

## ПЕРСПЕКТИВЫ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ РЕАКТОРА ВВЭР-СКД В ЗАМКНУТОМ ТОПЛИВНОМ ЦИКЛЕ

**А.П. Глебов, А.В. Клушин, Ю.Д. Баранаев**

*ФГУП «ГНЦ РФ-ФЭИ» им. А.И. Лейпунского.*

*249033, Обнинск, Калужская обл., пл. Бондаренко, 1*



В начале нового тысячелетия восемь стран с развитой атомной энергетикой под эгидой МАГАТЭ приняли участие в исследованиях по инновационным ядерным реакторам и топливным циклам для выбора ядерно-энергетической системы с быстрыми реакторами, основанной на замкнутом топливном цикле (ЗТЦ), и проведения совместных НИОКР в этом направлении. Было принято соглашение по использованию в качестве совместной оценки «эталонной системы» CNFC-FR (Closed Nuclear Fuel Cycles and Fast Reactors) на базе испытанных технологий.

Но общие принципы CNFC-FR не устранили у стран-участниц проекта существенных различий как в существующих ядерно-энергетических системах, так и в стратегиях их развития, что привело к различиям и в реализации ЗТЦ. Кроме натрия предполагается использовать газ и свинец, кроме МОХ-топлива – использовать более плотное нитридное и металлическое, а также различные топливные циклы.

С 2000 г. во многих странах ведутся разработки реакторов четвертого поколения, охлаждаемых водой сверхкритического давления (Supercritical Water-Cooled Reactors – SCWR). К 2025 г. планируется сооружение демонстрационных установок, а затем – коммерческих ЯЭУ. Развитие реакторов SCWR внесет коррективы в развитие стратегии АЭ и процесс ЗТЦ ряда стран.

В статье рассматриваются особенности реализации ЗТЦ в России, этапы, сроки их выполнения, возникающие проблемы. Обосновывается использование реакторов SCWR с быстрым спектром нейтронов в системах с ЗТЦ.

**Ключевые слова:** международный форум «Поколение IV», быстрый реактор, натрий, свинец, вода сверхкритических параметров, МОХ-топливо, замыкание топливного цикла, отработанное ядерное топливо, выжигание младших актинидов.

### ВВЕДЕНИЕ

В январе 2000 г. по инициативе Министерства энергетики США (DOE) была начата программа «Международный форум «Поколение IV» (GIF или МФП-4), направленная на инициирование и управление НИОКР по ЯЭУ четвертого поколения путем определения соответствующих потенциальных областей международного сотрудничества [1].

Целью программы МФП-4, определяющей основные направления НИОКР по разработке перспективных ЯЭУ четвертого поколения, является обеспечение

– устойчивого развития, при котором будет удовлетворяться потребность обще-

© А.П. Глебов, А.В. Клушин, Ю.Д. Баранаев, 2015

ства в энергии без нанесения вреда природному потенциалу окружающей среды за счет экологически рационального производства энергии и длительной работоспособности ядерного топлива при снижении количества ядерных отходов;

- безопасности и надежности ЯЭУ, гарантирующих крайне низкие вероятность и степень разрушения активной зоны реактора;

- экономической конкурентоспособности ЯЭУ за счет преимущества в стоимости жизненного цикла по сравнению с другими источниками энергии, а также уровня финансового риска, сопоставимого с риском для иных энергетических проектов;

- противодействия распространению ядерного оружия и оружейных ядерных материалов, а также усиления физической защиты против террористических актов [2].

В результате оценки, выполненной группой, состоявшей из 100 экспертов – ведущих специалистов по атомной энергетике, были выбраны шесть базовых концепций ЯЭУ четвертого поколения для разработки в рамках программы МФП-4. В данной работе рассматриваются только три, получившие к настоящему времени наибольшее развитие, – реакторы, охлаждаемые натрием (SFR), свинцом (LFR) и водой сверхкритического давления (SCWR).

Под руководством МАГАТЭ было проведено другое исследование (2005 – 2007 гг.) по инновационным ядерным реакторам и топливным циклам (International Project Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles – INPRO), в котором участвовали восемь стран с развитой атомной энергетикой. Ставилась задача определения ядерно-энергетической системы, основанной на замкнутом топливном цикле (ЗТЦ) с быстрыми реакторами, этапов и сроков ее внедрения, области для совместных НИОКР. Страны пришли к соглашению применять для совместной оценки «эталонную систему» CNFC-FR (Closed Nuclear Fuel Cycles and Fast Reactors), готовую к развертыванию в ближайшие 20 – 30 лет, основанную на испытанных технологиях использования натриевого теплоносителя, таблеточного смешанного оксидного (MOX) топлива и усовершенствованной технологии водной переработки [3].

Обе эти программы были нацелены на определение перспективных направлений развития АЭ в будущем с учетом необходимости ЗТЦ, а также организацию международного сотрудничества для решения этих задач.

В качестве одного из перспективных реакторов четвертого поколения в рамках программы МФП-4 был принят ядерный реактор, охлаждаемый водой сверхкритического давления (СКД), SCWR. По этой программе концептуальные предложения SCWR разрабатывают более 45-ти организаций в 16-ти странах с развитой атомной энергетикой.

Начиная с 2000 г. каждые два года проводятся международные симпозиумы по реакторам SCWR, на которых представляется около 100 докладов. Последний из них ISSCWR-7 проходил с 15 по 18 марта 2015 г. в Хельсинки.

Концепция SCWR основывается на реализации прямоточной одноконтурной схемы ЯЭУ, охлаждаемой водой СКД. Внедрение ЯЭУ этого типа позволит повысить КПД до 44 – 45%, увеличить коэффициент воспроизводства топлива, снизить металлоемкость и строительные объемы, улучшить экологические показатели.

Страны, участвующие в МФП-4 по направлению SCWR, считают первоочередной задачей разработку реактора с тепловым спектром нейтронов, используя опыт PWR и BWR. На последующих этапах после освоения технологии предполагается переход к реактору с быстрым спектром нейтронов.

