

УДК 621.039.51

*В. В. Жук, С. В. Барбашев, В. П. Кравченко**Одесский национальный политехнический университет, г. Одесса***ОБЕСПЕЧЕНИЕ БЕЗОПАСНОСТИ АЭС С РЕАКТОРОМ ВВЭР-СКД**

Выполнен анализ литературных данных об обеспечении безопасности АЭС с реактором IV поколения ВВЭР-СКД. Показано, что реакторная установка ВВЭР-СКД имеет преимущества по основным технико-экономическим и тепло-техническим характеристикам перед ВВЭР-1000. Установлено, что в соответствии с концепцией реакторов IV поколения для АЭС с ВВЭР-СКД предусматривается применение усовершенствованных систем безопасности. Рассмотрены некоторые варианты оптимизации этих систем.

**Ключевые слова:** реактор ВВЭР-СКД, система безопасности, оптимизация систем безопасности.

Предполагается, что одним из перспективных реакторов будущего (IV поколения) может стать корпусной водоохлаждаемый реактор сверхкритического давления ВВЭР-СКД [1—9], который по сравнению с реакторами предыдущих поколений обладает улучшенными техническими и экономическими характеристиками [2—9]. В их числе:

применение упрощенных схем и процессов, что выражается в уменьшении проходных сечений трубопроводов (в 2,5—3 раза) и размеров запорно-регулирующей аппаратуры, отказе от оборудования второго контура (парогенератора, насосов, сепараторов и др.);

высокий КПД (до 45 %);

низкий расход природного урана (~130 т/ГВт эл.);

возможность замыкания топливного цикла;

снижение удельных капиталовложений в установку: ВВЭР-СКД отличаются от остальных ядерных энергетических установок (ЯЭУ) в 1,5—2 раза меньшими капитальными затратами, а их прогнозируемая стоимость будет на 20—30 % ниже стоимости ВВЭР;

меньшая металлоемкость: удельная металлоемкость ВВЭР-СКД составляет около 1,4—1,6 т/МВт эл. (у ВВЭР-1000 аналогичный показатель равен 3,25 т/МВт эл.).

Однако, несмотря на это, сделать окончательный вывод о пригодности реакторных установок (РУ) с ВВЭР-СКД для массового использования можно только при условии выполнения требований к обеспечению их безопасности, предъявляемых проектом ИНПРО к инновационным ядерным реакторам [10].

Во многом безопасность АЭС определяется характеристиками систем безопасности (СБ), которые могут повлиять на конструкцию активной зоны реактора и АЭС в целом.

Проработка на ранней стадии проектирования систем нормальной эксплуатации (НЭ) позволит объединить функции некоторых из этих систем и систем безопасности, определить алгоритм пуска и останова РУ. К тому же, информация о СБ

и системах НЭ необходима для проектирования защитной оболочки (ЗО) и компоновки оборудования вне ЗО.

В специальной литературе информации, на основании которой можно было бы сделать вывод о том, в какой мере РУ с ВВЭР-СКД будут соответствовать требованиям нормативных и регламентных документов по безопасности, немного. Цель данной работы — проанализировать некоторые из найденных литературных источников, в которых речь идет о том, как на АЭС с РУ ВВЭР-СКД предполагается обеспечить высокий уровень безопасности, какие системы безопасности для этого будут применяться и чем они отличаются от систем безопасности АЭС с РУ ВВЭР III поколения.

Анализ развития технологии и опыта эксплуатации тепловых и атомных электростанций привел к пониманию того, что энергетика, как тепловая, так и атомная, пойдет по пути повышения давления и температуры пара на входе в турбину. Это, в соответствии с законами термодинамики, повышает коэффициент полезного действия (КПД) парового цикла и снижает удельный расход пара на единицу вырабатываемой энергии [2, 11].

Идя по этому пути, разработчики РУ предложили ряд концепций прямоточных ядерных реакторов с водным теплоносителем при сверхкритических давлениях на тепловых нейтронах (SCLWR) и на быстрых нейтронах (SCFR) практически с одинаковой тепловой схемой [2, 4, 8, 9].

