УДК 621.039.672

ВНУТРИРЕАКТОРНЫЙ ПЕТЛЕВОЙ КОНТУР С ЛИТИЙ-СВИНЦОВОЙ ЭВТЕКТИКОЙ

В.Г. Коваленко¹, И.В. Данилов¹, Г.А. Сергеев², В.В. Шушлебин²

¹Акционерное общество «Ордена Ленина Научно-исследовательский и конструкторский институт энерготехники имени Н.А. Доллежалея» (АО «НИКИЭТ»), Москва, Россия

²Акционерное общество «Институт реакторных материалов» (АО «ИРМ»), Заречный, Свердловская обл., Россия

Российская сторона, как участник Международного проекта ИТЭР, в качестве партнера Индии принимает участие в разработке экспериментального модуля blankets с жидкометаллическим (эвтектика литий—свинец) и твердым керамическим (например, Li_2TiO_3) бридером трития. Эвтектика $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$ выполняет также функции теплоносителя и размножителя нейтронов. Наряду с вопросами наработки и извлечения трития одними из критических моментов использования эвтектики в blankets ТЯР являются её совместимость с конструкционным материалом и проницаемость нарабатываемого трития через этот материал. Для решения этих вопросов АО «НИКИЭТ» и АО «Институт реакторных материалов» разработали проект внутриреакторного петлевого контура с эвтектикой на базе исследовательского ядерного реактора ИВВ-2М. В его обоснование были разработаны и изготовлены внереакторный жидкометаллический контур и участок подготовки эвтектики литий—свинец. Краткое описание реактора ИВВ-2М и внутриреакторного петлевого контура представлено в данной статье. Она содержит также краткую информацию о внереакторном жидкометаллическом контуре и участке подготовки эвтектики. Сообщается о планах подготовки стендов и начале петлевых испытаний.

Ключевые слова: ИТЭР, экспериментальный модуль, литий-свинцовая эвтектика, стенд, ядерный реактор ИВВ-2.

IN-PILE LOOP WITH LITHIUM-LEAD EUTECTIC

V.G. Kovalenko¹, I.V. Danilov¹, G.A. Sergeev², V.V. Shushlebin²

¹Joint Stock Company «N.A. Dollezhal Research and Development Institute of Power Engineering» (JSC «NIKIET»)

²Joint Stock Company «Institute of Nuclear Materials» (JSC «INM»)

The Russian side, as a partner of India in the ITER International project is involved in the development of an experimental module with liquid lithium-lead eutectic and solid ceramic (such as, Li_2TiO_3) tritium breeder. The eutectic $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$, also serves as a coolant and neutron multiplier. Along with the issues of use and extraction of tritium from the lithium-lead eutectic one of the critical moments of its use in the fusion system is its compatibility with the structural material and the permeability of the produced tritium through the this material during tests in ITER. To address these issues JSC «NIKIET» and JSC «INM» developed an in-pile eutectic loop on the basis of the nuclear reactor IVV-2M. In its support an out-of-pile liquid metal loop and an lithium-lead eutectic preparation facility have been designed and manufactured. Brief description of the IVV-2M reactor and the in-pile loop are presented in this article. It also contains a survey of the out-of-pile liquid metal loop and the eutectic preparation facility.

Keywords: ITER, experimental module, lithium-lead eutectic, facility, IVV-2M fission reactor.

ВВЕДЕНИЕ

ИТЭР в стратегии развития термоядерной энергетики рассматривается в качестве важнейшего шага перед проектированием и созданием демонстрационного энергетического термоядерного реактора (ДЕМО). Основная цель создания ИТЭР — демонстрация научно-технической осуществимости промышленного использования термоядерной энергии. ИТЭР станет экспериментальной базой, позволяющей в условиях ТЯР выполнить многофункциональные и комплексные испытания и апробировать конструкции экспериментальных модулей (ЭМ) для наработки трития и обеспечивающих систем с целью подтверждения основных технических решений для blankets будущих ДЕМО.

