

## ВОДООХЛАЖДАЕМЫЕ АЭС ЧЕТВЕРТОГО ПОКОЛЕНИЯ ВВЭР-СКД. РЕАЛЬНЫЕ ПЕРСПЕКТИВЫ И ПРОГРАММА ИССЛЕДОВАНИЙ

**П.Л. Кириллов, Г.П. Богословская**

*АО «ГНЦ РФ-ФЭИ им. Лейпунского»*

*249033, г. Обнинск, Калужской обл., пл. Бондаренко, 1*



Современные условия позволяют получить сведения, которые при открытом обсуждении в широком кругу специалистов научного сообщества могут наметить или даже определить целесообразность того или иного направления настоящих и будущих исследований. О темах или направлениях, которые в наибольшей степени привлекают исследователей разных стран, можно узнать на сайте <http://www.sciencedirect.com>.

Международный форум «Поколение IV» (GIF-IV), созданный в январе 2000 г., поставил цель усовершенствовать ядерные технологии нового поколения в обеспечении стабильности, безопасности и надежности; экономической конкурентоспособности; нераспространения и физической защиты.

Задачей работы является подготовка обсуждения одного из направлений развития АЭС четвертого поколения, имеющего уже большой задел в тепловой энергетике разных стран. Количество ежегодных публикаций по этой теме является наибольшим среди других подобных тем, посвященных четвертому поколению АЭС.

Опираясь на опыт эксплуатации ЯЭУ с водой как теплоносителем, следует полагать, что тенденция строительства водоохлаждаемых АЭС сохранится в ближайшие 30 – 50 лет. Задачей развития других типов реакторов на данном этапе будет пока только демонстрация их возможностей и применимости для будущей энергетике и общества.

Расчет и проектирование такого реактора (подобно БР-10) позволит не только подготовить кадры для будущего развития этой технологии, но и выяснить наиболее трудные позиции, требующие опытных подтверждений на отдельных установках, а также сформулировать план первоочередных экспериментальных исследований.

Накопленные за последние 10 лет в мире знания позволяют уточнить разработанную ранее концепцию; составить план конкретных первоочередных исследований; разработать техническое задание на проектирование экспериментального реактора небольшой мощности ВВЭР СКД-30 (мощностью 30 МВт тепл.).

Отсутствие в России в течение длительного времени утвержденной программы с соответствующим финансированием и сохранение такого состояния в течение еще двух – трех лет приведет к тому, что Россия безнадежно отстанет в освоении технологии SCWR.

**Ключевые слова:** программа GIF-IV, реактор с водой сверхкритических параметров (SCWR), перспективы развития атомной энергетики, преимущества концепции ВВЭР-СКД, проблемы разработки ВВЭР-СКД, предложения по сотрудничеству, количество публикаций.

## **ВВЕДЕНИЕ**

Более 25-ти лет ведется разработка АЭС с эволюционными реакторами с повышенным КПД, высокой мощностью, улучшенной технологией топлива и сроком эксплуатации 50 – 60 лет (поколение 3+) [1]. К ним относятся проекты ВВЭР-1200, ABWR, APWR, AP-1000, EPR (European Pressure Reactor), отличающиеся повышенным уровнем безопасности и усовершенствованной конструкцией защитной оболочки. (Заметим, что в проекте EPR обнаружилось много неувязок и его реализация затягивается.)

Американский проект AP-1000, выполненный с учетом новых требований и прошедший лицензирование, убедительно демонстрирует преимущества этих реакторов. Стандартный проект состоит из 50-ти крупных и 250-ти малых модулей, которые изготавливаются и собираются параллельно, независимо друг от друга на заводах. Общий график строительства сокращается до 60 месяцев. Проект обеспечивает низкие затраты на строительство, эксплуатацию и управление и гарантирует хорошие экономические показатели.

Авария в Чернобыле заставила конструировать реакторы с лучшими характеристиками безопасности – четыре уровня защиты, двойная защитная оболочка здания корпуса реактора, пассивная ловушка топлива на случай расплавления активной зоны обеспечивают их высокий уровень.

## **ПРОГРАММА МФП-4 (GIF-IV)**

Программа GIF-IV создана в январе 2000 г. по инициативе Министерства энергетики США – МФП-4 или GIF-IV (Generation-IV International Forum) [2, 3]. Сформулированы четыре главные проблемы, требующие решения в ходе ее реализации: конкурентоспособность, безопасность, ядерные отходы, обеспечение нераспространения оружейных материалов.

Вопрос о количестве доступного урана возник сразу же после начала строительства АЭС. В 50 – 60-е годы прошлого века считалось, что развитие ядерной энергетики будет ограничиваться наличием урана. Известно, что урана на Земле достаточно много, он есть даже в морской воде, но стоимость его извлечения из воды такова, что этот процесс оказывается нерентабельным. Поэтому оценку запасов надо связывать со стоимостью его добычи. Позже были приняты две градации: достоверные запасы со стоимостью < 80 \$/кг и предполагаемые – 80 – 130 \$/кг. Основные запасы урана (64%) сосредоточены в четырех странах: Австралия – 31%, Казахстан – 12%, Канада – 9%, Россия – 9%. По оценкам (2015 – 2016 гг.) мировые запасы урана составляют 6 – 7 млн.т. Эти запасы в переводе на нефть равносильны 363 млрд. тонн нефти. Если эти данные справедливы, то такое количество урана может обеспечить развитие ядерной энергетики (например, на 500 блоков АЭС при годовом потреблении урана около 100 тыс. т) без быстрых реакторов всего лишь на ближайшие 60 лет [4].

Программа МФП-4 предусматривает развитие шести новых типов реакторов следующего поколения (табл. 1). Предполагалось, что будет отработан замкнутый топливный цикл, т.е. будет использоваться ядерное топливо после его переработки. Вероятно, в ближайшие годы применение этой сложной и опасной технологии будет ограничено до окончательной промышленной отработки.

