

## БЫСТРЫЙ СВИНЦОВЫЙ РЕАКТОР МАЛОЙ МОЩНОСТИ ДЛЯ УЧЕБНЫХ ЦЕЛЕЙ

Д.С. Самохин\*, Г.Л. Хорасанов\*, И.В. Тормышев\*\*, Е.А. Земсков\*\*,  
А.Л. Гостев\*\*, А.М. Терехова\*, С.А. Кузьмичёв\*

\* Обнинский институт атомной энергетики ИАТЭ НИЯУ МИФИ.

249040, г. Обнинск, Калужская обл., Студгородок, 1

\*\* АО «ГНЦ РФ-ФЭИ». 249033, г. Обнинск, Калужская обл., пл. Бондаренко, 1



Рассматривается возможность создания реактора на быстрых нейтронах в целях проведения исследований, обучения студентов и аспирантов навыкам обращения с инновационными быстрыми реакторами, подготовки специалистов для атомных научных центров и атомных электростанций. Исследуются основные характеристики реактора, охлаждаемого жидким свинцом и использующего в качестве топлива промышленно освоенный диоксид урана с обогащением 19,7% по изотопу  $^{235}\text{U}$ . Жесткий спектр нейтронов, достигаемый в быстром реакторе с активной зоной малых размеров и теплоносителем из природного свинца, а в перспективе свинца, обогащенного по изотопу  $^{208}\text{Pb}$ , позволит при плотностях потока быстрых нейтронов порядка  $10^{13}$  нейтрон/см $^2$ ·с решать ряд исследовательских задач. В целях безопасного обращения с реактором предполагается его относительно малая тепловая мощность – 0,5 МВт. Возможность разгона реактора на мгновенных нейтронах исключается благодаря малому запасу реактивности, который меньше эффективной доли запаздывающих нейтронов. Работа базируется на имеющемся в ИАТЭ НИЯУ МИФИ опыте разработки реакторов малой мощности, а также на опыте АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» в области разработки реакторов с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем.

**Ключевые слова:** исследовательский быстрый свинцовый реактор для учебных целей, малая тепловая мощность, малый запас реактивности, жесткий спектр нейтронов.

### ВВЕДЕНИЕ

В ряде вузов ядерного направления в учебных и исследовательских целях используются ядерные реакторы малой мощности, например, реактор «ИРТ» НИЯУ МИФИ [1], проект реактора ELECTRA [2].

В работе рассмотрены основные характеристики безопасного быстрого реактора для учебных целей (БРУЦ), охлаждаемого жидким свинцом и использующего в качестве топлива промышленно освоенный диоксид урана с обогащением 19,7% по изотопу  $^{235}\text{U}$ . В целях безопасного обращения с реактором предполагается относительно малая тепловая мощность реактора, 0,5 МВт. Возможность разгона реактора на мгновенных нейтронах исключается благодаря малому запасу реактивности, менее эффективной доли запаздывающих нейтронов. Работа базируется на имеющемся в ИАТЭ НИЯУ МИФИ опы-

© Д.С. Самохин, Г.Л. Хорасанов, И.В. Тормышев, Е.А. Земсков, А.Л. Гостев,  
А.М. Терехова, С.А. Кузьмичёв, 2015

те разработки реакторов малой мощности, например, реактора теплоснабжения «МАСТЕР ИАТЭ» мощностью до 0,3 МВт [3], опыте работы по обоснованию безопасности ядерных энергетических установок с жидкометаллическим теплоносителем [4], а также на опыте АО «ГНЦ РФ-ФЭИ» в области разработки реакторов с тяжелым жидкометаллическим теплоносителем различного назначения.

## ЭЛЕМЕНТЫ ПРЕДПОЛАГАЕМОЙ КОНСТРУКЦИИ РЕАКТОРА БРУЦ

Основные элементы предполагаемой конструкции реактора БРУЦ и их характеристики приведены в табл. 1.

