

Водо-водяные реакторы в ядерной энергетике страны

СИДОРЕНКО В. А.

Перспективность нового направления в энергетике должна базироваться прежде всего на его экономичности. Другие важнейшие требования к ядерной энергетической установке как источнику энергии на электростанции — это безопасность и надежность. Но очевидно, что достижение требуемого уровня безопасности и надежности также проявится в конечном счете в экономических показателях АЭС. Первые отечественные водо-водяные реакторы продемонстрировали правильность заложенных в них научных и технических основ и проектно-конструктивного их осуществления. Высокая эффективность воды как замедлителя и малое различие длины замедления в топливной решетке и в чистой воде из-за существенного вклада неупругого замедления на уране позволили использовать исключительно компактную структуру топливных решеток и получить большую мощность реактора при малом размере активной зоны.

Тесные топливные решетки обеспечивают значительный перекрестный эффект размножения на быстрых нейтронах. Компактная структура активной зоны с минимальным количеством конструктивных материалов позволяет достичь сравнительно хорошего использования тепловых нейтронов. Эти качества позволяют получать необходимые коэффициенты размножения нейтронов в топливной решетке при довольно высоком резонансном захвате в ^{238}U . Спектр нейтронов в используемых тесных решетках оказывается сравнительно жестким, существенное значение приобретают процессы деления и поглощения в надтепловой области энергии. Таким образом, обеспечиваются высокая скорость накопления плутония и его существенный вклад в выработку энергии при глубоком выгорании топлива. В результате коэффициент конверсии делящихся изотопов в водо-водяном реакторе оказывается заметно лучше, чем, например, в аналогичном графито-водяном реакторе.

Водород в качестве топлива спеченной двуокиси урана оказался перспективным, так как она устойчива к размыванию водой (теплоносителем) и обеспечивает по этой причине наименьшее загрязнение первого контура в случае выхода из строя твэлов, а твэлы из двуокиси урана сохраняют свою работоспособность при достаточно глубоких выгораниях, что способ-

ствует дальнейшему улучшению топливного цикла этих реакторов. Однако применение двуокиси урана в качестве делящегося материала неоптимально с точки зрения физики топливного цикла и является компромиссом, частично удовлетворяющим физическим и техническим требованиям. Переход в дальнейшем по мере совершенствования технологии ядерного топлива на более плотные композиции на основе металлического урана открывает перспективы дополнительного улучшения экономических характеристик топливного цикла.

В качестве основного конструкционного материала активной зоны применен специальный циркониевый сплав, что позволило обеспечить достаточно высокие параметры теплоносителя и удовлетворительную термодинамическую эффективность теплосилового цикла. В то же время удалось сохранить достаточно благоприятный нейтронный баланс в активной зоне.

Использование водо-водяных реакторов на АЭС привело к внедрению в энергетику турбогенераторов на насыщенном паре. Такое решение оказалось принципиально важным, так как позволило реализовать на АЭС удовлетворительный КПД цикла (27—34 %) при ограниченной температуре теплоносителя в реакторе (300—350°С).

Решающими факторами, обусловившими мощность первого промышленного ВВЭР на первом блоке Нововоронежской АЭС (НВАЭС) — 210 МВт(эл.), стали размеры корпуса реактора (внешний диаметр 3,8 м, длина ~12 м), которые практически являются предельными по условиям изготовления корпуса на заводе и перевозки его по железным дорогам. Требование железнодорожной перевозки реактора и другого оборудования реакторных установок ВВЭР является определяющим в дальнейшем развитии и совершенствовании технических характеристик этого направления и до сего времени. Для корпуса реактора применена высокопрочная низколегированная сталь, обеспечивающая его минимальные габариты и массу.

Первый блок НВАЭС был пущен в эксплуатацию в сентябре 1964 г. (в год пуска этот блок был самой мощной АЭС в мире).

Следующая качественная ступень (второе поколение) развития ВВЭР — установка ВВЭР-440. Она положена в основу первой крупной серии АЭС, поскольку удовлетвори-

Таблица 1

Основные характеристики АЭС с ВВЭР

Характеристика	ВВЭР-210	ВВЭР-365	ВВЭР-440	ВВЭР-1000
Год пуска	1964	1969	1971	—
Мощность, МВт:				
электрическая	3×70	5×73	2×220	2×500
тепловая	760	1320	1375	3000
КПД (брутто), %	27,6	27,6	32	33
Давление пара перед турбиной, кгс/см ²	29	29	44	80
Давление в первом контуре, кгс/см ²	100	105	125	160
Число петель	6	8	6	4
Расход воды через реактор, м ³ /ч	36500	49500	39000	76000
Внутренний диаметр корпуса, мм	3560	3560	3560	4070
Паропроизводительность одного парогенератора, т/ч	230	325	425	1469
Загрузка урана, т	38	40	42	66
Средняя глубина выгорания топлива в стационарном режиме, МВт·сут/кг U	13	27	28,6	26—40
Средняя удельная энергонапряженность активной зоны, кВт/л	46	80	83	111
Средняя энергонапряженность топлива, кВт/кг U	10,5	33	33	45,5
Удельный расход теплоносителя, т/ч·МВт	38	30	25	19
Температура воды на входе в реактор, °C	250	250	269	289
Средний подогрев в реакторе, °C	19	25	31	35
Удельные капитальные затраты *, руб./кВт (эл.)	406	273	200	—
Себестоимость электроэнергии **, коп./кВт·ч	0,95 (0,788)	0,743 (0,569)	0,643 (0,584)	0,573

* Данные по НВАЭС.
** Проектные данные по блокам НВАЭС. В скобках — фактические данные за 1976 г.

тельные экономические показатели сделали эти станции вполне конкурентоспособными со станциями на обычном топливе практически во всех районах европейской части СССР. Эти реакторы широко применяются и в некоторых зарубежных странах: работают и продолжают сооружаться в ГДР, в Болгарии, в Финляндии, сооружаются в Чехословакии, Венгрии и других странах.

