

Государственная корпорация по атомной энергии «Росатом»
АО «ГОСУДАРСТВЕННЫЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР РОССИЙСКОЙ ФЕДЕРАЦИИ –
ФИЗИКО-ЭНЕРГЕТИЧЕСКИЙ ИНСТИТУТ
имени А. И. Лейпунского»

ФЭИ – 3279

П. Л. Кириллов, Т. А. Маклачкова

**Водоохлаждаемые АЭС четвертого поколения (ВВЭР СКД)
(Бум публикаций, реальные перспективы или?)**

Обнинск, 2018

Кириллов П. Л., Маклачкова Т. А.

Водоохлаждаемые АЭС четвертого поколения (ВВЭР СКД)

(Бум публикаций – реальные перспективы или?)*

Препринт ФЭИ – 3279. Обнинск: ГНЦ РФ – ФЭИ, 2018. – 16 с.

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. На сайте <http://www.sciencedirect.com> можно узнать о темах или направлениях, которые в наибольшей степени привлекают исследователей разных стран.

Задачей настоящей публикации 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 IV 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.

* Один из любимых анекдотов Игоря Васильевича Курчатова.

Грузин продает на базаре орехи за ту же цену, за которую он только что их приобрел.

На вопрос: «Зачем ты это делаешь?» — он ответил: «Мне нравится **шорох орехов**».

СОДЕРЖАНИЕ

Введение.....	4
1. Программа МФП-4 (GIF-IV).....	4
2. Перспективы развития атомной энергетики	7
3. Научно-технические проблемы, требующие решения при разработке ВВЭР СКД	8
4. Предложения по сотрудничеству по тематике СКД в рамках международной программы GENERATION-4.....	10
Выводы	12
Список литературы	15
Сводная таблица публикаций	15

Введение

Более 25 лет ведется разработка АЭС с эволюционными реакторами с повышенным КПД, высокой мощностью, улучшенной технологией топлива и сроком эксплуатации 50–60 лет (поколение 3+). К ним относятся проекты ВВЭР-1200, АВWR, APWR, AP-1000, EPR¹, отличающиеся повышенным уровнем безопасности и усовершенствованной конструкцией защитной оболочки.

Американский проект AP-1000, выполненный с учетом новых требований и прошедший лицензирование, убедительно демонстрирует преимущества этих реакторов. Стандартный проект состоит из 50 крупных и 250 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.

1. Программа МФП-4 (GIF-IV)

Программа (GIF-IV) создана в январе 2000 г. по инициативе Министерства энергетики США – МФП-4 или GIF-IV²). Сформулированы четыре главные проблемы, требующие решения в ходе ее реализации: 1) конкурентоспособность, 2) безопасность, 3) ядерные отходы, 4) 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 много, он есть даже в морской воде, но стоимость его добычи такова, что процесс нерентабельный. 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 (2015–16 гг.) мировые запасы урана 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.

¹ EPR – European Pressure Reactor. (В этом проекте обнаружилось много неувязок и реализация его затягивается)

² GIF – Generation-IV International Forum.

Программа предусматривает развитие шести новых типов реакторов следующего поколения, см. 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 4-го поколения (МФП-4)

Реактор	Теплоноситель	Температура, °С	Давление, МПа	Топливо	Мощность, МВт. эл.	Накопленный опыт эксплуатации, лет
GFR Gas-Cooled Fast Reactor	Гелий	850	7–14 высокое	U ²³⁸	1200	53
LFR Lead-Cooled Fast Reactor	Свинец	480–800	~2 низкое	U ²³⁸ UN	20–180 300–1200 600–1000	нет
MSR Molten Salt Fast Reactor	Расплав фторидов солей	700–800	~2 низкое	UF	1000	1,5
SFR Sodium-Cooled Fast Reactor	Натрий	550	~2 низкое	U ²³⁸ и MOX	300–1500 1000–2000	350
SCWR Supercritical Water-Cooled Reactor	Вода	510–625	25 высокое	UO ₂	300–700 1000–1500	ВВЭР, PWR, BWR ~400, блоков ~16000 400 бл. ТЭС СКД и ССКД ~ 20000
VHTR Very High Temperature Reactor	гелий	650–1000	7 высокое	U ²³⁸	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 – Евратом, Канада, Китай, Россия, США, Франция, Швейцария, ЮАР, Южная Корея, Япония подписали рамочное соглашение на правительственном уровне. Эти страны, владеющие примерно 90 % АЭС в мире, определяют основные моменты развития атомной энергетики в будущем. В отчетах 2014–2016 годов по программе отмечается, что затраты по всем шести направлениям в сумме составили уже миллионы долларов.