Таблица 1

**Характеристики реакторов четвертого поколения МФП-4**

Реактор	Теплоноситель	Температура, °С	Давление, МПа	Топливо	Мощность, МВт эл.	Накопленный опыт эксплуатации, лет
<b>GFR</b> Gas-Cooled Fast Reactor	Гелий	850	7 – 14 высокое	U <sup>238</sup>	1200	53
<b>LFR</b> Lead-Cooled Fast Reactor	Свинец	480 – 800	~2 низкое	U <sup>238</sup> UN	20 – 180 300 – 1200 600 – 1000	Нет
<b>MSR</b> Molten Salt Fast Reactor	Расплав фторидов солей	700 – 800	~2 низкое	UF	1000	1,5
<b>SFR</b> Sodium-Cooled Fast Reactor	Натрий	550	~2 низкое	U <sup>238</sup> и MOX	300 – 1500 1000 – 2000	360
<b>SCWR</b> Supercritical Water-Cooled Reactor	Вода	510-625	25 высокое	UO <sub>2</sub>	300 – 700 1000 – 1500	ВВЭР, PWR, BWR ~400, блоков ~16000, 400 бл. ТЭС СКД и ССКД ~20000
<b>VHTR</b> Very High Temperature Reactor	Гелий	650-1000	7 высокое	U <sup>238</sup>	300 – 1200	10

Программа МФП-4 настроена на развитие быстрых реакторов с возможностью реализации замкнутого топливного цикла и нацелена на организацию в ближайшие годы научно-технического задела и последующую реализацию проектов во второй половине, а скорее всего в конце настоящего столетия. Повторное использование топлива рассматривают как фактор сохранения энергетических ресурсов для будущего. Однако использование переработанного топлива может оказаться экономически невыгодным при низкой цене урана. Имеется достаточно широкое согласие относительно методов переработки отработанного ядерного топлива (ОЯТ), но некоторые крупные страны сегодня придерживаются варианта незамкнутого ядерного топливного цикла, предпочитая, пока есть достаточное количество запасов урана, не тратить средства на отработку технологий переработки, а отправлять ОЯТ в хранилища. Серьезные экономические оценки этих двух разных путей еще не сделаны, а необходимость их в ближайшие 20 лет вполне очевидна.

Все шесть видов реакторов, разрабатываемых в рамках программы МФП-4, как раз и являются реакторами на быстрых нейтронах, способных к воспроизводству ядерного топлива. Десять членов этой программы - Евратом, Канада, Китай, Россия, США, Франция, Швейцария, ЮАР, Южная Корея, Япония подписали рамочное соглашение на правительственном уровне. Данные страны, владеющие примерно 90% АЭС в мире, определяют основные моменты развития атомной энергетики в будущем. В отчетах 2014 – 2017 гг. по программе отмечается, что затраты по всем шести направлениям в сумме составили уже миллионы долларов.

В программе GIV есть два направления, к которым привлекается наибольшее внимание, и их пытаются развивать большими силами.

1. Быстрый реактор с охлаждением натрием (SFR) [5], позволяющий сократить потребности в уране, достичь коэффициента воспроизводства топлива около единицы, есть в программах нескольких стран – России, Китая, Франции, Индии, Японии. В России успешно работает БН-600, в 2017 г. запущен БН-800, разрабатывается БН-1200. Во Франции закрыты два реактора (Phoenix и SuperPhoenix), но разрабатывается реактор ASTRID мощностью 600 МВт.эл. Решение о его постройке должно было быть принято в 2017 г., но пока его нет. Строится реактор PFBR в Индии, пуск которого был намечен еще на 2012 г. В Китае сооружен экспериментальный реактор CEFR, проектируются демонстрационные реакторы CDFR-600 и 1000 и коммерческий CDFBR-1200 с металлическим топливом. Программа опирается на освоенный в мире опыт эксплуатации подобных реакторов – более 300 реакторо-лет.

Затраты на программу быстрых реакторов в мире только за 40 лет (1950 – 1990 гг.) оценивались более 50 млрд. \$, но широкого развития этой программы с 1990-х гг. до сих пор они не получили.

2. Реактор с водой сверхкритических параметров (SCWR) [6 – 8] с тепловым или жестким промежуточным спектром нейтронов, охлаждением при давлении 25 МПа и температурой пара на выходе 500 – 540°C. Переход на сверхкритическое давление позволяет объединить конструкции реактора с водой под давлением (PWR) и кипящего реактора (BWR) в единую концепцию. Она активно исследуется в Канаде, Китае, Европе, Японии. Основные причины – возможность получения более высокого КПД (44% и более), улучшенные экономические характеристики, решаемость проблем безопасности. Разработки подобного типа реактора ведутся в 15-ти странах. В Китае завершены базовые технологические исследования по реактору четвертого поколения, который планируется к запуску в 2022 г. Главным в этом направлении является то, что концепция опирается на солидный мировой опыт эксплуатации реакторов, охлаждаемых водой докритического давления. Такие АЭС составляют примерно 96% парка реакторов в мире и имеют наработку более 14500 реакторо-лет. Транспортные энергоблоки с реакторами, охлаждаемыми водой, – корабли, подводные лодки (около 450 единиц имеют опыт эксплуатации примерно 6000 реакторо-лет). Имеется весьма значительный опыт тепловой энергетики, использующей тепловые станции (ТЭС) уже на сверхкритическом давлении (около 400 блоков в мире с наработкой более 16000 блоко-лет) [10]. В сумме это получается около 36000 лет – наибольший опыт эксплуатации подобных энергетических установок на высоких давлениях.

Большинство предложений связано с использованием прямого цикла (пар из реактора идет в турбину, как в реакторах на кипящей воде).

## ПЕРСПЕКТИВЫ РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

### Основные типы промышленных реакторов (май-июнь 2017 г.) [9]

Тепловые реакторы:

81% – PWR, BWR, ВВЭР (H<sub>2</sub>O);

11% – CANDU (D<sub>2</sub>O, H<sub>2</sub>O);

4% – РБМК (графит, H<sub>2</sub>O);

3% – Газ (графит, CO<sub>2</sub>).

Быстрые реакторы:

< 1% – БН-600, БН-800 (натрий).

.....  
Из 100% реакторов 96% охлаждаются водой.