Технико-экономические показатели НВАЭС

Таблица 2

Год	Выработка электроэнергии, млн. кВт·ч	Коэффициент использования установленной мощности	Себестоимость отпущенной электроэнергии, коп./кВт·ч
1972	5413,4	0,607	0,81
1973	8647,7	0,68	0,752
1974	9664,1	0,76	0,644
1975	9138,1	0,717	0,641
1976	9750,8	0,763	0,632

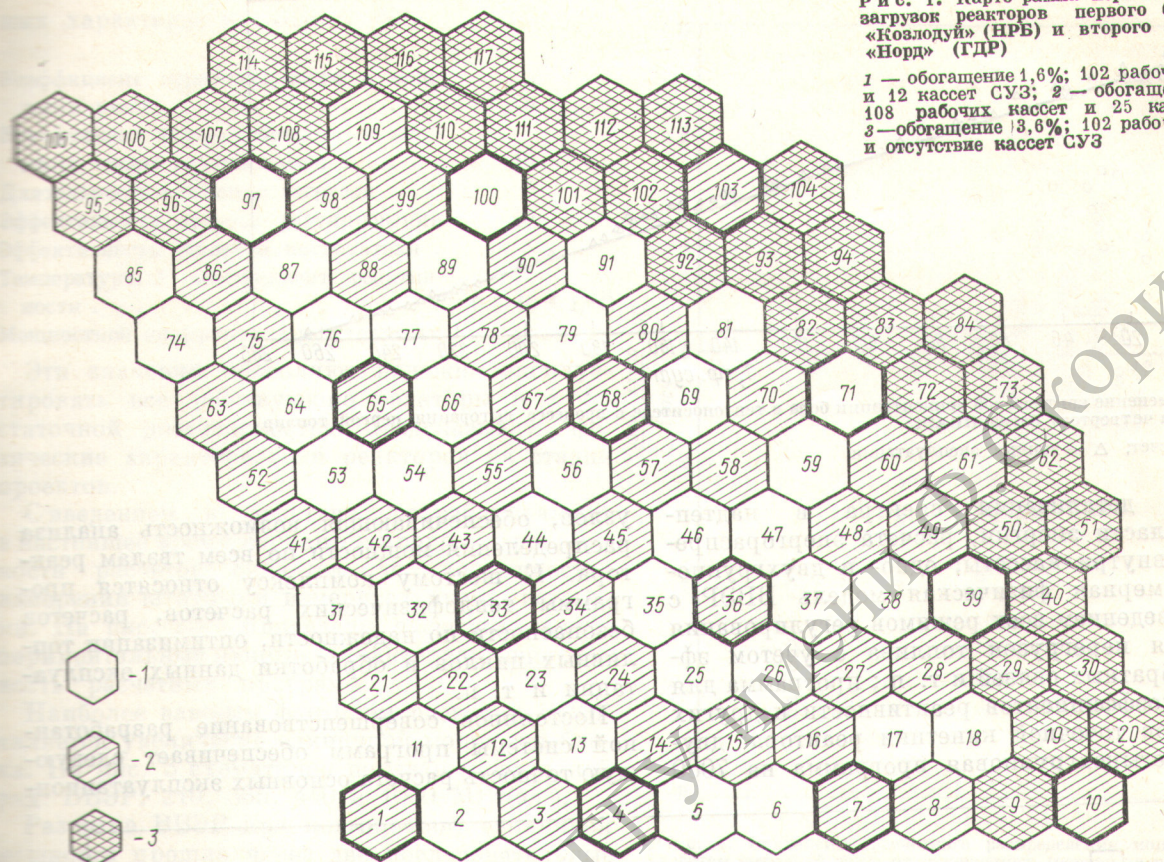
Третье поколение — ВВЭР-1000, который сооружается на НВАЭС в качестве пятого блока и является головным в новой серии.

Промежуточное место между первым и вторым поколениями занимает реакторная установка второго блока НВАЭС — ВВЭР-365 (табл. 1). На ней были внедрены все основные усовершенствования активной зоны, разработанные для серийного реактора средней мощности и использованные затем в ВВЭР-440. Чтобы не задерживать практическую проверку этих решений, АЭС и реакторная установка были укомплектованы в основном оборудованием, разработанным для первого блока и рассчитанным практически на те же параметры. Эксплуатационные показатели НВАЭС приведены в табл. 2.

Для решения проблем, связанных с особенностями физических процессов ВВЭР, была создана экспериментальная база, накоплен обширный экспериментальный материал и на этой основе разработаны совершенные программы расчетов.

Рис. 1. Карто-рамма первых топливных загрузок реакторов первого блока АЭС «Козлодуй» (НРБ) и второго блока АЭС «Норд» (ГДР)

1 — обогащение 1,6%; 102 рабочие кассеты и 12 кассет СУЗ; 2 — обогащение 2,4%; 108 рабочих кассет и 25 кассет СУЗ; 3 — обогащение 3,6%; 102 рабочие кассеты и отсутствие кассет СУЗ

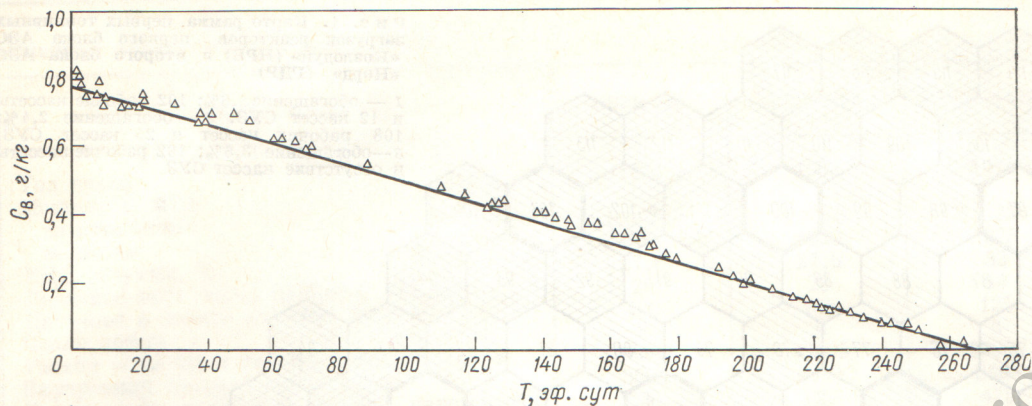


Малые длины диффузии нейтронов определяют резкую неравномерность энергораспределения вблизи неоднородностей топливных решеток. Большие температурные и мощностные эффекты реактивности, большие запасы реактивности на выгорание требуют больших эффективностей системы регулирования. Возможности существенных деформаций энергораспределения в процессе выгорания вызывают необходимость разработки и применения сложной схемы перестановки кассет в зоне при перегрузках, использования топливных загрузок с неоднородным составом. Все это в сочетании с высокой энергонапряженностью активной зоны требует большой подробности и высокой точности нейтронно-физических расчетов. Конфигурация части активной зоны ВВЭР-440 приведена на рис. 1. В ИАЭ им. И. В. Курчатова создана большая система математических программ для исследования ВВЭР. Система включает в себя шесть взаимосвязанных комплексов. Первый и второй комплексы представляют собой фундаментальные библиотеки

оцененных ядерных данных и системы программ для подготовки многогрупповых библиотек сечений, разработанные как в ИАЭ, так и в рамках Временного международного научно-исследовательского коллектива ученых стран — членов СЭВ. Используются библиотеки ядерных данных Центра ядерных данных СССР и других стран.

Третий и четвертый комплекс — программы для подготовки библиотек малогрупповых сечений и прецизионные многогрупповые программы (одномерные и двумерные в P_N -приближении) и программы Монте-Карло (одно-, дву- и трехмерные) для детальных исследований вопросов методики.

