

6. **Попов А.К.** Основы управления ядерным реактором. Учебн. пос. М.: МГУ им. М.В. Ломоносова, 2012. 208 с.
7. **Кипин Дж.** Физические основы кинетики ядерных реакторов. Пер. с англ. М.: Атомиздат, 1967.
8. **Kalman R., Bucy R.** New results in linear filtering and prediction theory. — Trans. ASME, J. Basic Engng, 1961, v. 83D, p. 95—108.
9. **Попов А.К.** О статистически оптимальном регулировании энергии импульсов быстрого реактора. — Атомная энергия, 1971, т. 31, вып. 3, с. 269.
10. **Попов А.К., Марачев А.А.** О статистически оптимальных алгоритмах регулирования для различных режимов работы импульсного реактора: Сообщение ОИЯИ P13-2002-277, 2002.
11. **Popov A.K., Marachev A.A.** On statistically optimal algorithms of regulation of a pulsed reactor. — In: Nuclear Waste Research: Siting, Technology and Treatment. New York: Nova Science Publishers, Inc., 2008, p. 107—141.
12. **Marachev A.A., Peryolyshev Yu.N., Popov A.K.** Statistically optimal filter for IBR-2 mean power estimation. — Ann. Nucl. Energy, 2008, № 35, p. 1779—1784.

Поступила в Редакцию 1.07.14

УДК 621.039.524.44+621.039.311.2:621.039

ПРОБЛЕМЫ ПЕРЕХОДА НА СВЕРХКРИТИЧЕСКИЕ ПАРАМЕТРЫ ТЕПЛОНОСИТЕЛЯ В ЯДЕРНОЙ ЭНЕРГЕТИКЕ

*Силин В.А., Семченков Ю.М., Алексеев П.Н., Митькин В.В. (НИЦ «Курчатовский ин-т», г. Москва),
Зорин В.М., Хлопов Р.А. (НИИ «МЭИ», г. Москва)*

Значительное улучшение характеристик легководных реакторных установок связывается с переходом на сверхкритическое давление воды в первом контуре. Такой переход объясняется однофазностью воды во всем диапазоне температуры, резким изменением плотности и ростом теплоемкости в окрестности температуры, определяемой как псевдокритическая. Эти свойства воды позволяют:

повысить температуру и таким образом достичь к.п.д. выше 40%;

увеличить коэффициент воспроизводства, что способствует замыканию ядерного топливного цикла;

поддерживать критичность реактора в процессе кампании изменением спектра нейтронов;

повысить безопасность АЭС при переходе на интегральный тип установок.

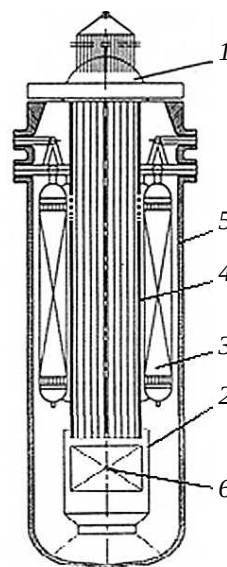
Исследования по использованию в качестве теплоносителя воды сверхкритического давления начались в 1960-х гг. В ИАЭ им. И.В. Курчатова рассматривались три типа установок:

одноконтурные, в которых вода насосом подается в реактор, превращается в пар, поступающий затем в паротурбинную установку;

двухконтурные петлевые, в которых вода подается в реактор, нагревается и поступает в парогенератор, где вода второго контура превращается в пар, поступающий в паротурбинную установку;

двухконтурные с интегральным расположением оборудования — парогенераторы размещаются в кольцевом пространстве между корпусом реактора и обечайкой активной зоны (рис. 1).

В НИЦ «Курчатовский институт» в 1990-е годы совместно с другими организациями было разработано техническое предложение интегральной реакторной установки В-500 СКДИ электрической мощностью 515 МВт с естественной циркуляцией теплоносителя, давлением



Р и с. 1. Компоновка основного оборудования первого контура В-500 СКДИ: 1 — активная зона; 2, 5, 6 — шахта, корпус, крышка реактора соответственно; 3 — парогенератор; 4 — подъемный участок

в первом контуре 23,6 МПа [1, 2]. В последние годы возобновились исследования корпусных реакторов с легководным теплоносителем сверхкритических параметров. Такие реакторы, имеющие общие черты с ВВЭР и быстрыми, позволяют в дальнесрочной перспективе с высокой эффективностью преобразовывать энергию в замкнутом ядерном топливном цикле с выходом на режим самообеспечения топливом (см. таблицу).