Большим преимуществом таких реакторов является возможность использования серийного оборудования, уже разработанного и освоенного на тепловых электростанциях (ТЭС). Предполагается, что идентичность тепловых схем АЭС с тепловыми и быстрыми реакторами (почти одинаковые температурные условия в них) приведет к однородной структуре атомной энергетики в будущем.

Здесь необходимо отметить зарубежный (BWR — Boiling water reactors — кипящий водо-водяной реактор) и отечественный (РУ с кипящим водо-водяным реактором ВК-50, ВК-300) опыт успешной

и безопасной эксплуатации одноконтурных установок с корпусным реактором и кипящим теплоносителем [1], который может быть использован при разработке одноконтурной АЭС с ВВЭР-СКД.

Особый интерес представляют решения по устойчивости реактора ВК-50, по пусковым режимам РУ ВВР и ВК-50, по изменению спектра нейтронов в ВВР для повышения коэффициента воспроизводства или выгорания [2].

Одноконтурная схема АЭС с ВВЭР-СКД отличается от перечисленных выше схем тем, что в качестве теплоносителя в этом реакторе используется вода со сверхкритическими параметрами (СКП). Следует отметить, что критическими параметрами воды являются давление 22,1 МПа и температура 374 °С. При сверхкритическом давлении отсутствует фазовый переход жидкость—пар. Вода при СКП может считаться однофазной средой, свойства которой сильно зависят от температуры. Тепло отводится в основном в область псевдокритической температуры, которая соответствует максимуму теплоемкости. Для давления 25 МПа эта температура составляет ~385 °С.

На рис. 1 приведена типичная схема одноконтурной установки СКД с подачей пара из реактора на турбину [4]. По выходному теплоизолированному

трубопроводу пар выходит из реактора и поступает на турбину.

При этом применяется однозаходная схема движения теплоносителя в активной зоне реактора, в соответствии с которой весь подогрев теплоносителя происходит при его движении в активной зоне снизу вверх (рис. 2) [7, 9, 12]:

Конструкторскими решениями обеспечивается охлаждение корпуса реактора водой при температуре 290 °С, что позволяет применять разработанные для ВВЭР конструкционные материалы и технологию изготовления корпусов с увеличенной толщиной стенок.

Значительное изменение энтальпии позволяет существенно, в 10 раз, снизить расход теплоносителя через реактор по сравнению с ВВЭР-1000. Эти особенности учитываются при проектировании активной зоны, при котором необходимы сведения о формировании спектра нейтронов, об уровне ядерной безопасности и устойчивости работы реактора.

За основу ТВС реактора ВВЭР-СКД взята ТВС ВВЭР-1000 [12, 13]. Применяется кластерная система размещения поглощающих элементов (ПЭЛов). Для этого в ТВС имеются 18 направляющих каналов. Центральный канал предназначен для установки средств измерений.