Россия, как одна из Сторон Международного проекта ИТЭР, в качестве партнёра Индии принимает участие в разработке и проектировании одного из вариантов ЭМ с литий-свинцовой эвтектикой (ЛСЭ) и твердым керамическим бридером (КБ) трития. Это участие осуществляется в соответствии с Меморандумом по расширению научно-технического сотрудничества в области мирного использования атомной энергии между Государственной корпорацией по атомной энергии «Росатом» и Департаментом по атомной энергии Правительства Индии, подписанным 21 декабря 2010 г.

В ЭМ в качестве бридера трития используются литийсодержащая керамика (например, Li_2TiO_3) и литий-свинцовая эвтектика ($\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$), которая выполняет также функции теплоносителя и размножителя нейтронов. Критическими моментами использования ЛСЭ наряду с вопросами наработки и извлечения трития являются вопросы совместимости с конструкционными материалами и проницаемости трития через конструкционные материалы в условиях нейтронного облучения термоядерного реактора.

Для изучения этих вопросов на базе исследовательского ядерного реактора ИВВ-2М [1] предполагается создать петлевой контур с ЛСЭ. В реакторных экспериментах с этим контуром с использованием системы мониторинга трития (СМТ) будут проведены исследования процесса наработки и извлечения трития из ЛСЭ. Кроме того, на внутриреакторном петлевом контуре будут проведены исследования проницаемости трития через конструкционный материал и совместимости конструкционного материала с ЛСЭ. При этом будет проводиться анализ количества трития, выходящего из эвтектики через различные элементы петлевого контура (стенки петлевого контура) и с открытого зеркала эвтектики.

КРАТКОЕ ОПИСАНИЕ РЕАКТОРА ИВВ-2М

Наиболее подходящим инструментом для исследования ЛСЭ в условиях облучения, по нашему мнению, является исследовательский водо-водяной реактор ИВВ-2М тепловой мощностью 15 МВт (рис. 1), его основные характеристики:

Тепловая мощность реактора, МВт . . .	15
Высота активной зоны (АЗ), мм . . .	500
Теплоноситель	Вода
Расход теплоносителя:	
в 1-м контуре, $\text{м}^3/\text{ч}$. . .	1200
через ТВС, $\text{м}^3/\text{ч}$. . .	19
Давление на входе в АЗ, МПа . . .	0,16
Перепад давления на АЗ, МПа . . .	До 0,05
Температура на входе в АЗ, $^{\circ}\text{C}$. . .	40
Подогрев в АЗ, $^{\circ}\text{C}$. . .	До 28
Скорость в зазорах между твэлами, м/с . . .	4,1
Поверхность теплосъёма АЗ:	
из 36 ТВС, м^2 . . .	28,7
из 36 ТВС, м^2 . . .	33,4
Максимальный тепловой поток с поверхности твэла, $\text{МВт}/\text{м}^2$. . .	1,0
Максимальная плотность потока нейтронов, $1/(\text{см}^2\cdot\text{с})$:	
тепловых . . .	$5\cdot 10^{14}$
быстрых ($E \geq 0,1$ МэВ) . . .	$2\cdot 10^{14}$

Основные части реактора (активная зона, опорная решётка, циркуляционный насос, теплообменный аппарат и органы управления) располагаются в бассейне. Охлаждающая вода первого контура подаётся в активную зону сверху вниз и далее поступает на теплообменный аппарат со встроенным осевым насосом.

Реактор работает циклами по 300—500 ч с остановками длительностью до 2 сут для перегрузки экспериментальных устройств. Два раза в год реактор останавливается на планово-предупредительный ремонт на одну неделю.

Активная зона (АЗ) набирается из унифицированных тепловыделяющих сборок, нейтронная связь между которыми осуществляется через бериллиевые блоки. В АЗ имеются полости для размещения экспериментальных устройств:

- центральная диаметром до 120 мм (1 шт.);
- периферийные диаметром 60 мм (6 шт.);
- центральные полости ТВС диаметром 29 мм (20 шт.).

