

УДК 621.039.5

**В.М. КОВЕЦКИЙ** (Институт общей энергетики НАН Украины), **М.М. КОВЕЦКАЯ**, канд.техн.наук (Институт технической теплофизики НАН Украины)

## НАПРАВЛЕНИЯ РАЗВИТИЯ ТЕХНОЛОГИЙ ЯДЕРНЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УСТАНОВОК. ЛЕГКОВОДНЫЕ РЕАКТОРЫ

Представлены перспективные технологии ядерных энергетических установок и направления их развития.

Актуальной проблемой атомной энергетики является необходимость совершенствования ядерных реакторов в целях увеличения срока их службы, повышения ядерной и радиационной безопасности, увеличения маневренности, максимального использования ядерного топлива, обеспечения устойчивости к сейсмическим и ударным нагрузкам.

Подавляющее большинство эксплуатируемых в мире ядерных реакторов – это реакторы с водой под давлением PWR и ВВЭР (65,4% по установленной мощности), затем кипящие реакторы BWR (22,2%) и тяжеловодные реакторы PHWR (CANDU) (5,3%) [1].

### Реакторы с водой под давлением типа PWR

Среди перспективных реакторов PWR большой единичной мощности лидирует разрабатываемый совместно Францией и Германией новый Европейский реактор EPR мощностью более 1500 МВт(э). Этот реактор будет использоваться для замены энергоблоков с PWR, демонтируемых во Франции и Германии по окончании срока службы, и в дальнейшем станет стандартной экспортной моделью для европейских стран [2].

Реактор EPR соединяет в себе преимущества двух своих предшественников: французского реактора N4 и немецкого Konvoi. Технологическая схема EPR двухконтурная. Модернизация активной зоны позволила ограничиться меньшим обогащением топлива. Проектное выгорание топлива увеличено до 60 ГВт.сут/т, что в сочетании с увеличением его массы в активной зоне позволяет продлить кампанию до 24 месяцев. Конструкция активной зоны допускает использование MOX – топлива (уран и плутоний). Усовершенствован корпус давления: улучшены свойства металла и защита от нейтронного потока за счет использования более массивного внутреннего экрана и увеличения ширины заполненного водой зазора между этим экраном и стенкой корпуса. Это позволило увеличить срок службы реактора до 60 лет [3].

Вертикальные парогенераторы оснащены экономайзером, что позволило увеличить давление во втором контуре на 0,3МПа и соответственно повысить КПД до 37,5. Увеличение расхода теплоносителя и парогенерирующей поверхности позволило поднять тепловую мощность первого контура, в результате чего во втором контуре может быть установлен турбоагрегат мощностью 1850 МВт с электрогенератором мощностью 2100 МВт.

В реакторе предусмотрены четыре независимые подсистемы безопасности, расположенные в различных местах в изолированных отсеках и оснащенные отдельными дизель-генераторами. При тяжелых авариях с расплавлением активной зоны и проплавлением корпуса давления расплав активной зоны (кориум) собирается на дне шахты реактора, откуда после проплавления перегородки попадает на поверхность растекания, где охлаждается водой. Увеличение концентрации водорода и возникновение взрыва в защитной оболочке реакторной установки предотвращается с помощью рекомбинаторов.

Внутренняя защитная оболочка из напряженного бетона должна удерживать давление пароводяной смеси 0,64 МПа. Наружная оболочка из стали и бетона защищает от внешних воздействий. Все вещества, выходящие за пределы внутренней оболочки, должны оставаться в пространстве между оболочками, где осуществляется их улавливание и фильтрация. Здание реактора, хранилище для тепловыделяющих сборок (ТВС) и здание для системы безопасности располагаются на общем фундаменте для обеспечения устойчивости к сейсмическим нагрузкам. Проект EPR лицензирован. Удельные капитальные затраты на сооружение энергоблока составляют 1500 дол./кВт.

Эволюционным развитием реакторов PWR являются проекты System 80+ и APWR, разработанные фирмой Вестингауз. Оба реактора электрической мощностью 1300-1500 МВт с активными системами безопасности имеют близкие основные характеристики. В этих проектах реализован принцип резервирования и разнотипности

оборудования систем безопасности. Для смягчения последствий тяжелых аварий были добавлены четыре новые системы: аварийного понижения давления, аварийного залива корпуса реактора, дожигания водорода и удержания осколков деления.

