

Именно эти задачи и определяют масштабы, перспективу и пути развития ядерной энергетики в Советском Союзе на период до 2000 г.

ЛИТЕРАТУРА

1. А. М. Петросьянц. «Атомная энергия», 27, 263 (1969).
2. А. П. Александров. В сб. «Состояние и перспективы развития АЭС с водо-водяными реакторами» (Материалы симпозиума СЭВ). Т. I. М., ИАЭ, 1968, стр. 15.

3. А. М. Петросьянц, А. П. Александров, Н. А. Доллежалъ и др. См. настоящий выпуск, стр. 333.
4. Н. А. Доллежалъ, Ю. И. Корякин. «Атомная энергия», 25, 387 (1968).
5. А. И. Лейпунский и др. «Атомная энергия», 17, 345 (1964).
6. А. И. Лейпунский. Место быстрых реакторов в атомной энергетике. Симпозиум СЭВ, 1967.
7. А. П. Александров. «Атомная энергия», 25, 356 (1968).
8. А. М. Петросьянц. «Атомная энергия», 21, 492 (1966).
9. А. М. Петросьянц. «Атомная энергия», 23, 38 (1967).

Развитие АЭС с водо-водяными реакторами в Советском Союзе

В. П. ДЕНИСОВ, Ю. В. МАРКОВ, В. А. СИДОРЕНКО, С. А. СКВОРЦОВ,
В. В. СТЕКОЛЬНИКОВ, Л. М. ВОРОНИН

(Государственный комитет по использованию атомной энергии СССР)

В ядерной энергетике Советского Союза широко используются АЭС с водо-водяными энергетическими реакторами (ВВЭР). Разработан ряд установок с ВВЭР различной мощности: ВВЭР-210; ВВЭР-365; ВВЭР-440; ВВЭР-1000. (Цифра около индекса реактора означает электрическую мощность брутто в мегаваттах.)

По хронологическим признакам и техническим показателям ВВЭР условно можно разделить на три поколения:

первое — опытно-промышленные реакторы ВВЭР-210, ВВЭР-365, хотя последний занимает несколько обособленное положение и характеризует переход от первого поколения ко второму;

второе — серийный реактор средней мощности ВВЭР-440 в нескольких модификациях; третье — серийный реактор большой мощности ВВЭР-1000.

Пути совершенствования ВВЭР

Реакторы ВВЭР-210 и ВВЭР-365 эксплуатируются в составе первого и второго блоков Ново-Воронежской АЭС (НВ АЭС) с 1964 и 1969 гг. соответственно. К первому поколению можно отнести также реактор ВВЭР-70, поставленный Советским Союзом в ГДР для АЭС «Райнсберг» и находящийся в эксплуатации с 1966 г. Реакторы второго поколения ВВЭР-440 (рис. 1) входят в состав сооружаемых третьего и четвертого блоков на НВ АЭС, Кольской и Армянской АЭС, а также АЭС, сооружаемых в ГДР, НРБ, Финляндии и намечаемых к строительству в других странах.

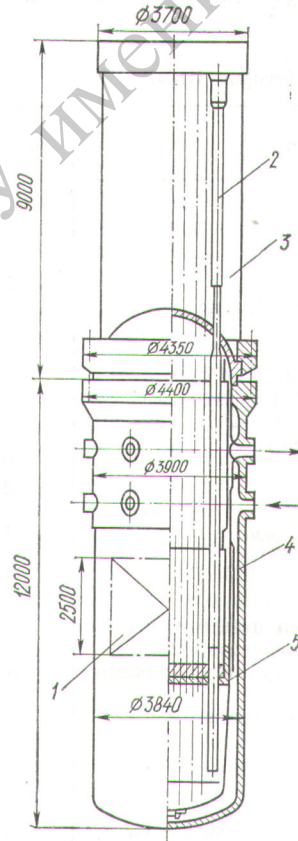


Рис. 1. Реактор ВВЭР-440:

1 — активная зона; 2 — привод автоматического регулирования; 3 — верхний блок; 4 — корпус; 5 — шахта.

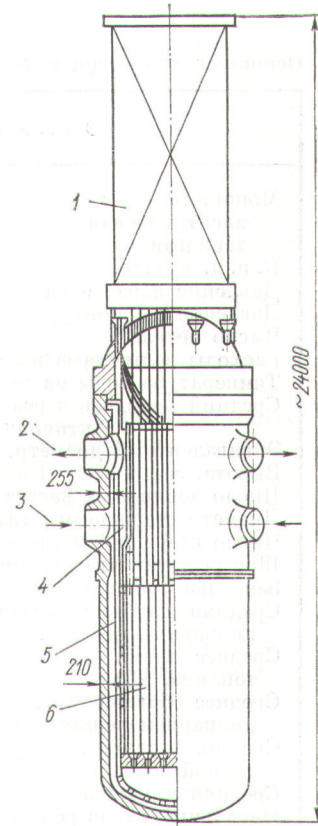


Рис. 2. Реактор ВВЭР-1000:

1 — верхний блок с приводом СУЗ; 2 — выход теплоносителя; 3 — вход теплоносителя; 4 — блок защитных труб; 5 — шахта; 6 — активная зона.

Реактор третьего блока НВ АЭС находится в настоящее время в стадии окончания монтажа. Реактор третьего поколения ВВЭР-1000 разработан для применения в составе АЭС, намечаемых к строительству. Головной блок с реактором ВВЭР-1000 (рис. 2) планируется к строительству на НВ АЭС (пятый блок).

Исходными положениями для выбора проектных и конструктивных решений для каждого из реакторов были прежде всего сохранение возможности применения корпуса заводского изготовления и транспортировки его по железным дорогам. Заводское изготовление позволяет в наибольшей мере удовлетворить высокие требования к качеству и надежности конструкции в условиях длительной эксплуатации. Возможность транспортировки по железным дорогам облегчает создание АЭС во многих районах СССР и других странах.

