

снабжения насосов (секционирование шин, применение генераторов собственного расхода и т. д.); повышают механическую инерцию ротора насоса; по возможности быстро снижают мощность реактора до нового уровня, соответствующего уровню расхода после его уменьшения; предусматривают аварийную защиту при потере электропитания и снижении расхода воды. Эти меры, как правило, надежно защищают активную зону реактора от повреждения.

Опасность второй аварии полностью определяется принятым в проекте вероятным масштабом повреждения первого контура. В настоящее время отсутствует надежное количественное определение величины максимального повреждения оборудования, но качественно можно считать, что, чем больше принимаемый масштаб повреждения, тем меньше его вероятность. Независимо от принятого в проекте масштаба вероятного повреждения основной упор делается на предотвращение крупных повреждений оборудования и на исключение радиационного поражения населения и персонала. Для этого принимаются следующие меры:

к качеству материалов, изготовлению

и контролю оборудования первого контура предъявляются более жесткие требования, чем в обычной энергетике;

все основное оборудование первого контура размещается в герметичных помещениях, которые рассчитаны на повышение давления из-за аварии с потерей теплоносителя и снабжены специальными средствами охлаждения и снижения давления, а также оборудованы сбросными устройствами на случай превышения допустимого значения давления в помещениях;

по сигналу быстрого снижения давления в первом контуре предусматривается быстродействующая защита и подача в первый контур воды от системы подпитки.

Обычно предусматривается также дополнительная мера страховки в виде устройства санитарно-защитной зоны вокруг АЭС.

В настоящее время накоплен большой опыт проектирования и эксплуатации АЭС с ВВЭР. Имеются все основания считать, что эти станции столь же безопасны, как и обычные тепловые электростанции. Недопустимое радиационное поражение населения практически исключено, и даже предполагаемые аварии на АЭС с ВВЭР не могут носить характера катастрофы.

Некоторые вопросы физики реакторов Белоярской АЭС

В. К. ВИКУЛОВ, Ю. И. МИТЯЕВ, В. М. ШУВАЛОВ (СССР)

УДК 621.039.51

Два реактора первой очереди Белоярской АЭС относятся к классу энергетических уран-графитовых канальных реакторов с водяным охлаждением. Главной особенностью этих реакторов является ядерный перегрев пара, что обуславливает наличие в реакторе двух типов топливных каналов (ТК): испарительных (ИК), служащих для подогрева и частичного испарения воды, и пароперегревательных (ППК), обеспечивающих перегрев пара до $\sim 520^\circ \text{C}$. Твэлы топливных каналов — трубчатого типа с односторонним охлаждением, что исключает попадание осколков деления в контур теплоносителя в случае аварии. Это обстоятельство обуславливает весьма благоприятную радиационную обстановку на самой станции и окружающей местности.

Выравнивание распределения энерговыделения по реактору. Одной из важных проблем в работе энергетических реакторов является обеспечение выравненного распределения энерговыделения по реактору. На реакторах БАЭС это достигается физическим профилированием: для свежей загрузки — путем соответствующего

расположения ТК разного обогащения урана и стержней регулирования, для переходного и установившегося режимов — также профилированием выгорания горючего в ТК по радиусу реактора.

Загрузка реактора состоит из 998 ТК, 732 из которых — ИК с обогащением урана 2 и 3% (ИК-2, ИК-3), а 266 — ППК, которые располагаются по кольцу (первый блок) и в центре реактора (второй блок), чередуясь рядами с ИК-2; ИК-3 располагаются на периферии активной зоны. Число и расположение ИК-3 определялись на основании физических расчетов активной зоны реактора из условия обеспечения выравненного энерговыделения по реактору и достижения предельно допустимых выгораний в ТК с данной топливной композицией. Физические расчеты активной зоны проводились в основном в двухгрупповом приближении по специальным программам на ЭВМ. Для проведения физических расчетов в соответствии с расположением ТК активная зона представлялась четырьмя цилиндрическими областями с радиусами $R_1 = 175 \text{ см}$ (234 ТК),

$R_2 = 268$ см (324 ТК), $R_3 = 316$ см (220 ТК),
 $R_4 = 358$ см (220 ТК).