Таблица 1

### Основные технические характеристики активной зоны БРУЦ

Характеристика, единицы измерения	Значение
Тепловая мощность, МВт	0,5
Число ТВС в активной зоне, шт	7
Число твэлов в ТВС, шт	252
Диаметр активной зоны, мм	618
Высота активной зоны, мм	620
Диаметр твэла по гладкой части, мм	12,7
Диаметр твэла по ребрам, мм	13,9
Шаг решетки твэлов, мм	14,0
Топливо	UO <sub>2</sub>
Обогащение урана по <sup>235</sup> U, %	19,7
Топливная загрузка UO <sub>2</sub> , кг	1176
Загрузка <sup>235</sup> U, кг	205
Кампания активной зоны, лет	20
Интервал между перегрузками, лет	20

Нейтронно-физические и теплогидравлические характеристики реактора БРУЦ даны в табл. 2

## ОБЩАЯ КОНСТРУКТИВНАЯ СХЕМА РЕАКТОРА

Для рассматриваемого проекта реактора БРУЦ предложена интегральная компоновка моноблочного типа, обеспечивающая размещение внутри единого корпуса активной зоны вместе с отражателями, а также верхней защитной пробки, теплообменников, устройств технологии теплоносителя, обеспечивающих поддержание термодинамической активности растворенного в свинце кислорода, датчиков теплотехнического контроля, внутрикорпусной радиационной защиты и буферной ёмкости над свободным уровнем расплавленного свинца.

Корпус БРУЦ представляет собой прочный стальной цилиндрический сосуд с эллиптическим днищем и крышкой с отверстиями для установки и крепления внутрикорпусных выемных конструкций.

Корпус размещается внутри бетонной шахты с зазором между стенками корпуса и шахты для организации контура естественной циркуляции воздуха, который пассивным образом отводит через корпус остаточное тепло и сбрасывает его в атмосферу. Внутри корпуса имеется разделительная обечайка, разделяющая холодный и

горячий потоки теплоносителя и обеспечивающая установку корзины выемной активной зоны вместе с отражателями и опорной плитой и организацию тракта циркуляции теплоносителя первого контура.

Таблица 2

### Нейтронно-физические и теплогидравлические характеристики БРУЦ

Теплоноситель/марка	Pb /C00
Объем теплоносителя в первом контуре (оценка), м <sup>3</sup>	~6,0
Допплеровский эффект реактивности, $\Delta K/K$	$-1 \cdot 10^{-5}$
Эффективная доля запаздывающих нейтронов, %	0,720
Температура свинца на входе/выходе АЗ, °С	460/500
Максимальная температура оболочки твэлов, °С	526
Средняя скорость теплоносителя в АЗ, м/с	0,1
Объемная доля теплоносителя в АЗ, %	26,0
Средняя линейная нагрузка на топливную часть твэла, кВт/м	0,46
Средняя плотность энерговыделения в объеме АЗ, кВт/л	2,73
Средняя плотность потока нейтронов в АЗ, н/см <sup>2</sup> ·с	$1,6 \cdot 10^{13}$
Плотность потока нейтронов в центре АЗ, н/см <sup>2</sup> ·с	$2,4 \cdot 10^{13}$
Флюенс нейтронов в центре АЗ за 280 эфф. сут, н/см <sup>2</sup>	$5,8 \cdot 10^{20}$
Материал оболочки твэла	Сталь ЭП 823
Радиационное повреждение оболочки твэла за 20 эфф. лет, сна	<3
Расчетный срок службы реактора, лет	40

Предполагается, что по первому контуру циркуляция теплоносителя осуществляется за счет естественной конвекции. Выбор естественной циркуляции для первого контура позволяет уйти от проблемы разработки и обоснования работоспособности циркуляционного насоса для перекачки тяжелого жидкометаллического теплоносителя. Расчетные оценки показывают, что для обеспечения естественной циркуляции теплоносителя первого контура достаточно иметь над активной зоной подъемный участок высотой ~3 метра. Это обеспечит напор естественной циркуляции порядка 1400 Па. При скорости теплоносителя 0,1 м/с через активную зону гидравлическое сопротивление активной зоны составит 480 Па. Если предположить, что суммарные потери давления по контуру примерно втрое превосходят потери давления на активной зоне, можно сделать вывод, что естественная циркуляция обеспечивает требуемый расход по первому контуру.