Для перехода в ядерной энергетике на реактор со сверхкритическим давлением теплоносителя требуется решить сложные технические проблемы.

Теплоотдача и гидравлическое сопротивление. Наиболее сложными являются исследование теплогидравлических процессов при течении воды сверхкритического давления в реакторных установках и создание на этой основе надежных расчетных методик [5].

Проведенные в настоящее время исследования были направлены, в первую очередь, на использование воды сверхкритического давления на ТЭС. Эксперименты показали сложный характер теплообмена при течении жидкостей сверхкритического давления. Режимы теплоотдачи условно можно разделить на следующие:

нормальный теплообмен — изменение температуры стенки по длине экспериментального участка можно считать монотонным;

ухудшенная теплоотдача — температура жидкости меньше, стенки больше псевдокритической. На некоторой длине опытного участка коэффициент теплоотдачи снижается в несколько раз;

высокочастотные пульсации давления частотой 0,1—10 кГц и амплитудой до 10 МПа при температуре режима ухудшенной теплоотдачи.

Достаточного понимания физических процессов, определяющих тот или иной режим, нет. Для описания теплоотдачи в режиме нормального теплообмена предложены существенно различающиеся расчетные зависимости, как правило, описывающие эксперименты в ограниченном диапазоне определяющих параметров.

Теплоотдачу к воде сверхкритического давления в многостержневых сборках исследовали только в двух отечественных работах [1, 6]. В НИЦ «Курчатовский институт» эксперименты проводили в замкнутом циркуляционном контуре при давлении воды 23,5 и 30 МПа [1]. Экспериментальные участки обогревали выпрямленным током. Длина обогреваемой части 880 мм. Участки отличались числом (7 и 19) и диаметром твэлов (5,6 и 4 мм соответственно). Гидрав-

Характеристики легководных реакторов с закритическим давлением теплоносителя

Параметр	В-500 СКДИ [1]	ВВЭР-СКД [3]	В-670 СКДИ	ПСКД	SCWR [4] (США)
Спектр нейтронов	Резонансно-тепловой	Быстро-резонансный	Резонансно-тепловой	Быстро-резонансный	Тепловой
Число контуров	2	1	2	2	1
Мощность, МВт:					
электрическая	515	1647	670	607	1600
тепловая	1350	3830	1634	1430	3575
Теплоноситель:					
давление, МПа	23,6	24,5	24	24,5	25
температура, °С	365—381	290—540	375—395	390—500	280—500
К.п.д., %	38,1	До 43	41	42,5	44,8
Активная зона:					
высота, м	4,2	3,76	4,2	1,5	—
диаметр, м	2,7	3,37	2,7	3,0	3,9
КВ	0,83	0,93	0,84	1	—
Плотность теплового потока в активной зоне, МВт/м ² :					
средняя	0,37	0,52	0,38	0,55	0,6
максимальная	0,63	1,24	0,63	0,98	1,22

лический диаметр ячейки 19-стержневой сборки составлял 3,23 мм. Энтальпия жидкости изменялась в интервале 1470—3000 кДж/кг, массовая скорость — 2000—5500 кг/(м²·с), плотность теплового потока — 1,16—4,59 МВт/м², отношение плотности теплового потока к массовой скорости — 0,32—0,84 кДж/кг. Для 7-стержневой сборки гидравлический диаметр составлял 3,68 мм, энтальпия жидкости изменялась в диапазоне 1000—3050 кДж/кг, массовая скорость — 350—2300 кг/(м²·с), плотность теплового потока — 0,4—1,84 МВт/м², отношение плотности теплового потока к массовой скорости — 0,3—1,7 кДж/кг. Анализ показал:

температура теплоотдающей поверхности элементов в исследованной области параметров при температуре жидкости меньше псевдокритической и отношении плотности теплового потока к массовой скорости меньше 0,8 кДж/кг, как правило, соответствовала расчетной с погрешностью $\pm 15\%$ [7];