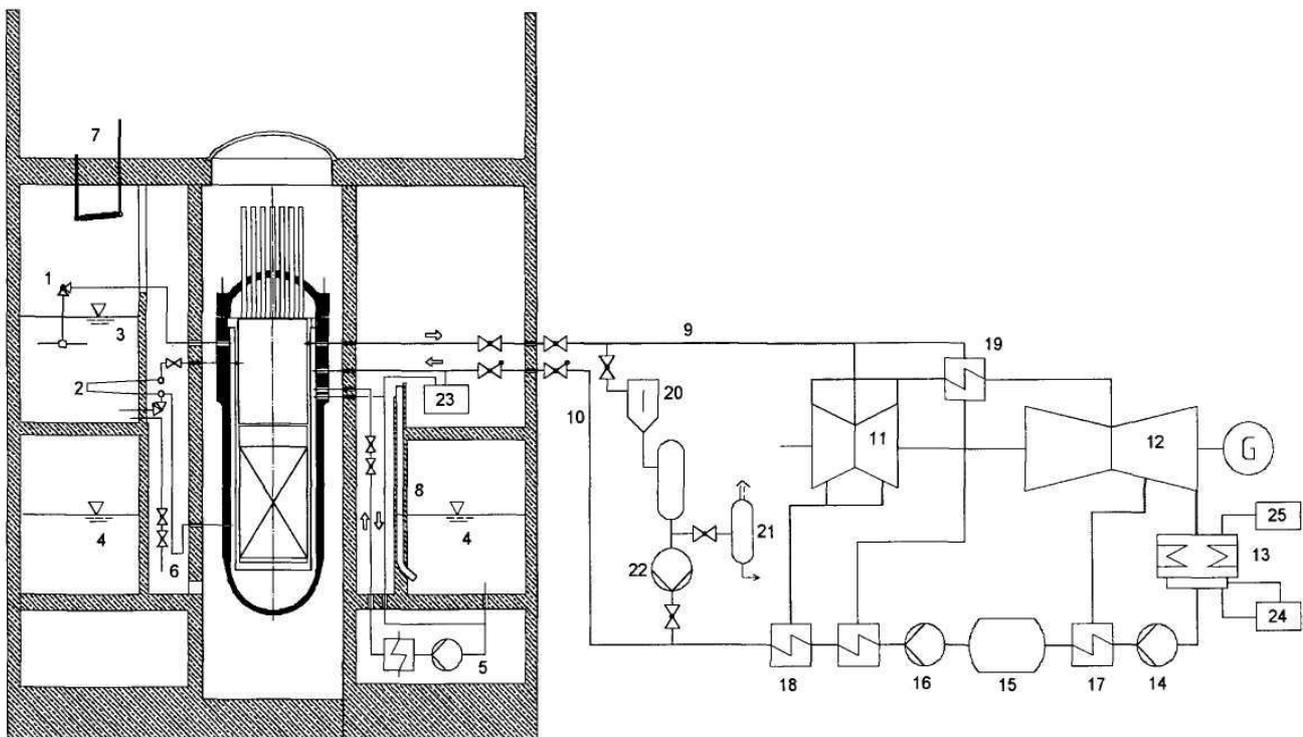


Рис. 1. Общий вид и типовая схема одноконтурной установки с реактором ВВЭР-СКД:

- 1 — система безопасности; 2 — конденсатор; 3 — бассейн; 4 — система безопасности с высоким давлением;
- 5 — контур охлаждения низкого давления; 6 — реакторная шахта с реактором; 7 — конденсатор для охлаждения среды под оболочкой; 8 — дренажные трубопроводы; 9 — основной трубопровод с паром; 10 — трубопровод с питательной водой; 11 — часть турбины с высоким давлением; 12 — часть турбины со средним и низким давлением;
- 13 — конденсатор; 14 — насос; 15 — бак с питательной водой; 16 — основной насос; 17—19 — теплообменники-подогреватели; 20 — сепаратор; 21 — емкость для дренажа; 22 — насос для пускового режима; 23 — система для очистки теплоносителя; 24 — система для очистки; 25 — система дегазации

