

ИССЛЕДОВАНИЕ СИСТЕМНЫХ ХАРАКТЕРИСТИК РЕАКТОРА СО СВЕРХКРИТИЧЕСКИМИ ПАРАМЕТРАМИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ

А.С. Лапин*, А.С. Бобряшов*, В.Ю. Бландинский, Е.А. Бобров****

** Национальный исследовательский ядерный университет МИФИ*

115409, Москва, Каширское шоссе, 31

*** Национальный исследовательский центр «Курчатовский институт»*

123182, Москва, площадь Курчатова, 1



За 60 лет существования атомная энергия прошла первый этап своего развития и доказала, что она может стать мощной энергетической отраслью, выйдя за пределы 10% мирового баланса производства энергии.

Несмотря на это современная ядерная энергетика способна производить экономически приемлемую энергию только из урана-235 или плутония, полученного в качестве побочного продукта использования низкообогащенного урана для производства энергии или излишков оружейного плутония. В этом случае атомная энергия не может претендовать на роль развитой энергетической технологии, которая может решить проблемы энергетической безопасности и устойчивого развития, поскольку она отвечает тем же экономическим и «геологическим» проблемам, что и другие технологии, основанные на использовании исчерпаемых органических ресурсов.

Решение этой проблемы требует реакторов нового поколения для радикального улучшения характеристик использования ядерного топлива. В частности, реакторы, основанные на использовании технологии водяного охлаждения, должны значительно повысить эффективность использования U-238, чтобы снизить потребность в природном уране в системе атомной энергии.

Для достижения этой цели требуются переход к замкнутому ядерному топливному циклу и, следовательно, улучшение характеристик системы легководных реакторов.

Рассматривается возможность использования реактора с быстродействующим резонансным спектром нейтронов, охлаждаемого сверхкритической водой (ВВЭР-СКД). Такой реактор может эффективно работать в замкнутом ядерном топливном цикле, поскольку он позволяет использовать отработавшее топливо и выгружать уран с небольшим количеством добавленного плутония.

Обсуждается выбор макета активной зоны с изменением ее размера, а также размера зон воспроизводства. В качестве топлива рассматривалось МОКС-топливо с содержанием изотопного плутония, соответствующего выбросу из реактора ВВЭР-1000. Для выбранной компоновки было проведено исследование системных характеристик реактора. По сравнению с существующими легководными реакторами этот тип реактора имеет повышенный расход топлива благодаря повышенной эффективности, а также скорости воспроизводства ядерного топлива до единицы и выше.

Ключевые слова: реактор ВВЭР-СКД, замкнутый топливный цикл, изотопный плутоний, системные характеристики реактора.

ВВЕДЕНИЕ

За последние 30 лет потребление электроэнергии выросло почти в два раза, при этом доля ядерной энергетики снизилась с 18 до 11%. Данный факт связан с низкой привлекательностью ЯЭ, в том числе из-за малой ресурсной базы используемого в настоящее время U-235 [1].

Основными кандидатами на роль перспективных легководных реакторов для замыкания ядерного топливного цикла являются инновационные реакторные технологии ВВЭР со сверхкритическими параметрами теплоносителя (реактор ВВЭР-СКД).

Целью работы является создание концепции активной зоны реактора, охлаждаемого водой СКД, с параметрами, удовлетворяющими требованиям системы ядерной энергетики. Такие реакторы должны быть способны использовать потенциал изотопа U-238 для обеспечения наработки плутониевого топлива, эффективно воспроизводимого в быстром спектре нейтронов, затем, чтобы в дальнейшем после переработки топлива в ЗЯТЦ его можно было использовать как в тепловых, так и в быстрых реакторах.

ОСОБЕННОСТИ ЗАМЫКАНИЯ ЯДЕРНОГО ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА В РОССИИ

В конце 1960-х гг. после осознания того, что имеющиеся на тот момент характеристики установок по топливоиспользованию и энергоэффективности не могут обеспечить быстрый и масштабный рост атомной энергетики, было понятно, что нужно разрабатывать реакторы-бридеры с быстрым спектром нейтронов для возможности вовлечения U-238 в топливный цикл.