Пятый комплекс — программы для проектных расчетов по физике ВВЭР. Сюда относятся программы по подготовке эффективных сечений решеток в разных состояниях выгорания при разном изотопном составе и др. (100 точек по энергии в тепловой группе, 3 — в надтепловой, 120 цепочек продуктов деления и тяжелых изотопов); программы для расчета граничных



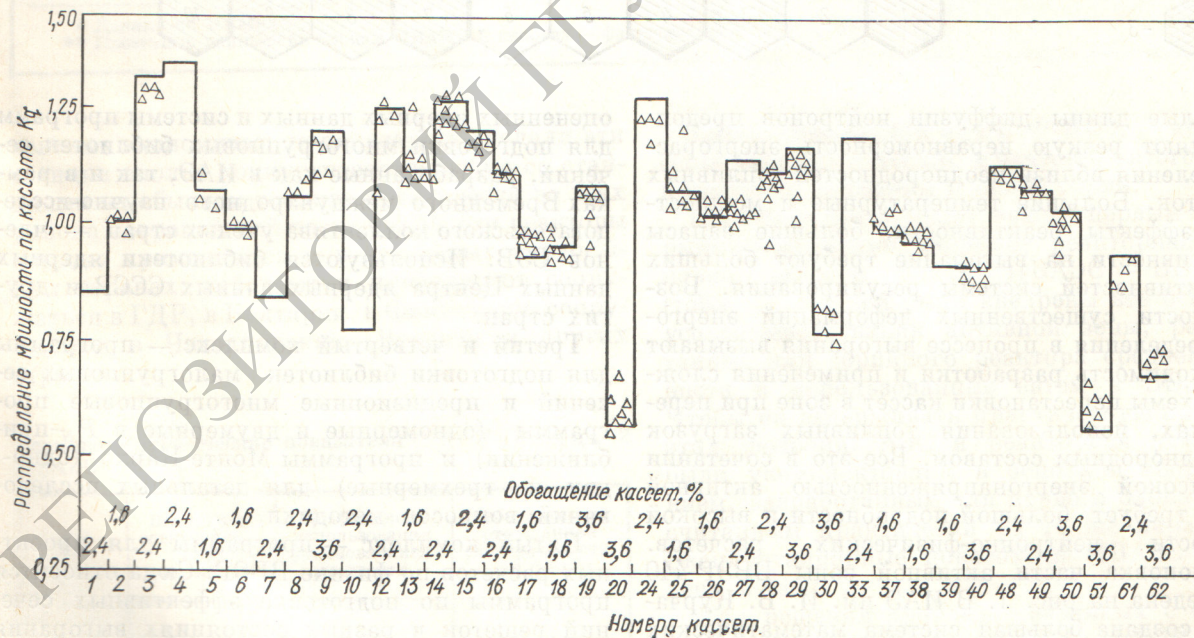
Р и с. 2. Изменение критической концентрации бора в теплоносителе в процессе выгорания первой топливной загрузки четвертого блока НВАЭС:

— расчет; Δ — данные эксплуатации

условий, детализации спектра в надтепловой области энергии, расчета энергораспределения внутри кассеты; одно- и двухгрупповая трехмерная физическая модель ВВЭР с воспроизведением всех режимов регулирования выгорания перегрузок топлива с учетом эффектов обратных связей и т. п.; программа для расчета коэффициентов реактивности и других параметров точечной кинетики реактора; двумерная четырехгрупповая программа на 7000

узлов, обеспечивающая возможность анализа распределения мощности по всем твэлам реактора. К шестому комплексу относятся программы теплофизических расчетов, расчетов безопасности по надежности, оптимизации топливных циклов и обработки данных эксплуатации и т. п.

Постоянное совершенствование разработанной системы программ обеспечивает следующую точность расчета основных эксплуатацион-



Р и с. 3. Распределение мощности по кассетам первой топливной загрузки реактора первого блока Кольской АЭС:

— расчет по программе БИПР-4; Δ — показания термопар; $N_p = 100\%$; $T = 100$ [эф. сут]; $H_{APK-VI} = 150$ см; $CH_2BO_3 = 3$ г/л; 6 работающих ГЦН

ных характеристик ВВЭР, %:

Коэффициент неравномерности в мощности кассет	5
Коэффициент неравномерности в мощности твэлов внутри кассет	10
Длительность кампании загрузок	5
Эффективность органов регулирования	10
Эффективность жидкого поглотителя	5
Температурный коэффициент реактивности	$0,5 \cdot 10^{-4} \text{ } 1/^{\circ}\text{C}$
Мощностной коэффициент реактивности	10

Эти значения позволяют надежно эксплуатировать все действующие реакторы и с достаточной достоверностью предсказывать физические характеристики реакторов на стадии проектов.

С введением в действие разрабатываемых в настоящее время вариантов программ погрешности расчетов снизятся до погрешностей измерений штатными измерительными системами. На рис. 2—4 приведены расчетные и экспериментальные данные, характеризующие точность расчетных программ.

Наиболее важным фактором развития ВВЭР является увеличение единичной мощности блока. На рис. 5 схематично показан мощностной ряд ВВЭР: 210, 365, 440 и 1000 МВт(эл.).

Развитие ВВЭР при повышенной единичной мощности прошло через две последовательные ступени увеличения параметров, обеспечившие соответствующий рост термодинамической эффективности паросилового цикла.

Прямыми средствами повышения тепловой мощности ВВЭР являются уменьшение неравномерности тепловыделения в активной зоне,

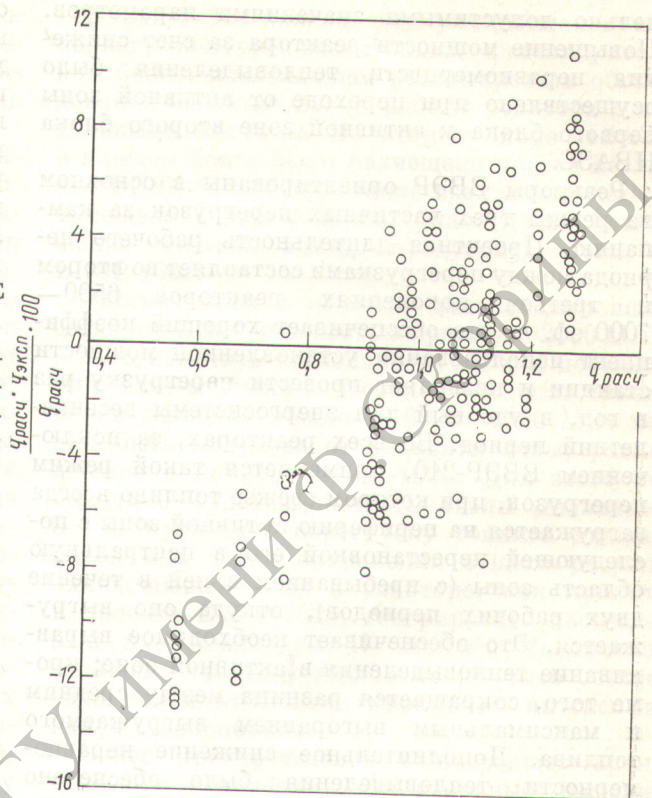


Рис. 4. Отклонение расчетного распределения мощности по кассетам активной зоны от измеряемого (первая загрузка реактора второго блока АЭС «Козлодуб» мощностью 100%, длительность загрузки 80 эф. сут):