Японские энергокомпании совместно с фирмой Вестингауз разрабатывают реактор PWR нового поколения, который должен прийти на смену существующим. Предусматривается создание реактора мощностью 1500 МВт с горизонтальными парогенераторами и гибридными системами безопасности (оптимальная комбинация активных и пассивных систем). Согласно требованиям к проекту реактор должен иметь потенциал повышения мощности до 1700 МВт. Будет также разработан вариант реактора меньшей мощности (1000 МВт). Особенностью проекта является размещение главных циркуляционных насосов (ГЦН) на горячих нитках циркуляционных петель. Это позволяет устранить гидрозатворы, возникающие при размещении ГЦН на холодных нитках.

Горизонтальное размещение парогенераторов помогает избежать образования газовых пузырьков в U-образных трубах и обеспечить надлежащее охлаждение активной зоны при естественной циркуляции. Чтобы разместить новые парогенераторы в защитной оболочке (контейнменте) используют стальную сферическую оболочку диаметром 63 м. Это дает больший объем внутреннего пространства, что обеспечивает значительное преимущество при обслуживании и является важным фактором сокращения времени простоев и снижения облучения обслуживающего персонала.

Следующим эволюционным проектом реакторной установки с реактором PWR (1300 МВт(э)) является Южно-Корейский проект CP-1300, основанный на американском проекте System 80+ [4].

К особенностям CP-1300, которые отличают его от предшественника, относятся: увеличение числа топливных сборок для снижения плотности энерговыделения; применение новых, обрамляющих активную зону, резервуаров аварийного впуска воды. Реакторная установка оснащена двумя парогенераторами, четырьмя ГЦН и компенсатором давления. Циркуляционные петли включают две горячие и четыре холодные нитки трубопроводов. Вместо обычных ГЦН центробежного типа устанавливаются центрифужные насосы, обладающие большей инерцией. Для отвода остаточного тепловыделения активной зоны

используется пассивная система конденсации пара питательной воды парогенератора в теплообменнике, погруженном в бак с водой, который расположен вне контейнмента.

Энергоблок будет иметь двойной бетонный контейнмент, оснащенный спринклерной системой для смягчения всплесков давления и температуры в начальной стадии аварии. Для длительного отвода тепла из контейнмента используются внутренние трубчатые конденсаторы паровоздушной смеси.

Для предотвращения выхода расплава активной зоны за пределы корпуса реактора в случае тяжелой аварии предусмотрено охлаждение дна корпуса реактора.

Компания Вестингауз первой начала разработку пассивных систем безопасности, рассматривая их как одну из мер по повышению безопасности и улучшению экономических показателей реакторов средней мощности. Специалисты пришли к выводу, что большее количество и сложность активных систем безопасности реакторов нового поколения большой единичной мощности сделает их изготовление, эксплуатацию и техническое обслуживание слишком дорогим, что ухудшит экономические показатели АЭС. В результате на базе PWR разработан новый реактор AP-600 электрической мощностью 600 МВт.

Особенностью реактора AP-600 является максимально возможное использование пассивных систем безопасности [5, 6]:

- исключение систем аварийной подачи питательной воды, которые заменены системами отвода остаточного тепловыделения с использованием теплоносителя первого контура;
- исключение аварийного электроснабжения от дизель-генератора за счет применения аккумуляторных батарей;
- модификация системы отвода остаточного тепловыделения из активной зоны за счет увеличения объема теплоносителя, участвующего в теплоотводе;
- исключение каких-либо вводов в корпус реактора, расположенных ниже верхней границы активной зоны, что обеспечивает ее заполнение теплоносителем при возникновении небольших течей в системе первого контура;
- размещение баков запаса воды в верхней части защитной оболочки с целью обеспечения пассивного срабатывания спринклерной системы и ее работы в течение трех суток.

К основным отличительным особенностям AP-600 относятся: двухпетлевая схема первого

контур; малая энергонапряженность активной зоны, что дополнительно повышает уровень безопасности и позволяет перейти к плановым перегрузкам активной зоны через 18-24 месяца при глубине выгорания топлива 55 ГВт-сут/т; использование "серых" невыемных поглощающих стержней в системе регулирования активной зоны; увеличенная на 30% емкость компенсатора давления в целях отказа от предохранительных сбросных клапанов в системе первого контура.

В проекте AP-1000 сохранены основные принципы проекта AP-600 [7]. Площадь основания контайнмента и диаметр активной зоны остались без изменения, увеличена высота активной зоны и контайнмента. Изменения, внесенные в проект, связаны главным образом с необходимостью увеличить передачу дополнительной энергии при сохранении уровня безопасности. Увеличена поверхность теплопередачи в парогенераторах в 1,7 раза, объем компенсатора давления в 1,3 раза и повышена производительность циркуляционных насосов в 1,5 раза с одновременным увеличением инерции маховика насоса, что увеличивает время до возникновения кризиса теплоотдачи при авариях, связанных с потерей теплоносителя. Удельные капитальные затраты на сооружение АЭС с AP-1000 составляют 1150 долл./кВт [7], а с AP-600 – 1370 долл./кВт [8]. Реакторная установка AP-600 сертифицирована, а AP-1000 находится в процессе сертификации [9].