В этой программе (GIV) есть два направления, к которым привлекается наибольшее внимание и их пытаются развивать большими силами:

1.1. Быстрый реактор с охлаждением натрием (SFR), 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 (Phenix и Superphenix), но разрабатывается реактор ASTRID мощностью 600 МВт.эл. Решение о его постройке должно было быть принято в 2017 году, но пока его нет. Строится реактор в Индии PFBR, пуск которого был намечен еще на 2012 год. В Китае – сооружен экспериментальный реактор CEFBR, проектируются – демонстрационные 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) оценивались более 50 млрд долл., но широкого развития эта программа с 1990-х годов до сих пор они не получила.

1.2. Реактор с водой сверхкритических параметров (SCWR), с тепловым или жестким промежуточным спектром нейтронов с охлаждением при давлении 25 МПа, и температурой пара на выходе 500–540 °С. Переход на сверхкритическое давление позволяет объединить конструкции реактора с водой под давлением (PWR) и кипящего реактора (BWR) в единую концепцию. Она активно исследуется 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 странах. В Китае завершены базовые технологические исследования

по реактору четвертого поколения, который планируется к запуску в 2022 году. Главным моментом этого направления является то обстоятельство, что концепция опирается на солидный мировой опыт 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, охлаждаемые 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). 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).

2. Перспективы развития атомной энергетики

Основные типы промышленных реакторов (май-июнь 2017)

Тепловые реакторы: 81 % – PWR, BWR, ВВЭР (H₂O); 11 % – CANDU (D₂O, H₂O); 4 % – РБМК (графит, H₂O); 3 % – Газ (графит, CO₂).

Быстрые реакторы: <1 % – БН-600, БН-800 (натрий)

Из 100 % **96 %** охлаждаются водой

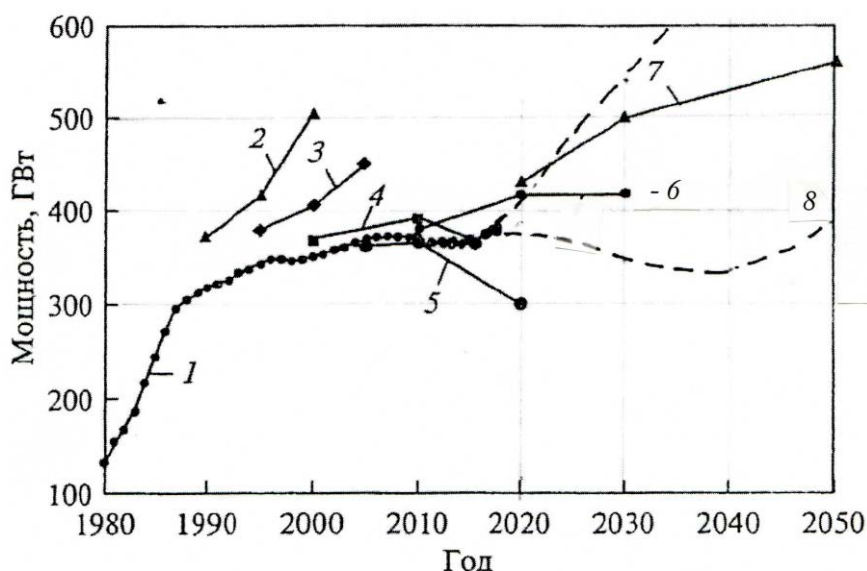


Рис. 1. Прогнозы и реальные темпы развития атомной энергетики:

1 – реальная мощность; 2–8 – прогнозы МАГАТЭ разных лет:

2 – 1985; 3 – 1990; 4 – 1995; 5 – 2000; 6 – 2005; 7 – 2010; 8 – 2017

Здесь отражены прогнозы и реальные темпы развития атомной энергетики по оценкам экспертов МАГАТЭ в разные годы (1985–2017).

В последние 15 лет произошла стабилизация количества блоков ядерных реакторов в мире (450 – в эксплуатации, 60–70 – строятся). Выработавшие свой срок 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 в двое (с 103 долл./кг, в 2015 до 56 долл./кг, 2017).

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

Предугадать за пределами 15–20 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.

Отдельно представлена библиография – 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.