○ — эксперимент

увеличение расхода теплоносителя через активную зону и общей длины и поверхности твэлов; уменьшение запасов между рабочими и пре-

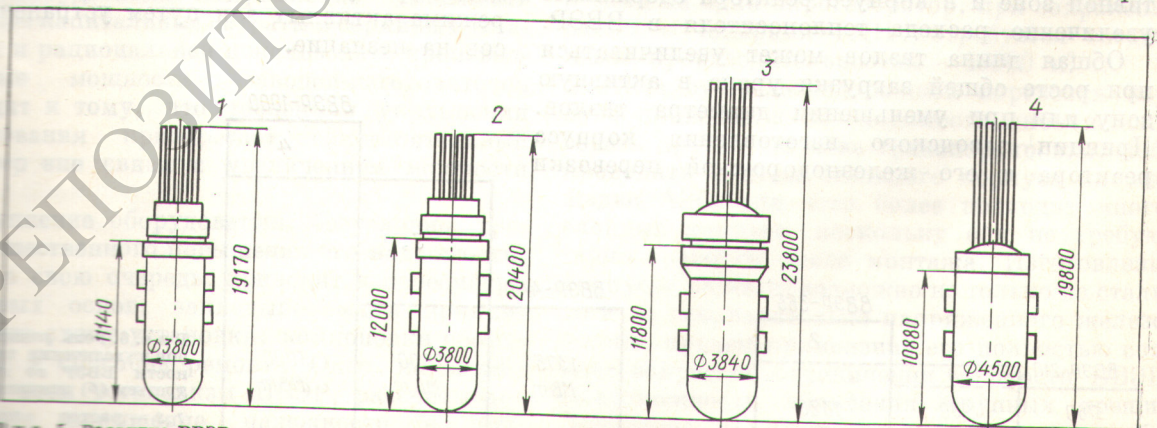


Рис. 5. Развитие ВВЭР:

1 — ВВЭР-210 (масса корпуса и реактора 223 и 470 т), 2 — ВВЭР-365 (241 и 523 т), 3 — ВВЭР-440 (200 и 573 т), 4 — ВВЭР-1000 (304 и 730 т)

дельно допустимыми значениями параметров. Повышение мощности реактора за счет снижения неравномерности тепловыделения было осуществлено при переходе от активной зоны первого блока к активной зоне второго блока НВАЭС.

Реакторы ВВЭР ориентированы в основном на режим трех частичных перегрузок за кампанию. Проектная длительность рабочего периода между перегрузками составляет во втором и третьем поколениях реакторов 6500—7000 эф. ч, что обеспечивает хороший коэффициент использования установленной мощности станции и позволяет провести перегрузку раз в год, в удобный для энергосистемы весенне-летний период. Во всех реакторах, 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 выгружается. Это обеспечивает необходимое выравнивание тепловыделения в активной зоне; кроме того, сокращается разница между средним и максимальным выгоранием выгружаемого топлива. Дополнительное снижение неравномерности тепловыделения было обеспечено внедрением на втором блоке НВАЭС регулирования выгорания на мощности раствором борной кислоты в первичном теплоносителе.

Повышение расхода теплоносителя требует разработки нового, более мощного, насосного оборудования (либо требует увеличения числа петель в реакторной установке, что экономически нецелесообразно). Скорость воды в активной зоне и в корпусе реактора сдерживает увеличение расхода теплоносителя в ВВЭР.

Общая длина твэлов может увеличиваться при росте общей загрузки урана в активную зону или при уменьшении диаметра твэлов. Принцип заводского изготовления корпуса реактора и его железнодорожной перевозки

ограничивает увеличение общей загрузки урана, и поэтому с самого начала возникла необходимость осваивать твэлы несколько меньшего диаметра, чем было принято зарубежной практикой. Применение твэлов сравнительно малого диаметра обеспечило на первых стадиях развития ВВЭР резерв в линейной тепловой нагрузке, способствующий значительному увеличению энергонапряженности топлива и объема активной зоны.

В уменьшении запасов между рабочими и предельными значениями параметров следует выделить три фактора. Первый связан с углублением наших знаний о процессах, происходящих в реакторе. Примером совершенствования исследований и повышения достоверности результатов является изучение кризиса теплообмена в активной зоне. Решающим здесь является максимальное приближение условий исследования к натурным рабочим условиям.

В ИАЭ им. И. В. Курчатова длительное время изучаются условия возникновения кризиса теплообмена в водоохлаждаемых реакторах и обобщаются результаты других организаций применительно к разрабатываемым активным зонам. На базе экспериментов, полученных в условиях, наиболее близких к эксплуатационным условиям ВВЭР, была создана расчетная формула для предсказания кризиса теплообмена в пучках твэлов ВВЭР со средней квадратической погрешностью 5,5% (при равномерном тепловыделении). Эта формула удовлетворительно описывает экспериментальные данные по пучкам с неравномерным тепловыделением. Дальнейшая систематизация экспериментов по условиям теплообмена в пучках создает хорошую основу форсирования теплового режима активных зон путем устранения запасов на незнание.

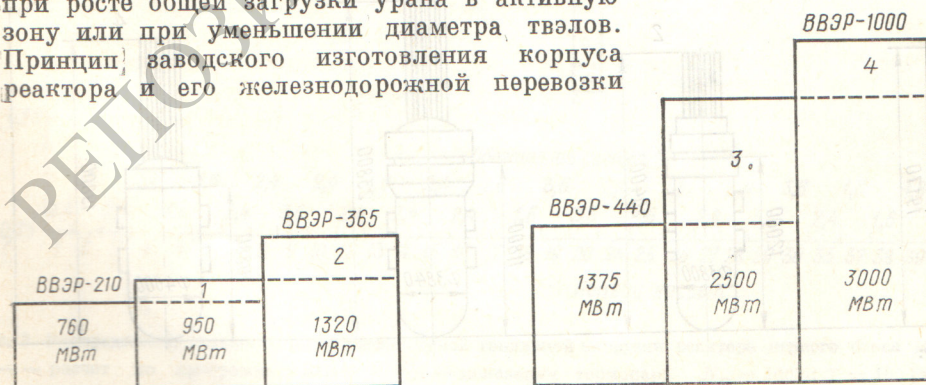


Рис. 6. Роль различных факторов в увеличении тепловой мощности ВВЭР во втором (а) и третьем (б) поколениях:

1, 3 — расход теплоносителя, длина твэлов (для 3 — запасы до предельных значений); 2 — неравномерность тепловыделения; 4 — конструкция насосов (инерционность)

Второй фактор уменьшения запасов связан с достоверностью знания параметров, реализуемых в реакторе, и обусловлен совершенствованием измерительных систем, в первую очередь внутриреакторных измерений.