Разработка ЯЭУ велась параллельно на основе двух принципиально разных технологий – водяной и натриевой. Первое время эти две ветви двигались параллельно, так как было множество нерешенных вопросов: создание новых высокотемпературных материалов, новых видов топлива.

На первом же этапе стало очевидно, что необходимы бридеры с коэффициентом воспроизводства на уровне 1,3 – 1,5. Для этого требуется высокий уровень энергонапряженности в активной зоне, быстрый спектр нейтронов и большая доля топлива. Все это повлияло на конструкцию активной зоны – тесные топливные решетки, высокий поток быстрых нейтронов, твэлы малого диаметра.

В водяном направлении появился целый ряд проектов быстрых реакторов, большую часть которых составляли установки, охлаждаемые водой со сверхкритическими параметрами (СКД). Параметры теплоносителя должны были обеспечить минимальное поглощение и замедление нейтронов в активной зоне. Поэтому приходилось использовать водяной теплоноситель с низкой средней плотностью. Это привело к появлению высоких температур теплоносителя и конструкционных материалов.

Водяное направление уступило тогда натриевому, в котором удалось и получить надлежащий спектр нейтронов, и обосновать достижение приемлемого уровня коэффициента воспроизводства. Для водяного направления после уточнения нейтронно-физических констант выяснилось, что создание реактора с водяным теплоносителем, обеспечивающим достижение коэффициента воспроизводства даже до уровня 1,15, является проблемной задачей.

После неудавшихся попыток создания водяных бридеров в 80-х годах прошедшего столетия были предприняты попытки эволюционного улучшения характеристик топливоиспользования легководных реакторов. Появились проекты НСПWR (PWR с высоким коэффициентом конверсии топлива) и НСВWR (BWR с высоким коэффициентом конверсии топлива) [1]. Целью этих разработок являлось поднять коэффициент

конверсии (до 0.7 и выше) в U⁵ открытом топливном цикле с перспективой перехода на U-Pu замкнутый топливный цикл, максимально используя имеющуюся развитую индустриальную и инфраструктурную базу действующих легководных реакторов.

Интерес к водяным реакторам с высокими параметрами теплоносителя возобновился в конце 90-х гг. XX в. как логическое продолжение развития легководного направления. Стало понятно, что ВВЭР не будет использовать МОХ-топливо, поэтому возникает вопрос, что делать с нарабатываемым плутонием. Перед новым поколением ЛВР стали ставить «новые», хотя и значительно менее амбициозные цели:

- создание реактора с самообеспечением топливом в уран-плутониевом ЗТЦ;
- достижение высокого КПД машзала АЭС;
- значительное снижение удельных капитальных затрат на сооружение АЭС и существенное сокращение сроков строительства.

Причем требование эффективного топливоиспользования в отдельно взятом реакторе (например, такая характеристика, как отношение количества выгоревшего делящегося материала к загруженному) стало уходить на второй план.

Для перехода к новой ЯЭ, способной отвечать принципам устойчивого развития, а именно, замыканию топливного цикла, необходимо перейти от конкурентного создания отдельных ЯЭУ и предприятий ЯТЦ к системному подходу, что, в свою очередь, требует перехода от теории создания отдельных конструкций и технологий к теории создания ЯЭ как системы. Этому способствует накопленный опыт работы ЯЭ.

ОБЩЕЕ ОПИСАНИЕ КОНЦЕПЦИИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ РЕАКТОРА СКД

Данная концепция соединяет в себе элементы двух установок-прототипов: двухконтурной ЯЭУ с тепловым реактором ВВЭР-1000 СКД [2], охлаждаемым водяным СКД-теплоносителем и двухконтурной ЯЭУ с реактором ПВЭР-1000, охлаждаемым пароводяной смесью при давлении 16 МПа и имеющим быстрорезонансный спектр нейтронов [3, 4].

Основные технические параметры парового реактора СКД [5] даны в табл. 1.