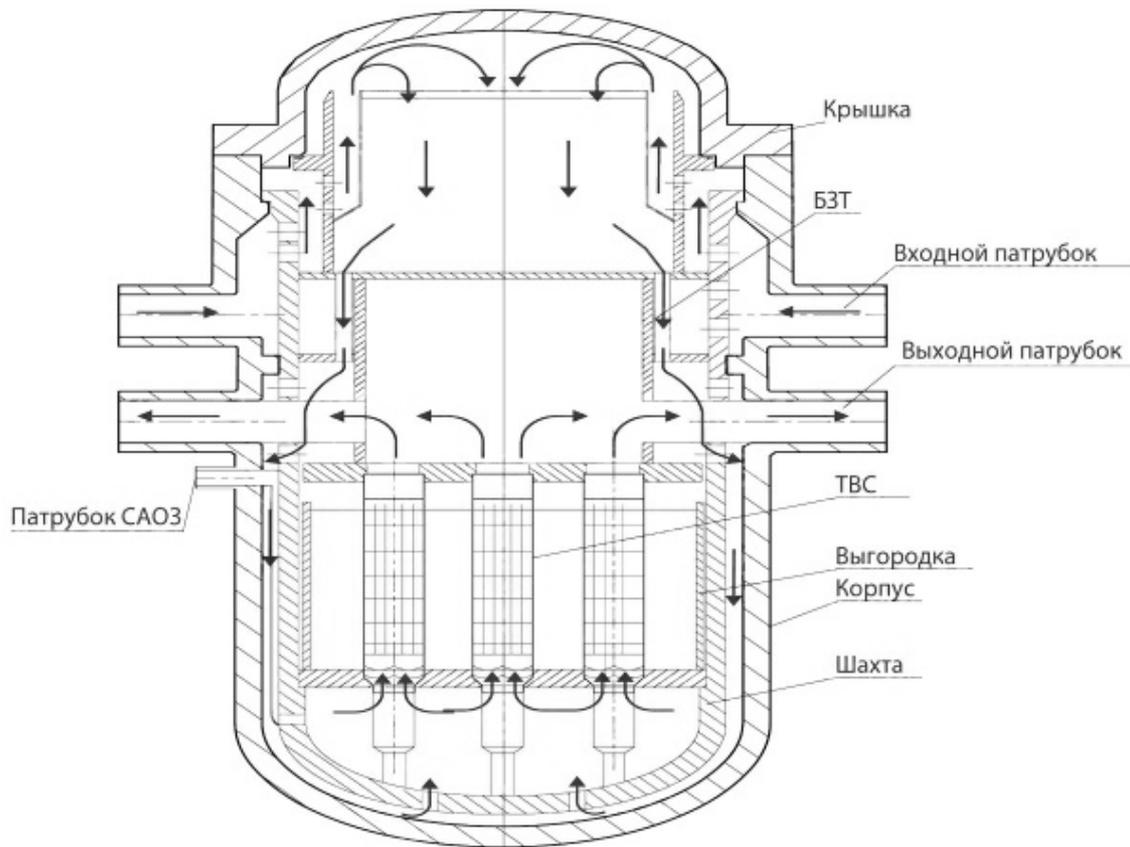


Рис. 2. Реактор ВВЭР-СКД: основные элементы конструкции и однофазная схема циркуляции (БЗТ — блок защитных труб, ТВС — тепловыделяющая сборка)

Таблица 1. Основные характеристики реакторов ВВЭР-СКД и ВВЭР-1000

Параметр	Одноконтурная установка с реактором ВВЭР-СКД	ВВЭР-1000 (проект В-392)
Спектр нейтронов	Тепловой и быстро-резонансный	Тепловой
Мощность электрическая, МВт	1700	1000
КПД, %	45	33—34
Тепловая мощность, МВт	3863	3000
Параметры теплоносителя: давление, Мпа / температура на входе, °С	24,5 / 290	15,7 / 289
Температура на выходе, °С	540	320
Корпус	ВВЭР-1000	ВВЭР-1000
Энергонапряженность (объемное энерговыделение), кВт/л	80	111
Топливо	UO <sub>2</sub>	UO <sub>2</sub>
Обогащение по U-235, %	16,3	4,4—3,3
Диаметр твэла, мм	9,1	9,1

Реактор ВВЭР-СКД имеет ряд преимуществ по основным технико-экономическим и теплотехническим характеристикам в сравнении с РУ III поколения типа ВВЭР-1000 (табл. 1):

достаточно большой КПД, который может достигать 45 %. Это не только приводит к экономии топлива, но и улучшает экологическую обстановку около АЭС;

большая разность температур теплоносителя на входе и на выходе из реактора (250—270 °С) позволяет уменьшить расход теплоносителя через активную зону реактора;

жесткий (быстрорезонансный) спектр нейтронов позволяет достичь высокого коэффициента воспроизводства топлива (~1), сократить расход урана, обеспечить использование <sup>238</sup>U и трансмутацию долгоживущих продуктов деления в нейтронном поле.

Для того, чтобы определить какие и сколько СБ необходимо установить на АЭС с реактором ВВЭР-СКД для надежного обеспечения безопасности, рассмотрим сначала концепцию безопасности РУ, охлаждаемых водой сверхкритического давления [14].