#### Активная зона

Активная зона состоит из семи рабочих кассет, каждая из которых представляет собой сборку из 252 твэлов. В центре каждой кассеты организован технологический канал для органов СУЗ (органы аварийной защиты РО АЗ, компенсации реактивности РО КР, автоматического регулирования РО АР).

Твэл включает в себя топливный блок из топливных таблеток диаметром 11,5 мм, высота топливного столба 620 мм, средняя по столбу плотность топлива (диоксида урана) равна 10,5 г/см<sup>3</sup>.

Между оболочкой твэла и топливной таблеткой имеется заполненный гелием

зазор. Размер зазора 0,05 мм выбран из условия, чтобы радиационное распухание топлива при выгорании не приводило к термомеханическому контакту и взаимодействию топлива с оболочкой.

Общая высота твэла 1200 мм, из которых 400 мм приходится на компенсационный объем для сбора газовых продуктов деления.

Примыкающие к торцам активной зоны концевые детали твэлов (молибденовые пробки в верхней и нижней частях твэла, хвостовики твэла), твэльные и опорная решетки, головка и хвостовик ТВС, входная и выходная камеры теплоносителя и другие элементы конструкции выполняют функции торцевых отражателей активной зоны.

Вид твэльной ячейки реактора БРУЦ приведен на рис.1. На рисунке 2 приведена картограмма отдельной ТВС. Поперечный разрез реактора БРУЦ через активную зону приведен на рис.3. На рисунке 4 приведен общий вид реактора БРУЦ.

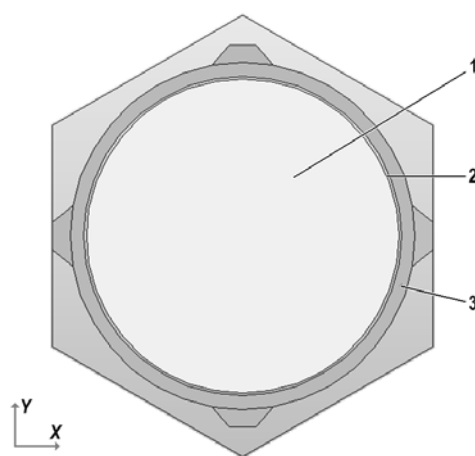


Рис.1. Картограмма твэльной ячейки: 1 – топливо; 2 – зазор; 3 – оболочка с дистанционирующими ребрами

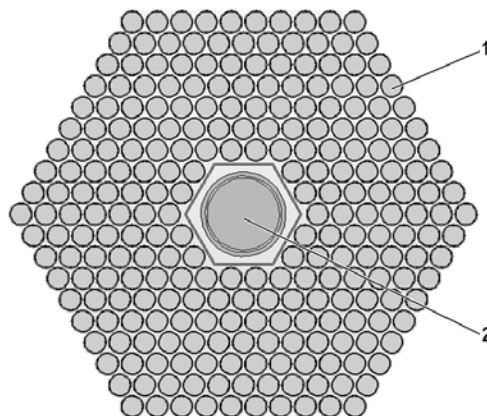


Рис. 2. Картограмма ТВС: 1 – твэл; 2 – технологический канал

### Схема циркуляции теплоносителя первого контура

Естественная циркуляция теплоносителя первого контура происходит в следующей последовательности.