Уже для реактора первого блока НВ АЭС (ВВЭР-210) были достигнуты практически мак-

симальные с точки зрения транспортабельности габариты корпуса, поэтому переход к более высоким мощностям шел в основном по пути повышения эффективности использования внутрикорпусного объема. Усовершенствования конструкции и технологии изготовления сопутствовали рост рабочего давления и соответствующее увеличение эффективности термодинамического цикла, что в сочетании с укрупнением основного оборудования энергетической установки позволило повысить экономичность АЭС.

Основные технические характеристики реакторов приведены в табл. 1.

Опыт эксплуатации первого блока НВ АЭС [1, 2] показал, что возможности активной зоны выбранных размеров ($H \times D = 2,5 \times 2,9 \text{ м}$) далеко не исчерпаны. Было установлено [3], что усовершенствования активной зоны с применением мер по выравниванию нейтронного поля позволяют достичь в том же объеме мощ-

Основные характеристики реакторов ВВЭР

Таблица 1

Характеристика	ВВЭР-210	ВВЭР-365	ВВЭР-440	ВВЭР-1000
Мощность, <i>Мвт</i> электрическая	3×70	5×73	2×220	2×500
тепловая	760	1320	1375	3000
К. п. д. брутто, %	27,6	27,6	32	33
Давление пара перед турбиной, <i>ата</i>	29	29	44	60
Давление в I контуре, <i>ата</i>	100	105	125	160
Число петель	6	8	6	4
Расходы воды через реактор, <i>м³/ч</i>	36 500	49 500	39 000	76 000
Температура воды на входе в реактор, °С	250	250	269	289
Средний подогрев в реакторе, °С	19	25	31	35
Активная зона				
Эквивалентный диаметр, <i>м</i>	2,88	2,88	2,88	3,12
Высота, <i>м</i>	2,50	2,50	2,50	3,50
Число топливных кассет	343	349	349	151
Диаметр стержневого твэла, <i>мм</i>	10,2	9,1	9,1	9,1
Число стержней в кассете	90	126	126	331
Шаг решетки твэлов, <i>мм</i>	14,3	12,2	12,2	12,6
Загрузка урана, <i>т</i>	38	40	42	66
Средняя глубина выгорания топлива в стационарном режиме, <i>Мвт·сутки/кг U</i>	13	27	28,6	26÷40
Среднее время работы между перегрузками топлива, <i>эфф. ч</i>	5 200	6 500	7 000	7000
Среднее обогащение топлива подпитки в стационарном режиме, <i>ат. %</i>	2,0	3,0	3,5	3,3÷4,4
Средняя удельная энергонапряженность активной зоны, <i>квт/л</i>	46	80	83	111
Средняя линейная нагрузка, <i>вт/см</i>	97	125	131	176
Начальный запас реактивности при 20° С, %	11,5	13,8	18	22,5
Число механизмов регулирования	37	73	37	109
Суммарная эффективность органов регулирования при 20° С, %	14	20,6	10	6,2

ность на 75% большую, т. е. довести мощность активной зоны до 1300—1400 Мвт (т.).

В целях быстрого накопления опыта работы активной зоны с высокой энергонапряженностью было решено при создании второго блока НВ АЭС (ВВЭР-365) базироваться на проверенных технических решениях и освоенном в производстве основном оборудовании с тем, чтобы ускорить сооружение реактора. Основные принципы, а также пути реализации принятых технических решений по конструкции этого реактора изложены в работах [3, 4].

Одновременно с проектированием второго блока была начата разработка реактора ВВЭР-440, предназначенного служить «серийным» вариантом для строительства ряда АЭС. В этой установке применена активная зона практически той же мощности, что и на втором блоке, однако электрическая мощность повышена за счет увеличения к. п. д. брутто станции (до 32%). Необходимое для этого повышение давления насыщенного пара перед турбиной обеспечивается повышением до 125 кгс/см² рабочего давления в корпусе реактора (см. табл. 1). Одновременно проведено укрупнение энергетического оборудования [2 турбогенератора по 220 Мвт (эл.) каждый]. Созданные на базе реактора ВВЭР-210 реакторы ВВЭР-365 и ВВЭР-440, несмотря на некоторое различие в их технических показателях, обладают общностью принципиальных решений по активной зоне, включая и систему компенсации реактивности, а также по некоторому основному оборудованию реакторной установки.

Реактор ВВЭР-1000 основан на нескольких принципиальных технических позициях. Реализация такой мощности достигается вследствие:

а) более полезного использования внутрикорпусного объема за счет перехода от характерного для предыдущих реакторов способа компенсации реактивности с помощью «двухэтажных» органов регулирования (горючее, сочлененное с поглотителем — нейтронной ловушкой) к «одноэтажным» пучкам поглощающих стержней в сочетании с химическим способом регулирования; это позволило увеличить размеры активной зоны в пределах корпуса, транспортабельного по железным дорогам;

б) дальнейшего повышения удельной энергонапряженности активной зоны за счет выравнивания нейтронного поля и увеличения выгорания топлива;

в) повышения параметров первичного теплоносителя при одновременном увеличении еди-

ничных мощностей основного оборудования первого контура благодаря применению высокопроизводительных насосов с большой инерцией вращающихся частей;

г) использования мощных турбоагрегатов на более высокие параметры пара.

Во всех указанных выше реакторах в качестве горючего применяется спеченная двуокись урана плотностью около 10,4 г/см³, упакованная в трубки-оболочки из сплава циркония с 1% ниобия, имеющие длину, равную высоте активной зоны. Во всех реакторах активная зона komponуется из кассет шестигранной формы. Начиная с реактора второго блока НВ АЭС во всех последующих реакторах применяются твэлы внешним диаметром 9,1 мм с сердечником диаметром 7,55 мм (на первом блоке твэлы имеют внешний диаметр 10,2 мм), они были разработаны в связи с созданием реактора ВВЭР-365 для развития поверхности теплообмена в активной зоне.