Одним из путей увеличения ядерной безопасности легководных реакторов при переходе от третьего поколения к четвертому является использование принципа "конструкционной безопасности", позволяющий резко снизить вероятность возникновения аварии за счет максимального использования своих конструктивных и эксплуатационных характеристик, не прибегая к вмешательству активных или пассивных средств. Такой подход возможен при интегральной конструкции реактора и невозможен при его петлевой компоновке. При интегральной компоновке реактора все компоненты первого контура – насосы, парогенераторы, компенсатор давления и приводные механизмы регулирующих стержней активной зоны – находятся внутри корпуса реактора.

Одним из наиболее разработанных международных проектов модульного реактора с интегральной компоновкой является IRIS. Консорциум IRIS включает более двадцати фирм из девяти стран:

США, Великобритания, Испания, Италия, Россия, Бразилия, Мексика, Япония и Хорватия [10].

IRIS представляет собой модернизированный проект реактора с водой под давлением мощностью 335 МВт(э) и удовлетворяет требованиям, предъявляемым к реакторам нового поколения – повышенная устойчивость к распространению делящихся материалов, увеличенная безопасность, уменьшенное количество радиоактивных отходов. Основные технические характеристики IRIS представлены в таблице 1 [10, 11].

Таблица 1

Параметры	IRIS	ВВЭР-640	ВВЭР-600
Тепловая мощность, МВт	1000	1800	1800
Электрическая мощность, МВт	335	600	600
Давление в реакторе, МПа	15,5	15,7	15,7
Температура теплоносителя на входе/выходе активной зоны, °С	292/330	293,9/323,3	294,5/325
Давление пара в парогенераторе, МПа	5,8	7,06	6,5
Обогащение топлива, % <sup>235U</sup>	4,95	3,6	4
Продолжительность цикла, лет	2,5-4	5-6	1,5-2
Глубина выгорания топлива, ГВт-сут/т	60	42	
Диапазон изменения мощности, % Nном			30-100
КПД, %		35	33

Основными компонентами реактора, расположенными внутри корпуса, являются: активная зона; восемь малогабаритных циркуляционных насосов с электродвигателями; восемь модульных змеевиковых прямоточных парогенераторов; компенсатор давления в верхней крышке корпуса; приводные механизмы системы управления и защиты (СУЗ) и стальной отражатель, окружающий активную зону в опускном участке корпуса реактора. Отражатель вместе с большим объемом воды в опускном канале служит дополнительной экранирующей оболочкой, что позволяет значительно снизить флюэнс нейтронов на корпус реактора и радиационное поле за пределами корпуса. Интегральная конструкция позволяет не иметь емкостей вне корпуса реактора, а также соединительных трубопроводов между ними, что обеспечивает компактную, более экономичную компоновку и исключает проектные аварии с потерей теплоносителя.

Теплоноситель первого контура высокого давления обтекает трубы парогенератора снару-

жи, поэтому они работают на сжатие. Это исключает возможность их растрескивания при коррозии под растягивающим напряжением, которое является причиной более 70% всех случаев разрушения парогенераторных труб.

Объем пара в компенсаторе давления примерно в 1,6 раза больше объема пара в компенсаторе давления реактора PWR большой мощности. В результате такого большого соотношения парового объема и мощности реактор не требует системы впрыска в компенсаторе давления в переходных режимах.

Внутреннее расположение приводных механизмов системы управления и защиты (СУЗ) исключает возможность аварии вследствие их неконтролируемого выброса. Отсутствие проходов для приводов СУЗ в крышке реактора снимает все эксплуатационные проблемы, связанные с коррозионным растрескиванием сварных швов патрубков.

Сферический металлический контейнер IRIS диаметром 25 м, рассчитанный на давление 1,3 МПа и температуру 200°C, значительно меньше контейнера реактора AP-600.

В реакторе IRIS используется активная зона с конструкцией тепловыделяющих сборок идентичной применяемой в PWR. Особенностью конструкции активной зоны IRIS является использование регулирующих стержней с пониженной реактивной способностью ("серых" стержней) для слежения за дневной нагрузкой.

Капитальные затраты на сооружение одного энергоблока с IRIS составляют 1000-1200 долл./кВт. Проект IRIS находится в стадии лицензирования.