Из нижней камеры свинцовый теплоноситель подается в активную зону, проходит через нее снизу вверх, омывая твэлы и отбирая от них тепло, и нагретым направляется в общую приемную (выходную) камеру над активной зоной, далее поднимается вверх и поступает в 12 параллельно включенных модулей теплообменников, где, двигаясь сверху вниз, омывает теплообменные трубы, отдавая тепло теплоносителю второго контура,

поступает в нижнюю камеру, откуда вновь поступает в активную зону.

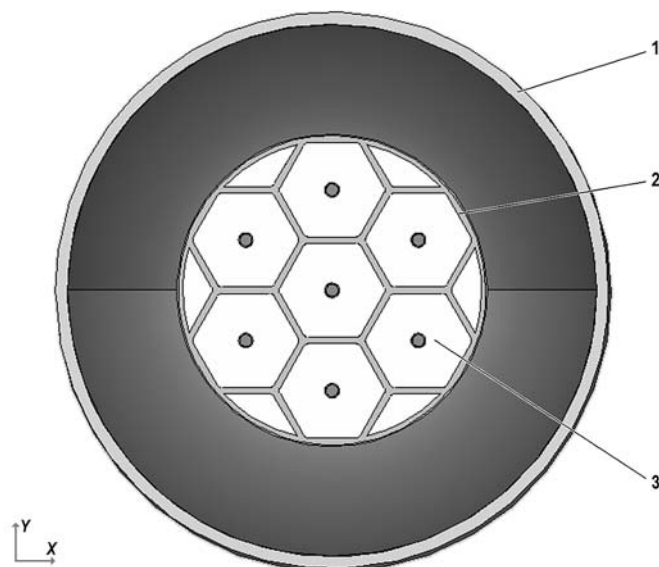


Рис.3. Поперечный разрез реактора БРУЦ: 1 – корпус реактора; 2 – обечайка активной зоны; 3 – ТВС

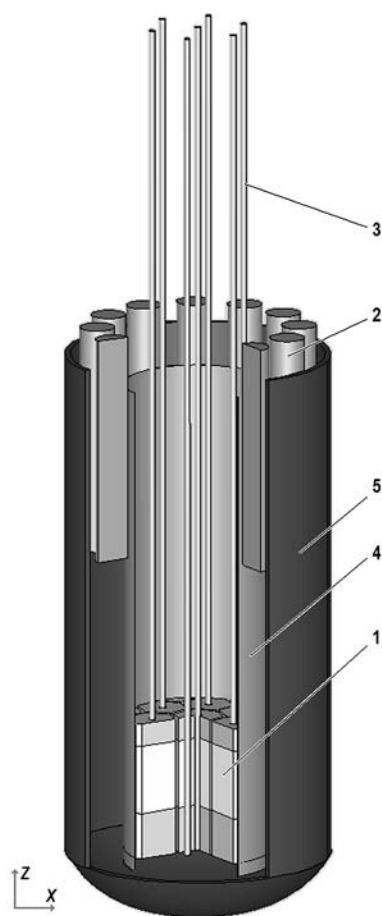


Рис. 4. Общий вид БРУЦ: 1 – активная зона; 2 – теплообменник; 3 – приводы СУЗ; 4 – обечайка; 5 – корпус

В качестве теплоносителя второго контура рассматривается расплав эвтектики свинца–висмута либо пароводяная смесь. Окончательный выбор теплоносителя второго контура будет сделан позднее.

#### **Система пассивного отвода тепла**

Для отвода остаточного тепла от активной зоны предусмотрена система пассивного отвода тепла (СПОТ). Система СПОТ включает в себя трубопроводы и вытяжную трубу, образующие в совокупности контур естественной циркуляции воздуха в зазоре между стенками корпуса и шахты, через который обеспечивается пассивный отвод остаточного тепла через корпус и сброс его в атмосферу при штатном и аварийном расхолаживании БРУЦ.