Безопасность АЭС обеспечивается ограничением доз облучения персонала и населения, ограничением выхода радиоактивных веществ в окружающую среду в условиях НЭ энергоблока, проектных и запроектных аварий. Это может быть достигнуто путем разработки технических и организационных защитных мер, направленных на предотвращение аварий, ограничение их радиологических последствий, обеспечение низкой вероятности аварии с большими радиологическими последствиями.

Радиационная безопасность может быть достигнута за счет последовательной реализации широко известного принципа глубокоэшелонированной защиты, который включает в себя стратегию предотвращения аварий и ограничения их последствий, а также предусматривает применение: последовательных физических барьеров на пути потенциально возможного распространения в окружающую среду ионизирующих излучений и радиоактивных веществ; систем технических и организационных мер по защите барьеров, сохранению их эффективности и непосредственно по защите населения (рис. 3) [14—17].

В соответствии с концепцией глубокоэшелонированной защиты в проекте АЭС с ВВЭР-СКД предусмотрены системы безопасности, предназначенные для выполнения следующих критических функций безопасности (КФБ) [14]:

КФБ-1 “Подкритичность” — останов реактора и поддержание его в подкритическом состоянии;

КФБ-2 “Охлаждение активной зоны” — подача охлаждающей воды в активную зону;

КФБ-3 “Теплоотвод конечному поглотителю” — обеспечение передачи тепла конечному поглотителю;

КФБ-4 “Целостность границ контура циркуляции” — удержание радиоактивных веществ в установленных границах;

КФБ-5 “Целостность герметичных ограждений” — предотвращение выхода радиоактивных веществ в окружающую среду.

Для обеспечения возможности выполнения системами безопасности своих функций вводится дополнительная критическая функция безопасности КФБ-0 “Работоспособность оборудования”.

При разработке систем безопасности должна решаться задача их надежного функционирования с учетом следующих типов потенциально возможных отказов:

- единичный отказ или ошибка персонала;
- длительно необнаруженный отказ;
- отказ по общей причине.

Основные принципы обеспечения надежности систем безопасности, которые должны быть реализованы в проекте энергоблока:

- резервирование;
- применение принципа разнообразия для выполнения основных функций безопасности (пассивные и активные системы);
- проектирование элементов и систем в соответствии с принципом единичного отказа;
- физическое разделение каналов и систем;
- стойкость оборудования к аварийным внешним условиям и воздействиям, в т. ч. сейсмостойкость, гидро-, пожаро-, термозащищенность и т. д.;
- прямая и теньевая защита систем безопасности и их структурных каналов от внешних воздействий;
- автоматизация управления, включая устройства прямого действия;
- непрерывный или периодический контроль работоспособности систем и их самодиагностики;
- обоснованный консервативный подход при проектировании, включая: использование защитных барьеров и систем безопасности; определение круга исходных событий и сценариев развития аварии; выбор определяющих аварийных параметров и характеристик, проектных запасов.



Рис. 3. Концепция обеспечения радиационной безопасности

Разработка СБ для АЭС с реактором ВВЭР-СКД основывается на многолетнем опыте и последних достижениях в применении систем безопасности на АЭС с реакторами ВВЭР-1000. Поэтому эти реакторы имеют сходство в элементах оборудования СБ и в конструкционном исполнении. Но, поскольку разрабатываемая установка является РУ IV поколения, то системы безопасности ВВЭР-СКД должны соответствовать принципам и критериям безопасности, выдвигаемым ИНПРО к этим типам реакторов.

В современной атомной промышленности системы обеспечения безопасности, в целом, имеют активный характер, то есть их действие зависит от работы электрических и механических приводов различного оборудования, например, датчиков, арматуры, насосов, аккумуляторов, теплообменников и систем внутреннего энергопотребления. Реакторы III и IV поколений оснащены более эффективными системами безопасности, некоторые из которых являются пассивными, что намного эффективнее, надежнее и экономичнее.