### **Реакторы с водой под давлением типа ВВЭР**

В настоящее время в России разработан и лицензирован проект энергоблоков АЭС с реактором третьего поколения ВВЭР-1000/В-392 мощностью 953 МВт(э). Проект основывается на реализации принципов глубоко эшелонированной защиты, которые включают создание ряда физических барьеров на пути выхода радиоактивных веществ в окружающую среду [12].

В проект реакторной установки В-392 были внесены следующие усовершенствования по сравнению с В-320: повышена эффективность и надежность механической системы аварийной защиты реактора без подачи борной кислоты, благодаря увеличению количества рабочих органов СУЗ с 61 до 121; разработана система авто-

матического подавления ксеноновых колебаний; применен новый тип главных циркуляционных насосов.

Концепция безопасности АЭС с реакторной установкой В-392 реализуется путем внедрения новых проектных решений:

1. Применение взаиморезервирующих пассивных и активных систем для обеспечения безопасности.

2. Внедрение двойного железобетонного контейнера с пассивной системой удаления водорода, системой вентиляции и очистки среды из объема кольцевого зазора между оболочками, спринклерной системой и системой удержания расплава активной зоны обеспечивает снижение выбросов и уменьшение размеров санитарно-защитной зоны для проектных аварий и предотвращает превышение предельного аварийного выброса при запроектных авариях, включая тяжелые аварии с полным расплавлением ядерного топлива. Глубина выгорания топлива 40 ГВт·сут/т проектный срок эксплуатации реактора 45 лет, КПД энергоблока 31,8%. Удельные капитальные затраты на сооружение энергоблока с В-392 оцениваются в 920 долл./кВт.

Завершена разработка проекта энергоблока большой мощности ВВЭР-2000/В-352 тепловой мощностью 4700 МВт(т) (2000 МВт(э)) [13]. Снятие транспортных ограничений на габариты грузов позволило увеличить диаметр корпуса реактора до 6,5 м. В результате уменьшился нейтронный поток на корпус реактора и появилась возможность увеличить срок службы корпуса до 50-60 лет. В проекте ВВЭР-2000 применяются вертикальные парогенераторы, но с горизонтальным расположением трубного пучка. Предусмотрена ловушка для удержания расплава ядерного топлива в случае тяжелой аварии. Среднее теплонапряжение в активной зоне такое же, как в ВВЭР-1000/В-320. Число органов СУЗ увеличено до 126, глубина выгорания топлива до 54 ГВт·сут/т. КПД энергоблока оценивается в 42,5%. Отмечается снижение удельных капитальных затрат и численности производственного персонала по сравнению с ВВЭР-1000.

Разработан проект АЭС нового поколения средней мощности с реакторной установкой ВВЭР-640/В-407. Основные технические характеристики ВВЭР-640/В-407 приведены в таблице 1 [13,14]. Особенности проекта являются:

- уменьшение плотности энерговыделения в активной зоне за счет снижения тепловой мощности реактора;

– более высокая эффективность системы регулирования мощности за счет увеличения количества органов регулирования до 121;

– наличие бассейна аварийного отвода тепла от корпуса реактора, который при авариях с потерей теплоносителя после срабатывания пассивных систем залива активной зоны заполняется водой из баков атмосферного давления до уровня, выше горячих патрубков главных циркуляционных трубопроводов;

– отсутствие гидрозатворов на главных циркуляционных трубопроводах и установка главных циркуляционных насосов новой конструкции;

– использование двойной защитной оболочки: внутренней – металлической, диаметром 41 м, рассчитанной на давление 0,5 МПа, внешней – железобетонной;

– повышенная сейсмостойкость установки (до 8 баллов).

Предварительные результаты экспериментов по теплоотводу от днища корпуса позволяют оптимистично оценивать возможность удержания кориума в корпусе реактора. При переводе реактора в "бассейное" состояние организуется отвод тепла естественной циркуляцией от днища корпуса реактора к воде бассейна. Проект АЭС с ВВЭР-640 прошел процедуру лицензирования в России.

В России разработан также проект двухконтурной реакторной установки ВПБР-600 (табл. 1) с водоводяным реактором корпусного типа интегральной компоновки [15]. Повышенная безопасность ВПБР-600 обеспечивается:

– размещением в корпусе реактора основного контура циркуляции теплоносителя, что исключает циркуляционные трубопроводы большого диаметра, а вместе с ними аварии большой и средней течи теплоносителя;

– низким флюэнском нейтронов и отсутствием попадания холодного теплоносителя на корпус, что исключает возможность его хрупкого разрушения;

– высоким уровнем естественной циркуляции теплоносителя, обеспечивающим отвод остаточных тепловыделений при всех авариях;

– замкнутой системой вывода небалансного бора ионообменными фильтрами в процессе эксплуатации;

– пассивными системами и устройствами безопасности.