### **РЕЗУЛЬТАТЫ РАСЧЕТА НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКИХ ХАРАКТЕРИСТИК АКТИВНОЙ ЗОНЫ**

Предварительный расчет нейтронно-физических характеристик активной зоны выполнялся методом Монте-Карло по программе MCNP/4B [5] с библиотекой сечений на основе файлов оцененных ядерных данных ENDF/B-VII.1 [6].

Расчеты изменения реактивности при выгорании топлива проводились с использованием трехмерного диффузионного кода REACTOR [7] и 28-групповой системы констант БНАБ-93.

В качестве топлива рассматривался диоксид урана с 19,7%-ым обогащением по изотопу  $^{235}\text{U}$ . Расчеты показали, что в активной зоне с размерами  $D_{\text{экв}} \times H = 618 \text{ мм} \times 620 \text{ мм}$ , состоящей из семи ТВС с 1764 твэлами, окруженной со всех сторон свинцом толщиной 80 см (опускной участок контура циркуляции), коэффициент размножения нейтронов в начале топливного цикла может достигать значения  $K_{\text{эфф}} = 1,00721 \pm 0,00082$  при температуре топлива 900 К.

Активная зона имеет жесткий спектр нейтронов (доля нейтронов с энергией  $> 0,1 \text{ МэВ}$  57%) и среднюю плотность потока нейтронов  $1,6 \cdot 10^{13}$  нейтрон/см<sup>2</sup>·с. Выгорание топлива за 280 эффективных суток работы на номинальной мощности  $N = 0,5 \text{ МВт}$  составляет 140 граммов  $^{235}\text{U}$ . Падение реактивности на выгорание при мощности 0,5 МВт составляет 0,036%ΔK/K/год. Это позволит обеспечить длительность кампании реактора, по крайней мере, до двадцати лет при запасе реактивности на выгорание меньше эффективной доли запаздывающих нейтронов  $\beta_{\text{эфф}}$ , которая для топлива из  $\text{UO}_2$  составляет величину 0,720%.

Таким образом, малое падение реактивности и большая эффективная доля запаздывающих нейтронов в предлагаемом реакторе БРУЦ позволяют рассчитывать на непрерывную безопасную работу реактора без перегрузок в течение 20-ти лет. Флюенс быстрых нейтронов ( $E > 0,1 \text{ МэВ}$ ) на материал оболочек твэлов за этот период составит не более чем  $6,6 \cdot 10^{21}$  н/см<sup>2</sup>, что приведет к относительно небольшому радиационному повреждению материала оболочки твэла из стали ЭП823 не более чем двух–трех смещений на атом.

Коррозионная стойкость материала оболочки будет обеспечиваться технологией дозированного ввода кислорода в теплоноситель. Защитная способность образующейся при этом оксидной пленки на поверхности стали подтверждена в ходе стендовых испытаний длительностью до семи эффективных лет (50135 часов) [8].

Выгорание топлива за 20 лет работы реактора на номинальной мощности составит не более 0,4% тяжелых атомов. Такое малое выгорание позволяет эксплуатировать это топливо и дальше. Вторую кампанию можно будет организовать (при условии обоснования работоспособности оболочек твэлов на повышенный ресурс) не за счет обновления топлива, а за счет замены теплоносителя из естественного



свинца на свинец, обогащенный изотопом  $^{208}\text{Pb}$ . Расчеты показали, что полная замена естественного свинца на изотоп  $^{208}\text{Pb}$  с обогащением 100% дает выигрыш в коэффициенте размножения нейтронов  $K_{\text{эфф}}$  на величину порядка 1% [9]. Это позволит при использовании свинца с обогащением по изотопу  $^{208}\text{Pb}$  несколько ниже, чем 100%, снова обеспечить запас реактивности  $\Delta\rho \approx \beta_{\text{эфф}} = 0,720\%$  на дальнейшее выгорание ТВС без их замены на новые. При этом средняя энергия нейтронов в активной зоне БРУЦ повысится на несколько процентов [10].