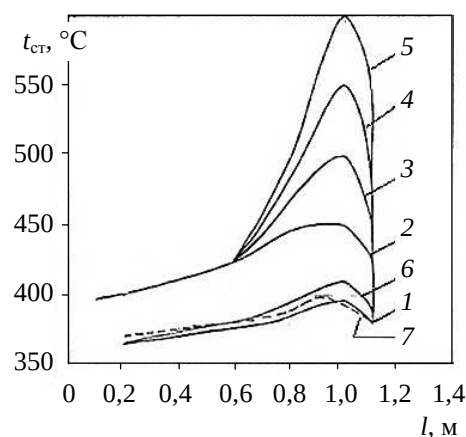
при температуре жидкости больше псевдокритической и отношении плотности теплового потока к массовой скорости больше 0,8 кДж/кг средняя по длине пучка температура стенки выше расчетной, наблюдался большой разброс температуры по элементам, что может быть связано с появлением и смывом отложений на их поверхности;

при постоянных режимных параметрах — высокой массовой скорости теплоносителя в области отношения плотности теплового потока к массовой скорости больше 0,6 кДж/кг наблюдалось иногда плавное, иногда скачкообразное изменение распределения температуры по длине элементов (рис. 2);

при сливе воды сразу после отключения нагрузки в режимах с ростом температуры стенки на поверхности элементов обнаружено большое количество оксидов железа и меди, что требует дополнительных исследований. Подобные режимы были получены и в опытах на трубах [8];

в исследованном диапазоне параметров режимы с ухудшением теплоотдачи не наблюдали.

Во ВТИ эксперименты были проведены на проточном стенде в вертикальном канале с восходящим потоком [6]. Воду подавали из котла. Экспериментальный участок представлял собой 7-стержневой плотноупакованный в шестигран-



Р и с. 2. Распределение температуры стенки по длине l одного из элементов 19-стержневого канала в режиме с ростом температуры стенки $t_{ст}$ во времени при постоянных давлении 30 МПа, массовой скорости 2000 кг/(м²·с), температуре на входе 340 °С, отношении плотности теплового потока к массовой скорости 0,3 кДж/кг в режимах 1, 6, 7, 0,78 кДж/кг в режимах 2, 3, 4, 5. Время измерений: до 3 ч (1), 3 ч 10 мин (2), 3 ч 30 мин (3), 3 ч 50 мин (4), 4 ч 10 мин (5), 4 ч 20 мин (6), перед режимом 7 перерыв 2 ч при $q = 0$

ный тонкостенный кожух пучок трубок наружным диаметром 5,2 мм, длиной 500 мм. Трубки обогревали постоянным электрическим током. Наружные трубки пучка использовали в качестве импульсных для измерения перепада давления. Отборы давления по одному от каждой из шести трубок пучка располагали через 90 мм вдоль канала. Температуру стенки измеряли только в центральной трубке в 10 точках по длине с помощью подвижного термопарного зонда. Опыты проведены при давлении 25,5 МПа, температуре воды 90—570 °С, массовой скорости 500—4000 кг/(м²·с), плотности теплового потока до 4,7 МВт/м², отношении плотности теплового потока к массовой скорости до 1,27 кДж/кг. В опытах использовали пять сборок, гидравлический диаметр варьировал от 2,15 до 2,77 мм. Всего было проведено 59 опытов.

Результаты опытов также существенно отличаются от полученных в экспериментах на трубках и в кольцевых каналах. Не обнаружены режимы ухудшенной теплоотдачи даже при большом отношении плотности теплового потока к массовой скорости. Причиной этого могут быть как появление шероховатости на теплоотдающей поверхности за счет оксидов металлов, так и сложная геометрия каналов и перегородки теплоносителя между ячейками. В экспериментах на трубах в первом приближении за условие

появления режима ухудшенного теплообмена можно принять отношение плотности теплового потока к массовой скорости больше 0,8 кДж/кг. Наблюдались режимы с низкочастотными пульсациями давления (период 25—30 с) с амплитудой до 5 МПа в области массовой скорости выше 2000 кг/(м²·с) при относительно высокой плотности теплового потока. Локальные коэффициенты теплоотдачи и гидравлического сопротивления зависели от предыстории потока, что потребовало корректировки соответствующих формул, описывающих теплоотдачу [9].