Таблица 1

Технические характеристики парового реактора СКД

Электрическая мощность, отпускаемая в сеть, МВт	570
Тепловая мощность, МВт	1430
КПД АЭС (брутто / нетто), %	42.5 / 40
Содержание Pu в АЗ / U-235 в БЗВ, %	(16.5) / 0.2
Топливо АЗ / Бланкет	МОХ / UOX
Изотопный состав загружаемого в АЗ Pu: % Pu-238 / 239 / 240 / 241 / 242	2.6 / 58.6 / 26.4 / 5.5 / 6.9
Энерговыработка (средняя по реактору), МВт·сут/кг _{тм}	54.5
Давление теплоносителя в реакторе/перед РК турбины, МПа	24.5 / 24.3
Температура теплоносителя на входе/выходе реактора, °С	390 / 500
Гидравлическое сопротивление активной зоны, МПа	0.15
Высота активной зоны, мм	1500
Толщина бокового/верхнего/нижнего бланкетов, мм	144 / 250 / 250

Картограмма размещения ТВС в активной зоне реактора показана на рис. 1.

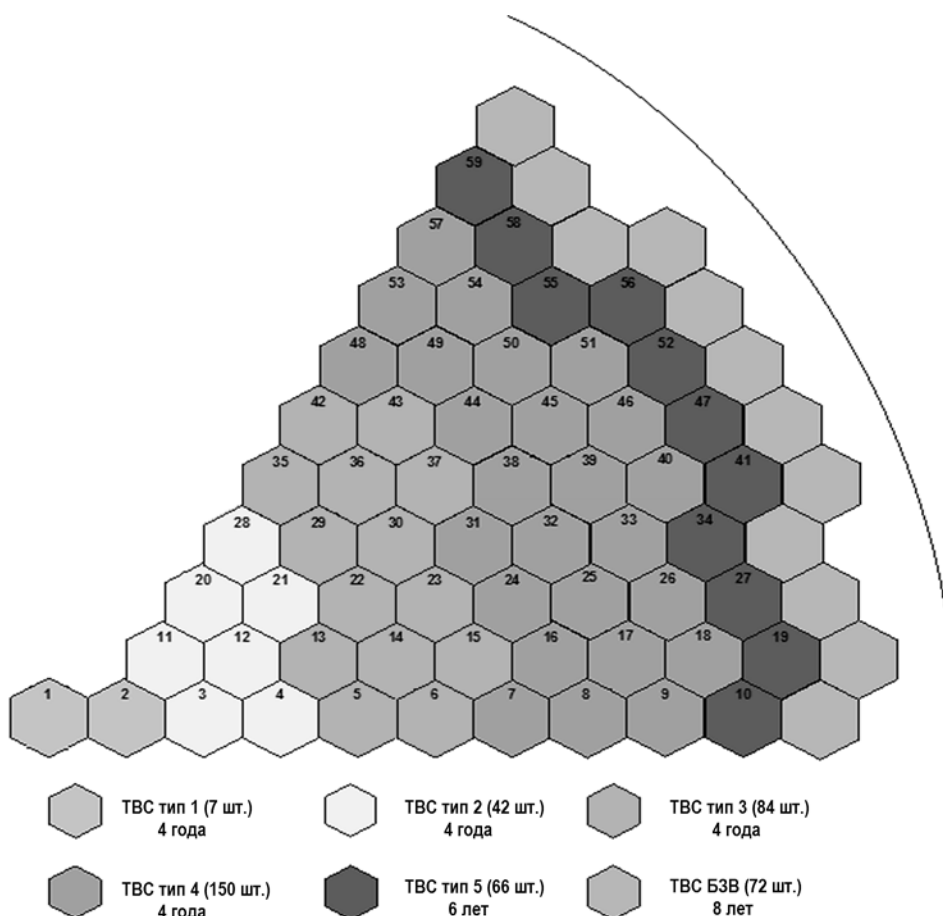


Рис. 1. Картограмма размещения ТВС

В активной зоне реактора присутствуют три группы ТВС с различным содержанием PuO_2 . В торцевых и боковых зонах воспроизводства (БЗВ) находится обедненный уран с содержанием ^{235}U – 0.2%(вес.).

Все ТВС активной зоны имеют одинаковую конструкцию и отличаются только обогащением топлива. Каждая ТВС содержит по 199 твэлов и шесть каналов для размещения стержней СУЗ, измерительных датчиков или пассивных средств защиты активной зоны. Все ТВС БЗВ имеют одинаковую конструкцию. Каждая ТВС БЗВ содержит по 127 твэлов.