Реакторы работают в режиме трех частичных перегрузок горючего за кампанию. Во всех них, за исключением ВВЭР-210, применяется такой режим перегрузок, при котором свежее топливо всегда загружается на периферию активной зоны с последующей перестановкой его в центральную область зоны (с пребыванием в ней в течение двух рабочих периодов), откуда оно в конечном счете и выгружается. Такой режим движения топлива обеспечивает необходимое выравнивание тепловыделения в активной зоне и в сочетании с мероприятиями по развитию поверхности теплообмена позволяет получить требуемую величину тепловой мощности активной зоны при сохранении тепловых параметров в безопасных пределах. Кроме того, сокращается разница между средним и максимальным выгоранием выгружаемого топлива. Проектная длительность рабочего периода между перегрузками составляет 6500—7000 эфф. ч, что обуславливает хороший коэффициент использования установленной мощности станции и позволяет осуществлять перегрузку раз в год в удобный для энергосистем весенне-летний период. Конкретные значения принятых обогащений, загрузок и выгорания горючего приведены в табл. 1.

Режим движения топлива при перегрузках от периферии к центру приводит к повышению размножающих свойств на краю активной зоны и опасности возникновения критического котла на периферии реактора в холодном состоянии. Это обстоятельство в сочетании с увеличением начального запаса реактивности по-

требовало повышения компенсирующей способности системы управления и защиты (СУЗ) при переходе от активной зоны ВВЭР-210 к последующим зонам.

Компенсирующая способность системы поглотителей с водяной ловушкой для быстрых нейтронов определяется главным образом размерами поглотителей и шагом их размещения в активной зоне. Для подавления избыточной реактивности на периферии активной зоны с помощью механических поглотителей необходимо было распространить решетку поглотителей на край реактора, что в условиях сохранения размеров топливных кассет и поглотителей в реакторах ВВЭР-365 и ВВЭР-440 такими же, что и в реакторе ВВЭР-210, привело к созданию системы из 73 органов регулирования, расположенных равномерно по активной зоне в узлах треугольной решетки с шагом 294 мм. Полностью погруженная в активную зону система таких поглотителей обладает эффективностью, достаточной для поддержания холодного неотравленного реактора в подкритическом состоянии без ввода дополнительных средств поглощения.

Однотипность таких регуляторов и отсутствие специальных бестопливных стержней аварийной остановки реактора позволяют полностью использовать объем активной зоны, увеличить поверхность теплообмена и загрузку реактора горючим, улучшить баланс нейтронов в активной зоне.

Это обусловило создание унифицированных по выполняемым функциям органов регулирования, которые обеспечивают аварийное выключение реакции движением сочлененного с горючим поглотителя вниз самоходом с повышенной скоростью при снятом с электропривода напряжении. Однако повышение размножающих свойств активной зоны и высокая эффективность каждого органа регулирования увеличивают опасность увеличения чрезмерной реактивности при вводе единичного поглотителя. Поэтому в конструкции механизмов приводов органов регулирования предусмотрена возможность ввода аварийной защиты из любого промежуточного по высоте активной зоны положения поглотителя.

Искажающее воздействие на поле тепловыделения таких поглотителей практически исключается, если для регулирования реактивности применяется борсодержащий раствор в теплоносителе первого контура, позволяющий вывести из активной зоны при работе на мощности почти полностью все поглотители.

На втором блоке НВ АЭС был применен бор в первичном теплоносителе для компенсации запаса реактивности на выгорание в целях накопления промышленного опыта работы с химическим способом регулирования реактивности. Полученные положительные результаты позволили в последних модификациях реактора ВВЭР-440 широко внедрить этот способ регулирования реактивности и сократить число поглотителей-ловушек до 37, разместив их в активной зоне равномерно с шагом 441 мм. В подкритическое состояние холодный неотравленный реактор в этом случае приводится с помощью раствора бора в воде первого контура. Выбор конструкции механических органов регулирования в реакторе ВВЭР-1000 был обусловлен двумя факторами.

С одной стороны, размещение в транспортабельном по железным дорогам корпусе активной зоны, обеспечивающей мощность до 3000 Мвт (т.), требовало более рационального использования высоты корпуса и позволило отказаться от перемещения топливных сборок и перейти от «трехэтажной» зоны (нижний «этаж» — для размещения выдвигаемых из активной зоны топливных сборок) к «двухэтажной». Это позволило увеличить как высоту, так и диаметр активной зоны.

С другой стороны, некоторое повышение скорости теплоносителя, сопровождающее увеличение мощности реактора в указанных условиях, создает дополнительные трудности для применения органов регулирования с подвижным топливом из-за выталкивающего воздействия потока воды.

В результате были применены регулирующие органы без вытеснителей в виде пучков стержневых поглотителей, которые размещаются практически в каждой тепловыделяющей сборке и вводятся в специальные направляющие трубки.

Для компенсации медленно меняющихся эффектов реактивности применяется борсодержащий раствор в теплоносителе; он же используется и для приведения остановленного реактора в подкритическое состояние.

Основные конструктивные решения оборудования реакторных установок ВВЭР и их развитие

Наряду с упомянутыми исходными положениями о заводском изготовлении корпусов реакторов и их транспортабельности по железным

дорогам в конструкциях реакторов ВВЭР были заложены следующие основные решения, которые являются общими для реакторов трех поколений:

1. Для корпуса реактора применена высокопрочная низколегированная сталь, обеспечивающая минимальные габариты, вес и возможность транспортировки по железным дорогам.
2. Корпус реактора изготавливается из цельнокованных обечаек, без продольных сварных швов, что повышает надежность эксплуатации реактора.
3. Нижняя часть корпуса реактора, где располагается активная зона, выполнена в виде цельной цилиндрической оболочки с эллиптическим дном без каких-либо врезок и отверстий; входные и выходные патрубки для подсоединения главных циркуляционных трубопроводов теплоносителя, а также другие коммуникации располагаются выше верхней части активной зоны не менее чем на метр. Этим обеспечиваются повышенная прочность из-за отсутствия дополнительных концентраций напряжений и надежность сохранения активной зоны в аварийных ситуациях, связанных с разуплотнением первого контура.
4. Внутрикормпусные устройства выемные, что обеспечивает возможность их ремонта, замены и контроля внутренней поверхности корпуса.
5. Оборудование для СУЗ, контроля за работой реактора (температуры воды на выходе из активной зоны, энерговыделения) располагается в верхней части реактора, что обеспечивает условия удобного обслуживания, ремонта, замены и т. д.
6. Опора корпуса реактора располагается в средней части реактора вблизи плоскости осей главных циркуляционных трубопроводов, что обеспечивает минимальные температурные деформации (смещения) при переходе реакторной установки из холодного в горячее состояние. Опорой корпуса является кольцевой борт, составляющий единое целое со стенкой корпуса.
7. Дно корпуса реактора имеет эллиптическую форму, что обеспечивает условие изготовления его из одной цельноштампованной заготовки и, как следствие, более надежную работоспособность из-за отсутствия продольных сварных швов.
8. На выходе теплоносителя из реактора перед выходными патрубками устанавливаются дресселирующие цилиндры с перфорированными стенками для организации оптимального распределения потоков теплоносителя с целью исключения вибрации конструкций, расположенных под съемной крышкой.
9. Внутрикормпусные устройства размещаются в цилиндрической шахте, закрепленной сверху неподвижно, внизу — от радиальных и круговых перемещений. Шахта служит разделителем входного и выходного теплоносителя в реакторе.
10. Топливные кассеты располагаются в выемной корзине с толстостенной опорной решеткой, служащей для крепления и правильного размещения в плане нижних частей топливных кассет. Сверху кассеты прижимаются устройствами с опорными решетками, в которых имеются дистанционирующие элементы, определяющие правильное положение в плане головок топливных кассет.
11. Измерение температуры теплоносителя на выходе из кассет активной зоны осуществляется с помощью сменных термодатчиков, располагаемых в «сухих» каналах, установленных на крышке реактора.

Кроме приведенных выше, реакторы каждого поколения ВВЭР имеют свои отличительные особенности, вытекающие из условий работы, параметров установки, накопления опыта проектирования и эксплуатации. Можно привести два примера. Реакторы первого поколения ВВЭР-210 и ВВЭР-365 разработаны на рабочее давление в первом контуре 100 и 105 кг/см² соответственно, что позволило применить плоскую крышку корпуса толщиной 500 мм с самоуплотняющимися клиновыми затворами. В качестве прокладки используется клиновидная никелевая или медная прокладка диаметром 3350 мм. Клиновые затворы привели к необходимости иметь бандаж на фланце корпуса.

Эксплуатация подтверждает надежную работоспособность таких затворов как по обеспечению герметичности, так и по удобству сборки и разборки.

В реакторах ВВЭР-440 и ВВЭР-1000 применяются сферические крышки, так как при давлениях в первом контуре 125 и 160 кг/см² использование плоских крышек неэкономично и затруднено из-за необходимости увеличивать толщину до значительных величин.

Применение сферических крышек определило и конструкции уплотнений с помощью прокладок, которые не дают дополнительных распорных усилий и не требуют установки бандажа на горловине корпуса.

Основные характеристики парогенераторов

Таблица 2

Характеристика	I блок НВ АЭС	II блок НВ АЭС	АЭС с ВВЭР-440	АЭС с ВВЭР-1000
Тепловая мощность, <i>ккал/ч</i>	109·10 ⁶	154·10 ⁶	195·10 ⁶	645,1
Паропроизводительность, <i>т/ч</i>	230	325	452	1469
Давление пара на выходе, <i>ата</i>	32	33	47	64
Температура питательной воды, °С	189	195	226	220
Температура на входе теплоносителя, °С	273	280	301	322
Температура на выходе теплоносителя, °С	252	252	268	289
Скорость теплоносителя, <i>м/сек</i>	2,94	3,36	2,7	4,89
Температурный напор, °С	24,7	25,5	21,2	24,7
Удельный тепловой поток (средний), <i>ккал/м²·ч</i>	91·10 ³	95,5·10 ³	80·10 ³	158,1
Число трубок	2074	3664	5146	15648
Диаметр и толщина стенки трубок, <i>мм</i>	21×1,5	16×1,4	16×1,4	12×1,5
Влажность пара (средняя, расчетная), %	0,001	0,0038	0,005	0,2
Вес сухого парогенератора, <i>т</i>	104,2	112	145	265
Удельные затраты металла, <i>т металла/т пара</i>	0,45	0,344	0,32	0,18

В качестве приводов для перемещения органов регулирования в реакторах ВВЭР-210 и ВВЭР-365 применены механизмы с кинематической парой винт — шариковая гайка. Охлаждение приводов и механизмов осуществляется водой первого контура, охлажденной и очищенной в установках спецводоочистки.

В реакторах ВВЭР-440 применяются механизмы с кинематической парой рейка — шестерня, приводы и механизмы охлаждаются водой промежуточного контура, специальной системой, не связанной с первым контуром. Это решение делает независимой работу системы спецводоочистки по поддержанию определенного водного режима первого контура от работы механизмов СУЗ.

Для реакторов ВВЭР-1000, имеющих легкие по весу органы регулирования, не требуется применение мощных приводов и механизмов, как на реакторах первого и второго поколений ВВЭР. Это позволяет применять более легкие приводы. В проекте ВВЭР-1000 предусматривается использование электромагнитных шаговых и плунжерных приводов с воздушным охлаждением.

Парогенераторы

Для всех АЭС с реакторами ВВЭР в СССР используются однокорпусные горизонтальные парогенераторы с погруженной поверхностью теплообмена и встроенными сепарационными устройствами.

При выборе типа парогенератора определяющими условиями были следующие:

1) транспортабельность, т. е. возможность доставки полностью собранного парогенератора по железным дорогам до АЭС;

2) возможность полной сборки и проведения контрольных испытаний на заводе-изготовителе;

3) минимальный объем монтажных работ;

4) обеспечение надежных теплотехнических и сепарационных характеристик, минимальное гидравлическое сопротивление;

5) надежность конструктивных узлов и парогенератора в целом;

6) надежность в эксплуатации, удобство обслуживания, возможность ремонта;

7) максимальное удовлетворение условиям оптимальной компоновки здания АЭС;

8) минимальная стоимость изготовления.