Реактор SCWR с тепловым спектром позволяет существенно улучшить экономические показатели АЭС, однако для него требуется обогащенный уран, а в ходе его работы возрастут объемы ОЯТ и младших актинидов. В целом такой реактор не будет удовлетворять требованию более далекой перспективы – замыканию топлив-

ного цикла.

В ходе разработки SCWR необходимо решить комплекс научно-технических проблем, таких как

- разработка и верификация расчетных кодов улучшенной оценки для нейтронной физики, гидродинамики и теплообмена воды СКД в тепловыделяющих сборках (ТВС) активной зоны и во всем реакторе;
- разработка конструкций твэлов и ТВС, обоснование их работоспособности;
- анализ устойчивости реактора при переходных и аварийных режимах;
- выбор жаропрочных конструкционных материалов для твэлов с высокой стойкостью к коррозии и коррозионному растрескиванию;
- обоснование и разработка оптимального водно-химического режима.

Некоторые проблемы исследуются при стендовых и петлевых испытаниях, однако для решения всего комплекса проблем, обоснования технологии SCWR и последующего лицензирования необходимо создание экспериментального тестового реактора.

В «Дорожной карте», разрабатываемой в рамках МФП-4, основное усилие на ближайшие 10 лет направлено на разработку экспериментального реактора небольшой мощности. В течение первых пяти лет планируется завершение разработки концепции этого реактора, а в последующее пятилетие – разработка проекта и сооружение установки.

В работе рассматриваются особенности развития атомной энергетики в России и перспективы использования реакторов четвертого поколения в реализации ЗТЦ, этапы, сроки их выполнения, возникающие проблемы. Обосновываются перспективы развития реакторов SCWR и возможности их использования в системах с ЗТЦ.

### **ОСОБЕННОСТИ РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ И ЗАМЫКАНИЕ ТОПЛИВНОГО ЦИКЛА В РОССИИ**

Чтобы уменьшить потребление органики (газ, нефть), долю АЭ планируется увеличить с 16 % (23 ГВт<sub>эл.</sub>) до 25 % (80 ГВт<sub>эл.</sub>) к 2050 г.

Рассматриваются возможные программы с вводом 1,2 ГВт<sub>эл.</sub>/г (по одному БН-1200), а также сооружение и ввод реакторов со свинцовым теплоносителем – БРЕСТ.

Особенность – сооружение на площадках вместе с реакторами пристанционного ядерного топливного цикла (ПЯТЦ), включая неводную переработку, МОХ-топливо, нитрид, металл, виброуплотненное.

Цели этой программы – создание ядерно-энергетического комплекса, включающего в себя АЭС с реакторами на быстрых нейтронах с натриевым и свинцовым теплоносителями, производства по регенерации (переработке) и рефабрикации ядерного топлива, подготовке всех видов РАО к окончательному удалению из технологического цикла и отвечающей следующим требованиям:

- исключение аварий на АЭС, требующих эвакуации и отселения населения;
- замыкание ЯТЦ для полного использования энергетического потенциала урана;
- технологическое укрепление режима нераспространения (последовательный отказ от обогащения урана для ядерной энергетики, наработки оружейного плутония в бланкете и выделении при переработке ОЯТ, сокращение транспортировки ядерных материалов);
- достижение радиационного баланса между захороняемыми РАО и извлекаемым из земли ураном;
- снижение капитальных затрат на сооружение АЭС с быстрыми реакторами (по крайней мере, до уровня АЭС с тепловыми реакторами) за счет технологических и

проектно-конструкторских решений, присущих только реакторам на быстрых нейтронах.

Предполагается следующая последовательность ввода основных звеньев этого проекта [4, 5].

В 2014 г. вводится в эксплуатацию реактор БН-800 и для него к 2017 г. – первая очередь ПЯТЦ для *МОХ*-топлива, а к 2020 г. – нитридного топлива. В 2016 г. заканчивается разработка проекта БРЕСТ-ОД-300, а к 2020 г. он должен быть построен вместе с ПЯТЦ с нитридным топливом. Завершение всей платформы, включая БН-1200, планируется к 2025 г.

Основные звенья топливного цикла предлагается разместить на двух площадках: на Белоярской АЭС с реакторами БН-600 и БН-800, где планируется БН-1200 вместе с ПЯТЦ, и в Северске на площадке ОАО «Сибирский химический комбинат» (СХК), где будут создаваться реактор БРЕСТ-ОД-300 и ПЯТЦ.

Разработка столь сложной системы ЗТЦ, состоящей из двух различных типов быстрых реакторов, охлаждаемых натрием и свинцом с различными типами топлива (оксидное, нитридное, металлическое, карбидное), порождает много проблем.

### Технические проблемы

Если технология реакторов БН разрабатывается около 60-ти лет, и последние реакторы БН-800 и БН-1200 можно считать «стандартными», то реакторы на свинце не имеют аналогов, и самый большой опыт по подобным установкам, охлаждаемым эвтектикой свинец-висмут, есть у России.

Большой опыт проектирования и эксплуатации серии БН-реакторов, успешная работа более 30-ти лет реактора БН-600 (срок эксплуатации продлен до 45-ти лет) позволяют проектировать и создавать новейшие типы этих реакторов. Однако есть специфические проблемы с применением натрия: его химическая активность (горение на воздухе), высокая активность под нейтронным потоком, положительный  $\text{Na}$ -эффект, но за указанный срок с этими проблемами научились справляться. ЯЭУ – трехконтурная, что повышает безопасность установки, но и сильно ее удорожает.

В реакторе со свинцовым теплоносителем нет этих проблем и есть ряд плюсов: низкое давление первого контура, обеспечение естественной циркуляции, высокая температура кипения свинца (1749 °C), малое сечение рассеяния, что позволяет создавать «жесткий» спектр нейтронов, но вместе с этим есть и ряд отрицательных сторон. Основная из них – высокая температура плавления 327 °C и отсюда температура теплоносителя в реакторе вход/выход – 400/500 °C, таким образом, реактор должен всегда находиться в разогретом состоянии, отсюда большие затраты на разогрев и поддержание свинца в жидком состоянии. Необходимо наличие в контуре кислорода определенной концентрации для создания равномерной оксидной пленки, нарушение толщины которой может привести к массопереносу и истиранию металла контура свинцом.

