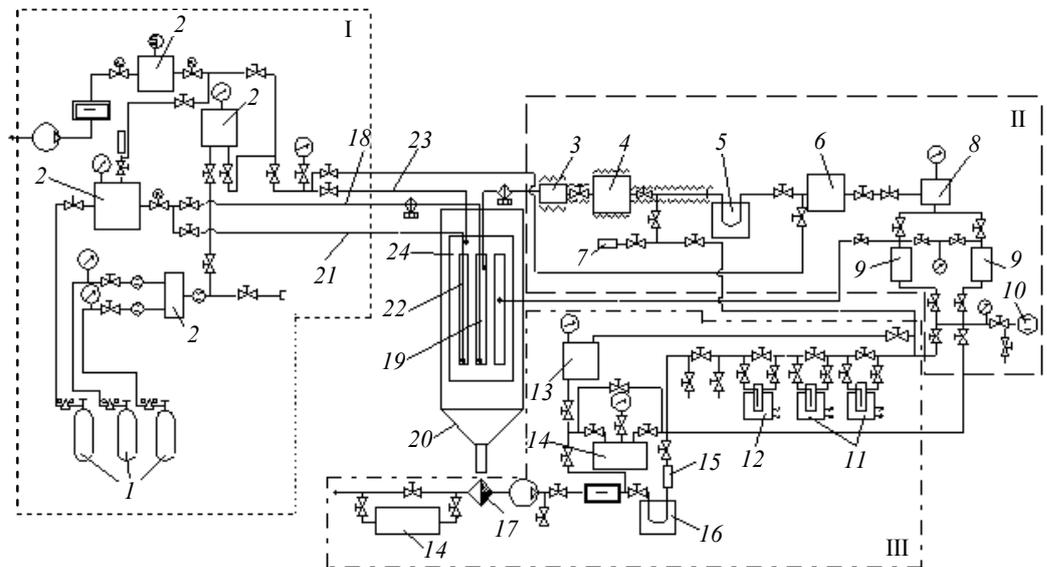


Рис. 4. Принципиальная схема газовой системы стенда РИТМ-Ф: 1 — газовый баллон; 2 — емкость для создания газовой смеси; 3 — фильтр; 4 — прогреваемая ионизационная камера; 5 — азотная ловушка; 6 — ионизационная камера; 7 — отбор проб газа; 8 — сборник газа; 9 — емкость для чистки газа; 10 — ионизационная камера для измерения трития; 11 — титановые аппараты для чистки газа-носителя от примеси (азота и кислорода); 12 — титановая ловушка для сорбции трития; 13 — емкость для циркуляции газа-носителя; 14 — прибор контроля трития (радиометр РГБ-03); 15 — медный катализатор; 16 — азотная ловушка; 17 — фильтр; 18 — трубопровод подачи газа-носителя в бридерный элемент модели; 19 — бридерный элемент модели; 20 — экспериментальное каналное устройство; 21 — трубопровод подачи газа-носителя в размножающий элемент модели; 22 — размножающий элемент модели; 23 — трубопровод подачи газа в теплорегулирующую полость; 24 — капсула

Газовая система стенда РИТМ-Ф (рис. 4) состоит из трех основных частей:

— участка подготовки и напуска газов в модель и теплорегулирующую полость (I), состоящего из баллонов газа (1), емкостей создания газовых смесей требуемого состава (2), запорной арматуры и приборов контроля;

— измерительного участка (II), состоящего из фильтра (3), прогреваемой ионизационной камеры (4), азотной ловушки (5), ионизационной камеры (6), устройства отбора проб газа (7), сборника газа (8), емкостей для очистки газа-носителя трития (9), ионизационной камеры для измерения трития (10), запорной арматуры и приборов контроля давления;

— участка очистки газа от примесей и трития (III), состоящего из титановых аппаратов для очистки газа-носителя от азота и кислорода (11), титановой ловушки для сорбции трития (12), емкости для циркуляции газа (13), приборов контроля содержания трития РГБ-03 (14), медного катализатора (15), азотной ловушки (16), фильтра (17), циркуляционных насосов и запорной арматуры.

На участке подготовки и напуска газов в модель и теплорегулирующую полость (I) из баллонов (1) газ поступает в емкости (2), в которых создаются газовые смеси требуемого состава. Затем по трубопроводу (18) газ-носитель поступает в бридерный элемент (19) модели, размещенной в ЭКУ (20). Трубопровод (21) обеспечивает подачу газа-носителя в размножающий элемент (22) модели, а трубопровод (23) используется для подачи газовой смеси в теплорегулирующую полость капсулы (24).