Сложность экспериментальных исследований делает актуальной разработку расчетно-теоретических методов теплообмена при течении жидкостей с резко переменными свойствами. Закономерности турбулентного обмена в потоках таких жидкостей изучены недостаточно. Также из-за сложности систем уравнений, описывающих данные процессы, возникают трудности при моделировании турбулентного переноса в каналах сложной геометрии. Для глубокого понимания этого процесса необходимы экспериментальные исследования профилей скорости и структуры потока в различных режимах теплообмена и на основе этого разработка модели тепломассообмена при течении жидкостей с резкопеременными свойствами.

Необходимость создания надежных методик расчета температуры оболочек твэла с учетом ее значительного изменения по периметру, особенно при малом гидравлическом диаметре ячейки, обусловлена тем, что потребуются материалы, работающие при высокой температуре. Как показали эксперименты [1, 6], теплоотдача к воде сверхкритического давления в сборках может быть описана зависимостями, структурно похожими на зависимости для расчета теплообмена в трубах. При этом будет получен средний коэффициент теплоотдачи по периметру оболочки твэла. Изменение температуры по периметру имитаторов твэлов в экспериментах измерить сложно, в первую очередь, из-за их малого диаметра. Распределение температуры по длине и окружности оболочки твэла, рассчитанное с помощью основанного на усредненных по Рейнольдсу уравнениях Навье—Стокса CFD-кода класса FLUENT [10, 11] применительно к течению жидкостей сверхкритического давления при резком изменении свойств по сечению по-

тока для европейского проекта HPLWR, показывает ее значительную неравномерность, превышающую 200 °С по периметру. При этом разница температуры теплоносителя в различных ячейках достигает 200 °С на одной высоте.

Пока нет надежных расчетов температуры оболочек твэлов в активной зоне. Для одноконтурной установки SCWR (США) оценена максимальная температура оболочки твэлов в стационарных режимах на номинальной мощности, переходных и аварийных [12]. При температуре теплоносителя на выходе из активной зоны 500 °С на номинальной мощности она составляет 700—740 °С. Но в оценке не учтены изменение температуры по периметру оболочки твэла и тепловое сопротивление оксидов на поверхности твэлов, что может увеличить на 200—300 °С максимальную локальную температуру. Теплоноситель в активных зонах одно- и двухконтурных петлевых реакторных установок нагревается при достаточно близких параметрах, поэтому и температура оболочек твэлов также должна быть близкой.

Максимальная температура оболочек твэлов в номинальных режимах для интегральной реакторной установки В-670 СКДИ, оцененная по зависимости [7], составляет 480 °С [13].

Водоподготовка, водно-химический режим и радиоллиз в реакторных установках сверхкритического давления. Эксплуатация котлов сверхкритического давления показала, что коррозия металлов контура теплоносителя и выпадение оксидов на теплопередающую поверхность требуют пристального внимания [14]. Примерно 20% перепада температуры приходится на слой отложений оксидов железа, образовавшийся в результате коррозии теплопередающей поверхности. Но надежной зависимости для такого расчета нет. С учетом распределения температуры теплоносителя по сечению канала в активной зоне можно ожидать окисления части оболочек твэлов с температурой ниже псевдокритической.

Для ВВЭР-СКДИ эти проблемы решить значительно легче, чем для одноконтурных и двухконтурных петлевых реакторных установок, поскольку удельная поверхность коррозии металлов первого контура значительно меньше, значит, и выпадение оксидов на теплопередающую поверхность также будет значительно

меньше из-за их относительно меньшего количества в воде контура и более низких тепловых потоков в активной зоне.

Безопасность АЭС с реакторной установкой сверхкритического давления. Надежных данных о нестационарных процессах теплообмена и гидравлического сопротивления при истечении воды из реактора сверхкритического давления в настоящее время нет. Но можно оценить развитие максимальной проектной аварии на основе сравнения с аналогичной на ВВЭР-1000. Сравнение будет корректным, поскольку по оценкам давление в петлевой реакторной установке при максимальной проектной аварии упадет ниже критического в течение нескольких секунд после начала [15].

Отличия в развитии аварий будут связаны, в первую очередь, со значительно меньшим гидравлическим диаметром каналов для прохода теплоносителя в активной зоне реакторной установки сверхкритического давления, более высокой начальной температурой теплоносителя и конструкций, меньшей массой теплоносителя в объеме первого контура и, вероятно, значительно меньшим запасом для повышения температуры оболочек твэлов от рабочей до максимально допустимой.