Этим условиям наиболее полно удовлетворяет конструкция горизонтального парогенератора с трубными досками в виде круглых коллекторов. Такой тип парогенератора в СССР непрерывно совершенствуется на основе положительного опыта эксплуатации первого и второго блоков НВ АЭС. Характеристики парогенераторов для реакторных установок ВВЭР-210, ВВЭР-365, ВВЭР-440, ВВЭР-1000 приведены в табл. 2.

На первом блоке НВ АЭС работают с 1964 г. шесть парогенераторов паропроизводительностью 230 *т/ч* каждый. На втором блоке НВ АЭС работают восемь парогенераторов паропроизводительностью 325 *т/ч* каждый, не отличающихся по габаритам и конструктивному исполнению от парогенераторов первого блока.

На АЭС с ВВЭР-440 устанавливается по шесть парогенераторов паропроизводительности

стью 450 $m^3/ч$ каждый, аналогичных по конструкции парогенераторам первого и второго блоков НВ АЭС, но отличающихся способом обслуживания внутренних полостей трубных коллекторов, где расположены заделки концов теплообменных трубок. Для проведения осмотра или ремонта в парогенераторах первого и второго блоков НВ АЭС предусмотрены в коллекторах люки, расположенные снизу парогенератора, а в строительной части АЭС — специальные подвальные помещения для обслуживания и обслуживания его дистанционным управлением. В парогенераторах установок ВВЭР-440 люки на коллекторах расположены сверху, обслуживание производится непосредственно из центрального зала реакторного помещения, что значительно упрощает как строительную часть, так и эксплуатацию парогенератора с точки зрения уплотнения и разуплотнения, осмотра, ремонта.

При разработке парогенераторов для установок ВВЭР-1000 были рассмотрены различные варианты конструкций и технологических схем, проведены сравнительные оценки их экономических показателей. С учетом накопленного опыта создания и эксплуатации парогенераторов насыщенного пара в СССР для установок ВВЭР-1000 принят тип горизонтального парогенератора. Конструктивно он повторяет предыдущие конструкции и отличается от них существенным увеличением внутреннего диаметра корпуса (4000 mm вместо 3200 mm для установок ВВЭР-440), уменьшением диаметра теплообменных труб (до 12 mm), более эффективными сепарационными устройствами. Необходимо отметить, что в парогенераторах всех реакторов заделка теплообменных труб в трубные коллекторы производится завальцовкой на всю толщину коллектора с использованием энергии взрывчатых веществ с обваркой торца труб с коллектором.

Главные циркуляционные насосы

В контурах охлаждения реакторных установок ВВЭР-210, ВВЭР-365 и ВВЭР-440 используются герметичные бессальниковые насосы производительностью 5600—6500 $m^3/ч$. Применение бессальниковых насосов с малой инерционной массой предъявляет повышенные требования к системе надежного питания электродвигателей насосов при аварийных режимах, связанных с обесточиванием. Поэтому в проектах реакторных установок ВВЭР-1000 предусматривается использование главных циркуля-

ционных насосов с уплотнением вала, обладающих значительной инерцией маховых масс. Это позволяет упростить схему надежного питания электродвигателей насосов, так как при перерывах электропитания имеется достаточно длительное время для переключения насосов с одного источника питания на другой или для безопасной остановки реактора или для снижения его мощности. Производительность главных циркуляционных насосов установки ВВЭР-1000 составляет 19 000 $m^3/ч$. Переход на использование насосов большой производительности позволил сократить число циркуляционных петель, обслуживающих реактор, до четырех.

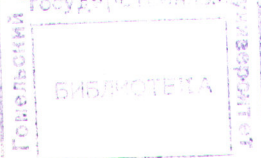
Главные циркуляционные трубопроводы

В период разработки и создания первой крупной АЭС с ВВЭР было налажено производство цельнотянутых труб с внутренним диаметром 500 mm и толщиной стенок 25—35 mm из нержавеющей аустенитной стали Х18Н10Т. Поэтому при проектировании реакторных установок ВВЭР-210, ВВЭР-365, ВВЭР-440 для главных циркуляционных трубопроводов применены трубы практически одинаковых размеров и материалов. Для установок ВВЭР-1000, где значительно укрупнено основное оборудование циркуляционных петель, будут применены трубопроводы с внутренним диаметром 850 mm , штампосварные из углеродистой стали толщиной 55—75 mm , плакированные изнутри слоем нержавеющей стали толщиной ~5 mm .

На главных циркуляционных контурах устанавливаются запорные задвижки, по одной на «холодной» и «горячей» нитках каждой петли.

Отличительная особенность задвижек — наличие затвора с двумя расклинивающимися «тарелками», обеспечивающими уплотнение по двум независимым плоскостям. После закрытия задвижки в полость между тарелками подается вода под давлением, превышающим рабочее давление в реакторе, что обеспечивает одновременно надежное уплотнение тарелок как со стороны реактора, так и со стороны парогенератора. Запорную задвижку с таким принципом уплотнения по существу можно приравнять к условиям уплотнения двумя задвижками с обычным затвором.

На всех задвижках применяется электрический привод. Опыт эксплуатации подтверждает целесообразность установки запорных задвижек для обеспечения более удобных условий эксплуатации АЭС.



Компенсаторы объема

На всех АЭС с реакторными установками ВВЭР, кроме ВВЭР-210, используется паровая система компенсации объема теплоносителя. ВВЭР-210 на первом блоке НВ АЭС имеет газовую систему компенсации, где компенсаторы объема выполнены в виде четырех отдельных сосудов общим объемом 68 м³. Паровые компенсаторы объема на втором блоке НВ АЭС состоят из четырех отдельных сосудов с внутренним диаметром 1500 мм общим объемом 43 м³, что объясняется технологическими соображениями. В установке ВВЭР-440 паровой компенсатор объема выполнен в виде одного цилиндрического сосуда с внутренним диаметром 2400 мм, объемом 38 м³.