Есть проблема с радиационной опасностью РУ с Pb, поскольку возможно образование радиоактивного полония в результате активации свинца и получения Bi ( $\text{Pb}^{208} (n, \gamma) \text{Pb}^{209} \rightarrow \text{Bi}$ ) и из висмута, который присутствует как примесь в свинце [6]. Полоний опасен при выходе его в газовую среду и при проливах теплоносителя. Теплоноситель токсичен за счет  $\alpha$ - и  $\beta$ -активности с периодом полураспада  $10^6$  лет, что создает проблемы с утилизацией радиационного свинца, которого только в БРЕСТ-ОД-300 находится около девяти тысяч тонн, и сохранением природного радиационного баланса.

Основная проблема заключается в сложности обслуживания этих установок. Это было одной из основных причин, из-за которой все установки транспортно-го назначения с Pb-Bi были в 1990-х гг. утилизированы, проработав всего по

несколько кампаний.

БРЕСТ планируется только с нитридным топливом, поскольку в случае использования оксидного топлива необходимо жесткое крепление ТВС, иначе они могут «всплыть», так как вместе с оболочками оксид получается легче свинца.

Более плотное нитридное топливо пока недостаточно изучено. Для этого топлива проводились только эксперименты с несколькими твэлами, которые показали, что требуемое выгорание пока может не получаться, поскольку PuN при выгорании набухает больше чем UN, и это может привести к неравномерному нагружению оболочки твэла, препятствующему высокому выгоранию топлива (набухание топлива ~ 1,2 % на 1 % выгорания [7]).

### Экономические проблемы

В конечном итоге все определяет экономика. Экономических оценок по всей программе и ее отдельным элементам пока нет. Нет таких оценок даже для БН-800, который предполагалось пустить в 2014 г. Можно сделать приближенную оценку только из второстепенных источников.

Если взять за основу удельную металлоемкость ЯЭУ на кВт<sub>эл.</sub>, то эти показатели таковы:

ВВЭР	БН-600	БН-800	БН-1200	ВВЭР-СКД
3,25 т/МВт <sub>эл.</sub>	13 т/МВт <sub>эл.</sub>	9,7 т/МВт <sub>эл.</sub>	5,6 т/МВт <sub>эл.</sub>	1,5 т/ МВт <sub>эл.</sub>

Удельная металлоемкость соответствует относительной стоимости сооружаемых ЯЭУ. Сейчас в России блоки с ВВЭР-1200 строятся по цене ~ 3200 \$/кВт<sub>эл.</sub>. Эта стоимость уже не конкурентна с ТЭС на органическом топливе. БН-1200 намного дороже, чем ВВЭР-1200, СВБР-100 оценивается в 10000\$/кВт<sub>эл.</sub>, а создание БРЕСТ-ОД-300 на СХК обойдется в 64 миллиарда рублей (~ 7000 \$/кВт<sub>эл.</sub>). Это еще приближенные оценки, при строительстве они могут вырасти в несколько раз.

Нужен еще ПЯТЦ – завод по переработке ОЯТ и фабрикации нового топлива. Предполагается, что стоимость ПЯТЦ будет увеличивать общую стоимость ЯЭУ на ~ 15% [8]. К этому нужно добавить, что стоимость МОХ ОЯТ будет примерно в пять раз дороже первоначального топлива.

### Проблемы, связанные с младшими актинидами (МА)

Одной из основных проблем при переработке ОЯТ являются МА – Am<sup>241–243</sup> и Cm<sup>241–246</sup>, поскольку это самые интенсивные и долгоживущие источники излучения.

При описании реакторов БН и БРЕСТ заявляется, что МА будут рециклироваться вместе с топливом – гомогенное выгорание [8]. Если оставлять МА во всем топливе, то с таким топливом трудно будет работать. Необходимы полностью автоматизированное производство, новые технологии с охлаждением на всех этапах топлива, твэлов, ТВС. Все это будет существенно удорожать строительство и эксплуатацию АЭС.

Применительно к реактору БРЕСТ с нитридным топливом при гомогенном выгорании МА с добавкой их в топливо ~ 1% существенно уменьшится величина  $\beta_{эфф.}$  ( $\beta_{эфф.} \approx 0,35\%$  без МА и 0,30% с добавкой МА [9]), что создаст более низкие возможности управления реактором в случае аварии с мгновенной критичностью или потерей критичности.

### Переработка ОЯТ реакторов ВВЭР

После первых загрузок, которые могут обеспечиваться в ПЯТЦ или на заводах РТ-1 ПО «Маяк» и РТ-2 – Горно-химический комбинат (ГХК) г. Железногорск, топливный цикл для быстрых реакторов получается замкнутым при КВ  $\approx 1,2 - 1,3$  с МОХ (ОЯТ) или при переходе на нитридное топливо (КВ  $\approx 1,05$ ).



Топливо реакторов ВВЭР-440 перерабатывается на заводе РТ-1 производительностью 400 т/г., а топливо ВВЭР-1000, построенных в нашей стране и за рубежом, свозится в хранилище. На ГХК планируется в 2025 г. ввод завода РТ-2 по переработке этого топлива производительностью ~ 700 – 1200 т/г., при этом будет выделяться ~ 10 т<sub>(U+Pu)</sub>/г. В 2001 г. на ГХК было накоплено ~ 3000 т ОЯТ, и планируется ежегодное пополнение по ~ 300 т ОЯТ своих ВВЭР и принятие на долговременное хранение до 20000 т ОЯТ из-за рубежа [10], поэтому необходимы дополнительные хранилища и увеличение объемов переработки.

Для быстрых реакторов не нужен плутоний – в них могут быть даже его излишки. Встает вопрос – что делать с плутонием, полученным после переработки ОЯТ? Хранить нельзя, в ВВЭР не планируется использование МОХ (ОЯТ), да и в указанной программе выбывающие ВВЭР будут замещаться БН или свинцовыми реакторами.

Отсюда получается, нет стимула перерабатывать ОЯТ и хранить его дорого. Для полного ЗТЦ нужны реакторы с КВ < 1 для сжигания нарабатываемого плутония.