Третий фактор — повышение надежности системы теплоотвода, позволяющее получить одинаковый эффект в увеличении тепловой мощности при меньшем увеличении расхода или большее повышение мощности при фиксированном увеличении расхода. Этот фактор дал наибольший вклад в повышение мощности при переходе от ВВЭР-440 к ВВЭР-1000 за счет замены бессальниковых ГЦН, обладающих малой инерцией, насосами с вынесенным электродвигателем и организованными протечками, снабженными специальными маховиками. На рис. 6 показана роль различных факторов в повышении мощности.

Важными факторами, обеспечивающими повышение мощности, являются увеличение глубины выгорания топлива и его загрузки в активную зону. Следует подчеркнуть, что железнодорожная перевозка корпуса облегчает создание АЭС во многих районах СССР и других странах, но практически ограничивает единичную мощность блока ВВЭР 1000 МВт(эл.), так как трудно разместить большую загрузку урана. Практически максимальные с точки зрения транспортировки по железной дороге габариты корпуса были достигнуты уже для ВВЭР-210.

Для обеспечения оптимальных компоновочных и строительных решений увеличение мощности блока должно сопровождаться увеличением мощности и производительности основного оборудования. Стремление уменьшать удельные капитальные затраты в серийных установках и рациональней использовать производственные мощности заводов-изготовителей приводит к тому, что тенденция укрупнения оборудования приобретает самостоятельный характер вне связи с увеличением мощности блока.

Укрупнение оборудования, безусловно, требует существенного повышения его надежности, а это в свою очередь, приводит к пересмотру некоторых основ, закладываемых в принципиальную схему установки, компоновки оборудования и способов ремонта. Опыт, накопленный по всем установкам ВВЭР, рассчитывает на такое повышение надежности и подтверждает целесообразность упрощений компоновочных решений и принципиальной

В ВВЭР-210 каждая циркуляционная петля первого контура размещалась в изолированном боксе, позволявшем ремонтировать оборудование петли во время работы реактора с остальными петлями. Во втором блоке НВАЭС в каждом боксе было размещено по две петли, а в ВВЭР-440 оборудование всех шести петель помещено в одном боксе. Аналогичное размещение четырех петель предусматривается в ВВЭР-1000.

Рассматривая в качестве дальнейшего шага создание ВВЭР мощностью примерно 2000 МВт, можно наметить несколько путей для достижения этой мощности. Необходимая для такого блока тепловая мощность 6000—6300 МВт может быть получена от активной зоны, размещаемой в корпусе ВВЭР-1000. Для этого необходимо будет применять твэлы диаметром 6 мм, проводить перегрузку топлива дважды в год и в целях сохранения общего расхода охлаждающей воды в реакторе, как принято в проекте ВВЭР-1000, генерировать насыщенный пар давлением 47 кгс/см². Увеличение тепловых нагрузок твэлов может быть обеспечено дополнительными мерами по интенсификации теплообмена.

Более предпочтителен в настоящее время путь, сохраняющий все основные решения по активной зоне и предельные параметры ВВЭР-1000. Для такого блока требуется создать корпус внутренним диаметром 5,7 м, в котором может быть размещена загрузка топлива около 150 т (в пересчете на металлический уран); должны быть разработаны новые, более мощные парогенераторы. При сохранении насосов ВВЭР-1000 возможна схема с двумя насосами на один парогенератор, при сохранении схемы с четырьмя ГЦН потребуется создать насос производительностью ~40000 м³/ч.

Отказ от железнодорожной перевозки корпуса приводит к необходимости либо использовать другие средства транспортировки, либо проводить монтаж стального корпуса на площадке АЭС, для чего более подходят многослойные корпуса, поскольку они не требуют термообработки после монтажа. Изготовление корпусов на месте возможно не только из стали, но и из предварительно напряженного железобетона, причем применение его полностью снимает вопрос об ограничении мощности ВВЭР. Невозможность появления крупных трещин вследствие хрупкого разрушения делает бетонный корпус более безопасным, чем металлический. Однако в комплексе с бетонным корпусом целесообразнее применять водо-водяной

реактор кипящего типа, так как в нем в два раза более низкое давление, чем в некипящем. Для создания мощных кипящих ВВЭР полезен большой положительный опыт работы экспериментального кипящего реактора ВК-50 в НИИАР. Большой объем исследований на этом реакторе позволил достичь при естественной циркуляции в активной зоне большей удельной энергонапряженности, чем в реакторе первого блока НВАЭС. Для кипящего реактора электрической мощностью 2000 МВт требуется корпус диаметром 12—14 м и высотой 21—23 м при толщине бетонных стенок ~5 м. При этом не нужны парогенераторы и другое сложное оборудование.

Наряду с решением задачи дальнейшего повышения единичной мощности блоков АЭС длительное время будет актуален вопрос об улучшении экономических показателей топливного цикла и о снижении удельного расхода природного урана. До настоящего времени основной путь улучшения экономичности топливного цикла ВВЭР — увеличение глубины выгорания топлива. В реакторах второго блока НВАЭС и ВВЭР-440 в массовом количестве уже достигнута проектная глубина выгорания ~28000 МВт·сут/т в среднем по выгружаемому топливу при максимальном выгорании в среднем по твэлу >40000 МВт·сут/т.

Активная зона ВВЭР-1000 ориентирована на среднюю глубину выгорания 40000 МВт·сут/т при максимальном выгорании в среднем по твэлу до 44000 МВт·сут/т; для этого требуется на перегрузку подавать топливо, обогащенное до 4,4%. До освоения массового опыта эксплуатации топлива при таком выгорании активная зона может работать с подпиткой топлива обогащением 3,3% при выгорании около 27000 МВт·сут/т.

Используемый в настоящее время режим трех частичных перегрузок с годовым циклом нельзя считать наилучшим для дальнейшего развития ВВЭР. Во-первых, увеличение числа частичных перегрузок за кампанию топлива с трех до шести позволяет уменьшить топливную составляющую себестоимости электроэнергии еще на 6—8%; во-вторых, при развитии масштаба ядерной энергетики необязательно и даже неудобно «привязывать» перегрузку к летнему минимуму потребления энергии. Важным требованием остается обеспечение максимального коэффициента нагрузки станции, во всяком случае — сведение до минимума времени простоя. С другой стороны, длительность операций по перегрузке даже для тех конструк-

ций реактора, которые рассчитаны на перегрузку раз в год, включая расхолаживание и разогрев, разуплотнение и уплотнение реактора, все операции по сборке и разборке и по замене выгоревших кассет перегрузочной машиной, составляет только 7—8 сут.

Этот опыт позволяет считать, что наиболее перспективным путем увеличения частоты перегрузок является усовершенствование и упрощение существующих методов с доведением в качестве ближайшей задачи длительности остановки блока для очередной перегрузки топлива до одной недели. В этих условиях можно планировать перевод всех ВВЭР на режим с шестью частичными перегрузками за кампанию при полугодовом цикле. По удельному расходу природного урана в стационарном режиме это будет практически эквивалентно предельному режиму непрерывных перегрузок топлива. Имеются и другие пути улучшения показателей топливного цикла ВВЭР.