При максимальной проектной аварии на одноконтурных и двухконтурных петлевых реакторных установках сверхкритического давления вследствие теплоотдачи в активной зоне на начальном этапе, в основном, к перегретому пару можно ожидать значительно большего прироста температуры оболочек твэлов, чем при авариях на ВВЭР. Расчет с помощью кода CATNARE [15] показал, что максимальная средняя по периметру температура оболочек твэлов в ТВС одноконтурной SCLWR-H достигнет 1500 °C через 2 с после начала аварии. Давление в реакторе упадет ниже критического, начнется подача воды из гидроемкостей системы безопасности. До повышения уровня воды до низа твэлов активная зона будет охлаждаться перегретым паром с небольшим расходом, температура твэлов будет возрастать со скоростью 20—25 °C/с и может достичь 2500 °C. Из-за снижения гидравлического диаметра каналов активной зоны в одноконтурных и двухконтурных петлевых установках сверхкритического давления примерно в 3 раза относительно ВВЭР-1000 возникнут трудности с ее охлажде-

нием при максимальной проектной аварии. Чтобы температура оболочек твэлов на данном этапе аварии была близка к температуре оболочек твэлов ВВЭР-1000, необходим в 3 раза больший массовый расход теплоносителя. При этом перепад давления в активной зоне из-за большего отношения высоты к гидравлическому диаметру возрастает более чем в 10 раз. Но движущий напор для обеих реакторных установок будет примерно одинаковым и определяться разностью массы жидкости в активной зоне и за ее пределами в корпусе реактора. Нерасплавление активной зоны в большом наборе рассматриваемых аварий не представляется возможным. Таким образом, для одноконтурных и двухконтурных петлевых реакторных установок потребуются разработка новых способов предотвращения расплавления активной зоны в авариях, связанных с разгерметизацией первого контура и обеспечением АЭС. Для одноконтурной установки потребует решения выброс радионуклидов в машинный зал.

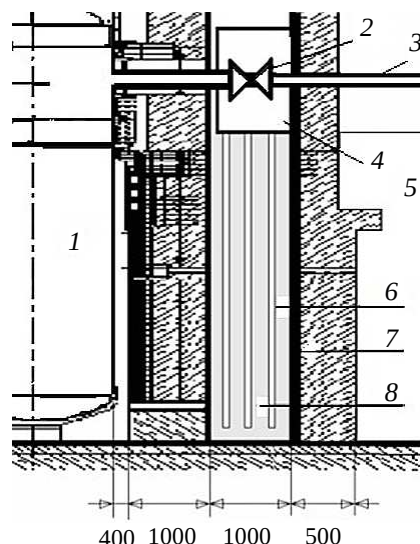
Ранее было отмечено, что переход на интегральную компоновку связан с повышением безопасности в сравнении с одноконтурной или петлевой, что обеспечивается внутренне присущими такому реактору свойствами, а также активными и пассивными системами безопасности [16, 17]. Переход на интегральную компоновку обеспечивает локализацию реакторной установки в небольшом объеме, исключает быстрое осушение первого контура, а также аварии, связанные с резким снижением расхода теплоносителя первого контура. Компактность позволяет использовать страховочный корпус, что резко сокращает выбросы радиоактивных веществ в атмосферу при авариях. Поддержание критичности активной зоны регулированием спектра нейтронов дает возможность исключить аварии, связанные с выбросом органов регулирования или попаданием в активную зону воды без бора.

Система аварийного охлаждения реакторной установки СКДИ включает в себя две независимые системы. Активная часть САОЗ первого контура состоит из двух независимых каналов, включающих в себя насосы высокого и низкого давления, расхолаживающие реактор независимо от других систем. Пассивная часть имеет емкость высокого и бак низкого давления, соединенные общим трубопроводом, который подает борированную воду в зону опускного

участка реактора и зону верхней камеры смешения. САОЗ второго контура предназначена для отвода остаточного тепловыделения через парогенератор и состоит только из пассивных элементов. Вода из гидроемкостей подается в линию подачи воды второго контура в парогенераторе, пароводяная смесь поступает в водовоздушный теплообменник, расположенный на достаточной высоте, где пар конденсируется, конденсат направляется в трубопроводы подачи питательной воды в парогенератор. Страховочный корпус локализует выброс радионуклидов и теплоносителя из реактора в случае разгерметизации первого контура до быстродействующих запорно-отсечных клапанов, а также охлаждает реактор в случае аварии с расплавлением активной зоны.