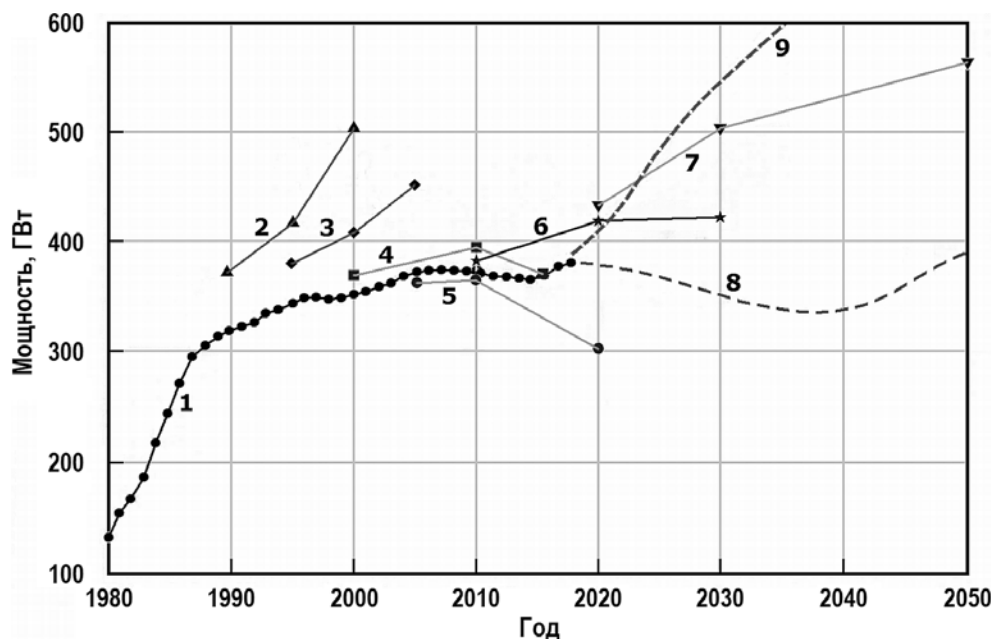


Рис. 1. Прогнозы и реальные темпы развития атомной энергетики. 1 – реальная мощность; прогнозы МАГАТЭ разных лет: 2 – 1985; 3 – 1990; 4 – 1995; 5 – 2000; 6 – 2005; 7 – 2010; 8 – 2017, 9 – 2018 (прогноз WNA на 2050 г. – 1000 ГВт).

Таблица 2

**Перечень журналов, опубликовавших работы по СКД за 2007 – 2017 гг.**

№ п/п	Названия журналов	Количество публикаций в 2007 – 2017 гг.
1	Nuclear Engineering and Design	175
2	Nuclear Engineering and Radiation Science	36
3	Journal of Supercritical Fluids	35
4	Transaction of ASME; Journal of Heat Transfer	26
5	Applied Thermal Engineering	15
6	International Journal Heat and Mass Transfer	11
7	Nuclear Technology (ANS)	10
8	Experimental Thermal and Fluid Science	9
9	Energy Conversion and Management	7
10	Materials Today	4
11	International Journal Heat and Fluid Flow	3
12	International Journal of Multiphase Flow	1
13	International Seminar of Supercritical Water Reactors ISSCWR № 3, 4, 5, 6, 7, 8 (2007 – 2017)	~ 600
14	Теплоэнергетика	10
15	Атомная энергия	8
16	Известия вузов. Ядерная энергетика	3
17	Обзор МАГАТЭ IAEA – TECDOC – 1746, 2014	504
<b>Общее количество публикаций</b>		<b>~ 1200</b>

На рисунке 1 отражены прогнозы и реальные темпы развития атомной энергетики по оценкам экспертов МАГАТЕ в разные годы (1985 – 2017 гг.).

В последние 15 лет произошла стабилизация количества блоков ядерных реакторов в мире (450 находятся в эксплуатации, 60 – 70 – строятся). Выработавшие свой срок реакторы выводятся из эксплуатации. Расход урана стабилизируется на уровне 60 – 70 тыс.т/год; количество уже накопленного и производимого сейчас превышает потребности. Цена на уран за три года упала почти вдвое (со 103 в 2015 г. до 56 \$/кг в 2017 г.).

При существующих условиях и прогнозах (2017 г.) разведанных запасов урана будет вполне достаточно на предстоящие 100 лет.

Предугадать за пределами 15 – 20-ти лет точно дальнейшее развитие атомной энергетики и его темпы невозможно. В современных условиях нет прироста производства электроэнергии, а в экономике происходит переход на более экономичные технологии. Они, как и прежде, будут определяться потребностями общества, экономикой и политикой каждой страны. Но два пути (быстрые реакторы на натрии – SFR и на воде с жестким спектром – SCWR) в связи с освоенностью ряда их технологий в атомной и тепловой энергетике, а также совместно с уже существующими и усовершенствованными системами представляются на ближайшие 30 – 50 лет реальными для дальнейшего развития атомной энергетики в мире в ближайшие годы.

В таблице 2 отдельно представлен перечень публикаций за последние десять лет по различным направлениям исследований применительно к реакторам с водой сверхкритических параметров (SCWR). Научный анализ этих работ еще предстоит сделать.

В список публикаций по данной тематике не включены доклады на следующих конференциях и семинарах за 2007 – 2017 гг.:

- |   |          |
|---|----------|
| – International Heat Transfer Conference  | (IHTC)   |
| – International Conference on Nuclear Engineering                                 | (ICONE)  |
| – International Topical Meeting on Nuclear Thermohydraulics                       | (NUTHOS) |
| – International Topical Meeting on Nuclear Reactor Thermohydraulic                | (NURETH) |
| – International Conference on Global Environment and Advance Nuclear Power Plants | (GENES)  |
| – International Congress on Advances on Nuclear Power Plants                      | (ICAPP)  |
| – Global Nuclear Future   | (GLOBAL) |
| А также труды семинаров   |          |
| – GIF / SCWR Intern. Exchange Meetings 2012 и 2016 гг.                            | (IEM)    |
| – INPRO Forum IAEA, 2016 г.   | (IF)     |

### **НАУЧНО-ТЕХНИЧЕСКИЕ ПРОБЛЕМЫ, ТРЕБУЮЩИЕ РЕШЕНИЯ ПРИ РАЗРАБОТКЕ ВВЭР СКД**

Рассмотрим перечень проблем, требующихся для обоснования концепции ВВЭР СКД (сверхкритическое давление) и начала проектирования экспериментального реактора с тепловой мощностью 30 МВт, который достаточно стандартен и очевиден, как и при разработке реактора любого типа [11 – 14].