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Рассмотрены основные характеристики быстрого реактора малой мощности, исключаяющего разгон на мгновенных нейтронах. Создание такого реактора позволит студентам и аспирантам вузов ядерного направления получить практические навыки работы с быстрым реактором, охлаждаемым инновационным свинцовым теплоносителем. Очень жесткий спектр нейтронов, достигаемый в быстром реакторе с активной зоной малых размеров и свинцовым теплоносителем, позволит при плотностях потока быстрых нейтронов порядка  $10^{13}$  нейтрон/см<sup>2</sup>·с решать исследовательские и прикладные задачи, в том числе исследование выжигания младших актинидов, облучение пациентов пучками жестких нейтронов, производство радиоизотопов и ряд других, необходимых для подготовки современных специалистов.

## Литература

1. Атомный центр НИЯУ МИФИ, история создания реактора МИФИ. [Электронный ресурс]// URL: [http://mephi.ru/science/units/Research\\_nuclear\\_reactor/](http://mephi.ru/science/units/Research_nuclear_reactor/) (режим доступа: 21.06.2015).
2. Wallenius J., Suvdantsetseg E., Borrot S., Pukari M., Jolkkonen M., Claisse A., Olsson P., Ejenstam J., Szakalos P. ELECTRA: A Lead Cooled Reactor for Training and Education. // Proceedings of the fourth conference «Heavy liquid metal coolants in nuclear technologies» (HLMC-2013). In 2 volumes. Obninsk: SSC RF-IPPE. 2014. Vol. 1. PP. 29-42.
3. Казанский Ю.А., Левченко В.А., Матусевич Е.С., Юрьев Ю.С., Балакин И.П., Белугин В.А., Дорохович С.Л. и др. Саморегулируемый реактор сверхмалой мощности для теплоснабжения «МАСТЕР – ИАТЭ». // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2003. №3. С. 63-71.
4. Никулин Е.В., Соболев А.В., Волков Ю.В. Оценка показателей надежности реактора типа МБИР с помощью расчетного кода RELAP. // Известия вузов. Ядерная энергетика. 2014. №3. С. 35-42.
5. Briesmeister J.F. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4B, LA-12625-M, Los Alamos National Laboratory, March, 1997.
6. Chadwick M.B., Herman M., Oblozinsky P. et al. ENDF/B-VII.1 nuclear data for science and technology: Cross sections, covariances, fission product yields and decay data. // Nuclear Data Sheets, 2011, vol. 112, No 12. PP. 2887-2996.
7. Воронков А.В., Аржанов В.И. Принципы построения пакета REACTOR. Препринт ИПМ РАН им. М.В. Келдыша, 1995, №2, 15 с.
8. Русанов А.Е., Левин О.Э., Гущина А.Г., Дворяшин А.М., Лысова Г.В., Сугоняев В.Н., Шулепин С.В., Пьянкова Е.Н. Исследование коррозионной стойкости оболочек твэлов из стали ЭП823 после испытаний в потоке Pb-Bi теплоносителя. / Сборник «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях» (ТЖМТ-2013). Сб. тр. конференции в двух томах. Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2014. Т. 1. С. 287-297.
9. Khorasanov G.L., Korobeynikov V.V., Ivanov A.P., Blokhin A.I. Minimization of an initial fast reactor uranium-plutonium load by using enriched lead-208 as a coolant. // Nuclear Engineering and Design, 2009, vol. 239, No 9. PP. 1703-1707.
10. Хорасанов Г.Л., Блохин А.И. Ужестчение нейтронного спектра в критических и подкритических реакторах при обогащении свинцового теплоносителя свинцом-208. / Сборник «Тяжелые жидкометаллические теплоносители в ядерных технологиях» (ТЖМТ-2013). Сб. тр. конференции в двух томах. Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2014. Т. 2. С. 528-533.