В отражателе организованы водяные полости:

- диаметром до 130 мм (1 шт.);
- диаметром 64 мм (10 шт.);
- диаметром 24 мм в бериллиевом блоке (25 шт.).

Рис. 1. Вертикальный разрез реактора ИВВ-2М: 1 — система управления защитой; 2 — горизонтальный экспериментальный канал; 3 — система контроля герметичности оболочек твэлов; 4 — активная зона; 5 — экспериментальные устройства; 6 — теплообменник

Вокруг реактора располагаются стенды, обеспечивающие подачу во внутриреакторные экспериментальные устройства сред заданных составов, температурные режимы, регистрацию и первичную обработку поступающей информации.

Количество и места размещения ТВС в активной зоне реактора могут изменяться в зависимости от требований, предъявляемых к проводимым экспериментальным работам.

РЕАКТОРНАЯ ПЕТЛЯ

Рис. 2. Блок-схема реакторной петли: 1 — корпус; 2 — образец на проницаемость; 3 — коррозионный образец; 4 — ячейки образцов; 5 — обоями; 6 — эвтектика $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$; 7 — капилляр подачи гелия; 8 — отвод смеси гелий-третий; 9, 10, 16 и 18 — трубы; 11 — коллектор; 12 — насос; 13 — емкость отбора трития; 14, 15 — нагреватели; 17 — внутренняя полость ЭУ

регистрации;

— автоматизированной системы контроля и управления (АСКУ). В состав АСКУ входят блок регистрации данных (БРД), блок управления электрическими нагревателями (БУЭН) и блок управления электродвигателями (БУЭД).

ЭУ (рис. 3) представляет собой канал, размещаемый в боковой ловушке ИВВ-2М, и предназначен для проведения внутриреакторных испытаний $\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$. В нижней части ЭУ расположен хвостовик

Рис. 3. Экспериментальное устройство реакторной петли: 1 — хвостовик; 2 — опора; 3 — стойка; 4 — днище; 5 — труба 2x0,5 мм; 6 — труба; 7 — корпус; 8 — образец; 9 — образец; 10 — ячейка; 11 — ячейка; 12 — обоями; 13 — полость; 14 — труба; 15 — труба; 16 — нагреватель

Для изучения процессов наработки и извлечения трития из ЛСЭ в реакторных условиях, а также совместимости ЛСЭ с конструкционными материалами и проницаемости трития через конструкционные материалы в условиях нейтронного облучения был выполнен комплекс работ по проектированию петлевого контура с ЛСЭ. Этот контур будет размещен на реакторе ИВВ-2М.

Внутриреакторный петлевой контур конструктивно представляет собой реакторную петлю, внутри которой осуществлена циркуляция ЛСЭ. Блок-схема реакторной петли (РП) представлена на рис. 2, а, её основные технические параметры следующие:

Рабочая среда . . .	$\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$
Температура рабочей среды, °С . . .	300—500
Расход рабочей среды, л/с . . .	0,01
Объем рабочей среды, л . . .	10
Перепад давления, МПа . . .	0,1
Температура образцов в ЭУ, °С . . .	300—500
Максимальная плотность потока нейтронов ($E > 0,1$ МэВ), н/(см ² ·с) . . .	$1,5 \cdot 10^{14}$
Длительность испытаний, ч . . .	5000
Способ поддержания температуры . . .	Электрообогрев, γ -разогрев
Вес твердых радиоактивных отходов, кг . . .	110

Реакторная петля состоит из:

- экспериментального устройства (ЭУ), которое для циркуляции ЛСЭ с помощью трубопроводов соединено с насосом и емкостью отбора трития;
- газовакуумной системы (ГВС);
- системы мониторинга трития (СМТ) для его сбора и

для установки в опорную решётку. Облучательная часть ЭУ состоит из корпуса с образцами для исследований проницаемости и коррозии, которые расположены в ячейках из коррозионно-стойких материалов. Для обеспечения отвода тепла и создания однородного теплового поля в ЭУ ячейки помещены в алюминиевые обоймы.