ОПИСАНИЕ ВЫБОРА РАСЧЕТНОЙ МОДЕЛИ

В связи с тем, что в качестве теплоносителя используется вода сверхкритических параметров, а также его подогрев достигает более $250^{\circ}C$, плотность теплоносителя по высоте активной зоны изменяется более чем в три раза. Это приводит к тому, что спектр нейтронов по мере прохождения теплоносителя через активную зону сильно изменяется – на входе спектр нейтронов является резонансным, а на выходе уже быстрым.

Для проведения расчетов проведен предварительный теплогидравлический расчет, в ходе которого определены распределения температур топлива, оболочки твэлов и теплоносителя, а также изменение плотности пароводяной смеси по высоте

активной зоны.

Для выявления влияния особенностей данного типа реактора на получаемые результаты проведена серия следующих расчетов изменения изотопного состава топлива с выгоранием в элементарной ячейке:

- без разбиения теплоносителя и топлива по высоте активной зоны (по средним значениям их температуры и плотности);
- с разбиением теплоносителя и без разбиения топлива по высоте активной зоны (по средним значениям температуры и плотности топлива);
- с разбиением теплоносителя и топлива по высоте активной зоны.

Кампания топлива принята равной 1320 суткам (четыре микрокампании по 330 суток).

Разбиение теплоносителя и топлива осуществляется разделением ячейки по высоте на пять равных по объему слоев.

Расчеты выполнены с помощью комплекса для расчета выгорания ISTAR [6], использующего код на основе метода Монте-Карло [7] с библиотекой ядерных данных ENDF-B7. Подготовка файлов библиотеки ядерных данных выполнена с использованием комплекса программ NJOY99 [8].

Сравнение результатов произведено по коэффициенту размножения бесконечной среды, а также по массе изотопов плутония (Pu-238, Pu-239, Pu-240, Pu-241, Pu-242) на протяжении кампании топлива в активной зоне.

После анализа полученных зависимостей был сделан вывод о необходимости зонирования. При разбиении топлива на пять зон расчет выгорания производится для каждой из них, что существенно усложняет задачу. При этом разбиение топлива по высоте несет незначительное влияние на результаты, что позволяет не учитывать его.

Непосредственная модель для расчета осуществляется потвэльным заданием всей ТВС, а также торцевых экранов. Окружение сверху и снизу ТВС представляет собой гомогенную смесь конструкционной стали и воды. Обогащение ТВС соответствует среднему нуклидному составу, полученному в ходе ранее проделанных расчетов.

ВВЭР-СКД ДЛЯ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ В ЗАМКНУТОМ ТОПЛИВНОМ ЦИКЛЕ

Для решения вопросов эффективного использования реактора ВВЭР-СКД в замкнутом топливном цикле проведена серия расчетов системных характеристик ТВС на усредненном составе топлива. Рассматривались два варианта топливных циклов – плутониевый и ториевый. На рисунке 2 представлена модель расчета.

Первый вариант топливной композиции представляет собой плутоний, выделяемый из отработанного топлива реактора ВВЭР-1000 с разбавлением отвальным ураном (обогащением 0,2%). Ториевое топливо представляет собой смесь сырьевого изотопа Th-232 с делящимся U-233. Основные нейтронно-физические и системные характеристики топливных циклов приведены в табл. 2.

По полученным результатам можно сделать вывод, что коэффициент воспроизводства для обоих циклов является приемлемым с точки зрения системы ядерной энергетики. Не смотря на то, что полученные значения его меньше единицы, т.е. реактор требует подпитки плутонием, которая незначительна по сравнению с нарабатываемым количеством топлива реактором-размножителем. Коэффициент воспроизводства с уран-ториевым топливом меньше, чем с уран-плутониевым, но не смотря на это U-Th-топливный цикл может быть задействован в данном типе реакторов.

Стоит отметить, что для полученной концепции активной зоны необходимо произвести расчет безопасности и определить коэффициенты реактивности. Далее требуется внести необходимые изменения в конструкцию реактора. Лишь после этого системные и нейтронно-физические характеристики будут уточнены.