**Физика активной зоны.** Основные задачи:

- определение приемлемых значений коэффициента воспроизводства топлива (КВ) и выгорания;
- обеспечение отрицательных коэффициентов реактивности в различных режимах работы реактора;
- обеспечение самозащищенности реактора.

**Материалы** (конструкция, топливо, оболочки твэлов).

- Конструкционные материалы корпуса (стали 12X18H12T, 08X18H12T) уже ис-

пытаны в потоке быстрых нейтронов при разработке и эксплуатации реакторов БР-10, БОР-60, БН-600, 800. Необходимо провести анализ возможных изменений этих материалов в другом спектре нейтронов.

– Выбранное топливо – диоксид урана  $UO_2$  широко используется в реакторах разного типа, и какие-либо проблемы в случае его использования в ВВЭР СКД-30 пока не просматриваются.

– Материалы оболочек твэлов ВВЭР СКД-30 предстоит выбрать на основании опыта эксплуатации оболочек твэлов БН-60, 350, 600. Вероятно, это будут хромоникелевые сплавы (17Cr, 13Ni, 2Mo), для которых требуется провести оценку их набухания при соответствующих интенсивностях облучения (сна).

#### Теплогидравлика

– Главная особенность теплогидравлических процессов – значительное изменение плотности и теплоемкости воды при сверхкритических параметрах (СКП)  $T_k = 374,096^\circ C$ ,  $P_k = 22,064$  МПа,  $\rho_k = 322$  кг/м<sup>3</sup>.

– При  $P < P_k$  и  $P > P_k$  характер зависимостей коэффициентов теплоотдачи и гидравлического сопротивления хорошо исследован применительно к каналам простой формы (круглые трубы, кольцевые каналы).

Предстоит исследовать теплогидравлику пучков стержней в области околокритических и сверхкритических параметров.

При околокритических параметрах эти характеристики измерить трудно. В настоящее время погрешность в расчетах коэффициентов теплоотдачи для каналов простой формы (круглая труба, плоская щель) составляет  $\pm (15 - 20\%)$ .

Для начального этапа разработок такой точности достаточно, но необходимо проведение дополнительных новых экспериментов на воде и модельных средах (фреоны) в каналах простой и сложных форм, в первую очередь, исследование на пучках стержней с тесной упаковкой (например, с шагом 1,1 – 1,15).

Следует оценить возможность появления и области опасности режима ухудшенного теплообмена и испытать методы его ликвидации (например, закрутка потока дистанционирующими решетками, как в ВВЭР).

Плотности тепловыделения (кВт/л) и характерные линейные нагрузки в ВВЭР СКД и ВВЭР практически одинаковы (табл. 3).

Таблица 3

#### Сравнительные параметры ВВЭР и ВВЭР СКД

Тепловыделение	ВВЭР	ВВЭР СКД
$q_v$ , кВт/л	110	~ 110
$\bar{q}_l$ , Вт/см	160 – 178	160
$(q)_{max}$ , Вт/см	448	~ 300

Необходимо провести эксперименты по исследованию теплообмена в тесных пучках стержней (с шагом 1,1 – 1,15) для создания более совершенных методик расчетов.

Предстоит исследовать процессы перемешивания струй «холодной» ( $T < T_k$ ) и «горячей воды» ( $T > T_k$ ) для выявления неустойчивых режимов, если они возникнут.

#### Химия воды или водно-химический режим (ВХР)

Особенности ВХР при СКД в котлах на ТЭС хорошо отработаны. Специфика применения воды околокритических параметров в ядерных реакторах связана с воздействием радиационного излучения и возникающего радиолиза воды, что имеет место в реакторах типа ВВЭР, ВWR, РМБК.

Предстоит оценить и экспериментально исследовать это явление в другом спектре нейтронов, включая массоперенос продуктов коррозии и радионуклидов.

**Исследования коррозии материалов**, намеченных к применению в ВВЭР СКД, должны быть выполнены как в статических условиях, так и в потоках воды в поле реакторного излучения, т.е. непосредственно в реакторных петлях.

**Проблемы создания систем безопасности** реактора ВВЭР СКД аналогичны тем, что решаются при разработке ВВЭР (активные и пассивные системы).

Особенностью экспериментального реактора ВВЭР СКД-30 может быть необходимость организации естественной циркуляции в контуре реактора с помощью специальных устройств или отдельных каналов для отвода тепла.

**Проверка научно-технических решений по конструкции** ВВЭР СКД должна быть проведена на моделях или конструкция испытана в натуральную величину.

**Разработка и верификация программных средств**, включая коды улучшенной оценки, для связанных расчетов нейтронно-физических и теплогидравлических характеристик ВВЭР СКД, которые будут учитывать сложный характер изменения свойств теплоносителя в пределах рабочих температур ( $t_{\text{вх}} = 350^\circ\text{C}$ ,  $t_{\text{вых}} = 550^\circ\text{C}$ ).

### **ПРЕДЛОЖЕНИЯ ПО СОТРУДНИЧЕСТВУ ПО ТЕМАТИКЕ СКД В РАМКАХ МЕЖДУНАРОДНОЙ ПРОГРАММЫ GENERATION-IV**

#### **• АО ОКБ «ГИДРОПРЕСС»**

##### Группа «Materials and Chemistry»

- Материаловедческие исследования экспериментальных ТВС ППК-Ц (I и II блоки Белоярской АЭС).
- Предоставление результатов ранее выполненных материаловедческих НИР.

##### Группа «Thermal-Hydraulics and Safety»

- Исследование теплоотдачи в пучке имитаторов твэлов.
- Исследование деформации оболочек твэлов в переходных процессах.

##### Группа «System Integration and Assessment»

- Конструкторские проработки экспериментального и демонстрационного реакторов.

##### Группа «Fuel and Fuel Cycle Options»

- Проработка твэла с дисперсионным топливом (технология НПО «Луч»).

##### Группа «Fast Core Option»

- Кросс-верификация программных средств, расчетные исследования.