3. Научно-технические проблемы, требующие решения при разработке ВВЭР СКД

Перечень проблем, требующихся для обоснования концепции ВВЭР СКД (сверхкритическое давление) и начала проектирования экспериментального реактора с тепловой мощностью 30 МВт достаточно стандартен и очевиден, как и при разработке реактора любого типа, а именно:

1. Физика активной зоны. Основные задачи:

- Определение приемлемых значений коэффициента воспроизводства топлива (КВ) и выгорания.
- Обеспечение отрицательных коэффициентов реактивности в разных режимах работы реактора
- Обеспечение самозащищенности реактора.

2. Материалы (конструкция, топливо, оболочки ТВЭЛОВ)

- Конструкционные материалы корпуса (стали 12X18H12T, O8X18H12T) уже испытаны 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 БОР-60, БН-600, -800. Вероятно, это будут хромоникелевые сплавы (17Cr, 13Ni, 2Mo), для которых требуется провести оценку их распухания при соответствующих интенсивностях облучения (сна).

3. Теплогидравлика

- Главная особенность теплогидравлических процессов – значительное изменение плотности и теплоемкости воды при сверхкритических параметрах ($T_k = 374,096\text{ }^\circ\text{C}$, $P_k = 22,064\text{ МПа}$, $\rho_k = 322\text{ кг/м}^3$).
- 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 около критических 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 области 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:

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

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

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

4. 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.

5. 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.

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

Возможной особенностью экспериментального реактора ВВЭР СКД-30 станет необходимость организации естественной циркуляции в контуре реактора с помощью специальных устройств или отдельных каналов для отвода тепла.

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

8. 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 ($t_{вх} = 350\text{ }^{\circ}\text{C}$, $t_{вых} = 550\text{ }^{\circ}\text{C}$).

4. Предложения по сотрудничеству по тематике СКД в рамках международной программы GENERATION-4

ОКБ-ГП:

Группа «Materials and Chemistry»:

- Материаловедческих исследований экспериментальных ТВС ППК-Ц (1,2 бл. 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.

ФЭИ:

- Физические расчеты и теплофизические расчеты. Обсуждение результатов;
- 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 КИ:

Группа «Materials and Chemistry»:

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

Группа «Thermal-Hydraulics and Safety»:

- Выбор бенч-марк 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 различного вида конструкционных материалов для оболочек твэлов (ВНИИНМ, НПО «Луч»);
- Разработка бенч-марка 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 бенч-марка 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 (Генерация-4) или SCWR по международной классификации опирается на:

- накопленный опыт эксплуатации ВВЭР, PWR, BWR (более 14000 реакторо-лет);
- многолетний мировой опыт эксплуатации тепловых электростанций (более 400 блоков, 20000 блоко-лет, в которых используется водяной пар сверхкритических параметров (СКП) (25 МПа, 540 °С) и суперсверхкритических (35–37 МПа, 620–700 °С). В России работает ~140 энергоблоков сверхкритического давления (СКД).

Преимущества концепции ВВЭР СКД хорошо известны, а именно:

- Жесткий (быстро-резонансный) спектр нейтронов, позволяющий достичь высокого коэффициента воспроизводства топлива (около 1), обеспечить использование U^{238} , выжигание радиоактивных отходов.
- Увеличение коэффициента полезного действия цикла до 44–45 % вместо существующих на АЭС 33–34 % (на современных ТЭС КПД приближается к 50–53 %).
- Уменьшение расхода теплоносителя через активную зону, связанное с возможностью увеличения подогрева теплоносителя в активной зоне от 280 до 540 °С, т. е. на 270 °С по сравнению с подогревом в ВВЭР – 30–35 °С. 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 размеры главных циркуляционных насосов.
- 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.)
- Прямоточная схема АЭС сокращает количество оборудования, позволяет отказаться от парогенераторов – оборудования второго контура, компенсаторов давления, насосов второго контура, сепараторов.
- Все это приводит к меньшей металлоемкости РУ почти в 2 раза по сравнению с существующими ВВЭР, сокращению объема и срока строительных работ.
- 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 первого Международного семинара (2000) в ГНЦ РФ – ФЭИ были начаты расчетные работы по физике и теплогидравлике. Результаты неоднократно обсуждались на межведомственных семинарах и конференциях.

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

В 2011 г. Россия вступила в Международное сотрудничество, включая участие в программе Международный форум «Поколение IV»» (GIF – the Generation-IV International Forum). Но до настоящего времени работы проводятся только в ОКБ «Гидропресс», ГНЦ РФ – ФЭИ и РНЦ КИ силами энтузиастов за счет внутренних резервов и небольших грантов РФФИ, МАГАТЭ и др.