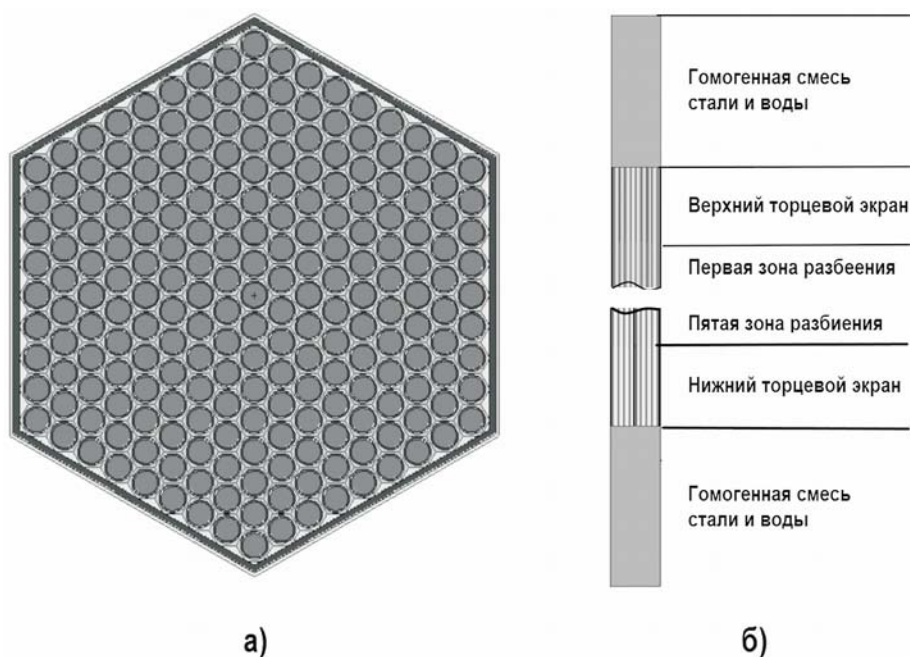


Рис. 2. Модель расчета ТВС: а) – горизонтальная проекция; б) – вертикальная проекция

Основные нейтронно-физические и системные характеристики реактора СКД

Таблица 2

Параметр	Размерность	U-Pu	U-Th		
Длина микрокампании	сут	330	330		
Количество микрокампаний		4	4		
Топливная загрузка	Т _{ТМ}	36,8	33,56		
- активная зона				26,6	24,56
- экраны					
Обогащение топлива Pu/U-233	%	16,5	10,5		
Среднее выгорание выгружаемого топлива в стационарном цикле:	МВт-сут/кг _{ТМ}	54,34	51,41		
- в активной зоне				5,32	4,27
- в экранах					
Годовой расход топлива	Т _{ТМ} / г.	8,42	7,68		
- активная зона				4,77	4,35
- экраны					
Наработка изотопов плутония (U-Pu ЯТЦ) и урана (U-Th ЯТЦ)	кг _{ТМ} / г.	-59	-64		
- активная зона				82	51
- экраны				23	-13
- полная					
Запас критичности на выгорание	%	2,1	3,6		
Коэффициент воспроизводства					
КВ активной зоны		0,92	0,81		
КВ экранов		0,08	0,06		
Полный КВ		1,00	0,87		

ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Для перехода к новой ЯЭ, способной отвечать принципам устойчивого развития, а именно, замыканию топливного цикла, необходим переход от конкурентного создания отдельных ЯЭУ и предприятий ЯТЦ к системному подходу, что в свою очередь требует перехода от теории создания отдельных конструкций и технологий к теории создания ЯЭ как системы. Анализ исследований показал, что если ранее реактор СКД конкурировал с реактором БН за право являться наработчиком плутония, то в настоящее время этот тип реактора рассматривается как концепция реактора ВВЭР будущего.

Разработана концепция активной зоны реактора с возможностью работы как в уран-плутониевом, так и в уран-ториевом топливных циклах. Значения системных характеристик удовлетворяют требованиям, предъявляемым к данному типу реакторов.

Накопленные знания позволяют наметить план первоочередных исследований, а в дальнейшем составить техническое задание и приступить к проектированию данного типа реактора. Работы необходимо вести в сотрудничестве с коллегами в рамках международного форума «Поколение-IV».