В обоснование применяемых конструкционных материалов, обеспечения требуемых режимов и условий испытаний установки был выполнен цикл теплогидравлических расчётов ЭУ и контура циркуляции ЛСЭ.

Проведён анализ влияния размещения ЭУ в различные ячейки АЗ реактора ИВВ-2М на его основные нейтронно-физические характеристики, такие, как запас реактивности, эффективность рабочих органов системы управления и защиты (СУЗ), неравномерность распределения энерговыделения по объёму АЗ. Показано, что размещение ЭУ в активной зоне ИВВ-2М приводит к заметному уменьшению запаса реактивности реактора (до $0,6\% \Delta k/k$ — в зависимости от места размещения) при незначительном изменении эффективности рабочих органов СУЗ. При этом изменение характеристик АЗ зависит не только от места размещения ЭУ, но и от состояния АЗ (распределение выгорания, критическое положение органов СУЗ и др.). Поэтому до начала проведения экспериментов в рамках обоснования ядерной безопасности необходимо провести нейтронно-физический и теплогидравлический расчёт с уточнённой конструкцией ЭУ и компоновкой АЗ.

Поскольку регламент экспериментальных работ предполагает нахождение персонала около оборудования, вынесенного за пределы радиационной защиты, была выполнена оценка радиационной обстановки (мощность эквивалентной дозы облучения) около наиболее опасных элементов оборудования как в процессе роста активности ЛСЭ, так и в конце предполагаемого режима облучения. При этом были оценены собственная активность свинцовой эвтектики и обусловленная ею интенсивность фотонного излучения при различном времени облучения и выдержки, средняя скорость образования трития в единице объёма $Li_{17}Pb_{83}$ и полная тритиевая активность.

Показано, что в процессе эксперимента расчётная величина радиационной нагрузки на персонал удовлетворяет требованиям Норм радиационной безопасности [2].

ВНЕРЕАКТОРНЫЙ ЖИДКОМЕТАЛЛИЧЕСКИЙ КОНТУР

Для исследований процессов насыщения и извлечения водорода из ЛСЭ, проницаемости водорода через конструкционные материалы, их совместимости с ЛСЭ и испытания оборудования реакторной петли был разработан и изготовлен вне реакторный жидкометаллический контур (ВЖМК). На рис. 4, 5 показаны схема и внешний вид изготовленного ВЖМК.

Рис. 4. Схема ВЖМК: 1 — барботажная колонна; 2 — ёмкость заполнения; 3 — колонна насыщения; 4 — механический фильтр эвтектики; 5 — электромагнитный насос; 6 — экспериментальное устройство (ЭУ); 7 — расходомер эвтектики; 8 — источник водорода

Рис. 5. Внешний вид ВЖМК

Основные технические параметры этого контура:

Рабочая среда . . .	Литий-свинцовая эвтектика ($\text{Li}_{17}\text{Pb}_{83}$)
Параметры среды:	
температура рабочей среды, °С . . .	420—540
расход рабочей среды, л/с . . .	0,01
объём рабочей среды, л . . .	12
Перепад давления в контуре, МПа . . .	0,5
Температура образцов (в экспериментах на проницаемость) в ЭУ, °С . . .	300—550
Длительность испытаний, ч . . .	5000
Способ поддержания температуры . . .	Электрические нагреватели

При проведении исследований и испытании оборудования реакторной петли на ВЖМК будет выполнен анализ количества водорода, выходящего из эвтектики через различные элементы контура.

УЧАСТОК ПОДГОТОВКИ ЛСЭ

Для ВЖМК и проведения комплекса экспериментальных исследований, направленных на отработку и оптимизацию технологии получения ЛСЭ, был разработан и изготовлен участок подготовки (УП) ЛСЭ. На рис. 6 представлена блок-схема УП ЛСЭ, на рис. 7 показан общий вид изготовленного участка.