Активная зона обладает хорошими маневренными характеристиками (30-100%  $N_{ном}$ ), при низ-

ком обогащении топлива (4%  $^{235}\text{U}$ ). Парогенератор – прямоточный, состоит из независимых секций. Главные циркуляционные насосы – центробежные, вертикальные со встроенными герметичными электродвигателями, расположенными под днищем реактора. Работа пассивной системы аварийного отвода тепла от активной зоны осуществляется при естественной циркуляции теплоносителя через блоки теплообменников, расположенных в баках с технической водой, находящихся вне герметичного объема реакторной установки.

Страховочный корпус рассчитан на давление, возникающее при течи теплоносителя и служит средством удержания активной зоны под уровнем теплоносителя, для обеспечения расхолаживания реактора и для локализации радиоактивных продуктов. Кроме того, реакторная установка размещена внутри герметичной защитной оболочки, предназначенной для ее предохранения от внешних воздействий.

В настоящее время изучается возможность использования тория в действующих или разрабатываемых реакторах для решения проблем обращения с радиоактивными отходами и нераспространения делящихся материалов. В России разработан проект ВВЭР-Т, в котором можно использовать торий в качестве топлива [16]. В реакторной установке с ВВЭР-Т максимально используется технология серийных ВВЭР-1000 с сохранением внутриреакторных конструкций и основного оборудования первого контура.

Рассмотрены две физические схемы вовлечения тория в топливный цикл ВВЭР: компоновка активной зоны из гомогенных и гетерогенных ТВС. Гомогенный вариант с традиционной геометрией ТВС не дает экономических преимуществ по сравнению с ВВЭР-1000. Гетерогенная ТВС состоит из центральной запальной части с топливом на основе уран-циркониевого сплава и периферийной бланкетной на основе диоксида урана и тория. Обогащение урана в обеих композициях не более 20% согласно рекомендациям МАГАТЭ.

Предполагается, что гетерогенная ТВС является разборной. Бланкет, находясь в подкритическом состоянии, эффективно нарабатывает и сжигает  $^{233}\text{U}$ , поглощая в тории избыток нейтронов запала. В совокупности обе части ТВС обеспечивают выполнение условий критичности реактора в течение кампании при относительно слабом изменении реактивности. Разборная схе-

ма гетерогенной ТВС позволяет реализовать двухкомпонентный топливный цикл. Топливо запала, имеющее при высокой энергонапряженности относительно короткую кампанию, извлекается из ТВС при достижении выгорания 150 ГВт-сут/т и направляется на переработку. Топливо бланкета, имеющее длительную кампанию, используется при перегрузках реактора с новыми запалами и после выгрузки из реактора отправляется на длительное хранение без переработки.

Эффективное использование тория в гетерогенной компоновке требует повышения энергонапряженности твэлов запальной зоны для компенсации пониженной энергонапряженности твэлов бланкета. Для решения этой проблемы используется технология фигурных твэлов из уранциркониевого сплава судовых реакторов. Благодаря форме сечения и высокой теплопроводности они работают при средней энергонапряженности 75 Вт/см (максимальная энергонапряженность достигает 140 Вт/см) при выгорании до 150 ГВт-сут/т.

Преимуществом гетерогенной активной зоны ВВЭР-Т является снижение наработки актиноидов и плутония, определяющих долговременную радиационную опасность отходов. Гетерогенная структура ТВС с оптимизированными параметрами бланкета и запала эффективно преобразует торий в  $^{233}\text{U}$  и сжигает без переработки. При этом около 30% энергии вырабатывается за счет наработки и сжигания без рецикла  $^{233}\text{U}$ , на 20% снижается расход природного урана на поддержание топливного цикла.

### Кипящие реакторы типа BWR

Второй основной тип корпусных легководных ядерных реакторов BWR использует в качестве теплоносителя и замедлителя воду, но с давлением примерно в двое меньше, чем в PWR. Исследования показали, что экономические преимущества кипения теплоносителя в активной зоне реактора BWR могут быть получены только при использовании одноконтурной схемы.

Целью создания усовершенствованного кипящего реактора нового поколения ABWR было: улучшение маневренности, повышение надежности и безопасности, увеличение коэффициента использования мощности, снижение капитальных и эксплуатационных затрат. В разработке ABWR мощностью 1350 МВт(э) приняли участие фирмы США, Швеции, Италии и Японии. В

результате разработок обеспечена возможность работы реактора при изменении мощности от 50 до 100% номинальной по суточному графику нагрузок; достигнуто 20-процентное снижение капитальных затрат на строительство; обеспечено удержание активной зоны под водой в аварийных ситуациях, связанных с разгерметизацией циркуляционного контура. Основные технические характеристики реактора ABWR в сравнении с BWR приведены в таблице 2 [17].