Для лучшего понимания безопасности интегральных реакторов были рассмотрены два аварийных сценария: полное обесточивание блока (с отказом аварийных дизель-генераторов) и полное обесточивание, которое сопровождается разрывом трубопровода, связывающего реактор с компенсатором давления. Аварийные процессы анализировали с помощью разработанного в НИЦ «Курчатовский институт» кода ВОЛГА2. Результаты расчета первого сценария аварии показывают надежное охлаждение активной зоны фактически неограниченное время.

Наиболее тяжелая гипотетическая авария сопровождается полным обесточиванием и разрывом трубопровода Ду 150 мм в пределах страховочного корпуса перед быстродействующим запорно-отсечным клапаном. Пассивная система сбрасывает образующийся при истечении пар в нижнюю часть страховочного корпуса, заполненную водой (рис. 3). Повышение давления приводит к разрушению мембран, разделяющих нижнюю емкость страховочного корпуса и пространство вокруг корпуса реактора. Вода, попадающая в это пространство, охлаждает корпус реактора. Повышение давления в страховочном корпусе до 0,2 МПа разрушает мембраны, отделяющие его пространство от основной части защитной оболочки. Давление в защитной оболочке возрастает на $4 \cdot 10^{-4}$ МПа, т.е. почти не изменяется. При этом температура оболочек твэлов не превышает температуру в рабочем режиме. Таким образом, не потребуется создание материалов оболочек с рабочей температурой выше номинальной. Анализ подтвердил



Р и с. 3. Размещение реактора: 1 — реактор; 2 — быстродействующие запорно-отсечные клапаны; 3 — трубопроводы; 4 — кольцевая камера; 5 — грунт; 6 — трубы; 7 — страховочный корпус; 8 — вода

высокую безопасность интегральных реакторных установок.

Исследования истечения теплоносителя из корпуса реактора и теплообмена в активной зоне в этот период окажутся значительно меньшими в сравнении с аналогичными для одноконтурного и двухконтурного петлевого реакторов.

Технико-экономические показатели АЭС с реакторной установкой сверхкритического давления. Проведение оценок с достаточной точностью в настоящее время осложнено недостаточной проработкой проектов. Удельные строительные площади даже одноконтурных установок будут близки к соответствующим для ВВЭР-1000. В них не будет парогенераторов, но потребуется размещение оборудования для вывода из теплоносителя оксидов металлов, для двухконтурной — две системы. Также не следует рассчитывать на резкое снижение удельного объема защитной оболочки, поскольку ее объем определяется поступлением пара и тепла за длительный период времени, а не только в момент разгерметизации контура. Но даже относительно небольшой выброс пара из первого контура с высоким запасом энергии может повысить давление под защитной оболочкой.

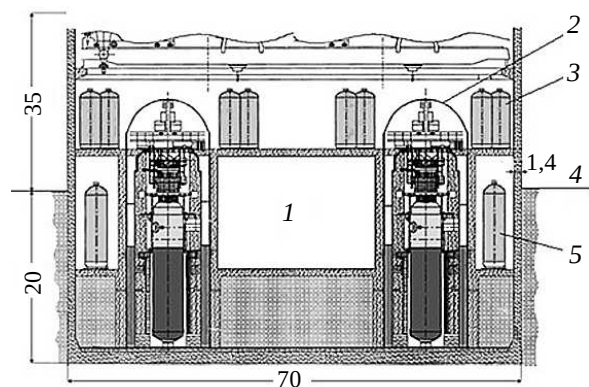
С учетом систем безопасности и вывода оксидов металлов из теплоносителя трудно ожидать резкого снижения металлоемкости оборудования. Срок строительства АЭС будет немно-

го меньше срока сооружения АЭС с ВВЭР-1000, удельные капитальные затраты немного ниже, то же относится и к стоимости отпускаемой электроэнергии.

Важной особенностью ВВЭР-СКДИ является страховочный корпус, что позволяет исключить устройство локализации расплава активной зоны, вместо дорогостоящей герметичной оболочки можно построить прямоугольное здание с толщиной стен 1,4 м, рассчитанное только на внешнюю нагрузку. Интегральная компоновка способствует также заметному снижению удельных площадей размещения оборудования в сравнении с ВВЭР-1000. В реакторном здании предлагается разместить, по крайней мере, две реакторные установки В-670 СКДИ, что позволит иметь один общий бассейн выдержки топлива, одну общую турбину, взаимодополняющие системы аварийного охлаждения активной зоны. Страховочный корпус предполагается разместить в шахте глубиной 20—25 м, диаметром 10—12 м (рис. 4). Корпус можно будет охлаждать подачей воды из прудов за счет разницы уровней воды.