В таблицах представлены перечень наиболее важных СБ и КФБ, которые они должны обеспечивать, для реактора ВВЭР-СКД [14] (табл. 2), а для сравнения — перечень систем безопасности и обеспечиваемые ими функции безопасности (ФБ) для реактора ВВЭР-1000 (проект В-320) [15—17] (табл. 3).

Сопоставив представленные в табл. 2 и 3 данные по двум установкам, можно сделать вывод о том, что в реакторе ВВЭР-СКД активно развивается применение пассивных систем безопасности. В частности, стоит отметить, что в отдельную систему выделена система пассивного залива активной зоны (СПЗАЗ), которая, кроме гидроемкостей, имеет еще и бак. Срабатывание гидроемкостей СПЗАЗ происходит автоматически при снижении давления в реакторе ниже давления в них. Подача воды из бака СПЗАЗ в реактор за счет открытия обратного клапана под действием гидростатического давления столба жидкости в баке происходит при низком давлении в реакторе.

Таблица 2. Перечень предлагаемых систем безопасности реактора ВВЭР-СКД

Система безопасности	Критическая функция безопасности					
	КФБ-0	КФБ-1	КФБ-2	КФБ-3	КФБ-4	КФБ-5
Аварийная защита	+	+				
Система пассивного залива активной зоны	+		+			
Система аварийного охлаждения активной зоны	+	+	+			
Система аварийной подачи питательной воды	+		+			
Система защиты реактора от превышения давления: быстродействующая редуцирующая установка (БРУ) РУ импульсные предохранительные устройства (ИПУ) РУ	+		+	+	+	
	+		+	+	+	
	+				+	
Система пассивного отвода тепла	+			+		
Система локализации защитной оболочки (БЗОК на паропроводе и на трубопроводе питательной воды)	+					+
Система аварийного газоудаления	+		+			
Система аварийного электроснабжения	+					

Примечание: БЗОК — быстродействующий запорно-отсечной клапан.

Таблица 3. Перечень систем безопасности реактора ВВЭР-1000 (проект В-320)

Система безопасности	Функция безопасности				
	ФБ-1	ФБ-2	ФБ-3	ФБ-4	ФБ-5
Борное регулирование	+	+			
Система аварийного охлаждения активной зоны высокого давления	+	+			
Система гидроемкостей (пассивная часть САОЗ)		+			
Система аварийного и планового расхолаживания активной зоны низкого давления		+		+	
Система компенсации давления первого контура					+
Система паросбросных устройств			+		
Система аварийного газоудаления из первого контура					+
Система аварийной питательной воды			+		

Примечания:

1. ФБ-1 — обеспечение подкритичности реактора.
2. ФБ-2 — поддержание запаса теплоносителя в первом контуре.
3. ФБ-3 — отвод тепла от первого контура по второму контуру (поддержание давления 2-го контура).
4. ФБ-4 — отвод тепла от активной зоны реактора.
5. ФБ-5 — управление давлением первого контура.
6. САОЗ — система аварийного охлаждения зоны.

В комплекс систем безопасности реактора ВВЭР-СКД входит также система пассивного отвода тепла, которая основывается на пассивных элементах.

В соответствии со структурой построения защитных систем безопасности все СБ реактора ВВЭР-СКД имеют три независимых, физически разделенных канала. Производительность каждого канала составляет 50 %. Применение пассивных систем безопасности позволяет исключить некоторые элементы внутреннего резервирования в каналах активных СБ.

В частности, авторы считают возможным исключить по одному из трех каналов следующих СБ:

- 1) активная часть системы аварийного охлаждения активной зоны;
- 2) система защиты реактора от превышения давления;
- 3) спринклерная система;
- 4) система аварийного электроснабжения;
- 5) система аварийной подачи питательной воды;
- 6) система аварийного газоудаления.

За счет этого можно добиться уменьшения количества оборудования, трубопроводов, кабелей, затрат на монтаж и эксплуатацию без существенного снижения уровня безопасности РУ.

Кроме того, предлагается расширить функциональные требования и проектные основы пассивных систем безопасности в сторону обеспечения возможности преодоления ими проектных аварий. Так, за счет дополнительного запаса теплоносителя можно увеличить время действия пассивных систем безопасности и управления аварией без вмешательства оператора и потребности в электроэнергии в течение 72 часов.