Таблица 2

Характеристики	ABWR	BWR	SBWR
Тепловая мощность, МВт	3926	3293	1800
Электрическая мощность, МВт	1356	1100	600
Давление в корпусе, МПа	7,16	7,03	7,11
Расход пара, т/ч	7640	6410	3490
Температура питательной воды, °С	215,5	215,5	
Высота корпуса реактора, м	21	22,1	23,6
Внутренний диаметр, м	7,1	6,4	6,0/7,0
Энергонапряженность активной зоны, кВт/л	50,6	50,0	42,0
Расход теплоносителя, т/ч	52200	48300	23700
КПД, %	34,4	33,4	33,3

Усовершенствование активной зоны реактора ABWR заключается в профилировании энерговыделения за счет более высокого обогащения топлива, меньшего содержания гадолиния в верхней части ТВС и использования новой схемы размещения регулирующих стержней в активной зоне.

К конструктивным особенностям реактора относятся: отсутствие внешних рециркуляционных контуров за счет размещения ГЦН внутри корпуса реактора; снижение вдвое (по сравнению с BWR) радиационного воздействия на оборудование, размещенное в защитной оболочке АЭС; повышение примерно на 10% расхода теплоносителя на сопоставимых уровнях мощности по сравнению с BWR; снижение мощности, потребляемой циркуляционными насосами.

Защитная оболочка реактора ABWR выполнена из железобетона с металлической облицовкой, рассчитанной на давление 0,31 МПа, в которой предусмотрен замкнутый заполненный водой объем, служащий для аварийного залива активной зоны.

Размещение ГЦН внутри корпуса реактора упрощает контур циркуляции теплоносителя, уменьшает его гидравлическое сопротивление,

создает 11% резерв по расходу теплоносителя при номинальной мощности, что обеспечивает возможность работы реактора при одном отключенном насосе и повышает маневренность реактора. Суточные изменения мощности на 30% обеспечиваются изменением расхода теплоносителя без перемещения регулирующих стержней. При изменении мощности на 50% дополнительно осуществляется перемещение регулирующих стержней с использованием электропривода. Проект реактора ABWR прошел процедуру лицензирования. Удельные капитальные затраты на сооружение энергоблока составляют 1610 дол./кВт.

Дальнейшее совершенствование кипящих реакторов типа BWR связано с переходом на естественную циркуляцию теплоносителя и использованием пассивных систем безопасности. К особенностям усовершенствованного реактора SBWR (табл. 2) относятся уменьшение мощности до 600 МВт, более простые системы безопасности, меньшая стоимость. Особенности реакторной установки с SBWR обеспечиваются следующими техническими решениями [18]:

- генерация пара осуществляется на основе естественной циркуляции теплоносителя;
- активная зона окружена бассейном с водой, которая в аварийных ситуациях вводится в корпус реактора самотеком, что позволяет удерживать активную зону под уровнем теплоносителя;
- защитная оболочка АЭС оснащена пассивной системой охлаждения, которая позволяет в течение нескольких суток отводить остаточное тепловыделение без вмешательства оператора;
- резко сокращены число и масштаб систем безопасности, почти полностью отказались от циркуляционных насосов, дизель-генераторов и других электродвигателей, что привело к сокращению расхода электроэнергии на собственные нужды;
- увеличены высота и диаметр верхней части корпуса реактора, что позволило увеличить высоту тягового участка и разместить в пространстве над активной зоной емкости с водой для аварийного залива;
- уменьшена энергонапряженность активной зоны, что способствует повышению ее теплогидравлической устойчивости и позволяет улучшить экономические показатели, снизить стоимость топливного цикла и обеспечить периодичность перегрузки ядерного топлива через 24 месяца.

Эти упрощения существенно сократили производственные площади, необходимые для размещения систем безопасности. В реакторном здании АЭС с SBWR удалось разместить все оборудование систем безопасности, на которое распространяются требования сейсмической стойкости.

В разработке проекта АЭС с SBWR кроме фирмы General Electric приняли участие ряд фирм США, Италии, Японии и Нидерландов.