Поступила в редакцию 03.07.2015 г.

### Авторы

Самохин Дмитрий Сергеевич, зав. кафедрой, канд. техн. наук

E-mail: dmit0507@gmail.com

Хорасанов Георгий Леванович, доцент, с.н.с., канд. физ.-мат. наук

E-mail: khorasanow@yandex.ru

Тормышев Иван Владимирович, руководитель группы

E-mail: itormyshev@ippe.ru

Земсков Евгений Алексеевич, в.н.с., канд. физ.-мат. наук

E-mail: zemskov@ippe.ru

Гостев Антон Леонидович, инженер

E-mail: gostevant@mail.ru

Терехова Анна Михайловна, старший преподаватель

E-mail: anna\_terehova@inbox.ru

Кузьмичёв Сергей Александрович, магистр

E-mail: sergey\_3@list.ru

UDC 621.039.526:621.039.59

## **SMALL POWER LEAD FAST REACTOR FOR PURPOSES OF EDUCATION**

Samokhin D.S.\* , Khorasanov G.L.\* , Tormyshev I.V.\*\* , Zemskov E.A.\*\* ,

Gostev A.L.\*\* , Terehova A.M.\* , Kuz'michyov S.A.\*

\* Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, National Research Nuclear University «MEPhI». 1, Studgorodok, Obninsk, Kaluga reg., 249040 Russia

\*\* JSC «State Scientific Centre of the Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering». 1, Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

### ABSTRACT

At several higher schools oriented to nuclear power engineering small power nuclear reactors for training and education, for example the reactor IRT at the National Research Nuclear University «MEPhI» in Moscow, project of the reactor ELECTRA at the Kungliga Tekniska Hogskolan in Stockholm, are used or proposed.

In this paper a reactor on fast neutrons for researching, teaching students and postgraduate students for skillful of controlling innovative lead fast reactor (LFR), training specialists for nuclear scientific centers and nuclear power plants is proposed.

The appearance and main characteristics of the LFR cooled with liquid lead and fueled with the dioxide of uranium,  $UO_2$ , well industrially developed and contained the fissile uranium isotope  $^{235}U$  with 19.7% enrichment, are given. Hard neutron spectrum which can be achieved in the LFR with a small-sized core and a coolant from natural lead, and in perspective from lead enriched with its low neutron moderating stable isotope  $^{208}Pb$ , will allow solving several research tasks in the case of neutron flow densities of order of  $10^{13}$  neutron/cm<sup>2</sup>·s. For safe reactor controlling, its relatively small thermal power equal to 0.5 MW is considered. The possibility of the reactor run-away on prompt neutrons is excluded due to the small stock of reactivity which is less than the effective share of delayed neutrons of the fissile fuel,  $\beta_{eff}$ . The fuel burning at the nominal power, 0.5 MW, will be around 140 grams of  $^{235}U$  per one year (280 effective days). In operating at this small power, the reactivity damping will be equal to 36 pcm per one year. It allows expanding the reactor exploitation company up to 20 effective years under the conditions when the stock of reactivity is less than the share of delayed neutrons,  $\beta_{eff}$ , which is equal to 720 pcm for the fuel from  $UO_2$ .



The study is based on the experience obtained at the Obninsk Institute for Nuclear Power Engineering, National Research Nuclear University «MEPhI» in developing small power reactors and on the experience obtained at the Institute for Physics and Power Engineering named after A.I. Leipunskij in developing fast reactors with heavy liquid metal coolants.

**Key words:** lead fast reactor, education and training; small thermal power, small stock of reactivity, fuel hard neutron spectrum.