Литература

1. Workshop on Advanced Nuclear Reactor Safety Issues and Research Needs // NEA/OECD Workshop Proceeding. – Paris, France, 18-20 February 2002.
2. Вознесенский В.А., Левина И.К., Духовенский А.С., Силин В.А. Энергетический реактор ВВЭР-1000 СКД повышенной безопасности / В кн. «Ядерная энергетика. Проблемы и перспективы, экспертные оценки» (разделы 2.1.2, 2.1.3.). – М.: ИАЭ им. И.В.Курчатова, 1989. – С. 52-79.
3. Орлов В.В., Слесарев И.С., Калафати Д.Д., Гришанин Е.И., Зверков Ю.А., Субботин С.А., Щепетина Т.Д., Кузнецов В.В., Седов А.А., Стукалов В.А., Фальковский Л.Н., Фомиченко П.А. Атомная станция с пароводоохлаждаемым энергетическим реактором повышенной безопасности. // Теплоэнергетика. – 1990. – № 8. – С. 27-31.
4. Слесарев И.С., Гришанин Е.И., Зверков Ю.А., Субботин С.А., Щепетина Т.Д., Кузнецов В.В., Седов А.А., Стукалов В.А., Фальковский Л.Н., Фомиченко П.А., Воробьев В.А., Сергеев В.В., Афанасьев С.П. Результаты разработки концептуальных и технических предложений по реакторной установке с ПВЭР. / Отчет о НИР ИАЭ им. И.В.Курчатова №014/1-1156-90. – М.: ИАЭ, 1990.
5. Фролова М.В., Алексеев П.Н., Теплов П.С., Чибиняев А.В. Нейтронно-физические характеристики быстрого реактора ПСКД-600, охлаждаемого водой со сверхкритическими параметрами. // Атомная энергия. – 2012. – Т. 113. – Вып. 3. – С. 134-137.
6. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. X-5 Monte Carlo Team. Los Alamos National Laboratory Report LA-UR-03-1987 (April 2003)
7. NJOY99.0 Code System for Producing Pointwise And Multigroup Neutron And Photon Cross Sections From ENDF/B Data. RSICC Peripheral Shielding Routine Collection. Oak Ridge National Laboratory. Documentation for PSR-480/NJOY99.0 Code Package (March 2000)].
8. Алексеевский Л.Д. Поиск возможной структуры стационарной системы будущей ядерной энергетике с замкнутым ядерным топливным циклом на основе исследования нуклидных балансов. // ВАНТ. Серия: «Физика ядерных реакторов». – 2008. – Вып. 2. – С. 21-26.

Поступила в редакцию 17.04.2020 г.

Рекомендована к публикации оргкомитетом
XV Международной молодежной научно-практической конференции
«Будущее атомной энергетики – AtomFuture 2019»

Авторы

Лапин Антон Сергеевич, студент
E-mail: L--anton@yandex.ru

Бобряшов Александр Сергеевич, студент
E-mail: bobryashov97@mail.ru

Бландинский Виктор Юрьевич, ученый секретарь, к.т.н.
E-mail: blandinskiy_vy@nrcki.ru

Бобров Евгений Анатольевич, начальник лаборатории, к.т.н.
E-mail: evgeniybobrov89@rambler.ru

UDC 621.039.5

ANALYSIS OF SYSTEM CHARACTERISTICS OF A REACTOR WITH SUPERCRITICAL COOLANT PARAMETERS

Lapin A.S.*, Bobryashov A.S.*, Blandinsky V.Yu.***, Bobrov E.A.**

* National Research Nuclear University MEPhI
31 Kashirskoe Hwy, 115409 Moscow, Russia

** NRC «Kurchatov Institute»
1 Akademika Kurchatova Sq., 123182 Moscow, Russia

ABSTRACT

For 60 years of its existence, nuclear energy has passed the first stage of its development and has proven that it can become a powerful energy industry, going beyond the 10% level in the global balance of energy production.

Despite this, modern nuclear energy is capable of producing economically acceptable energy only from uranium-235 or plutonium, obtained as a by-product of the use of low enriched uranium for energy production or surplus weapons-grade plutonium.

In this case, nuclear energy cannot claim to be an energy technology that can solve the problems of energy security and sustainable development, since it meets the same economic and 'geological' problems as other technologies do, based on the use of exhaustible organic resources.