#### **• АО «ГНЦ РФ-ФЭИ»**

- Физические и теплофизические расчеты.
- Подготовка физических экспериментов на стенде БФС.
- Модернизация стенда для исследования гидродинамических неустойчивостей при СКД.
- Подготовка к экспериментам на воде СКД в пучке.
- Сооружение петли СКП на реакторе СМ-3.
- Материаловедческие эксперименты (подлежит уточнению после выполнения работ по проработке стендов и петли СКП).
- Проект экспериментального реактора.

#### **• НИЦ «Курчатовский институт»**

##### Группа «Materials and Chemistry»

- Аналитический обзор по опыту эксплуатации сталей и сплавов в органической энергетике в котлах СКД, водно-химическому режиму и водоочистке в паросиловом контуре.

Группа «Thermal-Hydraulics and Safety»

– Выбор бенчмарк-экспериментов по теплообмену в трубе с водяным СКД-теплоносителем и проведение кросс-верификации расчетных средств.

Группа «System Integration and Assessment»

– Разработка концепции многоцелевого исследовательского реактора малой мощности.

Группа «Fuel and Fuel Cycle Options»

– Проведение оценки технологических возможностей изготовления разного вида конструкционных материалов для оболочек твэлов (ВНИИНМ, НПО «Луч»);  
– Разработка бенчмарка и проведение кросс-верификации программных средств для задачи выгорания топлива и изменения запаса реактивности для активной зоны с водяным СКД-теплоносителем.

Группа «Fast Core Option»

– Разработка бенчмарка для проведения кросс-верификации программных средств по расчету нейтронно-физических характеристик активных зон с быстрым и переменным спектром нейтронов.

## **ВЫВОДЫ**

Проект водоохлаждаемого ядерного реактора на сверхкритических параметрах ВВЭР СКД (Поколение IV) или SCWR по международной классификации основан на  
– накопленном опыте эксплуатации ВВЭР, PWR, BWR (более 14000 реакторо-лет);  
– многолетнем мировом опыте эксплуатации тепловых электростанций (более 400 блоков, 20000 блоко-лет), в которых используется водяной пар сверхкритических параметров (25 МПа, 540°C) и суперсверхкритических (35 – 37 МПа, 620 – 700°C). В России работает ~ 140 энергоблоков сверхкритического давления (СКД).

**Преимущества концепции ВВЭР СКД** хорошо известны [11, 12].

1. Жесткий (быстрорезонансный) спектр нейтронов, позволяющий достичь высокого коэффициента воспроизводства топлива (около 1), обеспечить использование  $^{238}\text{U}$ , выжигание радиоактивных отходов.

2. Увеличение коэффициента полезного действия цикла до 44 – 45% вместо существующих на АЭС 33 – 34% (на современных ТЭС КПД приближается к 50 – 53%).

3. Уменьшение расхода теплоносителя через активную зону, связанное с возможностью увеличения подогрева теплоносителя в активной зоне от 280 до 540°C, т.е. на 270°C по сравнению с подогревом в ВВЭР – 30 – 35°C. Уменьшение расхода снижает затраты энергии на прокачку теплоносителя, уменьшает количество петель (до двух), сокращает проходные сечения трубопроводов (в 2,5 – 3 раза), размеры запорно-регулирующей аппаратуры, мощности и главных циркуляционных насосов.

4. Исключается проблема водородной безопасности при использовании оболочек твэлов из никелевых сплавов или нержавеющей стали, снимается необходимость в соответствующих компонентах этой системы (датчики водорода, рекомбинаторы и пр.)

5. Прямоточная схема АЭС сокращает количество оборудования, позволяет отказаться от парогенераторов – оборудования второго контура, компенсаторов давления, насосов второго контура, сепараторов.

6. Уменьшается металлоемкость РУ почти в два раза по сравнению с существующими ВВЭР, сокращаются объем и сроки строительных работ.

7. Уменьшается объем защитной оболочки, что также снижает капитальные затраты и сроки строительства

В истекшие 1964 – 1990 гг. и позже к этой задаче приступали Курчатовский институт, ОКБ «ГИДРОПРЕСС», ОКБМ, НИКИЭТ. Однако эти разработки не получили в то время должного развития. После I Международного семинара в Японии в 2000 г. в ГНЦ РФ-ФЭИ были начаты расчетные работы по физике и теплогидравлике. Результаты неоднократно обсуждались на многих межведомственных и международных семинарах и конференциях.

Сейчас разработки по данной тематике ведутся более чем в 15-ти странах (Япония, Корея, Канада, Европейское сообщество, Китай и др.). Подготовлен проект Международной программы основных направлений НИОКР в этой области, который обсужден на заседании рабочей группы МАГАТЭ.

В 2011 г. Россия вступила в Международное сотрудничество, включая участие в программе Международный форум «Поколение IV» (GIF-IV). Но до настоящего времени работы проводятся только в ОКБ «ГИДРОПРЕСС», ГНЦ РФ-ФЭИ и НИЦ «Курчатовский институт» силами энтузиастов за счет внутренних резервов и небольших грантов РФФИ, МАГАТЭ и др.

ОКБ «ГИДРОПРЕСС», ГНЦ РФ-ФЭИ и НИЦ «Курчатовский институт» разработали в 2007 г. основы концепции [15]. К сожалению, в дальнейшем разработки прекратились.

Анализ же зарубежных исследований свидетельствует об их системности, согласованности и, что особенно важно, о заблаговременной **подготовке кадров**. Зарубежные институты – университет Мак Мастер, Гамильтон (Канада), Международный центр теоретической физики в Мирамаре, Триест (Италия) открывают совместно с МАГАТЭ специальные курсы по конструкции и технологии SCWR. Цель этих курсов – подготовка преподавателей разных стран для будущих специалистов именно по этому направлению атомной энергетики [16].

Для уже работающих специалистов проводятся международные симпозиумы, на которых обсуждаются практические вопросы по концепции SCWR и достижения отдельных коллективов в областях [17 – 24]

- реакторной физики;
- материалов, химии воды и коррозии;
- теплогидравлики;
- безопасности;
- тепловых схем АЭС с реакторами ВВЭР СКД, проблемных вопросов и методов их решения.