Измерительный участок имеет обогреваемые тракты газа-носителя трития. Из бридерного элемента модели (19) постоянно подается газ-носитель трития (Ne с добавлением водорода 1—4% либо чистый Ne) при давлении 0,1 МПа с постоянной скоростью. В прогреваемой ионизационной камере (4) измеряют общее количество трития, выделяемого из бридерного элемента модели, затем газ попадает в азотную ловушку (5), где отсекается водяная составляющая трития, а в непрогреваемой ионизационной камере (6) измеряется газовая составляющая трития. Затем газ поступает в сборник (8) и емкости для очистки газа (9). В измерительном участке газовой системы стенда РИТМ-Ф предусмотрено устройство для отбора проб газа-носителя (7) для измерения его состава хроматографическим или масс-спектрометрическим методом. Для сведения баланса по газообразному тритию предусмотрено измерение концентрации трития в собранном в емкостях газе при помощи стандартной ионизационной камеры КРГ-6 (10). Для сведения материального баланса по тритиевой воде предусмотрено измерение сцинтилляционным методом сорбированной влаги из ловушки.

На третьем участке газовой системы стенда РИТМ-Ф на титановых аппаратах (11) производится очистка газа-носителя от азота и кислорода, а на титановой ловушке (12) осуществляется сорбция трития. Степень очистки газа от трития контролируется при помощи радиометра РГБ-03 (14). На участке предусмотрена возможность дожигания трития на медном катализаторе (15) с посадкой его на азотной ловушке (16).

В процессе проведения испытания модели в ЭКУ реактора ИВВ-2М и после его завершения были выполнены следующие работы по определению параметров и влияния различных факторов на выделение трития:

- определены параметры эффективности выделения трития, время выхода на стационарный режим, скорость выделения трития на стационарном режиме, инвентори трития в материале;

- установлено влияние параметров газа-носителя трития (состав, расход, давление) на скорость выделения трития;

- установлена химическая форма выделяющегося трития;

- определены примеси, образующиеся при облучении бридерного материала;

- определено содержание трития и гелия в бериллиевом размножителе нейтронов;

- оценено количество продифундировавшего трития через сталь из бридерного материала.

Измерение количества трития, продифундировавшего через сталь из бридерного материала, выполнено путем перепуска газа из теплорегулирующего зазора в сборную емкость (во время плано-предупредительных работ) и замера содержания в нем трития с помощью ионизационной камеры КРГ-6. Аналогично проводился замер трития в бериллии в конце кампании. Собранная в азотных ловушках жидкость в конце кампании анализировалась на содержание трития с помощью сцинтилляционного метода.

### **ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНОЕ ОПРЕДЕЛЕНИЕ СООТНОШЕНИЯ ГАЗОВОЙ И ОКИСНОЙ ФОРМ ТРИТИЯ, ВЫДЕЛЯЕМЫХ ИЗ ОБЛУЧАЕМОЙ КЕРАМИКИ В ГАЗ-НОСИТЕЛЬ, И ЕГО ВЛИЯНИЕ НА ПАРАМЕТРЫ СИСТЕМ ТРИТИЕВОГО ЦИКЛА ТЕРМОЯДЕРНОГО РЕАКТОРА**

В рамках программы реакторных испытаний были облучены две сборки с таблетками и гранулами из ортосиликата лития.

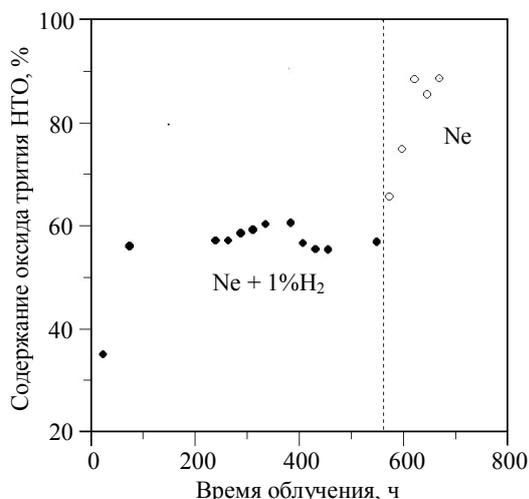


Рис. 5. Содержание трития в окисной форме в газе, прокачиваемом через бридинговую зону из гранул ортосиликата лития в процессе облучения в реакторе ИВВ-2М