### **РАЗВИТИЕ КОНЦЕПЦИИ ВОДООХЛАЖДАЕМЫХ РЕАКТОРОВ СО СВЕРХКРИТИЧЕСКИМ ДАВЛЕНИЕМ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ**

Из шести направлений перспективных реакторов, отмеченных в «Поколении IV», в настоящее время наибольшее развитие (после БН) получают реакторы, охлаждаемые водой сверхкритического давления. В этих реакторах используются отработанные технологии в реакторной части – BWR и ВВЭР и в турбинной части – из ТЭС.

В настоящее время разработки по тематике SCWR ведутся более чем в 15-ти странах (Япония, Корея, Канада, Европейское сообщество, Китай и др.).

Таблица 1

#### **Сравнительные характеристики проектов водоохлаждаемых реакторов с СКД теплоносителя**

Параметр	SCWR (Корея)	SCLWR (Япония)	CANDU (Канада)	HPLWR (Европа)	CSR-1000 (Китай)	SCFR (Япония)	ВВЭР-СКД (Россия)
Мощность, МВт тепловая электрическая	3989 1739	2273 950	2540 1220	2188 1000	2300 1000	3832 1698	3830 1700
КПД, %	43,7	42	48	44	43,5	44,3	43,5
Температура, °С воды пара	350 510	280 508	350 625	280 508	280 500	280 523	290 540
Давление пара, МПа	25	25	25	25	25	25	25
Расход воды, кг/с	2518	1816	1312	1113	1190	1897	1880
КПД, %	43,7	42	48	44	43	44,3	43,5

В таблице 1 приведены сравнительные характеристики проектов реакторов с СКД теплоносителя: все установки – одноконтурные, спектр нейтронов тепловой (колонки 1 – 5) и быстрый (колонки 6, 7); топливо – оксид МОХ.

За основу реакторов с тепловым и быстрым спектрами нейтронов были приняты японские проекты с началом финансирования в 2000 г., в которых приняты прямоточные схемы охлаждения активной зоны при движении теплоносителя снизу вверх [11].

В последующие годы по этим двум направлениям проводилось много исследований, они развивались и совершенствовались. В Канаде разрабатывается вертикальный CANDU-SCWR первоначально малой мощности  $N_3 = 300$  МВт, 120 топливных каналов с

параметрами теплоносителя 350 °С на входе и 625 °С на выходе при давлении 25 МПа, на второй стадии – уже коммерческий реактор с  $N_3 = 1220$  МВт и КПД  $\approx 50\%$  [12].

### **Сверхкритический водяной реактор (СВР) CSR-1000**

Наиболее интенсивно технология реакторов SCWR разрабатывается в Китае. Эти работы включены в национальные программы, обеспечиваются финансированием, и в них участвует около десяти научных институтов и университетов. На симпозиуме ISSCWR-6 китайские ученые представили половину (из 100) докладов, посвященных реакторам SCWR. Они также участвуют во многих проектах, разрабатываемых Евросоюзом и Канадой.

Разрабатывается реактор, охлаждаемый водой СКД, с тепловым спектром нейтронов CSR-1000, планируемый к запуску в 2022 г. [13]. В 2012 г. был закончен первый этап – «Разработка технологии СВР», утвержденный правительственным решением. На этом этапе были проведены работы по концепции и проектированию энергетических систем реактора CSR и эксперименты по теплообмену, теплогидравлике, конструкционным материалам. Выполнены технические исследования (ТИ) по обоснованию безопасности, аварийным режимам. В 2015 г. предполагается получить утверждение (правительством) на проведение второго этапа работ на период 2015 – 2017 гг., в течение которого планируется выполнить ТИ по пуску, остановкам и управлению систем эксплуатации, по технологии изготовления трубных материалов для оболочек твэлов, провести испытания на облучение внутрикорпусных конструкционных материалов и материалов оболочек твэлов и облучение твэлов в реакторе. Последующие этапы будут вестись до завершения строительства и пуска ЯЭУ в 2022 г.

Китайские ученые разрабатывают также реактор с быстрым спектром нейтронов [14]. За основу они взяли реактор, созданный в России. Китайский реактор отличается от ВВЭР-СКД только размером диаметра твэла (у них – 9,62 мм, у нас – 10,7 мм) и поэтому уменьшилась мощность установки  $N_3 = 1530$  МВт (у нас 1700 МВт), все остальное принято без изменений.

### **Реактор ВВЭР-СКД**

В 2011 г. Россия вступила в программу МФП-4. Начиная с 2006 г. в результате совместных работ ОКБ «Гидропресс», ГНЦ РФ-ФЭИ, «Курчатовский институт» разработана проектная концепция реактора ВВЭР-СКД с быстрорезонансным спектром нейтронов и мощностью  $N_3 = 1700$  МВт при двухходовой схеме охлаждения. Данная концепция рассматривается основной для усовершенствования технологии ВВЭР с возможностью перехода к использованию МОХ-топлива на основе (U-Pu-Th)-композиции и замыканию топливного цикла [15 – 17].

В соответствии с предлагаемой схемой охлаждения реактора активная зона разделена по радиусу на центральную и периферийную зоны с примерно одинаковым числом ТВС – 121 ТВС ЦЗ и 120 ТВС ПЗ (рис. 1). Периферийная зона охлаждается при движении теплоносителя сверху вниз. В низу активной зоны в камере смешения потоки теплоносителя из периферийных ТВС объединяются и поступают на вход в центральную зону, которая охлаждается при движении теплоносителя снизу вверх. Потоки теплоносителя в опускном и подъемном участках предлагается разделить при  $\sim 385$  °С. В опускном участке теплоноситель будет нагреваться на 95 °С, плотность изменяться примерно в три раза. В подъемном участке подогрев теплоносителя составит 155 °С, плотность изменится в 2,2 раза. Таким образом, спектр нейтронов по высоте изменяется мало, а будет изменяться по радиусу, и в этом случае не потребуются сложного профилирования обогащения топлива для выравнивания энерговыделения по объему активной зоны, пустотный эффект будет отрицательным без

введения бланкета, все конструкции ТВС будут работать при вдвое меньшем перепаде температуры (чем при одноходовой схеме охлаждения [11]).