В марте 2013 г. в г. Шеньжен (Китай) состоялся VI Международный симпозиум по SCWR (ISSCWR-6), VII в Хельсинки в марте 2015 г., в мае 2017 г. в Ченджду (Китай) – VIII. Симпозиум (ISSCWR-9) будет проходить в марте 2019 г. в Ванкувере (Канада).

Согласно сведениям от руководителя отдела международного сотрудничества Института ядерной энергетики Китая (NPIC, г. Ченгду), Министерство технологии и науки Китая выделило средства на проект SCWR. В ближайшее время в Китае предполагается организация систематической работы над этим проектом с ежегодным финансированием. Китайские руководители решили превратить NPIC в самый большой в мире ядерный институт и приступили к реализации этой цели.

Целесообразно создание комплексной программы работ по ВВЭР СКД в рамках Госкорпорации Росатом с назначением ответственных за отдельные ее разделы и определение порядка финансирования. Совместное предложение ОКБ «ГИДРОПРЕСС», ГНЦ РФ-ФЭИ и НИЦ «Курчатовский институт» по проекту такой программы кратко излагалось неоднократно в докладах на совещаниях управляющего комитета «GIF-IV» по направлению SCWR.

Накопленные за последние 10 лет в мире знания позволяют

- уточнить разработанную ранее концепцию;
- составить план конкретных первоочередных исследований;
- составить техническое задание на проектирование экспериментального реактора небольшой мощности ВВЭР СКД-30 (30 МВт тепл.).

Расчет и проектирование такого реактора (подобно БР-10) позволит не только подготовить кадры для будущего развития этой технологии, но и выяснить наиболее трудные позиции, требующие опытных подтверждений на отдельных установках, а также сформулировать план первоочередных экспериментальных исследований.

Отсутствие в России в течение длительного времени утвержденной программы с соответствующим финансированием создает представление о незаинтересованности Госкорпорации «Росатом» в развитии этого направления и опасность потери приоритета России. Сохранение такого состояния в течение еще двух – трех лет приведет к тому, что Россия безнадежно отстанет в освоении технологии SCWR.

### **Литература**

1. Advanced Nuclear Power Reactors Generation III+ Nuclear Reactors – World Nuclear Association. Электронный ресурс: [www.world-nuclear.org](http://www.world-nuclear.org) (дата доступа 10.04.2018).
2. Technology Roadmap Up data for Generation IV. Nuclear Energy Systems. OECD. 2014. Электронный ресурс: [http://www.gif\\_tru2014.pdf](http://www.gif_tru2014.pdf) (дата доступа 10.04.2018).
3. *Pioro I., Duffey R.B., Kirillov P.L., Pioro R., Zvorykin A. and Machrafi R.* Current Status and Future Developments in Nuclear-Power Industry of the World // Nuclear Engineering and Radiation Science (в печати).
4. Uranium 2016: Resources, Production and Demand. / A Joint Report by the Nuclear Energy Agency and the International Atomic Energy Agency. NEA No. 7301. OECD 2016.
5. Handbook of Generation IV Nuclear Reactors. 1st Edition. Editor Igor Pioro. – Woodhead Publishing Series in Energy. 2016. – 940 p.
6. Электронный ресурс: [https://www.gen-4.org/gif/jcms/c\\_40679/technology-system-scw](https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_40679/technology-system-scw) (дата доступа 10.04.2018).
7. *Кириллов П.Л.* Водоохлаждаемый реактор ВВЭР СКД (предварительные разработки) // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2013. – №1. – С.5-14.
8. *Баранаев Ю.Д., Глебов А.П., Кириллов П.Л., Клушин А.В.* Реактор, охлаждаемый водой сверхкритического давления, ВВЭР-СКД – основной претендент в «Супер-ВВЭР». Препринт ФЭИ-3188. – Обнинск: ГИЦ РФ-ФЭИ, 2010. – 19 с.
9. *Пиоро И.Л., Кириллов П.Л.* Ядерная энергия – основа производства электричества в будущем // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2015. – № 2. – С. 5-23.
10. Основы современной энергетики: в 2-х томах. / Том 1. Современная теплоэнергетика. Под ред. проф. А.Д. Трухня. – М.: МЭИ, 2010. – 422 с.
11. *Рыжов С.Б., Мохов В.А., Васильченко И.Н. и др.* Проблемные вопросы по активной зоне корпусного реактора со сверхкритическими параметрами теплоносителя (ВВЭР-СКД) // ВАНТ. Серия: Обеспечение безопасности АЭС. Реакторные установки с ВВЭР СКД. – 2009. – Вып. 25. – С. 5-14.
12. *Калякин С.Г. и др.* Перспективы разработки инновационного водоохлаждаемого ядерного реактора со сверхкритическими параметрами теплоносителя // Теплоэнергетика. – 2014. – №8. – С. 13-19.
13. *Alekseev P. et al.* Conceptual Proposals on Reactor VVER-SCW Developed on the Basis of Technologies of VVER and Steam-Turbine Installations at Supercritical Parameters. The VIIth International Symposium on Supercritical Water-Cooled Reactors ISSCWR-7, 2015. – Helsinki, Finland. – Report ISSCWR7-№ 2055.
14. *Schulenberg T., Leung L., Oka Y.* Review of R&D for supercritical water cooled reactors // Progress in Nuclear Energy. – 2014. Vol. 77. – PP. 282-299.