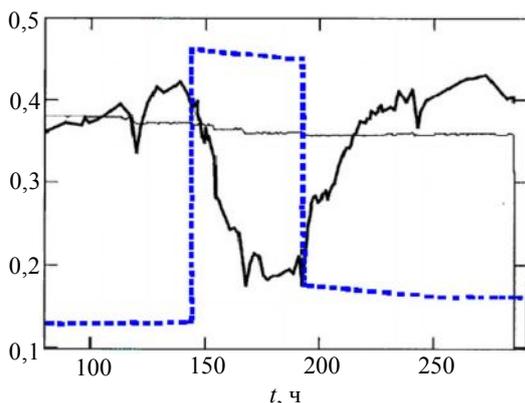


Рис. 6. Кинетические характеристики процесса выделения НТО из  $\text{Li}_4\text{SiO}_4$ -таблеток в газ-носитель ( $\text{Ne}+0,1\%\text{H}$ ): — — скорость потока трития  $\Omega$ ,  $\text{Ci}/\text{сут}$ ; ---- —  $Q/50$ , где  $Q$  — скорость потока газа-носителя,  $\text{л}/\text{сут}$ ; — · —  $T/2000$ , где  $T$  — температура в центре литиевой зоны,  $\text{K}$

системы ТГС, учитывающие только газы, нарабатываемые в ЗВТ.

Пренебрегая изменением состава плазменного газа в результате термоядерной реакции и физико-химическими процессами на поверхностях, обращенных к плазме, для стационарного режима запишем соотношение

$$q_T = KP_b q_{pl}, \quad (1)$$

где  $q_T$  — скорость наработки трития в ЗВТ;  $q_{pl}$  — величина газового потока в ВТК реактора;  $K$  — коэффициент тритиевого воспроизводства;  $P_b$  — величина выгорания плазмы.

Принимая в расчет только газовый поток из ЗВТ, для бланкетного контура имеем

$$q_{bl} = q_{pg} + q_T + q_{H_2}, \quad (2)$$

На начальном этапе исследований при облучении гранул были выполнены систематические измерения соотношения газовой и окисной форм трития, выделяемых из облучаемой керамики [9]. В течение достаточно длительного периода облучения (~500 ч) количество НТО в газ-носителе было равно ~58%. Результаты приведены на рис. 5.

На рис. 6 [12] приведены кинетические характеристики процесса выделения газовой и окисной форм трития из таблеток ортосиликата лития. Состав газа-носителя —  $\text{Ne} + 0,1\% \text{H}$ , давление 0,1 МПа. На начальной стадии (до ~70 ч) содержание окисной формы трития ~40 объемных % при скорости газа-носителя 5,5 л/сут. Количество окиси уменьшается до ~20% при увеличении скорости газа-носителя до 22 л/сут.

Полученные результаты послужили основой как для анализа соотношений величин газовых потоков в системах бланкета и плазменных, так и для разработки СТЦ ЭБМ и конструкций бланкетов на стадии концептуального проектирования ДЕМО.

Хотя величина выгорания плазмы в термоядерном реакторе невелика (несколько процентов), а соответствующая величина газового потока трития в бланкетных системах значительно меньше, чем через плазменную камеру, тем не менее газ-носитель может дать существенную дополнительную нагрузку на

где  $q_{pg}$  — скорость потока газа-носителя;  $q_H$  — величина потока водорода в газе-носителе.

Обозначим через  $C_{th}$  и  $C_{hg}$  отношения концентраций в газе-носителе трития к протию и протия к газу-носителю, а через  $R_g$  — отношение плазменных и бланкетных газовых потоков:

$$R_g = q_{bl}/q_{pl}.$$

Тогда, используя (1) и (2), получим при одинаковой линейной скорости и равном давлении в бланкетных и плазменных системах  $q_{bl}$  и  $q_{pl}$

$$R_g = KP_b(1 + 1/C_{th} + 1/C_{th}/C_{hg}). \quad (3)$$

Применяя (3), можно связать экспериментальные результаты, полученные при облучении сборок на реакторе ИВВ-2М, с параметрами тритиевых систем ДЕМО.

Значения  $K$  и  $P_b$  обычно лежат в пределах  $1,04 < K < 1,08$  [13] и  $0,4 < P_b < 5,0$ . Нижнее значение  $P_b$  принято согласно [14], значение  $P_b = 5,0$  является оптимистичным. В данных расчетах принимается  $K = 1,0$ .

Если в последующих оценках принять значения  $K = 1,0$ , а  $C_{th} = 0,2$  и  $P_b = 0,1$  согласно рис. 6, то получим  $R_g = 20$  для  $P_b = 0,4$  и  $R_g = 250$  для  $P_b = 5,0$ .