Поскольку облученное топливо ВВЭР содержит большое число делящихся изотопов, химическая переработка топлива и возврат переработанного топлива в цикл позволяют снизить расход природного урана на 40—45% и уменьшить необходимые мощности разделительного производства на 40%.

Разработка и использование в активных зонах ВВЭР более плотного топлива, чем двуокись урана (например, коррозионноустойчивых композиций на основе металлического урана), позволили бы дополнительно уменьшить расход природного урана на 35%, мощность разделительного производства на 50% и топливную составляющую на 15%. Близки к этим результатам данные об использовании в ВВЭР топливных циклов с торием (табл. 3).

Основные технико-экономические показатели возможных топливных циклов ВВЭР-1000 (при $\phi = 0,8$)

Таблица 3

Показатели	Дву- окись	Дву- окись	Металл	Метал- лический торий
	Откры- тый цикл	Замкнутые циклы		
Топливная составляющая (относительная)	1	0,79	0,66	0,53
Расход природного урана, кг/МВт (эл.)·год	216	120	77	59
Работа разделения, кг ЕРР/МВт(эл.)·год	132	79	38	52

На рис. 7 показан диапазон изменения стоимости производств топливного цикла, для которых сохраняется целесообразность химической переработки топлива ВВЭР при различной стоимости природного урана и процесса его обогащения.

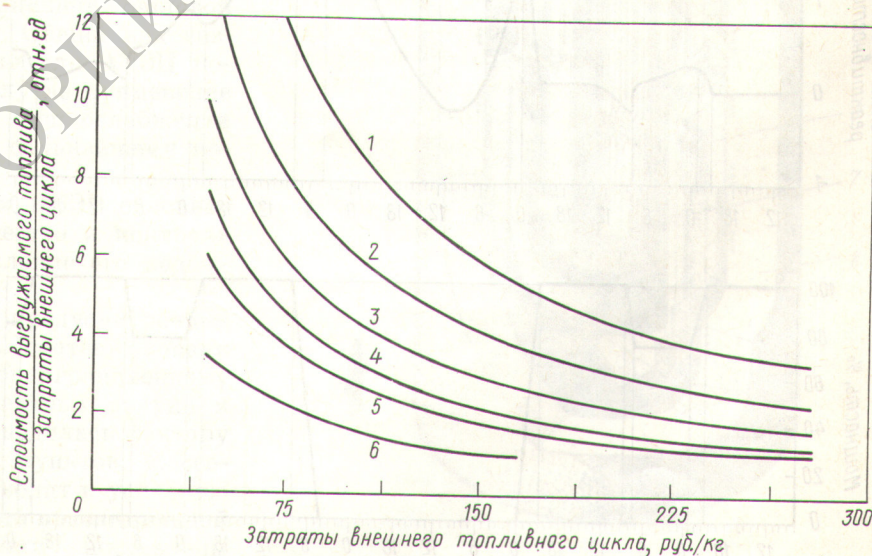
Введение в энергосистему страны большого числа АЭС требует пересмотра режимов их эксплуатации. Если до последнего времени можно было обеспечивать для АЭС работу в базисе нагрузок, то в последующие годы им придется работать также и в переменной части графиков нагрузок. Опыт работы ВВЭР подтверждает простоту управления реакторов и возможность слежения за переменной нагрузкой. Реакторы ВВЭР обладают очень важным качеством — отрицательными температурными и мощностным коэффициентами реактивности и связанной с этим способностью к саморегулированию и самоограничению мощности. Сохранению этого свойства активных зон ВВЭР всегда уделялось особое внимание. В частности, после введения в проекты реакторных установок жидкостного борного регулирования выбор максимального запаса реактивности, компенсируемого растворенным поглотителем, определялся сохранением во всех эксплуатационных режимах отрицательного коэффициента реактивности по температуре теплоносителя.

Размеры ВВЭР (по сравнению с длиной миграции нейтронов) весьма велики. В условиях сильно уплоченного нейтронного поля изменения мощности реактора, сопровождающиеся перемещением стержней автоматического регулирования и изменением пространственного распределения мощности, опасны возникновением ксенонной неустойчивости. Однако в ВВЭР отрицательный мощностной коэффициент реактивности эффективно стабилизирует систему, существенно сдвигает границу неустойчивости, а также уменьшает возможные отклонения нейтронного поля в переходных процессах. Реактор ВВЭР-440 совершенно свободен от опасных «качаний» мощности. Радиальные раз-

меры ВВЭР-1000 также гарантируют устойчивость нейтронного поля в горизонтальном сечении активной зоны. Увеличение высоты активной зоны до 3,5 м в ВВЭР-1000 потребовало специальной системы управления высотным полем, которая должна сохранить осевую неравномерность тепловыделения в переходных процессах в рамках допустимых значений.

В решении проблемы создания маневренной энергетической установки помимо принципиальной устойчивости реактора имеют значение и другие ограничивающие факторы, по отношению к которым блоки АЭС с ВВЭР безусловно перспективны. Следует упомянуть проблемы обеспечения необходимого запаса реактивности для преодоления нестационарного отравления ^{135}Xe , отклонения параметров установки от номинальных значений и вопросы, связанные с длительностью и сложностью технологических операций при изменениях режима.

Решение первой проблемы в существующих реакторных установках ВВЭР принципиально упрощается большим запасом реактивности на выгорание, который может быть использован в переходных процессах в течение подавляющей части кампании реактора без специального ухудшения проектного топливного цикла современных установок. С этим, как правило, связано создание маневренного запаса реак-



Р и с. 7. Рентабельность химической переработки отработавшего топлива ВВЭР: 1, 3 — ThM ; 2, 5 — UO_2 ; 4, 6 — UM ; для вариантов 3, 5, 6 стоимость UF_6 и ЕРР 36 и 41 руб./кг; для вариантов 1, 2, 4 соответственно 100 и 54 руб./кг