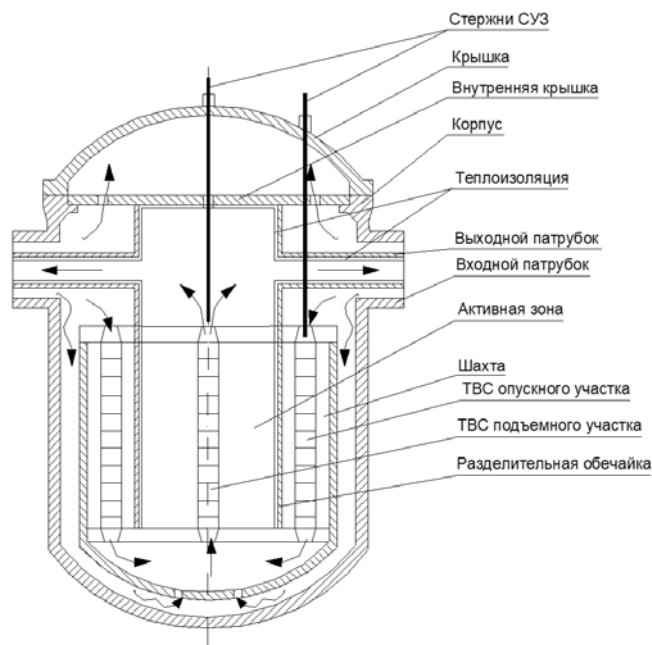


Рис. 1. Схема охлаждения реактора

### Ожидаемые преимущества концепции ВВЭР-СКД:

- быстрорезонансный спектр нейтронов позволит достичь высокого коэффициента воспроизводства топлива (около единицы), сократить расходы урана, обеспечить использование  $U^{238}$ , выжигание радиоактивных отходов;
- увеличение коэффициента полезного действия цикла до 44 – 45% вместо существующих на АЭС 33 – 34%;
- уменьшение расхода теплоносителя через активную зону, связанное с возможностью увеличения подогрева теплоносителя в активной зоне на 250 °С по сравнению с подогревом в ВВЭР – 30 – 35 °С, что приводит к уменьшению размеров трубопроводов;
- прямоточная схема АЭС позволит отказаться от парогенераторов и всего оборудования второго контура;
- применение освоенного серийного оборудования машинного зала, широко используемого в настоящее время в тепловой энергетике (турбины, подогреватели и т.п.);
- значительное уменьшение объема защитной оболочки и строительных объемов, металлоемкость РУ составит ~ 1,5 т/МВт (эл);
- сокращение эксплуатационных затрат.

### РЕАКТОР ВВЭР-СКД ДЛЯ ИСПОЛЬЗОВАНИЯ В ЗАМКНУТОМ ТОПЛИВНОМ ЦИКЛЕ

#### Нейтронно-физические расчеты топливных циклов

На рисунках 2 и 3 представлены в расчетной модели картограмма активной зоны и поперечное сечение ТВС при двухходовой схеме охлаждения и наличии периферийной (ПЗ) и центральной (ЦЗ) зон.



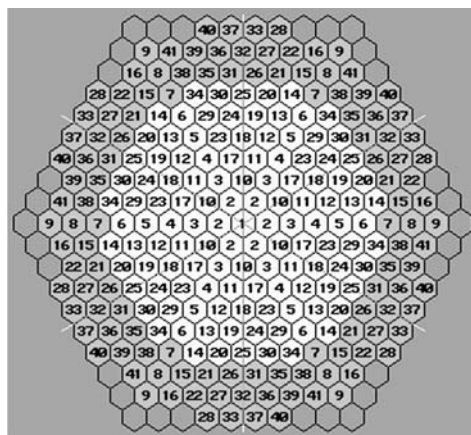


Рис. 2. Картограмма активной зоны

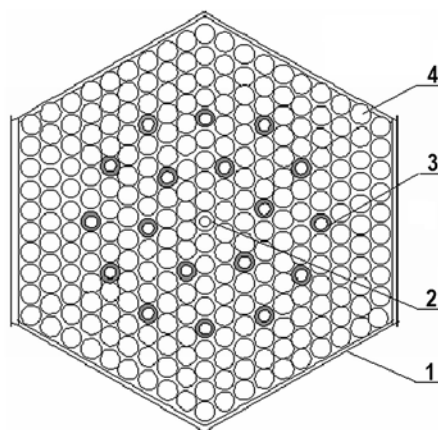


Рис. 3. Поперечное сечение ТВС: 1 – чехол толщиной 2,25 мм; 2 – центральная труба  $\varnothing 12,0$  мм  $\times$  0,55 мм; 3 – 18 направляющих под ПЭЛ  $\varnothing 12,0$  мм  $\times$  0,55 мм; 4 – 252 твэла, оболочка размером  $\varnothing 10,7$  мм  $\times$  0,55 мм, шаг 12 мм. Конструкционный материал – сталь ЭП-172 (ЧС-68)

Топливная композиция представляет собой смесь отработавшего ядерного топлива ВВЭР и оружейного плутония.

При эффективной плотности смеси оксидов урана и плутония  $\gamma_{\text{МОХ}} = 9,5$  г/см<sup>3</sup> плотность оксида оружейного плутония составляет 0,7 г/см<sup>3</sup> и одинакова во всех ТВС.

Кроме МОХ (U-Pu)-топлива рассматривалась возможность вовлечения тория в смешанных загрузках: в ЦЗ – U-Pu, а в ПЗ – U-Th и когда во всей активной зоне использовалось (U<sup>233</sup>-Th)-топливная загрузка. Рассматривалось также нитридное топливо с плотностью 80 % от теоретической  $\gamma$  (U,Pu)N = 11,5 г/см<sup>3</sup> при 9%-ном обогащении топлива оружейным плутонием. Результаты расчетов топливных циклов приведены в табл. 2.

Из приведенных результатов расчетов видно, что из-за особенностей реактора (быстрорезонансный спектр нейтронов; двухходовая схема охлаждения с более плотным теплоносителем в ПЗ) нет проблем с его обезвоживанием (пустотный эффект отрицателен в течение всей кампании). С компенсируемостью СУЗ при самом сложном режиме – заливе реактора холодной водой – требуется использование ПС с обогащенным бором, но даже и в этом случае в варианте с (U<sup>233</sup>-Th)-топливной загрузкой требуется введение гадолиния.