Таким образом, гидродинамическое отношение (3) показывает, что химические системы переработки газовых смесей, поступающих из бланкета, могут иметь даже более высокую производительность по сравнению с системами, перерабатывающими газ из плазменной камеры.

Пусть  $f_{bl}$  и  $f_{pg}$  — концентрации химических примесей (ат.%) в бланкетном газе и из плазменной камеры, соответственно. Обозначим через  $R_{im}$  отношение скоростей переноса этих примесей в газах:

$$R_{im} = f_{bl}q_{bl}/f_{pg}q_{pl}. \quad (4)$$

Предполагая, что примесь кислорода присутствует только в окисной форме, и используя результаты, приведенные на рис. 6, получим  $f_{bl} = 1,35 \cdot 10^{-2}$  ат.%/с. Для газа из плазменной камеры имеем  $f_{pg} = 8 \cdot 10^{-2}$  ат.%/с. Тогда  $R_{im} = 0,34$  для  $P_b = 0,4\%$  и  $R_{im} = 4,2$  для  $P_b = 5\%$ . Величины  $R_g$  и  $R_{im}$  можно использовать как критерии оценки возможности использования экспериментальных данных, полученных на стенде РИТМ-Ф, при проектировании ДЕМО.

Так, при  $R_g = R_{im} = 1$  технологические параметры в этом реакторе будут идентичны параметрам стенда. При увеличении скорости потока газа-носителя (как показано на рис. 6) возможно уменьшение содержания трития в окисной форме, хотя при этом потребуется достаточно высокая производительность для переработки газа. В этом случае, чтобы не перекачивать большие количества газа на большие расстояния в тритиевый завод, целесообразно разместить соответствующие устройства как можно ближе к бланкету.

Оценка влияния соотношения концентраций изотопов водорода в газе-носителе на структуру криогенной системы разделения приведена в [12]. Если для некоторых простых смесей достаточно каскада из 2—3 колонн [15], то для переработки смесей, содержащих газ-носитель, потребуются более сложные каскады. Для рассмотренного случая требуется не менее четырех колонн.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Разработанная блок-схема систем тритиевого цикла для термоядерных реакторов и установок позволяет выполнять технологические операции с тритием при соблюдении норм радиационной безопасности и для всех режимов, согласно принятой классификации.

На базе реактора ИВВ-2М был разработан, смонтирован и пущен в эксплуатацию стенд РИТМ-Ф, предназначенный для функциональных реакторных испытаний тритийвоспроизводящих моделей элементов конструкции бридинговой зоны бланкета термоядерного реактора.

Выполненные в 1980-е годы проектные и экспериментальные работы по испытанию керамических материалов для ЗВТ бланкетов термоядерных реакторов, реакторные эксперименты с моделями-1, -2 с использованием тритиевых систем стенда РИТМ-Ф являются экспериментальной базой для технических предложений при разработке проекта систем тритиевого цикла ЭБМ.

В процессе работы, в частности, показано, что гидридообразующие двух- или трехкомпонентные интерметаллические соединения могут быть использованы для химической переработки и поглощения изотопов водорода в СТЦ ЭБМ.

Тритиевая система стенда РИТМ-Ф, прошедшая реакторные испытания и показавшая целесообразность и возможность использования принятых в нем технологий и конструктивных решений, может рассматриваться как прототип СТЦ ЭБМ.

Реакторные эксперименты на ИВВ-2М с моделями-1, -2 с керамическими литийсодержащими элементами в виде таблеток и гранул показали возможность стендового моделирования всех технологических процессов выделения и переработки тритийсодержащих газовых смесей, образующихся в зонах воспроизводства трития бланкетов термоядерных реакторов.



Виктор Кузьмич Капышев, ведущий инженер, кандидат т.н.

Алексей Петрович Зырянов, начальник службы экспортного контроля, кандидат ф.н., доцент

Виктор Григорьевич Коленко, начальник группы

Юрий Сергеевич Стребков, начальник отдела, ветеран атомной энергетики и промышленности, ветеран НИКИЭТ

## СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. Kovalenko V., Kapyshev V., Leshukov A., Poliksha V., Shatalov G., Strebkov Yu., Strizhov A., Sviridenko M. RF test blanket sub-module with ceramic breeder and helium cooling for test in ITER. — Fusion Engineering and Design, 2006, vol. 81, p. 199—203.
2. Капышев В.К., Демидов В.В., Животнов С.А., Зырянов А.П., Ионесян И.А., Коваленко В.Г., Ланских А.С., Палтусов Н.П., Росихин В.А., Серняев Г.А., Стребков Ю.С., Тебус В.Н., Черне-