Вследствие упрощения строительства АЭС, снижения металлоемкости оборудования и удельного расхода строительных материалов можно ожидать снижение капитальной составляющей себестоимости электроэнергии на 35—40%. Срок сооружения двухблочной АЭС может составить 70 мес, что близко к прогнозируемому фирмой «Вестингауз» (США) сроку сооружения АЭС с интегральным реактором SMR.

Основные характеристики В-670 СКДИ со спектральным регулированием следующие:



Р и с. 4. Компоновка реакторного здания: 1 — бассейн выдержки отработавших ТВС; 2 — страховочный корпус; 3 — гидроемкости САОЗ; 4 — уровень земли; 5 — компенсатор давления

ТВС:	
число . . .	163
шаг расположения, см . . .	19,5
ТВэлы:	
число в ТВС . . .	252
шаг решетки, мм . . .	11,73
внешний диаметр, мм . . .	8
материал оболочки . . .	Сталь или циркониевый сплав
толщина оболочки, мм . . .	0,5
Линейная мощность ТВэла, Вт/см:	
средняя . . .	94,7
максимальная . . .	159
Максимальная температура оболочки ТВэла, °С . . .	484
Максимальная массовая скорость теплоносителя в ТВС, кг/(м ² ·с) . . .	800
Загрузка топлива (тяжелых ядер) в активную зону, кг . . .	55 040
Средний топливный цикл ТВС, эф. сут . . .	1768
Среднее обогащение топлива подпитки плутонием, % . . .	18,5
Среднее выгорание топлива в активной зоне, МВт·сут/кг . . .	52,5
Среднее отношение массы выгружаемого делящегося материала к массе загружаемого . . .	0,828

С точки зрения экологии и экономики использование ядерных реакторов для комбинированной выработки электрической и тепловой энергии оптимально. Для АТЭЦ с В-670 СКДИ полный к.п.д. при отпуске 600 МВт теплоты потребителю может быть выше 73%. В конденсационном режиме работы турбины около 60% теплоты сбрасывается с охлаждающей водой. В режиме работы АТЭЦ тепловые сбросы могут быть снижены вдвое и более. В этом случае экономически оправданным может быть использование сухих градирен, вода в которых охлаждается в оребренных металлических теплообменниках конвективным путем. В отличие от мокрых градирен потерь воды нет. Сухие градирни не ухудшают экологическую обстановку и не требуют наличия больших водоемов в зоне размещения АЭС.

Для В-670 СКДИ, как и почти для всех интегральных реакторов при докритическом давлении (SIR, MAP, SMR), рассматривался вариант с циркуляционными насосами, установка которых позволит увеличить электрическую мощность до 1000 МВт, высоту корпуса снизить на 5 м при той же температуре теплоносителя.

Заключение. Таким образом, при разработке одноконтурных и двухконтурных петлевых

реакторных установок требуется решить большое число сложных проблем, важнейшей из которых является обеспечение приемлемого уровня безопасности. В то же время накопленные к настоящему времени результаты свидетельствуют, что задачи, стоящие перед разработчиком интегральных установок, могут быть решены.