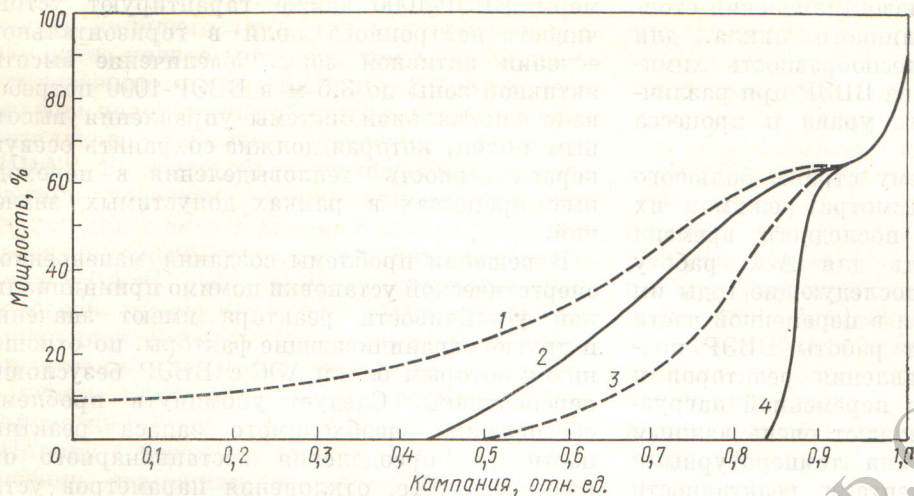


Рис. 8. Маневренность блока с ВВЭР-440 с учетом присутствия управляющей группы кассет в активной зоне (учтено изменение температуры воды при сбросе мощности):

— — — — — обеспечивается удержание на мощности N и в любой момент подъем ее до номинальной; — — — — — обеспечивается удержание на мощности N и выход на номинальную мощность, если стоянка не более 1 ч; 1, 2 — $(1/C_B) (dC_B/dt) = 0,05 \text{ ч}^{-1}$ при неограниченной и одночасовой стоянке соответственно; 3, 4 — $(1/C_B) (dC_B/dt) = 0,20 \text{ ч}^{-1}$ при неограниченной и одночасовой стоянке соответственно

тивности (рис. 8). Хорошие предпосылки для решения второй проблемы заключены в характерном для установок ВВЭР малом диапазоне изменения рабочей температуры первичного теплоносителя при широком изменении нагрузок (не более 30°C при 100%-ном изменении мощности). Циклические нагрузки на оборудование первого контура не оказываются чрез-

мерными, а саморегулируемость реактора способствует сохранению параметров установки в безопасных пределах.

Хорошая управляемость ВВЭР подтверждена практикой; дальнейшее совершенствование систем контроля и технологических схем в новых проектах направлено на повышение оперативности управления установкой при частых изменениях режима.

Уже в некоторых проектах блоков с серийным ВВЭР-440 приняты сложные графики изменения мощности с еженедельными остановками и ежедневными частичными сбросами нагрузки (рис. 9). На базе оборудования ВВЭР-1000 создается блок ВВЭР-500, к которому также предъявляются повышенные требования маневренности. Особой проблемой, требующей специального внимания, остается обеспечение необходимой стойкости твэлов, постоянно работающих в условиях переменной мощности.

Новой важной областью, в которой может быть в ближайшие годы использован весь опыт создания ВВЭР, является теплофикация и теплоснабжение. Первый путь решения этой

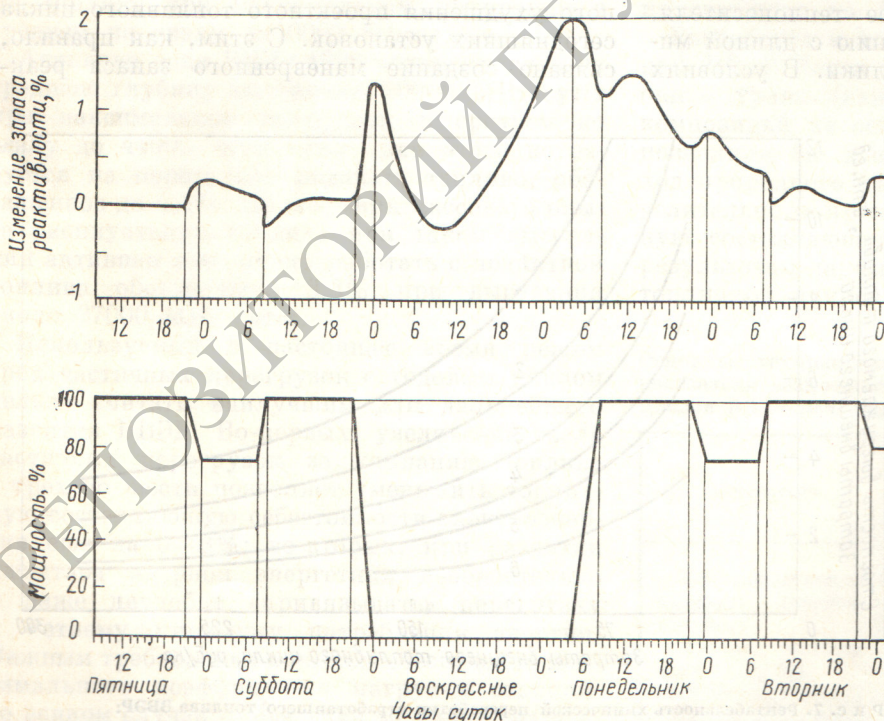


Рис. 9. Изменение запаса реактивности при работе реактора в соответствии с характерным недельным графиком нагрузки

задачи — создание АТЭЦ на базе разработанных реакторных установок, использующихся для АЭС. Изменения могут коснуться лишь паротурбинной части станции и в какой-то мере должны затронуть решения, направленные на дальнейшее повышение радиационной безопасности установок вследствие приближения их к густонаселенным районам. Здесь со временем могут получить преимущества кипящие реакторы в железобетонных корпусах, о чем говорилось выше. Для применения ВВЭР в теплоснабжении потребуются создание специализированных реакторов для атомных котельных. Специализация на выработке сравнительно низкопотенциального тепла ($150-170^{\circ}\text{C}$) позволяет резко упростить и удешевить конструкции основного оборудования, создать установки повышенной надежности и безопасности. Наиболее целесообразно для такого упрощения установок ВВЭР применить естественную циркуляцию и интегральные компоновки оборудования, максимально использовать принципы саморегулирования установок и др. Опыт разработок, эксплуатации и изучения нескольких поколений ВВЭР и корпусного кипящего реактора ВК-50 позволяет создать оптимальную по своим параметрам и характеристикам установку. В трехконтурной установке давление теплоносителя в первом контуре может не превышать $12-16\text{ кгс/см}^2$. Резко упрощается изготовление оборудования. Необходимый уровень экономической эффективности АТЭЦ может быть достигнут при единичной тепловой мощности блоков $\sim 500\text{ МВт}$. Общий вид возможной реакторной установки для АТЭЦ показан на рис. 10. В любом случае применение реакторных установок для теплоснабжения требует особого внимания к дальнейшему повышению их безопасности.

В обеспечении безопасности ВВЭР основное внимание обращается на качество и контроль оборудования и на восстановление его надежности в ходе эксплуатации.

Меры защиты и страховки, предусмотренные в проектах первых станций, соответствовали принятому для этих установок ограниченному масштабу максимальных проектных аварий и ограниченной роли, которая отводилась фактору удаления АЭС от населенных пунктов. Массовое распространение АЭС приводит к усилению различных мер нейтрализации потенциальной опасности. Такие требования поставлены перед проектами последнего поколения АЭС с ВВЭР, включая новую группу станций с ВВЭР-440.