- цов М.В., Чехлатов Г.М.** Исследование свойств литийсодержащих керамик, предполагаемых к использованию в бланкетах российских проектов термоядерных реакторов, и оценка их влияния на технологические системы этих реакторов. — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2003, вып. 2, с. 17.
3. **International** thermonuclear experimental reactor. ITER fuel cycle. ITER documentation series. Vienna: International atomic energy agency, 1991, № 31.
  4. **Капышев В.К.** Tritium radiation safety of fusion installations and reactors. — In: International School of Plasma Physics «Piero Caldirola». Tritium and Advanced Fuels in Fusion Reactors Proceedings of the Course and Workshop Held at Villa Monastero—Varenna, Italy, September 6—15 1989, p. 535—551.
  5. **Капышев В.К., Rivkis L.A., Saksagunsky G.L., Serebrennikov D.V.** Vacuum-tritium complex of magnetic confinement fusion reactors. — J. Plasma Devices and Operations, 1990, vol. 1, p. 67—77.
  6. **Ionesyan I.A., Капычев В.К., Tebus V.N., Frolov V.N.** Initial tritium waste management criteria and assessment for ITER. — Fusion Eng. and Des., 1998, vol. 42, p. 144—154.
  7. **Капышев В.К., Юхнов Н.М., Поликша В.В., Сидоров А.М.** Экспериментальная оценка параметров воспроизводства трития в экспериментальном бридинговом субмодуле бланкета ИТЭР. — ВАНТ. Сер. Термоядерный синтез, 2005, вып. 4, с. 19—29.
  8. **Капычев В.К., Starshin E.P., Frolov V.N.** Radiation of lithium aluminate, ortho- and metasilicate tablets in thermonuclear reactor and study of their gas emission and strength properties. — Plasma Devices and Operations, 1994, vol. 3, p. 287—292.
  9. **Капычев В. et al.** Model and mockup of DEMO ceramic breeding zone for testing in the IVV-2M reactor. — Fusion Technol., 2001, vol. 39, № 1, p. 45—53.
  10. **Goroshkin G., Kovalenko V., Leshukov A. et al.** Ceramic helium-cooled blanket test module. — Fusion Eng. and Des., 2000, vol. 49—50, p. 591—598.
  11. **Design** Description Document for the Russian Federation Ceramic Helium Cooled (CHC) Test Blanket Module. Status 05.25.2001.
  12. **Капышев В., Chernozov M., Zhevotnov S., Kersnovskiy A., Kovalenko V., Paltusov N., Sernyaev G., Strebkov Ju., Zyryanov A.** Lithium ceramic blankets intended for the Russian Fusion Reactors and influence of breeding operation mode on parameters of reactor tritium systems. — Fusion Science and Technology, 2005, vol. 48, № 1, p. 642—645.
  13. **Shatalov G. et al.** Russian DEMO-S reactor with continuous plasma burn. — Fusion Eng. and Des., 2000, vol. 51—52, p. 289—298.
  14. **Aimar R.** Summary of the ITER final report. ITER Document. GAO FDR 4 01.06.28 RO.2.
  15. **Frolov V., Капышев В.** Description of the conceptual design of the ITER reactor hydrogen isotope separation system. — In: Report ITER-IL-FC-9-0-8, February, 1990.

Статья поступила в редакцию 10 ноября 2006 г.  
Вопросы атомной науки и техники.  
Сер. Термоядерный синтез, 2007, вып. 1, с. 11—25.

УДК 536.242; 661.85+546.34

## ЭКСПЕРИМЕНТАЛЬНЫЕ ИССЛЕДОВАНИЯ ТЕПЛОПЕРЕНОСА К СВИНЕЦ-ВИСМУТОВОМУ ТЕПЛОНОСИТЕЛЮ В ПОПЕРЕЧНОМ МАГНИТНОМ ПОЛЕ ПРИ ИЗМЕНЯЕМЫХ ХАРАКТЕРИСТИКАХ ЭЛЕКТРОИЗОЛИРУЮЩИХ ПОКРЫТИЙ НА ОГРАНИЧИВАЮЩИХ СТЕНКАХ

*А.В. Безносков, С.Ю. Савинов, А.А. Молодцов, А.В. Назаров, Т.А. Бокова (Нижегородский государственный технический университет),  
Е.В. Муравьев (НИКИЭТ им. Н.А. Доллежала)*

В статье представлены результаты комплексных исследований характеристик теплообмена и МГД-течения потока эвтектики свинец—висмут при изменяемых характеристиках электроизолирующих покрытий на ограничивающей поток поверхности в поперечном магнитном поле. Приводятся результаты