Для АЭС с ВВЭР-1000 предусматривается применение парового компенсатора объема также в виде одного вертикального цилиндрического сосуда с внутренним диаметром 3000 мм и объемом 77 м³.

В качестве основного материала компенсаторов объема используется углеродистая сталь: легированная — для ВВЭР-1000, обычная котельная — для остальных. Эксплуатация на первом и втором блоках НВ АЭС как газовой, так и паровой систем компенсации дает положительные результаты.

Система перегрузки горючего

На реакторе ВВЭР-210 был полностью освоен процесс перегрузки при транспортировке выгоревшего топлива перегрузочной машиной под защитным слоем воды.

Первоначально при перегрузке использовались механические устройства для аварийного заглушения реактора на случай загрузки излишнего количества горючего. При третьей перегрузке горючего в 1967 г. эти устройства были заменены введением в воду борной кислоты с концентрацией, исключающей достижение критичности при возможных ошибках при перегрузке. После получения положительного опыта на реакторе ВВЭР-210 перегрузка с введением борной кислоты в воду применена во всех проектах.

Реконструкция реактора ВВЭР-210

Первый блок НВ АЭС с реактором ВВЭР-210 более пяти лет находился в постоянной эксплуатации, выработав к декабрю 1969 г. около

7 млрд. *квт·ч* электроэнергии [1, 2]. В целях ревизии реактора после пяти лет работы, а также для выполнения запланированной модернизации активной зоны реактора было принято решение произвести полную ревизию реактора ВВЭР-210 с извлечением топлива и внутрикорпусных устройств. Остановка для ревизии намечалась после ввода в эксплуатацию второго блока АЭС, однако осуществлена была несколько ранее, в начале декабря 1969 г. Указанием для остановки блока послужили ненормальные показания прибора измерения перепада давления на реакторе, свидетельствовавшие о разрушении трубки для отбора давления, которая конструктивно была связана с тепловым экраном корпуса реактора и могла быть разрушена только в результате смещения экрана.

После полной выгрузки топлива и извлечения шахты реактора было обнаружено, что в результате нарушения крепления теплового экрана он опустился вниз и уперся своим нижним торцом в эллиптическое днище корпуса. Некоторые элементы крепления экрана к корпусу были сорваны. Экран был практически не поврежден, за исключением нескольких трещин в верхней части в местах приварки скоб крепления к корпусу. Надежное повторное закрепление теплового экрана в корпусе в условиях высокой активности было затруднительным. В то же время уточненный расчет работоспособности корпуса в течение установленного срока службы при увеличенной интенсивности облучения его стенок показал возможность дальнейшей эксплуатации реактора ВВЭР-210 без экрана. Экран был разрезан на части и удален из реактора.

В результате анализа нарушения крепления теплового экрана был сделан вывод, что причиной является недостаточный учет гидродинамических и вибрационных нагрузок при выборе конструкции закрепления теплового экрана.

В связи с модернизацией внутрикорпусных устройств, направленной на унификацию активных зон реакторов ВВЭР-210 и ВВЭР-365, и усилением конструкции узлов реактора были установлены новая шахта и днище шахты.

Демонтаж шахты, экрана и элементов его крепления проводился дистанционно под водой при использовании визуального контроля с помощью подводных светильников и телекамер.

Контроль состояния наплавки и исправление незначительных повреждений проведены с по-

мощью защитного контейнера, спускавшегося во внутреннюю полость реактора. Для проведения работ были спроектированы и изготовлены необходимые приспособления.

В ходе реконструкции были проведены дополнительные исследования гидродинамики потоков воды в реакторе и вибропрочности внутриреакторных устройств. На основании исследований были усовершенствованы эти конструкции и узлы крепления реакторов ВВЭР последующих вариантов, это создает уверенность в их работоспособности.

В связи с проведением указанных работ оставка первого блока НВ АЭС продлится несколько более 1,5 лет.

В процессе реконструкции ВВЭР-210 был получен полезный опыт, который позволил внести необходимые коррективы в конструкцию реакторов ВВЭР, обеспечивающие их надежную

долговременную работу, и доказал возможность выполнения ремонтных работ в довольно сложной радиационной обстановке.

Некоторые результаты изучения активной зоны ВВЭР-365 (второй блок НВ АЭС)

Первая активная зона с высокой удельной энергонапряженностью, являющаяся прототипом активных зон реакторов ВВЭР-440, была введена в работу на втором блоке НВ АЭС. Поэтому результаты исследования этой активной зоны и данные эксплуатации представляют, на наш взгляд, несомненный интерес не только с точки зрения ее эксплуатационных характеристик, но и с точки зрения сходимости предсказанных и действительных свойств.