СПИСОК ЛИТЕРАТУРЫ

1. **Silin V.A., Voznesensky V.A., Afrov A.M.** The light water integral reactor with natural circulation of the coolant at supercritical pressure B-500 SKDI. — Nucl. Engng Design, 1993, v. 144, p. 327—336.
2. **Silin V.A., Voznesensky V.A., Afrov A.M.** The light water integral reactor with natural circulation of the coolant at supercritical pressure B-500 SKDI. — In: Intern. Conf. on Design and Safety of Advanced Power Plants. Tokyo, Japan, October 25—29, 1992, p. 4.6—1-7.
3. **Глебов А.П., Клушин А.В.** Реактор с быстрорезонансным спектром нейтронов, охлаждаемый водой сверхкритического давления при двухходовой схеме движения теплоносителя. — Атомная энергия, 2006, т. 100, вып. 5, с. 349—355.
4. **Buongiorno J., MacDonald P.** Supercritical Water Reactor (SCWR). Progress Rep. for the FY-03 Generation-IV R&D Activities for the Development of the SCWR in the US. September 30, 2003.
5. **Pioro I., Duffey R.** Heat Transfer and Hydraulic Resistance at Supercritical Pressures in Power Engineering Applications. NY: ASME Press, 2007.
6. **Дядякин Б.В., Попов А.С.** Теплоотдача и гидравлическое сопротивление тесного семистержневого пучка, охлаждаемого потоком воды при закритических параметрах состояния. — Труды ВТИ, 1977, № 11, с. 244—253.
7. **Краснощекоев Е.А., Протопопов В.С.** Экспериментальное исследование теплообмена двуокиси углерода в сверхкритической области при больших температурных напорах. — Теплофизика выс. темп., 1966, т. 4, № 3, с. 389—398.
8. **Алексеев Г.В., Силин В.А., Смирнов А.М., Субботин В.И.** Исследование температурных режимов стенки трубы при теплосъеме водой сверхкритического давления. — Там же, 1968, т. 6, № 4, с. 769—774.
9. **Силин В.А., Семченков Ю.М., Алексеев П.Н., Миткин В.В.** Исследование теплообмена и гидравлического сопротивления при течении воды сверхкритических параметров применительно к реакторным установкам. — Атомная энергия, 2010, т. 108, вып. 6, с. 340—347.
10. **Sharabi M., Amborosiny W., Forgoni N., He S.** SCWR rod bundle thermal analysis by a CFP code. — In: Proc of ICONE-16. USA, May 11—15, 2008, p. 495—501.
11. **Shang Z., Yao Y.** CFD investigation of heat transfer in supercritical water cooler flow through 3x3 fuel rod bundles. — Ibid., p. 171—177.
12. **Oka Y., Ishiwatary Y., Koshizuka S.** Research and development of super LWR and super fast reactor. — In: Proc. 3rd SCWR Symp. Design and Techn. China, March 21—15, 2007, p. 283—289.
13. **Силин В.А., Семченков Ю.М., Алексеев П.Н. и др.** Проблемы перехода на сверхкритическое давление воды в атомной энергетике и возможные пути их преодоления. — В сб.: Обеспечение безопасности АЭС. Подольск, ОКБ «Гидропресс», 2013, с. 198—214.
14. **Орнатский А.П., Дашниев Ю.Г., Перков В.Г.** Парогенераторы сверхкритического давления. Киев: Виша школа, 1980.
15. **Dumaz P., Antoni O.** The extension of the CATHARE2 computer code above the critical point applications to supercritical light water reactor. — In: NURETH-10. Korea, October 5—9, 2003, p. 322—328.
16. **Turk R., Watzie R.** The minimum attention plant inherent safety through LWR simplification. — In: Paper for ASME Winter Annual Meeting. Anaheim, California, December 7—11, 1986, p. 271—279.
17. **Gibson I.H., Hayns M.R., Rogers J.M.** Acceptance and licensing of advanced reactor innovations. — In: Intern. Conf. on Design and Safety of Advanced Power Plants. Tokyo, Japan, October 25—29, 1992, p. 4.3—1-6.

Поступила в Редакцию 28.08.14

УДК 621.039.5

МОДЕЛИ ТЕПЛООБМЕНА КОДА СОКРАТ-БН ДЛЯ РАСЧЕТА КИПЕНИЯ НАТРИЯ В КАНАЛАХ РАЗНОЙ ГЕОМЕТРИИ

*Кудашов И.Г., Усов Э.В., Бутов А.А., Вожаков И.С., Прибатурин Н.А.,
Лежнин С.И., Кузнецова М.Е. (Новосибирский филиал ИБРАЭ РАН, г. Новосибирск),
Виноградова Ю.Ю., Чалый Р.В., Семенов В.Н., Фокин А.Л., Рыжов Н.И. (ИБРАЭ РАН, г. Москва)*

Код СОКРАТ-БН разработан для расчетного обоснования безопасности реакторов с жидкометаллическим и, в частности, натриевым теплоносителем. Он является интегральным кодом, позволяющим одновременно моделировать про-

цессы разной физической природы (механика, теплогидравлика, нейтронная физика, перенос радионуклидов) в переходных и аварийных режимах, связанных с нарушением в работе оборудования всех контуров реактора, включая за-