Таблица 2

**Основные характеристики реактора с U-Pu-Th-топливными циклами**

Характеристика	U-Pu	Pu-Th	Th	(U,Pu)N
Начальная загрузка топлива, т	135.6	137.3	139.0	167.9
Начальная загрузка делящихся изотопов Pu/U <sup>233</sup> , т	11.77/0.0	5.91/4.80	0/10.81	13.39/0
Загрузка делящихся Pu/U <sup>233</sup> в ТВС, кг	48.86/0	48.86/39.99	50.24/39.46	55.57/0
Обогащение топлива Pu/U <sup>233</sup> , % ЦЗ ПЗ	7.7/0 7.7/0	7.7/0 0/7.0	0/9.0 0/6.9	7.88/0 7.88/0
Кратность перегрузок	5	5	5	5
Длительность межперегрузочного интервала, эф. сут	300	310	300	295
Энерговыработка средняя/максимальная, МВт-сут/кг т.а.	39.79/65.4	42,2/68,6	34,6/47,5	30,7/53,5
Максимальные значения коэффициентов неравномерности энерговыделения, K <sub>q</sub> /K <sub>v</sub>	1.46/2.19	1,61/2,62	1,67/2,8	1,71/2,66
Загрузка делящихся изотопов, т/г.	2.34	2,11	2,20	2,62
Выгрузка делящихся изотопов, т/г.	2.18	1,87	1,96	2,582
Коэффициент воспроизводства: ЦЗ ПЗ средний по активной зоне	1.013 0.853 0.933	1.003 0.769 0.887	0,957 0.800 0.890	1.059 0.909 0.984
Обезвоживание, ΔK % начало/конец кампании	-5.88/-3.64	-3.24/-1.40	-6.28/ -2.32	-0.05/ -0.03
K <sub>эфф.</sub> начало/конец кампании	1.0175/ 1.0010	1.0281/ 1.0010	1.0344/ 1.0000	1.004/ 1.001

В случае использования нитридного топлива надкритичность в начале кампании составляет  $\Delta K \approx 0,44\%$ , в конце –  $0,08\%$ , что меньше  $\beta_{эфф.}$ , таким образом, обеспечивается безопасность реактора при извлечении всех стержней СУЗ.

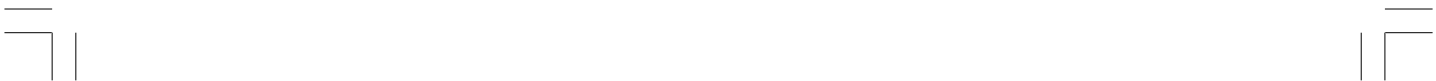
**Исследование возможности выжигания МА в реакторе ВВЭР-СКД**

Реактор ВВЭР-СКД может быть эффективным в ЗТЦ, поскольку использует собственное ОЯТ с добавлением небольшого количества плутония (160 – 200 кг оружейного или энергетического). В нем могут использоваться (U-Pu-Th)-топливные циклы.

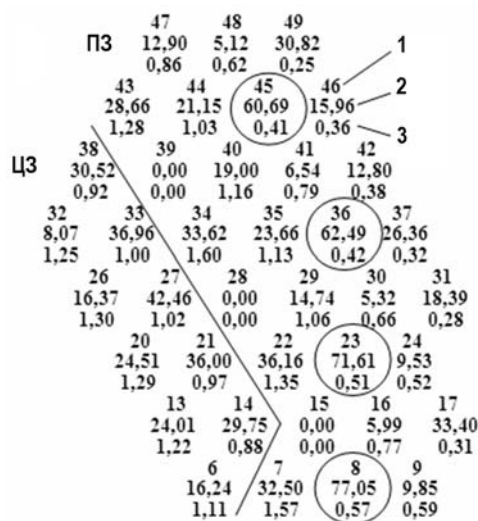
Основной проблемой становится обращение с МА, к которым прежде всего относятся изотопы Am<sup>241 – 243</sup> и Cm<sup>242 – 245</sup>, определяющие большую радиоактивность ОЯТ и РАО. Изотоп Np<sup>237</sup> не отделяется от топлива, а кюрий из-за высокого энерговыделения в нем лучше выделить и отправить на длительное хранение, в результате которого его изотопы превратятся в плутоний.

На рисунке 4 приведено поперечное сечение ТВС с младшими актинидами.

В реакторе ВВЭР-СКД можно достичь более глубокого выгорания МА, если разместить ТВС с МА в периферийной зоне и оставлять их так на две кампании по выгоранию [18]. За 10 лет работы в реакторе ВВЭР-СКД накапливается ~ 1400 кг МА (из них 97 % Am и 3 % Cm) при стационарном режиме перегрузок при кампании пять лет для рабочих ТВС и 10 лет для ТВС с МА.



На рисунке 5 приведены в угле симметрии  $60^\circ$  результаты расчетов энерговыработки  $E$  МВт·сут/кг т.а. и неравномерности энерговыделения ( $K_q$ ) по ТВС, из которых четыре ТВС в ПЗ (№ 8, 23, 36, 45) с МА на конец кампании после десяти лет работы при стационарном режиме перегрузок. ТВС № 15, 28, 39 имитируют в расчетах наличие разделительной выгородки и соответствуют ее объему и составу.



Из расчетов ТВС по программе MCNP получено, что максимальная за кампанию не-

равномерность энерговыделения по твэлам не превышает 1,3.

Использование в реакторе ВВЭР-СКД твэлов с МА (в указанных количествах) позволяет сэкономить около 40 кг плутония в год, при этом не будет существенных изменений в неравномерности распределения энерговыделения по ТВС в активной зоне.

## ЗАКЛЮЧЕНИЕ

Анализ зарубежных исследований по ВВЭР СКД свидетельствует об их системности, согласованности, соучастии во многих проектах и, что особенно важно, о заблаговременной подготовке кадров. Зарубежные институты проводят совместно с МАГАТЭ специальные курсы по конструкции и технологии SCWR. Создание демонстрационных установок планируется в 2022 г., а коммерческих – в 2030 г., и они будут замещать существующие водоохлаждаемые реакторы поколения 3 и 3+.