## Выводы

1. РУ IV поколения типа ВВЭР-СКД имеет ряд преимуществ в технико-экономических и теплотехнических показателях в сравнении с реактором ВВЭР-1000, что выражается через следующие характеристики:

большой КПД, который может достигать 45 %; значительно меньший расход теплоносителя через активную зону;

приближающийся к единице коэффициент воспроизводства топлива.

2. В системах безопасности реактора ВВЭР-СКД преобладают пассивные элементы. Применение пассивных систем безопасности позволяет оптимизировать количество СБ на АЭС с ВВЭР-СКД путем исключения некоторых элементов внутреннего резервирования в каналах активных СБ. Взамен этого предлагается расширить функции пассивных систем безопасности в сторону обеспечения возможности преодоления ими проектных аварий.

3. По уровню обеспечения системами безопасности РУ ВВЭР-СКД соответствует базовым принципам Международного проекта по инновационным ядерным реакторам и топливным циклам (ИНПРО) [10], основополагающим принципам безопасности МАГАТЭ [18] и удовлетворяет требованиям национальных нормативных документов по безопасности [19].

В дополнение к ранее высказанным предложениям о применении в национальной ядерной энергетике инновационных энергогенерирующих ядерных установок [20, 21], сказанное выше дает основание рассматривать реакторную установку ВВЭР-СКД в качестве еще одного перспективного варианта развития ядерно-энергетических технологий в Украине.

## Список использованной литературы

1. Кириллов П. Л. Водохлаждаемый реактор ВВЭР-СКД (предварительные разработки) / П. Л. Кириллов // Известия вузов. Ядерная энергетика. — 2013. — № 1. — С. 11—13.
2. Ядерная энергетика : учебное пособие / Н. А. Азаренков, Л. А. Булавин, И. И. Залюбовский, В. Г. Кириченко, И. М. Неклюдов, Б. А. Шилиев. — Х. : ХНУ им. В. Н. Каразина, 2012. — 480 с.
3. Водохлаждаемые реакторы со сверхкритическими параметрами (ВВЭР СКД) — перспективные реакторы 4-го поколения / Ю. Г. Драгунов, С. Б. Рыжов, М. П. Никитенко и др. // Водо-водяные энергетические реакторы сверхкритического давления (ВВЭР-СКД) : Сборник статей и др. материалов. — 2006. — С. 19—23.
4. Баранаев Ю. Д. Реактор, охлаждаемый водой сверхкритического давления, ВВЭР-СКД — основной претендент в “Супер-ВВЭР” / Ю. Д. Баранаев, А. П. Глебов, П. Л. Кириллов, А. В. Клушин // Препринт ФЭИ-3188. — 2010. — С. 29—35.
5. Сироткина А. Л. Водохлаждаемые реакторы на сверхкритических параметрах для высокоманевренных АЭС будущего / А. Л. Сироткина, И. И. Лощаков // Концепт : Приложение 20 “Современные научные исследования. Вып. 2”. — 2014. [Электронный ресурс]. — Режим доступа : <http://e-koncept.ru/2014/54913.htm>
6. Карташев К. В. Проведение теплогидравлических расчетов активной зоны реактора ВВЭР-СКД для разных схем течения теплоносителя при проектных режимах работы / К. В. Карташев, Г. П. Богословская // Вопросы атомной науки и техники. Серия : Обеспечение безопасности АЭС. — 2012. — Вып. 31. — С. 71—78.
7. Григорьев А. П. Расчет режимов рециркуляции теплоносителя в активной зоне реактора типа ВВЭР-СКД и возможности применения струйных насосов для организации рециркуляции / А. П. Григорьев, В. М. Махин, А. В. Лапин, В. С. Харитонов // Вопросы атомной науки и техники. Серия : Обеспечение безопасности АЭС. — 2012. — Вып. 31. — С. 23—31.