15. Ryzhov S.B., Kirillov P.L., Mohov V.A., Nikitenko M.P., Chetverikov A.E., Makhin V.M., Glebov A.P., Churkin A.N. Concept of a Single circuit RP with Vessel Type SCWR. Report on the Vth Intern. Symp. (ISSCWR-5) / Paper P076. – Canada, Vancouver, March 13–16, 2011.
16. Электронный ресурс: <https://www.iaea.org/events/joint-ictp-iaea-workshop-on-physics-and-technology-of-innovative-nuclear-energy-systems> (дата доступа 10.04.2018).
17. Баранаев Ю.Д., Глебов А.П., Долгов Е.В. и др. Сравнительный анализ физических характеристик реактора ВВЭР-СКД при одно- и двухходовой схемах движения теплоносителя. Препринт ФЭИ-3110. Обнинск: ГНЦ РФ-ФЭИ, 2007. – 21 с.
18. Баранаев Ю.Д., Глебов А.П., Клушин А.В. Перспективы использования реактора ВВЭР-СКД в замкнутом топливном цикле. // Известия вузов. Ядерная энергетика. – 2015. – №1. – С.5-19.
19. Duffey R.B., Pioro I., Zhou T., Zirn U., Kuran S., Khartabil H. and Naidin, M. Supercritical Water-Cooled Nuclear Reactors (SCWRs): Current and Future Concepts – Steam-Cycle Options. Proc. ICONE-16. – Orlando, Florida, USA. 2008. – Paper #48869. – 9 p.
20. Ruzickova M., Hajek P., Smida S., Vsolak R., Petr J., Kysela J. Supercritical water loop design for corrosion and water chemistry tests under irradiation. // Nuclear Engineering and Technology. – 2008. – Vol. 40. – No. 2. – PP. 27-132
21. Heat Transfer Behavior and Thermo hydraulics Code Testing for Supercritical Water Cooled Reactors (SCWRS). IAEA-TECDOC, Ser. No.1746, 2014.
22. Ryzhov S.B., Kirillov P.L., Mohov V.A., Nikitenko M.P., Chetverikov A.E., Makhin V.M., Glebov A.P., Churkin A.N. Concept of a Single Circuit RP with Vessel Type SCWR: Report on the Vth Intern. Symp. (ISSCWR-5) / Paper P076. – Canada, Vancouver, 2011.
23. Махин В.М., Чуркин А.Н. Концептуальные предложения по водоохлаждаемому реактору со сверхкритическими параметрами (обзор зарубежных и российских разработок SCWR). / X Международная научно-техническая конференция «Обеспечение безопасности АЭС с ВВЭР» (МНТК-2017). Доклад mntk-152. – Подольск. 2017
24. Махин В.М. и др. Концептуальные предложения по стенду-прототипу реактора ВВЭР-СКД. // ВАНТ. Серия: Обеспечение безопасности АЭС. – 2014. – № 34. – С. 84-92.

Поступила в редакцию 12.04.2018 г.

#### Авторы

Кириллов Павел Леонидович, главный научный сотрудник, профессор,  
доктор технических наук  
E-mail: kirillov@ippe.ru

Богословская Галина Павловна, ведущий научный сотрудник, доцент,  
кандидат технических наук  
E-mail: gpbogoslov@ippe.ru

UDC 530.517.4

## **GENERATION IV SUPERCRITICAL WATER COOLED NUCLEAR REACTORS. REAL PROSPECTS AND RESEARCH PROGRAM**

Kirillov P.L., Bogoslovskaya G.P.

JSC «SSC RF-IPPE n.a. A.I. Leypunsky»

1 Bondarenko sq., Obninsk, Kaluga reg., 249033 Russia

### ABSTRACT

Modern conditions make it possible to get information that being discussed openly by a wide scientific community can outline or even determine the expediency of a particular area of present and future research. On the site <http://www.sciencedirect.com> you can learn about the topics or areas that most attract researchers from different countries.

The Generation IV International Forum (GIF-IV) established in January 2000 has set a goal to improve the new generation of nuclear technologies in the following areas: stability; safety and reliability; economic competitiveness; proliferation resistance and physical protection.

The purpose of this publication is to prepare a discussion of one directions of development of fourth-generation NPPs, which already have a large reserve in thermal power engineering in various countries. The number of annual publications on this topic is the largest among other similar topics dedicated to nuclear power plants of the fourth generation.

Based on operating experience of existing nuclear power plant with water as a coolant, it should be assumed that the tendency of building water-cooled nuclear power plants will continue in the next 30 to 50 years. At this stage the task of developing other types of reactors will be only a demonstration of their capabilities and applicability for future power engineering and the needs of society.

The project of supercritical water-cooled reactor is based on the operating experience of VVER, PWR, BWR reactors (more than 14,000 reactor-years); many years of operating experience accumulated in the fossil thermal power plants (more than 400 units, 20,000 block-years using supercritical water steam (25 MPa, 540°C) and super-supercritical (35 – 37 MPa, 620 – 700°C). In Russia more than 140 supercritical pressure units are operating now.

Knowledge accumulated over the last 10 years in the world allows: to clarify the previously developed concept; to develop a plan for specific priority researches; to compile a design specification for small-power reactor VVER SKP-30 (30 MW th.).

The scope of problems that are to be solved to substantiate a VVER-SCP reactor and commence designing of an experimental reactor with a thermal capacity of 30 MW is the same as that in developing any type of reactor: physics of reactor core; material related matters (primarily concerned with the reactor pressure vessel, fuel, and fuel rod claddings); thermal hydraulics in rod bundle in the near- and supercritical areas; water chemistry at super critical pressure; corrosion of materials should be carried out both in static conditions and in water flows under radiation conditions; development of safety systems

The absence of an approved program with appropriate funding in Russia for a long time and the maintenance of such a state for next two or three years will lead to the fact that Russia will hopelessly lag behind in the development of SCWR technology.

**Key words:** GIF-IV program, supercritical water reactor (SCWR), prospects for nuclear

power development, advantages of the VVER-SKD concept, problems of developing the VVER-SKD, proposals for cooperation, number of publications.