Рис. 6. Блок-схема УП ЛСЭ: 1 — ёмкость плавления Pb; 2 — ёмкость плавления Li; 3 — ёмкость перемешивания Li и Pb; 4 — дренажная ёмкость; НЭМ — насос электромагнитный; РМ — расходомер металла; В1—В3 — запорные вентили ЖМК; ВН — вакуумный насос; МФ — металлофильтр; В4—В8 — запорные вентили газовакуумного контура; БЛ — баллон аргона высокой чистоты

Рис. 7. Общий вид УП ЛСЭ

На УП ЛСЭ будет проведён комплекс работ по отработке технологии получения гомогенной ЛСЭ требуемого для ВЖМК состава.

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Для обоснования конструкции экспериментального модуля blankets ИТЭР с литий-свинцовой эвтектикой и твёрдым керамическим бридлером трития АО «НИКИЭТ» и АО «ИРМ» разработали концептуальный проект внутриреакторного петлевого контура с ЛСЭ для реакторных испытаний на исследовательском ядерном реакторе ИВВ-2М.

Разработан и изготовлен вне реакторный жидкометаллический контур для испытания оборудования реакторной петли. На этом контуре в 2016 г. будут проведены исследования насыщения ЛСЭ водородом, извлечения водорода, проницаемости конструкционных материалов по отношению к водороду и их совместимости с эвтектикой. На вне реакторном жидкометаллическом контуре будет проанализировано количество водорода, выходящего из эвтектики через различные элементы контура.

Специалистами АО «НИКИЭТ» и АО «ИРМ» разработан и изготовлен УП эвтектики. На этом участке в 2015 г. будет отработана технология получения ЛСЭ гомогенного состава.

По завершении отработки технологии приготовления ЛСЭ, вне реакторных исследований и разработки рабочей документации реакторной петли в 2017—2018 гг. будут изготовлены элементы конструкции. Затем на реакторе ИВВ-2М будет выполнен монтаж внутриреакторного петлевого контура с ЛСЭ. Ориентировочный срок начала петлевых реакторных испытаний ЛСЭ — конец 2018 г. — начало 2019 г.

REFERENCES

1. **Kovalenko V., Demidov V. et al.** Experimental channel and gas system of RITM-F facility for in-pile tests. — In: Proc. of the 10th Intern. Workshop on CBBI. Karlsruhe, Germany, October 22—24, 2001.
2. **Radiation safety norms** NRB-99 (RSN-99). Sanitary rules SP 2.6.1.785.99. 2.6.1. Ionizing radiation, radiation safety. Approved by the Chief state sanitary doctor of the Russian Federation. — M.: Information and publication centre of Russia Health Ministry, 1999. (in Russian).

AUTHORS

Kovalenko V.G. Joint Stock Company «N.A. Dollezhal Research and Development Institute of Power Engineering» (JSC «NIKIET»), ul. M. Krasnosel'skaya 2/8, 107140 Moscow, Russia; koval@nikiet.ru

Danilov I.V. Joint Stock Company «N.A. Dollezhal Research and Development Institute of Power Engineering» (JSC «NIKIET»), ul. M. Krasnosel'skaya 2/8, 107140 Moscow, Russia

Sergeev G.A. Joint-Stock Company «Institute of Reactors Materials» (JSC «INM»), P.O.Box 29, 624250 Zarechnyi, Sverdlovsk region, Russia

Shushlebin V.V. Joint-Stock Company «Institute of Reactors Materials» (JSC «INM»), P.O.Box 29, 624250 Zarechnyi, Sverdlovsk region, Russia

Received 27 May 2015
Problems of Atomic Science and Technology
Ser. Thermonuclear Fusion, 2015, vol. 38, issue 3, pp. 16—21.