В ходе пусковых испытаний второго блока НВ АЭС была проведена большая серия кри-

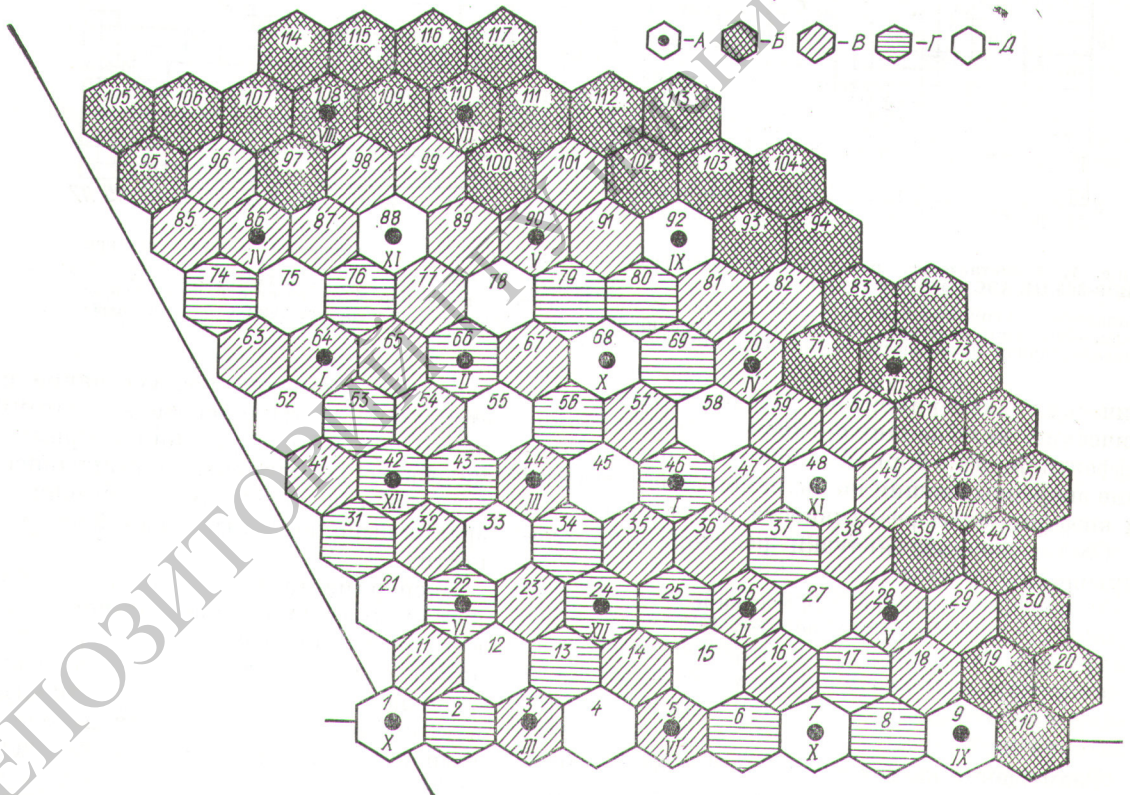


Рис. 3. Картограмма первой топливной загрузки активной зоны реактора ВВЭР-365 НВ АЭС (сектор симметрии):

А — управляющая кассета (римскими цифрами указаны номера групп управляющих кассет); Б, В, Г, Д — обогащение кассет по U^{235} соответственно 3; 2; 1,5; 1%.

	Обогащение по U^{235} , %		
	3	2	1,5
Число рабочих кассет	96	93	51
Число управляющих кассет	12	27	15
Общее число кассет	108	120	66

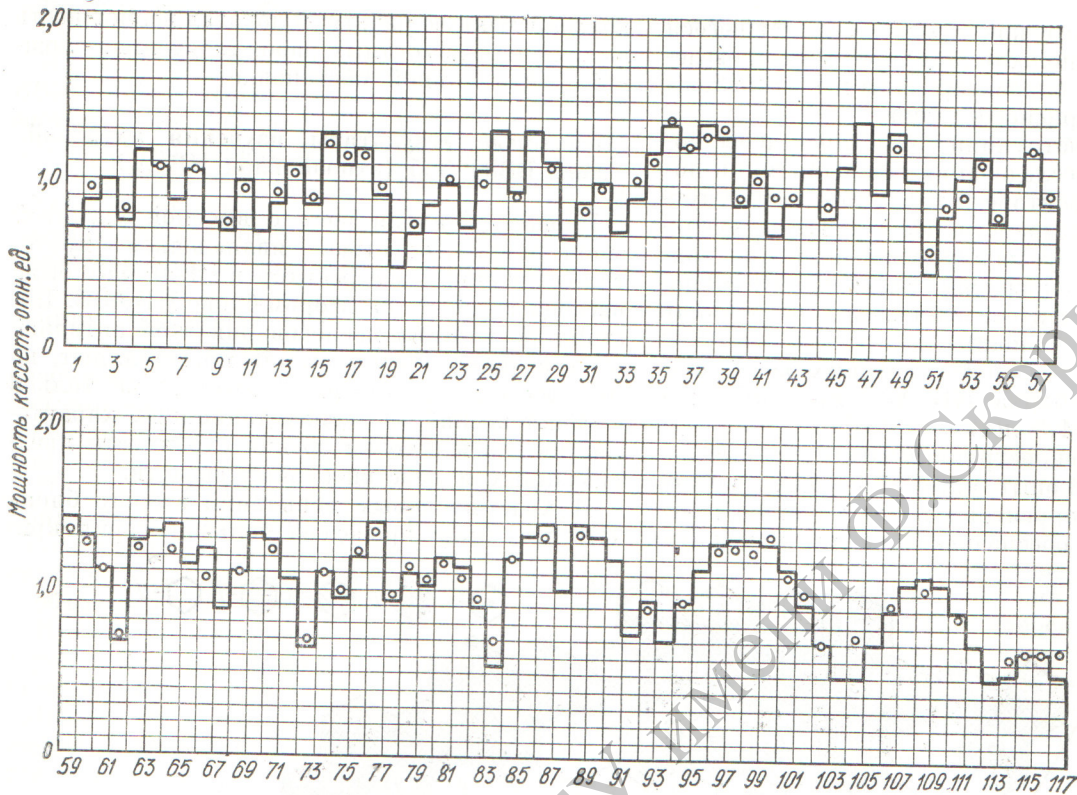


Рис. 4. Сопоставление расчетных и экспериментальных значений (о) мощности кассет реактора ВВЭР-365 НВ АЭС в рабочем состоянии.

Управляющая группа кассет 24, 42 на высоте 125 см. В теплоносителе бор в количестве 0,36 г бора/кг воды.—Мощность реактора 800 Мвт (м). Нумерация ячеек сектора симметрии в соответствии с рис. 3. Среднеквадратичная погрешность измерений $\pm 10\%$.

тических экспериментов. Исследовались критические положения органов регулирования, эффективность борной кислоты, распределение энерговыделения по активной зоне, эффекты и коэффициенты реактивности реактора и т. п.