REFERENCES

1. Advanced Nuclear Power Reactors Generation III+ Nuclear Reactors – World Nuclear Association. Available at: [www.world-nuclear.org](http://www.world-nuclear.org) (accessed Apr 10, 2018).
2. Technology Roadmap Up Data for Generation IV. Nuclear Energy Systems. OECD. 2014. Available at: [http://www.gif\\_tru2014.pdf](http://www.gif_tru2014.pdf) (accessed Apr 10, 2018).
3. Pioro I., Duffey R.B., Kirillov P.L., Pioro R., Zvorykin A., and Machrafi R. Current Status and Future Developments in Nuclear-Power Industry of the World. *Nuclear Engineering and Radiation Science* (in publication).
4. Uranium 2016: Resources, Production and Demand. A Joint Report by the Nuclear Energy Agency and the International Atomic Energy Agency. NEA No. 7301. OECD 2016
5. Handbook of Generation IV Nuclear Reactors. 1st Edition. Editor Igor Pioro. Woodhead Publishing Series in Energy. 2016. 940 p.
6. Available at: [https://www.gen-4.org/gif/jcms/c\\_40679/technology-system-scwr](https://www.gen-4.org/gif/jcms/c_40679/technology-system-scwr) (accessed Apr 10, 2018).
7. Kirillov P.L. Water cooled VVER SKD reactor (preliminary development). *Izvestia Vysshikh Uchebnykh Zawedeniy. Yadernaya Energetika*. 2013, no. 1, pp. 5-14 (in Russian).
8. Baranaev Y.D., Glebov A.P., Kirillov P.L., Klushin A.V. Supercritical water cooled reactor VVER-SKD – the main contender in «Super-VVER»: IPPE Preprint -3188. Obninskю FEI Publ., 2010. 19 p. (in Russian).
9. Pioro I.L., Kirillov P.L. Nuclear power is the basis of future electricity production. *Izvestia Vysshikh Uchebnykh Zawedeniy. Yadernaya Energetika*. 2015, no. 2, pp. 5-23 (in Russian).
10. *Osnovy sovremennoy energetiki*. In 2 volumes. V.1. Modern heat power system. Ed. by prof. A. Truhnij. Moscow. MEI Publ., 2010. 422 p. (in Russian)
11. Ryzhov S.B., Mohov V.A., Vasil'chenko I.N., Nikitenko M.P., Mahin B.M., Lapin A.V., Chetverikov A.E., Churkin A.N., Anikeev Yu.A., Shmelev S.B. Problems in developments of supercritical water cooled reactor core (VVER-SKP). *VANT. Ser.: Obespechenie bezopasnosti AES. Reaktornye ustanovki s VVER-SKD*. 2009, iss. 25. pp. 5-14. (in Russian).
12. Kalyakin S. G., Kirillov P. L., Baranaev Yu. D., Glebov A. P., Bogoslovskaya G. P., Nikitenko M. P., Makhin V. M., and Churkin A. N. Prospects for Development of an Innovative Water Cooled Nuclear Reactor for Supercritical Parameters of Coolant. *Teploenergetika*. 2014, v. 61, no. 8, pp. 551-557 (in Russian).
13. Alekseev P., Semchenkov Y., Sedov A., Sidorenko V., Silin V., Mohov V., Nikitenko M., Mahin V., Churkin A. *Conceptual Proposals on Reactor VVER-SCW Developed on the Basis of Technologies of VVER and Steam-Turbine Installations at Supercritical Parameters*. The VIIth International Symposium on Supercritical Water-Cooled Reactors ISSCWR-7, 2015. Helsinki, Finland. Report ISSCWR7-№ 2055.
14. Schulenberg T., Leung L., Oka Y. Review of R&D for supercritical water cooled reactors. *Progress in Nuclear Energy*. 2014, v. 77, pp. 282-299.
15. Ryzhov S.B., Kirillov P.L., Mohov V.A., Nikitenko M.P., Chetverikov A.E., Makhin V.M., Glebov A.P., Churkin A.N. Concept of a Single Circuit RP with Vessel Type SCWR. Report on the Vth Intern. Symp. (ISSCWR-5). Paper P076. Canada, Vancouver, March 13–16, 2011.
16. Available at: <https://www.iaea.org/events/joint-ictp-iaea-workshop-on-physics-and-technology-of-innovative-nuclear-energy-systems> (accessed Apr 10, 2018).
17. Baranaev Y.D., Glebov A.P., Dolgov E.V. Comparative analysis of the physical characteristics of the VVER-SKD reactor with one- and two-way coolant flow patterns: IPPE Preprint-3110. Obninsk, FEI Publ., 2007. 21 p. (in Russian).
18. Baranaev Y.D., Glebov A.P., Klushin A.V. Prospects for the use of VVER-SKD in a closed

fuel cycle. *Izvestia Vysshikh Uchebnykh Zawedeniy. Yadernaya Energetika*. 2015, no.1., pp. 5-19 (in Russian).

19. Duffey R.B., Pioro I., Zhou T., Zirn U., Kuran S., Khartabil H. and Naidin M. Supercritical Water-Cooled Nuclear Reactors (SCWRs): Current and Future Concepts – Steam-Cycle Options. *Proc. ICONE-16, Orlando, Florida, USA*. 2008, Paper #48869, 9p.

20. Ruzickova M., Hajek P., Smida S., Vsolak R., Petr J., Kysela J. Supercritical water loop design for corrosion and water chemistry tests under irradiation. *Nuclear Engineering and Technology*. 2008, v. 40, no. 2, pp. 27-132.

21. Heat Transfer Behavior and Thermo hydraulics Code Testing for Supercritical Water Cooled Reactors (SCWRS). *IAEA-TECDOC, Ser. No.1746, 2014*.

22. Ryzhov S.B., Kirillov P.L., Mohov V.A., Nikitenko M.P., Chetvekikov A.E., Makhin V.M., Glebov A.P., Churkin A.N. Concept of a Single circuit RP with Vessel Type SCWR: Report on the Vth Intern. Symp. (ISSCWR-5) . Paper P076. Canada, Vancouver, 2011.

23. Mahin V.M., Churkin A.N. Conceptual proposals for a supercritical water-cooled reactor (review of foreign and Russian developments of SCWR). The Xth International Scientific and Technical Conference «Safety Assurance of NPP with VVER» (MNTK-2017). Report mntk-152. Podolsk, 2017 (in Russian).

24. Makhin V.M., Mokhov V.A., Berkovich V.Ya., Nikitenko M.P., Churkin A.N., Lapin A.V., Kirillov P.L., Baranaev Yu.D., Glebov A.P. Conceptual proposals on VVER-SCP reactor prototype. *VANT. Ser.: Obespechenie besopasnosti AES*. 2014, no. 34, pp. 84-92 (in Russian).

#### Authors

Kirillov Pavel Leonidovich, Chief Researcher, Professor, Dr. Sci. (Engineering)

E-mail: kirillov@ippe.ru

Bogoslovskaya Galina Pavlovna, Leading Researcher, Assistant Professor, Cand. Sci. (Engineering)

E-mail: gpbogoslov@ippe.ru