Анализ характера протекания аварийных процессов показывает, что опасные последствия аварий для самой АЭС и для окружающего населения можно предотвратить созданием надежных и мощных средств охлаждения активной зоны. Если аварийное охлаждение предотвращает оплавление топлива, то роль внешних страхующих барьеров типа герметич-

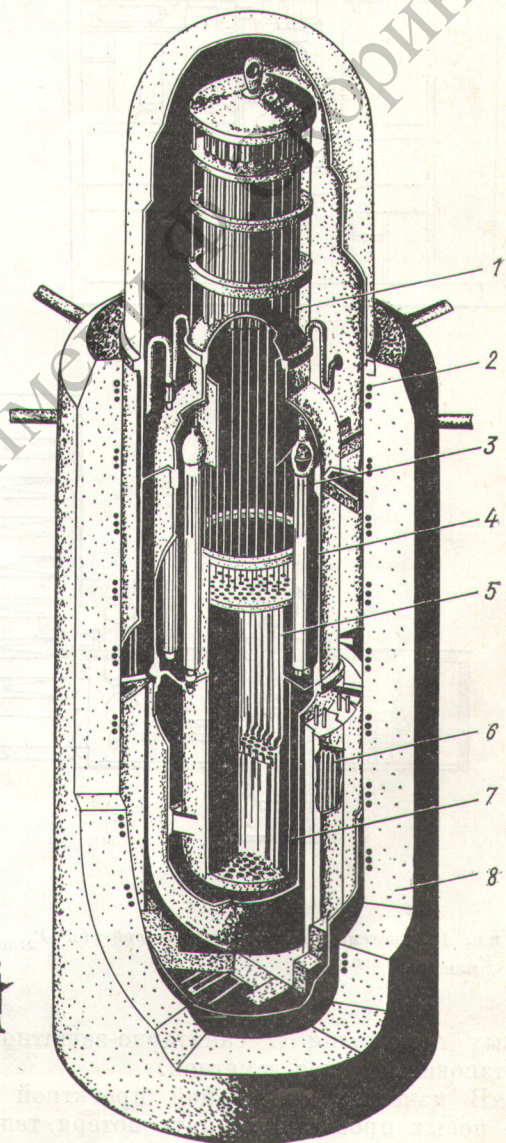


Рис. 10 Компоновка реактора для АТЭЦ:

1 — привод поглотителей; 2 — охлаждение бетона; 3 — промежуточный теплообменник; 4 — корпус реактора; 5 — тяговый участок; 6 — охлаждение железобетонной защиты; 7 — активная зона; 8 — бетонная оболочка

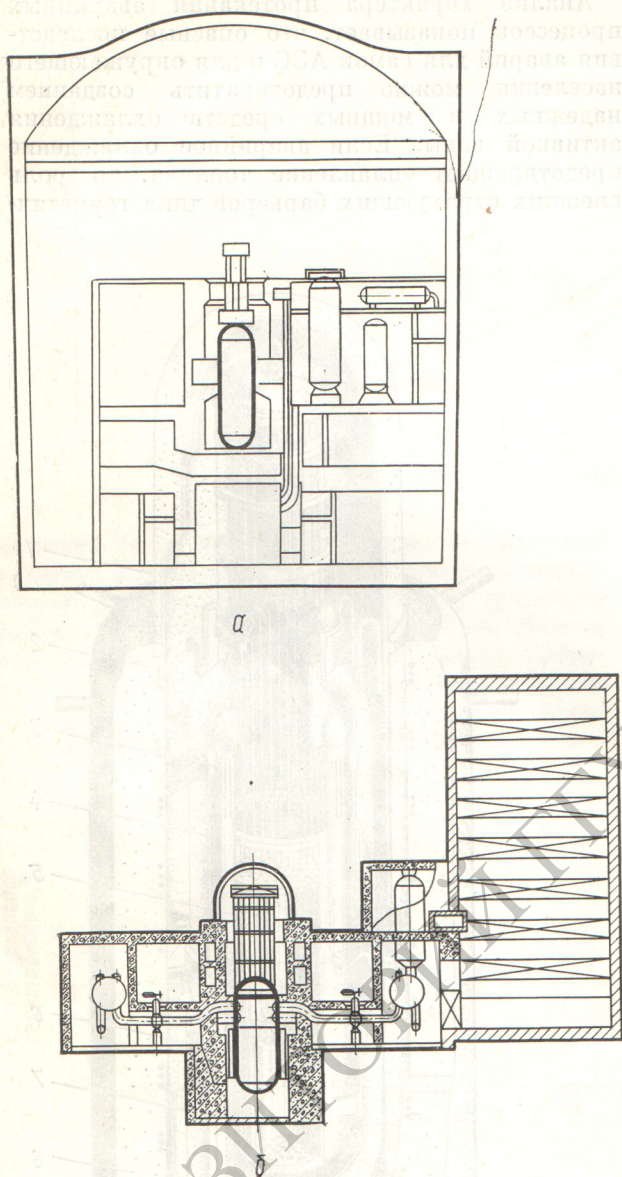


Рис. 11. Системы локализации аварий при $P_{\text{макс}} = 4$ (а) и $P_{\text{макс}} = 1 \text{ кгс/см}^2$ (б)

ных помещений и санитарно-защитной зоны становится менее заметной.

В качестве предельной проектной аварии в новых проектах принята потеря теплоносителя при разрыве максимального циркуляционного трубопровода первого контура. В настоящее время разработана система аварийного охлаждения активной зоны, позволяющая рассчитывать на то, что при аварийном разрыве

наибольшего трубопровода (диаметром 500 и 850 мм в ВВЭР-440 и в ВВЭР-1000 соответственно) не произойдет оплавления топлива и могут лишь частично разгерметизироваться ТВЭЛы.

Наряду с этим разработано несколько вариантов систем локализации активности в помещениях АЭС, рассчитанных на возможность аварийного разрыва максимального трубопровода (рис. 11). Применительно к ВВЭР-1000 (а) предусматривается сооружение герметичной железобетонной оболочки, для ВВЭР-440 (б) разработаны различные варианты локализующих помещений, опирающиеся на типовую компоновку серийных АЭС с герметичным парогенераторным боксом.

Опыт эксплуатации действующих АЭС с ВВЭР показывает, что эти станции являются безопасными источниками энергии, не оказывающими никакого вредного воздействия на окружающую среду и население. Тем не менее расширение сферы применения атомных энергоустановок, приближение их к населенным массивам, в частности сооружение атомных котельных, неизбежно приведут к дальнейшему усилению требований безопасности. Опыт разработок ВВЭР показывает, что повышенные требования безопасности могут быть выполнены при сохранении удовлетворительных экономических показателей этих энергоустановок.

Нововоронежская АЭС им. 50-летия СССР. Первая советская АЭС с энергетическими реакторами корпусного типа. В настоящее время на ней действуют четыре блока суммарной номинальной мощностью 1 млн. 455 тыс. кВт.

Фото ТАСС