8. Кириллов П. Л. Водохлаждаемые реакторы на воде сверхкритических параметров (предложения по программе и путям развития работ) / П. Л. Кириллов // Водо-водяные энергетические реакторы сверхкритического давления (ВВЭР-СКД): Сборник статей и др. материалов. — 2006. — С. 4—12.
9. Тихомиров А. В. Физические аспекты реактора IV поколения ВВЭР-СКД / А. В. Тихомиров, В. М. Махин, П. М. Кинаш // Водо-водяные энергетические реакторы сверхкритического давления (ВВЭР-СКД): Сборник статей и др. материалов. — 2006. — С. 62—64.
10. Введение в использование методологии ИНПРО для оценки ядерно-энергетических систем: Серия изданий МАГАТЭ по ядерной энергии, № NP-T-1.12. — Вена: МАГАТЭ, 2011. [Электронный ресурс]. — Режим доступа: [http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1478R\\_web.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/Pub1478R_web.pdf)
11. Базаров И. П. Термодинамика: Учеб. для вузов / И. П. Базаров. — М.: Высшая школа, 1991. — 376 с.
12. Реакторы, охлаждаемые водой сверхкритического давления при двухфазной схеме движения теплоносителя / Ю. Д. Баранаев, А. П. Глебов, А. В. Клущин и др. // Водо-водяные энергетические реакторы сверхкритического давления (ВВЭР-СКД): Сборник статей и др. материалов. — 2006. — С. 30—34.
13. Проблемы и перспективы ЛВР нового поколения со сверхкритическим давлением / Ю. М. Семченков, А. С. Духовенский, П. Н. Алексеев и др. // Водо-водяные энергетические реакторы сверхкритического давления (ВВЭР-СКД): Сборник статей и др. материалов. — 2006. — С. 48—51.
14. Чуркин А. Н. Общее описание систем безопасности и систем нормальной эксплуатации проекта ВВЭР-СКД / А. Н. Чуркин, В. А. Мохов, В. М. Махин // Водо-водяные энергетические реакторы сверхкритического давления (ВВЭР-СКД): Сборник статей и др. материалов. — 2006. — С. 90—96.
15. Барбашев С. В. Світ атомної енергетики / С. В. Барбашев, Р. Г. Зібницький, С. О. Шимчев; за ред. С. В. Барбашева. — Одеса: Астропринт, 2012. — 144 с.
16. Самойлов О. Б. Безопасность ядерных энергетических установок: учебное пособие для вузов / О. Б. Самойлов, Г. Б. Усынин, А. М. Бахметьев. — М.: Энергоатомиздат, 1989. — 280 с.
17. Тевлин С. А. Атомные электрические станции с реакторами ВВЭР-1000: учебное пособие для вузов / С. А. Тевлин. — М.: Изд. дом МЭИ, 2008. — 358 с.
20. Основополагающие принципы безопасности. Основы безопасности: Нормы МАГАТЭ по безопасности, № SF-1. — Вена: МАГАТЭ, 2007. [Электронный ресурс]. — Режим доступа: [http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/pub1273r\\_web.pdf](http://www-pub.iaea.org/MTCD/publications/PDF/pub1273r_web.pdf)
21. НП 306.2.141-2008. Загальні положення безпеки атомних станцій (ЗПБ АС-2008). — К.: ДКЯРУ, 2008. — 62 с.
22. Годун О. В. Стратегические исследования перспектив развития ядерной генерации Украины в рамках проекта МАГАТЭ INPRO / О. В. Годун, В. Н. Кирьянчук. [Электронный ресурс]. — Режим доступа: <http://www.atominfo.ru/news/p0084.htm>.
23. Афанасьев А. А. Подходы при выполнении оценки инновационной ядерно-энергетической системы Украины с использованием методологии INPRO / А. А. Афанасьев, Н. И. Власенко. [Электронный ресурс]. — Режим доступа: [http://vant.kipt.kharkov.ua/ARTICLE/VANT\\_2007\\_2/article\\_2007\\_2\\_23.pdf](http://vant.kipt.kharkov.ua/ARTICLE/VANT_2007_2/article_2007_2_23.pdf)

Получено 19.06.2015