Как показывают расчеты и практика эксплуатации, для больших уран-графитовых реакторов с относительно малой утечкой нейтронов распределение потока нейтронов по реактору в основном определяется размножающими свойствами областей реактора. Значение коэффициентов размножения нейтронов по областям $K_{\infty 1} = 1,013$, $K_{\infty 2} = 1,021$, $K_{\infty 3} = 1,043$, $K_{\infty 4} = 1,045$ позволяет обеспечить выравненное распределение нейтронов по радиусу реактора с коэффициентом неравномерности $K_n = 1,20 \div 1,25$. Такая упрощенная схема расчета опробована более корректными методами, например двумерными расчетами, что показало ее полную правомерность. Естественно, что в отличие от сложных методов расчета указанная методика требует небольших затрат машинного времени.

Увеличивающийся к периферии реактора коэффициент размножения нейтронов достигается путем постановки ТК с обогащением урана 3% (ИК-3). Перегрузки ТК и выгорание урана в различных областях выбираются так, чтобы в конце интервала работы (перед перегрузкой горючего) $K_{\infty i}$ соответствовали заданным значениям, обеспечивающим необходимое выравнивание энерговыделения. В течение интервала работы поддержание $K_{\infty i}$ областей реактора в нужных пределах осуществляется соответствующим введением в активную зону регулирующих стержней. Опыт работы реакторов БАЭС показал, что стержни регулирования представляют собой удобный инструмент формирования распределения энерговыделения по реактору, особенно при некотором уменьшении их эффективности (см. ниже). Достигнутое на реакторах выравнивание энерговыделения с $K_n \approx 1,20$ является одним из лучших в мировой практике.

В переходном и установившемся режимах частичных перегрузок ТК, когда запас реактивности на выгорание мал ($\sim 1\%$ для работы реактора в течение интервала между перегрузками), выравнивание распределения энерговыделения по реактору осуществляется также профилированием выгорания горючего в ТК. Перегрузка ТК разного типа ведется с таким расчетом, чтобы средние коэффициенты размножения нейтронов по областям реактора соответствовали вышеуказанным.

Обеспечение необходимого соотношения мощности пароперегревательного и испарительного контуров. Спецификой ядерного перегрева пара

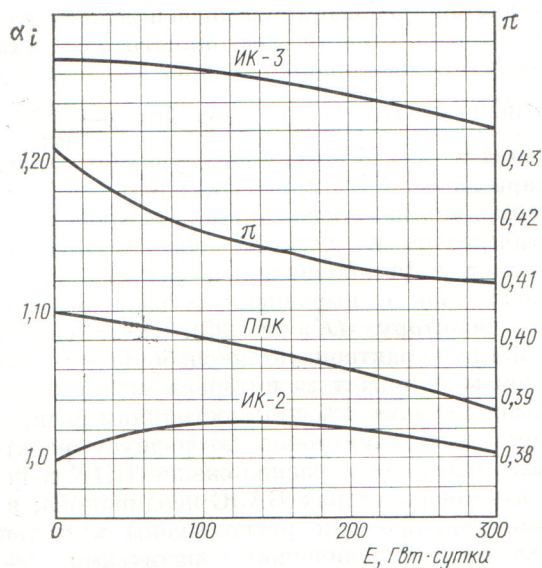
является требование обеспечения необходимого и по возможности постоянного по кампании соотношения мощности пароперегревательного и испарительного контуров ($\pi = \frac{N_{\text{ППК}}}{N_{\text{ИК}}}$). Значение $\pi = 0,41$ позволяет осуществить перегрев пара до $\sim 520^\circ \text{C}$ при оптимальных параметрах термодинамического цикла. Количество ППК выбиралось из условия обеспечения указанного π в установившемся режиме частичных перегрузок с выравненным энерговыделением по реактору ($K_n \approx 1,25$). Установившийся режим характеризуется небольшим изменением величины π за интервал между перегрузками (не более 1% при постоянном распределении потока нейтронов по радиусу реактора). Как отмечалось, расположение ППК в первом и втором реакторах БАЭС неодинаково: в первом реакторе они расположены в кольцевой области, ограниченной радиусами $\sim 1,75$ и $\sim 3,1$ м, во втором — в центральной области радиусом $\sim 2,6$ м. Кольцевое расположение ППК (первый блок) выгодно отличается тем, что в этом случае доля мощности на перегрев малочувствительна к изменению радиального распределения нейтронов, в то время как для второго блока с центральным расположением ППК величина π существенно зависит от неравномерности распределения потока нейтронов по радиусу реактора и при спадающем к периферии потоке нейтронов характеризуется следующими данными:

K_n	1,20	1,36	1,53	1,78
π	0,408	0,429	0,452	0,494

Однако центральное расположение ППК (второй блок) представляется более предпочтительным, поскольку позволяет получить несколько большее значение величины π (на $\sim 12\%$) при одинаковом числе ППК. Кроме того, центральное расположение ППК, обеспечивающих лучшие размножающие свойства, чем ИК, позволяет повысить использование нейтронов в реакторе, что увеличивает среднее выгорание горючего на $\sim 10\%$.