Несмотря на то, что Россия присоединилась к работам, проводимым по реакторам с СКД в рамках МФП-4, еще не подписано ни одно проектное соглашение об участии в конкретных международных проектах, и мы не можем пользоваться достигнутыми в них результатами.

Как было показано, в ЗТЦ при использовании только реакторов БН и БРЕСТ возникает много технических и экономических трудностей, решаются не все проблемы с ЗТЦ, и реактор ВВЭР-СКД мог бы во многом способствовать их решению. Внедрение этих реакторов помогло бы улучшить экономику, осуществлять глубокое выжигание МА, при этом существенно сокращать объемы ядерно опасных работ, использовать нарабатываемые в процессе переработки ОЯТ (U+Pu).

Накопленные за последние 10 лет знания позволяют уточнить разработанную ранее концепцию, наметить план первоочередных исследований, составить техническое задание и приступить к проектированию экспериментального реактора небольшой мощности ~ 30 МВт. Разработку такого реактора с универсальными схемами охлаждения и спектрами нейтронов можно вести при международном сотрудничестве.

## Литература

1. A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems, 2002, 91 pp. Доступно на сайте <http://www.gen-4.org/PDFs/GenIVRoadmap.pdf>
2. Кириллов П.Л., Поро И. Поколение IV ядерных реакторов как основа для мирового производства электричества в будущем // Атомная техника за рубежом. – 2014. – № 2 – С. 3-12.
3. Assessment of nuclear energy systems based of a closed nuclear fuel cycle with fast reactors/ A report IAEA – January 2010. – Vienna – TECDOC-1639.
4. Новая программа Росатома // Периодическое издание – Страна «Росатом» – 19.03.2012 г.
5. «Росатом» создает реакторы, работающие на отработанном топливе // Периодическое издание – Атомная стратегия – 06.08.2012.
6. Гончар Н.И., Панкратов Д.В. Определение характеристик выхода полония из ЖМТ в газовую фазу по экспериментальным данным ГНЦ РФ-ФЭИ / Доклад на конференции «Теплофизика-2013». – Обнинск, 2013.
7. Крюков Ф.Н., Никитин О.Н. и др. Состояние нитридного топлива после облучения в быстрых реакторах // Атомная энергия. – 2012. – Т. 112. – Вып. 6. – С. 336-341.
8. Лопаткин А.В., Орлов В.В. и др. Топливный цикл реакторов «Брест» // Атомная энергия – 2000. – Т. 89. – Вып. 4. – С. 308-314.
9. Проектирование быстрого реактора со свинцовым теплоносителем (LFR): безопасность, нейтронная физика, теплогидравлика, механика конструкций, топливо, активная зона и конструкция установки // Новости атомной науки и техники. – 08.10.2011. – № 225-228. – Обнинск.
10. Сафутин В., Завидский М., Кирсанов А. Национальная индустрия услуг по обращению

с ОЯТ//Ядерное общество. – 2000. – № 5-6. – С. 57-62.

11. *Oka Y., Koshizuka S.* Design Concept of Once-Through Cycle Supercritical-Pressure Light Water Cooled Reactors/Proceedings of the First International Symposium on Supercritical Water-Cooled Reactors. – 6-9 Nov. 2000. – Tokyo, Japan.

12. *Yetisir M., Gaudet M., Rhodes D.* Development and Integration of Canadian SCWR Concept with Counter-Flow Fuel Assembly / ISSWCR-6. – 03-07 March 2013 – Shenzhen, China – Paper 13059.

13. *Tian X., Tian W., Zhu D., Qiu S., Su G.* A stability analysis of supercritical water-cooled reactor CSR-1000/ISSWCR-6. – 03-07 March 2013. – Shenzhen, China. – Paper 13044.

14. *Zhang Peng, Wang Kan, Yu Ganglin* Utilization of Different Fuel in Supercritical Fast Reactor/ISSWCR-6. – 03-07 March 2013. – Shenzhen, China. – Paper 13083.

15. *Глебов А.П., Клушин А.В.* Реактор с быстрорезонансным спектром нейтронов, охлаждаемый водой сверхкритического давления при двухходовой схеме движения теплоносителя // Атомная энергия – 2006. – Т. 100. – Вып. 5. – С. 349-355.

16. *Рыжов С.Б., Мохов В.А., Никитенко М.П.* Концепция одноконтурной РУ ВВЭР-СКД с корпусным реактором, охлаждаемым водой сверхкритического давления/Доклад на V Международном симпозиуме: ISSWCR-5. – 13-16 марта 2011. – Ванкувер, Канада.

17. *Alexander P. Glebov, Alexey V. Klushin, Yuriy D. Baranaev, Pavel L. Kirillov* Presearch of Features of U-Pu-Th Fuel Cycle and its use for Burning up of Minor Actinides in Supercritical Water-Cooled Reactor with Fast Neutron Spectrum/ICONE21. – 29 July-2 August 2013. – Chengdu, China. – Paper 16888.

18. *Баранаев Ю.Д., Глебов А.П., Клушин А.В.* Активная зона с быстрорезонансным спектром нейтронов со сверхкритическим давлением воды. Патент на изобретение № 2485612, 2013., RU 2 485 612 C1.

Поступила в редакцию 19.07.2014 г.

#### Авторы

Глебов Александр Платонович, ведущий научный сотрудник, канд. техн. наук

E-mail: glebov@ippe.ru

Клушин Алексей Валерьевич, научный сотрудник

Баранаев Юрий Дмитриевич, начальник лаборатории

E-mail: baranaev@ippe.ru

UDC 621.311.25:621.039.51

## PROSPECTS OF VVER-SKD IN A CLOSED FUEL CYCLE

Glebov A.P., Klushin A.V., Baranaev Yu.D.