### Легководные каналные реакторы типа РБМК

Другой разновидностью кипящих реакторов, сохраняющих присущие им особенности, является каналный реактор с графитовым замедлителем нейтронов. Проект этого реактора выполнен в России и получил название РБМК. Основные отличия РБМК от BWR: отсутствие контайнмента; замедлителем нейтронов является графит; в колоннах графитовой кладки отдельно размещаются технологические каналы с ядерным топливом и каналы системы управления и защиты; теплоноситель подается в каждый технологический канал; наличие разветвленной сети подводных и отводящих трубопроводов теплоносителя к технологическим каналам и каналам СУЗ с запорной, регулирующей арматурой и обратными клапанами.

Преимущества каналных реакторов по сравнению с корпусными заключаются в возможности перегрузки топлива на работающем реакторе, что увеличивает КИУМ.

К основным недостаткам реакторов РБМК относятся: наличие положительного пустотного коэффициента реактивности; термическое расширение графита в условиях плохо контролируемых температурных полей, что приводит к дополнительным механическим воздействиям на технологические каналы; отсутствие возможности воздействия на реактивность через состав и количество замедлителя в отличие от реакторов с жидким замедлителем; отсутствие защитной оболочки.

Разработан вариант следующего поколения уран-графитового каналного реактора МКЭР-800 [19]. Специальная компоновка циркуляционного контура МКЭР-800 позволила отказаться от принудительной циркуляции воды при электрической мощности 600 МВт. Введение струйных побудителей позволило не только повысить устойчивость циркуляции, но и увеличить мощность реактора до 800 МВт без введе-

ния активных систем в ситуациях аварийного расхолаживания реактора. В проекте МКЭР-800 использованы пассивные системы безопасности, усовершенствованные средства предупреждения и локализации аварий (защитная оболочка, бассейн-барботер). Основные технические характеристики МКЭР-800 даны в таблице 3 [19].

Таблица 3

Характеристики	МКЭР-800
Тепловая мощность, МВт	2752
Электрическая мощность, МВт	860
Обогащение топлива, %	2,4
Выгорание топлива, ГВт-сут/т	28
Расход природного урана, г/МВт-ч	19
Штатный коэффициент, чел/МВт	48
Срок службы оборудования, лет	50-60

В проекте использовано преимущество графитовой кладки как теплового моста между топливными каналами. Шахматное присоединение топливных каналов к раздающим воду коллекторам обеспечивает теплоотвод через соседние каналы при потере воды и разрушении одного из каналов без нагрева топлива до температуры потери герметичности оболочки твэлов. Существенно снижено линейное энерговыделение тепловыделяющих элементов (не более 28 кВт/м).

#### Легководные реакторы малой мощности

В настоящее время, отчасти ввиду значительных капитальных затрат на реакторы большой мощности, наблюдается тенденция к использованию энергоблоков меньшей мощности [20]. Современные энергетические реакторы малой мощности должны иметь упрощенную конструкцию, обеспечивать экономичность за счет массового производства и сниженных затрат на обустройство площадки размещения. Проекты многих малых реакторов включают системы пассивной безопасности. Некоторые малые реакторы задуманы для применения в автономных системах электро- и теплоснабжения. Другие проектируются для эксплуатации в объединенных энергосистемах [21].

В России эксплуатируется на ледоколах реактор KLT-40 электрической мощностью 40 МВт. В настоящее время его предлагают для более широкого применения: опреснения морской воды и

при установке на барже в качестве источника энергоснабжения отдаленных районов.

Разработанная в России реакторная установка АТЭЦ-150 электрической мощностью 150 МВт, тепловой 500 МВт с водоводяным реактором предназначена для электро- и теплоснабжения. АТЭЦ-150 характеризуется естественной циркуляцией теплоносителя, интегральной компоновкой, использованием страховочного корпуса, пассивных систем аварийного расхолаживания и трехконтурной схемы с барьером по давлению для защиты от радиационного воздействия на теплопотребителей. Диапазон регулирования мощности от 10 до 100% от номинальной, проектный срок службы 50 лет.

В Аргентине разрабатывается проект АЭС малой мощности на базе модульного реактора Carem (100 МВт(т), 25 МВт(э)). Вся система первого контура с парогенераторами размещена внутри корпуса реактора. Циркуляция теплоносителя естественная. В реакторе применяется стандартное топливо PWR с обогащением 3,4% и выгорающим поглотителем.

В группе проектов более мощных реакторов следует отметить Южно-корейскую установку Smart, представляющую собой модификацию PWR мощностью 330 МВт(т) с встроенными в корпус реактора парогенераторами и усовершенствованными системами безопасности. Smart имеет трехгодичный цикл перегрузок топлива и предназначен для производства электроэнергии (100 МВт) и других применений, например для опреснения морской воды. Срок службы Smart составляет 60 лет. Обогащение топлива 4,95 %.