Состав первой загрузки реактора был следующий:

Число кассет	Обогащение по U^{235} , %
55	1,0
66	1,5
120	2,0
108	3,0

Размещение кассет в активной зоне, а также распределение органов регулирования по группам приводятся на рис. 3. В кассетах с обогащением урана 3,0% установлены 120 твэлов и 6 стержней с выгорающим поглотителем как дополнительное средство компенсации начального запаса реактивности. Была обеспечена возможность взвода любой одной группы органов регулирования без перевода холодного

реактора в критическое состояние при отсутствии бора в теплоносителе, поэтому все эксперименты и эксплуатация с применением химического регулирования реактивности осуществлялись в условиях, облегченных с точки зрения выполнения требований ядерной безопасности.

Экспериментальные данные [5] по изменению критических положений органов регулирования в процессе первого разогрева реактора, проводившегося в отсутствие бора в теплоносителе, совпадают с расчетными с точностью $\pm 0,002$ в величине $k_{эфф}$ во всем диапазоне изменения температуры. Расчеты выполнялись по программе, аналогичной описанной в работе [6].

Измеренная при температуре 100°C эффективность восьми регулирующих групп (VI—XII) составила $\Delta k/k = (11,60 \pm 0,30) \cdot 10^{-2}$ и хорошо совпала с расчетной величиной $11,38 \cdot 10^{-2}$.

Температурный коэффициент реактивности практически не зависел от температуры. Это

согласуется с расчетами и объясняется тем, что по условиям проведения экспериментов уменьшение температуры в реакторе сопровождалось увеличением числа поглотителей органов регулирования в активной зоне, т. е. увеличением утечки нейтронов. В рабочем диапазоне температуры воды температурный коэффициент реактивности для не содержащей бора воды составил $4,3 \cdot 10^{-4} (\text{°C})^{-1}$. По данному значению температурного коэффициента в опытах с проверкой саморегулируемости реактора было получено значение мощностного коэффициента реактивности, которое хорошо совпало с расчетной величиной $1,5 \cdot 10^{-4} (\%)^{-1}$.

Большое внимание было уделено изучению влияния на характеристики активной зоны бора в воде первого контура. Полученная в критических экспериментах величина эффективности естественного бора в воде при 100°C ($18,5 \pm \pm 0,5$) $\cdot 10^{-2}$ г/кг точно совпала с расчетным значением. Влияние бора на температурный эффект реактивности проявилось в экспериментах по саморегулируемости реактора. Так, при концентрации бора в воде $0,5$ г/кг температурный коэффициент реактивности снижается до $1,75 \cdot 10^{-4} (\text{°C})^{-1}$, что, однако, практически

не уменьшает устойчивости реактора к возмущениям паровой нагрузки.

По результатам измерений подогревов воды в кассетах изучалось распределение мощности по кассетам активной зоны. Как следует из рис. 4, результаты измерений для большинства кассет в пределах ошибок измерений хорошо согласуются с расчетными значениями.

Полученный экспериментальный материал послужил дополнительным подтверждением обоснованности основных физических характеристик, планируемых для активных зон реакторов ВВЭР-440.

ЛИТЕРАТУРА

1. Ю. В. Марков и др. В сб. «Состояние и перспективы развития АЭС с водо-водяными реакторами». Т. I. М., ИАЭ, 1968, стр. 299.
2. Ф. Я. Овчинников и др. Пятилетний опыт эксплуатации Ново-Воронежской атомной электростанции, НУКЛЕКС-69 (Базель, 1969).
3. А. Я. Крамеров и др. (СССР). III Женевская конференция (1964). Доклад № 304.
4. В. П. Денисов и др. См. [1], стр. 251.
5. А. Н. Новиков и др. Трехмерный расчет выгорания топлива в реакторах на тепловых нейтронах, Вена, 1967.
6. Г. Л. Лунины и др. См. [3], доклад № 305.

Ленинградская атомная электростанция и перспективы канальных кипящих реакторов

А. М. ПЕТРОСЬЯНЦ, А. П. АЛЕКСАНДРОВ, Н. А. ДОЛЛЕЖАЛЬ, С. М. ФЕЙНБЕРГ, Ю. М. БУЛКИН, И. Я. ЕМЕЛЬЯНОВ, А. Д. ЖИРНОВ, А. К. КАЛУГИН, А. Я. КРАМЕРОВ, С. П. КУЗНЕЦОВ, Е. П. КУНЕГИН, К. К. ПОЛУШКИН, В. С. РОМАНЕНКО, А. П. СИРОТКИН, В. М. ФЕДУЛЕНКО, В. А. ЧЕБОТАРЕВ, О. М. ГЛАЗКОВ

(Государственный комитет по использованию атомной энергии СССР)

Канальные уран-графитовые реакторы большой мощности с тысячами технологических каналов (ТК) работают в СССР уже много лет. С 1958 г. эксплуатируются энергетические реакторы (Сибирская АЭС [1]) этого типа при рабочих температурах около 200°C и давлении в контуре до 50 ата . В 1954 г. пущен реактор Первой АЭС [2]. На Белоярской АЭС им. И. В. Курчатова (БАЭС) работают два реактора (один с 1964 г., другой с 1967 г.) с ядерным перегревом пара до параметров 520°C и 90 ата [3]. Накоплен огромный опыт эксплуатации таких систем.

Установлена высокая степень живучести этих реакторов, возникающая вследствие возможности поканального контроля и регулирования. Это позволяет своевременно детектировать нарушения нормального режима в отдельных ТК

и отключать последние прежде, чем опасные масштабы разрушения распространятся на всю систему. Разработаны и освоены методы отключения и ремонта отдельных узлов системы, в том числе графитовой кладки реактора, вплоть до смены всей графитовой кладки при капитальном ремонте [4]. Такой сравнительно уязвимый узел, как часть ТК, расположенный в активной зоне реактора, может быть заменен в период планово-предупредительного ремонта и даже на работающем реакторе. Благодаря этому, несмотря на возможные неполадки в отдельных каналах, реакторы в целом успешно эксплуатируются в течение десятков лет.

Развитие большой ядерной энергетики не может опираться только на опыт проектирования, хотя и подкрепленный большим числом опытно-конструкторских разработок. Даже ра-