State Scientific Center of Russian Federation – Institute for Physics and Power Engineering. 1, Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

#### ABSTRACT

IAEA supervised a research project (from early in 2005 till late in 2007) on innovative nuclear reactors and fuel cycles (International Project on Innovative Nuclear Reactors and Fuel Cycles – INPRO), 8 countries with developed atomic power taking part in it. The aim of the project was to evaluate a nuclear power system based on a closed fuel cycle (CFC) with fast reactors in terms of its evolution, specification of implementation stages and duration, providing a basis and a field for joint R&D work. The countries agreed to use the commercial system CNFC-FR (Commercial Nuclear Fuel Cycles-Fast Reactors) as a standard in evaluation. The system is ready for wide application in the upcoming 2-3 decades and is based on proven technologies such as sodium coolant, pelletized mixed oxide (MOX) fuel and advanced technology for aquatic processing.

Despite the common fundamentals of the CNFC-FR system, there are significant



differences between the nuclear power systems existing in the countries participating in the joint studies and between the strategies for their development, which is the reason for the differences in the implementation of closed fuel cycle. In some countries it is proposed that, besides sodium, gas and lead should be used. In addition to MOX fuel, consideration is given to a denser nitride and metal fuel, together with different U-Pu, U-Th fuel cycles.

Since 2000 many countries have been supporting development of G4 supercritical water-cooled thermal and fast neutron reactors (Supercritical Water-Cooled Reactors – SCWR). It is planned to have built demonstration reactors followed by commercial NPPs by 2025. Development of SCWR reactors will bring about changes in working out AE strategy as well as CFC process in some countries.

The report examines peculiarities of implementing closed fuel cycle in Russia, implementation stages and duration, associated problems and possible ways of dealing with them; it also proposes solutions for optimizing fuel cycle.

**Key words:** international forum «Generation IV», fast reactor, sodium, lead, supercritical water, MOX-fuel, closure of the fuel cycle, the spent nuclear fuel, burning minor actinides.

#### REFERENCES

1. A Technology Roadmap for Generation IV Nuclear Energy Systems. 2002, 91 p. Available at: <http://www.gen-4.org/PDFs/GenIVRoadmap.pdf>,
2. Kirillov P.L., Poro I. Generation IV nuclear reactors as the basis for the global electricity production in the future. *Nuclear energy technology abroad*. 2014, no.2, pp. 3-12 (in Russian).
3. Assessment of nuclear energy systems based of a closed nuclear fuel cycle with fast reactors. Report IAEA. January 2010, Vienna – TECDOC-1639.
4. The new program Rosatom. Periodical *Strana «Rosatom»* 19.03.2012 (in Russian).
5. «Rosatom» creates reactors running on spent fuel. Periodical *Nuclear strategy* 06.08.2012 (in Russian).
6. Gonchar N.I., Pankratov D.V. Characterization of LMC output polonium into the gas phase from the experimental data SSC RF-IPPE/Report on the conference: «Thermophysics-2013». – Obninsk, 2013 (in Russian).
7. Krjukov F.N., Nikitin O.N., Kuzmin S.V., Belyaeva A.V., Malceva E.B., Gilshutdinov I.F., Grin P.I. Condition nitride fuel after irradiation in fast reactors. *Atomnaja Energija*. 2012, v. 112, iss. 6, pp. 336-341.
8. Lopatkin A.V., Orlov V.V., Sili-Novitskii A.G., Filin A.M., Bibilishvili Yu.K., Rogozin B.D., Leontev B.F. Fuel cycles reactors BREST. *Atomnaja Energija*. 2000, v. 89, iss. 4, pp. 308–314.
9. Designing fast lead-cooled reactor (LFR): safety, neutron physics, thermal hydraulics, mechanical designs, fuel, reactor core design and installation. *Novosti atomnoj nauki i tehniki*. 08.10.2011, no. 225-228. Obninsk, IPPE Publ. (in Russian).
10. Safutin V., Zavidskii M., Kirsanov A. National service industry SNF. *Jadernoe obshchestvo*. 2000, no. 5-6, pp. 57-62 (in Russian).
11. Oka Y., Koshizuka S. Design Concept of Once-Through Cycle Supercritical-Pressure Light Water Cooled Reactors/Proceedings of the First International Symposium on Supercritical Water-Cooled Reactors. – 6-9 Nov. 2000. – Tokyo, Japan.
12. Yetisir M., Gaudet M., Rhodes D. Development and Integration of Canadian SCWR Concept with Counter-Flow Fuel Assembly/ISSWCR-6. – 03-07 March 2013 – Shenzhen, China – Paper 13059.
13. Tian X., Tian W., Zhu D., Qiu S., Su G. A stability analysis of supercritical water-cooled reactor CSR-1000/ISSWCR-6. – 03-07 March 2013. – Shenzhen, China. – Paper 13044.
14. Zhang Peng, Wang Kan, Yu Ganglin Utilization of Different Fuel in Supercritical Fast Reactor/ISSWCR-6. – 03-07 March 2013. – Shenzhen, China. – Paper 13083.
15. Glebov A.P., Klushin A.V. Reactor with fast resonance spectrum cooled by water at

supercritical pressure and two-pass coolant flow scheme. *Atomnaja Energija*. 2006, v. 100, iss. 5, pp. 349–355.

16. Ryjov S.B., Mokhov V.A., Nikitenko M.P. The concept of single-VVER-SKD with body reactor cooled by supercritical water/Report on the 5th International Symposium: ISSCWR-5. – 13-16 march 2011. – Vancouver, Canada.

17. Glebov A.P., Klushin A.V., Baranaev Yu.D., Kirillov P.L. Presearch of Features of U-Pu-Th Fuel Cycle and its use for Burning up of Minor Actinides in Supercritical Water-Cooled Reactor with Fast Neutron Spectrum/ICONE21. – 29 July-2 August 2013. – Chengdu, China. – P. 16888.

18. Baranaev Yu.D., Glebov A.P., Klushin A.V. Reactor core with fast-resonance neutron spectrum with supercritical water pressure. Patent for an invention № 2485612, 2013, RU 2 485 612 C1 (in Russian).

#### Authors

Glebov Aleksandr Platotonovich, Leading Researcher, Cand. Sci. (Engineering),

E-mail: glebov@ippe.ru

Klushin Aleksej Valer'evich, Senior Researcher

Baranaev Yuriy Dmitrievich, Head of Laboratory

E-mail: baranaev@ippe.ru