#### REFERENCES

1. Atomic Center MEPhI, history of the reactor MEPhI. [Electronic resource] Available at [http://mephi.ru/science/units/Research\\_nuclear\\_reactor/](http://mephi.ru/science/units/Research_nuclear_reactor/) (access mode: 21.06.2015).
2. Wallenius J., Suvdantsetseg E., Borrot S., Pukari M., Jolkkonen M., Claisse A., Olsson P., Ejenstam J., Szakalos P. ELECTRA: A Lead Cooled Reactor for Training and Education. *Proceedings of the fourth conference «Heavy liquid metal coolants in nuclear technologies» (HLMC-2013)*. In 2 volumes. Obninsk: SSC RF-IPPE. 2014, v. 1, pp. 29-42.
3. Kazansky Yu.A., Levchenko V.A., Matusevich E.S., Yurev Yu.S., Balakin I.P., Belugin V.A., Dorokhov S.L., Kazantsev A.A., Tikhonenko A.V., Travleev A.A., Uvarov A.A. Samoreguliruemyy reactor sverhmaloy moshnosti dlya teplosnabzheniya «MASTER-IATE». [Self-controlled low power reactor for heat supply «MASTER-IATE».] *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2003, No 3, pp. 63-71 (in Russian).
4. Nikulin E.V., Sobolev A.V., Volkov Yu.V. Otsenka pokazatelej bezopasnosti dlya reaktora tipa MBIR s pomoschyu koda RELAP. [Safety assessment for the MBIR reactor using the RELAP code.] *Izvestiya vuzov. Yadernaya Energetika*. 2014, No 3, pp. 35-42 (in Russian).
5. Briesmeister J.F. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 4B, LA-12625-M, Los Alamos National Laboratory, March, 1997.
6. Chadwick M.B., Herman M., Oblozinsky P., et al. ENDF/B-VII.1 nuclear data for science and technology: Cross sections, covariances, fission product yields and decay data. *Nuclear Data Sheets*, 2011, v. 112, No 12, pp. 2887-2996.
7. Voronkov A.V., Arzhanov V.I. Principles of creating the package REACTOR. Preprint of the Institute for the Applied Mathematics named after M.V. Keldysh. 1995, No 2, 15 p.
8. Rusanov A., Levin O., Gushchina A., Dvoryashin A., Lysova G., Sugonyaev V., Shulepin S., Piankova H. Corrosion resistance of EP823 steel fuel pin claddings examined in the Pb-Bi coolant flow. *Proceedings of the fourth conference «Heavy liquid metal coolants in nuclear technologies» (HLMC-2013)*. In 2 volumes. Obninsk: SSC RF-IPPE. 2014, v. 1, pp. 278-287.
9. Khorasanov G.L., Korobeynikov V.V., Ivanov A.P., Blokhin A.I. Minimization of an initial fast reactor uranium-plutonium load by using enriched lead-208 as a coolant. *Nuclear Engineering and Design*, 2009, v. 239, No 9, pp. 1703-1707.
10. Khorasanov G., Blokhin A. Neutron spectrum hardening in critical and subcritical reactors cooled with lead-208. *Proceedings of the fourth conference «Heavy liquid metal coolants in nuclear technologies» (HLMC-2013)*. In 2 volumes. Obninsk: SSC RF-IPPE. 2014, v. 2, pp. 503-508.

#### Authors

Samokhin Dmitrij Sergeevich, Head of Chair, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: dmit0507@gmail.com

Khorasanov Georgij Levanovich, Associate Professor, Senior Researcher, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: khorasanow@yandex.ru

Tormyshev Ivan Vladimirovich, Head of Group

E-mail: itormyshev@ippe.ru

Zemskov Evgenij Alekseevich, Leading Researcher, Cand. Sci. (Phys.-Math.)

E-mail: zemskov@ippe.ru

Gostev Anton Leonidovich, Engineer

E-mail: gostevant@mail.ru

Terekhova Anna Mihajlovna, Senior Teacher

E-mail: anna\_terekhova@inbox.ru

Kuz'michyov Sergej Aleksandrovich, Magistr

E-mail: sergey\_3@list.ru