The solution to this problem will require a new generation of reactors to radically improve fuel-use characteristics. In particular, reactors based on the use of water cooling technology should significantly increase the efficiency of using U-238 in order to reduce the need for natural uranium in a nuclear energy system.

To achieve this goal, it will be necessary to transit to a closed nuclear fuel cycle and, therefore, to improve the performance of a light-water reactor system.

The paper considers the possibility of using a reactor with a fast-resonance neutron spectrum cooled by supercritical water (SCWR). The SCWR can be effectively used in a closed nuclear fuel cycle, since it makes it possible to use spent fuel and depleted uranium with a small amount of plutonium added.

The choice of the layout of the core with a change in its size as well as the size of the reproduction zones was done. MOX fuel with an isotopic plutonium composition corresponding to that discharged from the VVER-1000 reactor was considered as fuel. For the selected layout, a study was made of the system characteristics of the reactor.

Compared with existing light-water reactors, this type of reactor has improved fuel utilization efficiency due to increased thermal efficiency, as well as the breeding ratio up to 1 and above.

Key words: closed nuclear fuel cycle, nuclear energy system, supercritical coolant parameters, SCWR reactor.

REFERENCES

1. Workshop on Advanced Nuclear Reactor Safety Issues and Research Needs. NEA/OECD Workshop Proceeding, Paris, France, February 18-20, 2002.
2. Voznesensky V.A., Levina I.K., Dukhovensky A.S., Silin V.A. VVER-1000 SCWR power reactor of increased safety. In: *Nuclear energy. Problems and prospects, expert assessments* (parts 2.1.2, 2.1.3). Moscow. Kurchatov Institute Publ., 1989, pp. 52-79 (in Russian).
3. Orlov V.V., Slesarev I.S., Kalafati D.D., Grishanin Ye.I., Zverkov Yu.A., Subbotin S.A., Shchepetina T.D., Kuznetsov V.V., Sedov A.A., Stukalov V.A., Falkovsky L.N., Fomichenko P.A. Nuclear power plant with steam-cooled energy reactor of increased safety. *Teploenergetika*, 1990, no. 8, pp. 27-31 (in Russian).
4. Slesarev I.S., Grishanin Ye.I., Zverkov Yu.A., Subbotin S.A., Shchepetina T.D., Kuznetsov V.V., Sedov A.A., Stukalov V.A., Falkovsky L.N., Fomichenko P.A., Vorobyev V.A., Sergeev V.V., Afanasyev S.P. The results of developing conceptual and technical solutions for a power unit with a PVER. Report on Scientific Research, Kurchatov Institute, No.014/1-1156-90, Moscow. Kurchatov Institute Publ., 1990 (in Russian).
5. Frolova M.V., Alekseev P.N., Teplov P.S., Chibinyaev A.V. Nuclear Properties of Fast Supercritical Water cooled Reactor PSKD-600. *Atomnaya Energiya*. 2012, v. 113, iss. 3, pp. 134-137 (in Russian).
6. MCNP – A General Monte Carlo N-Particle Transport Code, Version 5. X-5 Monte Carlo Team. Los Alamos National Laboratory Report LA-UR-03-1987 (April 2003).
7. NJOY99.0 Code System For Producing Pointwise And Multigroup Neutron And Photon Cross Sections From ENDF/B Data. RSICC Peripheral Shielding Routine Collection. Oak Ridge National Laboratory. Documentation for PSR-480/NJOY99.0 Code Package (March 2000).
8. Alekseevsky L.D. Search for a possible structure of a stationary system for future nuclear power engineering with a closed nuclear fuel cycle based on the study of nuclide balances. *VANT. Ser. Fizika Yadernykh Reaktorov*. 2008, iss. 2, pp. 21-26 (in Russian).

Authors

Lapin Anton Sergeevich, Student

E-mail: L--anton@yandex.ru

Bobryashov Aleksandr Sergeevich, Student

E-mail: bobryashov97@mail.ru

Blandinskiy Victor Yurievich, Scientific Secretary, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: blandinskiy_vy@nrcki.ru

Bobrov Evgeny Anatolievich, Head of Laboratory, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: evgeniybobrov89@rambler.ru