Модульный реактор упрощенной конструкции с кипящей водой MSBWR разрабатывается в США в двух вариантах: на 200 и 50 МВт электрической мощности. Конструкция реактора основана на конструкции SBWR. Циркуляция теплоносителя естественная. Используется топливо реактора BWR с 5% обогащением, продолжительность топливной кампании составляет 10 лет.

#### Выводы

Легководные реакторы занимают лидирующее положение в мире как по установленной мощности, так и по производству электроэнергии. Такое положение сохранится в ближайшем будущем.

Тенденция развития легководных реакторов направлена на увеличение безопасности, эффективности использования топлива, экономической



эфективности и конкурентоспособности как реакторов большой мощности, так и реакторов средней и малой мощности, обладающих свойствами повышенной безопасности и маневренности.

1. Халатов С.В. Ядерная энергетика мира: отчет – 2004 // Атомная техника за рубежом. – 2005. – №5. – С. 30-36.
2. Реактор EPR для XXI столетия // Атомная техника за рубежом. – 1997. – №2. – С. 18-20.
3. Лозовецкий В.В. Новое о перспективных ядерных реакторах // Атомная техника за рубежом. – 2000. – №2. – С. 14-19.
4. Елагин Ю.П. В Азии разрабатывают реакторы будущего // Атомная техника за рубежом. – 1998. – №6. – С. 13-21.
5. Фревер Г. Будущее ядерной энергетики в странах Европейского экономического сообщества // Атомная техника за рубежом. – 1991. – №3. – С. 20-28.
6. Усовершенствованные реакторы для XXI века // Атомная техника за рубежом. – 1991. – №8. – С.11-17.
7. Полсон К.К. AP1000: установка на конкурентоспособность // Атомная техника за рубежом. – 2003. – №5. – С. 15-19.
8. Тюнин И.Б. Эволюционные и инновационные ядерные реакторы для ближайшей и отдаленной перспективы. Часть 11 // Атомная техника за рубежом. – 2005. -№2. – С. 3-11.
9. Перспективы АЭС малой и средней мощности // Атомная техника за рубежом. – 1992. – №5. – С. 9-12.
10. Карелли М. Д. Усовершенствованный международный реактор повышенной надежности -IRIS: подход к возрождению ядерной энергетики. Часть 1 // Атомная техника за рубежом. – 2004. – №1. – С. 16-21.
11. Карелли М. Д. Усовершенствованный международный реактор повышенной надежности -IRIS: подход к возрождению ядерной энергетики. Часть 2 // Атомная техника за рубежом. – 2004. -№2. – С. 22-28.
12. Беркович В.М., Мальшев А.Б., Швыряев Ю.В. Создание энергоблоков АЭС с реакторами ВВЭР нового поколения // Теплоэнергетика. – 2003. – №11. – С. 2-9.
13. Стекольников В.В., Федоров В.Г. От ВВЭР-210 до ВВЭР-2000. Опыт разработки и усовершенствования проектов реакторных установок для АЭС // Атомная энергия. – 1994, т.76, вып 4. – С. 310-314.
14. Лапшин А.Л. Проект атомной электростанции нового поколения с реакторной установкой ВВЭР-640 // Теплоэнергетика. – 1996. – №11. – С. 2-5.
15. Митенков Ф.М., Антоновский Г.М., Кууль В.С. и др. Энергетический реактор повышенной безопасности ВПБР-600 для АЭС нового поколения // Атомная энергия. – 1992 т.72, вып 1. – С. 6-13.
16. Пономарев-Степной Н.Н., Лунин Г.Л., Морозов А.Г. и др. Легководный ториевый реактор ВВЭР-Т // Атомная энергия. – 1998, т.85, вып.4. – С. 263-277.
17. Уилкинс Д., Секо С., Хасимото Х. Усовершенствованный реактор ABWR// Атомная техника за рубежом. – 1987. – №2. – С. 29-31.
18. Маккэндлис Р., Реддинг Дж. Простота технических решений – ключ к безопасности и экономичности АЭС // Атомная техника за рубежом. – 1991. – №1. – С. 11-15.
19. Адамов Е.О. Канальное направление реакторостроения: состояние и перспективы // Атомная энергия. – 1994. т.76, вып 4. – С. 302-309.
20. Ковецкая М.М., Ковецкий В.М. Проблемы и перспективы использования малых и средних ядерных реакторов // Проблемы загалної енергетики. – 2003. – №9. – С. 32-36.
21. Возвращение реакторов малой мощности // Атомная техника за рубежом. – 2003. -№3. – С. 25-28.