ОКБ «Гидропресс», ГНЦ РФ – ФЭИ и РНЦ КИ разработали в 2007 г. основы концепции (Проект 393-Пр-022). К сожалению, какая-либо программа, координация и финансирование НИОКР по проекту концепции ВВЭР СКД отсутствуют до сих пор.

Наоборот, анализ зарубежных исследований свидетельствует о их системности, согласованности, и что особенно важно о заблаговременной подготовке кадров. Зарубежные институты – Мак Мастер университет, 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 для будущих специалистов именно по этой отрасли атомной энергетики.

Для уже работающих специалистов по данному направлению ядерной техники проводятся Международные симпозиумы, на которых обсуждаются практические вопросы по концепции SCWR и достижения отдельных коллективов в областях:

- реакторной физики;
- материалов, химии воды и коррозии;
- теплогидравлики;
- безопасности;
- тепловые схемы АЭС, проблемные вопросы и методы их решения.

В марте 2013 г. состоялся в г. Шеньжен, Китай уже 6-й Международный симпозиум по SCWR, в 2015 – 7-й, а в 2017 – 8-й симпозиумы.

Согласно сведениям от руководителя отдела международного сотрудничества Института ядерной энергетики Китая (NPIC, г. Ченгду), Министерство тех-

нологии 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 поставили своей целью превратить NPIC в самый большой в мире ядерный институт и приступили к реализации этой цели.

Учитывая эту информацию, целесообразно создание комплексной программы работ по ВВЭР СКД в рамках Госкорпорации «Росатом» с назначением ответственных за отдельные разделы ее и определение порядка финансирования. Совместное предложение ОКБ «Гидропресс», ГНЦ РФ – ФЭИ и РНЦ КИ по проекту такой программы кратко излагалось неоднократно в докладах на совещаниях Управляющего комитета «GIF IV» по направлению SCWR (сентябрь 2011, Торонто, Канада и февраль 2012, Будапешт, Венгрия).

Накопленные за последние 10 лет в мире знания позволяют:

1. Уточнить разработанную ранее концепцию Проект 393-Пр-022, совершенствовать ее и подготовить для согласования и утверждения.
2. Составить план конкретных первоочередных исследований.
3. Составить техническое задание на проектирование ВВЭР СКД-30 (экспериментального реактора небольшой мощности – 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 экспериментальных исследований на отдельных установках.

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 2–3 лет приведет к тому, что Россия безнадежно отстанет в освоении технологии ВВЭР СКД.

Парадигма адмирала Х. Риквера

1. Атомная энергия опасна.
2. Атомная энергия обладает огромными возможностями для улучшения жизни людей.
3. Атомная энергия может использоваться безопасно и надежно.
4. Атомная энергия – область для предельно компетентных технарей.

**«Представление, что Вы сможете управлять любой работой,
используя системы менеджмента – ВРЕДНО!»**

Список литературы

1. Technology Roadmap Up data for Generation IV. Nuclear energy Systems. OECD. January 2014. (http://www.gif_tru2014.pdf)
2. New Generation Reactors. Chapter 23 in the Book: “Energy and Power Generation. Handbook: Established and Emerging Technologies” Ed.by K.R.Rao. ASME D.C.Books.2011 (http://www.ebooks.asme_digital_collection.asme.org/mobile/books.aspx?book_id=312)
Nuclear News. March 2015.
3. Heat Transfer Behavior and Thermo hydraulics Code Testing for Supercritical Water Cooled Reactors (SCWRS). IAEA TECDOC, Ser. No.1746, 2014.

Таблица 2.

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

№ п/п	Названия журналов	Кол-во публикаций 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.	Ядерная энергетика (Известия вузов)	3
17.	Обзор МАГАТЭ IAEA – TECDOC – 1746, 2014	504
	Общее количество публикаций	~ 1200

В список публикаций по данной теме 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. (IF)

Подписано к печати 28.08.2018 г.
Формат 60×84 ¹/₁₆. Усл. п. л. 0,5. Уч.-изд. л. 0,7.
Тираж 50 экз. Заказ № 269.

Отпечатано в ОНТИ методом прямого репродуцирования с оригинала авторов.
249033, Обнинск Калужской обл., пл. Бондаренко, 1.
ГНЦ РФ – Физико-энергетический институт имени А.И. Лейпунского.