Условие постоянства величины π влечет за собой требование поддержания в процессе кампании выравненного распределения энерговыделения по радиусу активной зоны реактора. Температура пара на выходе из ППК является хорошим средством контроля за распределением энерговыделения по реактору.

Как отмечалось, число ППК выбиралось из условия обеспечения требуемого π в устано-



Р и с. 1. Зависимость соотношения мощностей ТК (α_i) и величины π от выработанной реактором второго блока тепловой энергии E в течение первой кампании.

вившемся режиме, когда π мало меняется. В начальный период работы реактора со свежей загрузкой разных темп горения ИК и ППК приводит к разбалансу мощностей контуров. На рис. 1 представлена расчетная зависимость изменения мощности ТК разного типа (мощности свежих ТК нормированы на мощность ИК-2) и величины π от выработанной реактором тепловой энергии. Расчет проводился в предположении, что реактор эксплуатируется с $K_n \approx 1,25$. Мощность пароперегревательного контура по отношению к испарительному особенно быстро падает в первый момент работы, что объясняется относительно меньшим изменением мощности ИК за счет несколько большего воспроизводства горючего в слабообогащенных ИК-2. На практике постоянство величины π достигалось постепенной догрузкой ППК до проектного числа.

Использование комбинированной системы СУЗ. По мере исчерпания начального запаса реактивности, когда число стержней регулирования, находящихся в активной зоне, уменьшается до нуля, проблема выравнивания энерговыделения по реактору становится особенно сложной. Применяемые в настоящее время на реакторах БАЭС регулирующие стержни (РС) (штулка размером 39×3 мм из бористой стали с 2 вес. % бора [1]) являются сравнительно тяжелыми. На картограмме показано влияние

погруженного в активную зону РС на мощность ближайших ТК:

0,92	0,86	0,86	0,92
0,90	0,74	РС 0,74	0,90
0,92	0,86	0,86	0,92

Существенный «завал» мощности ТК от введения РС ухудшает коэффициент неравномерности энерговыделения в среднем на 5—7%. Относительно большая эффективность штатных РС накладывает ограничение на число стержней, которое допустимо держать в промежуточном положении во избежание существенной деформации потока нейтронов по высоте активной зоны. Отсутствие «свободы» в выборе положения РС затрудняет выравнивание энерговыделения по радиусу реактора. Это было подтверждено практикой эксплуатации, когда в конце первой кампании второго блока оставшимися в реакторе стержнями регулирования нельзя было добиться нужного выравнивания энерговыделения и коэффициент неравномерности ухудшился с $K_n = 1,20$ до $K_n = 1,27$. В результате последовало вынужденное уменьшение мощности реактора. В связи с этим в настоящее время принято решение о переходе на комбинированную систему СУЗ.

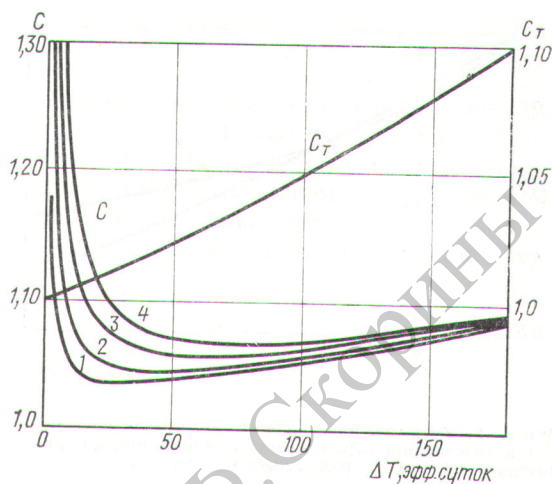
Стержни, предназначенные для компенсации медленно меняющегося запаса реактивности на выгорание и выравнивание полей энерговыделения, будут заменены на облегченные «серые» поглотители из обычной жаропрочной стали эффективностью, в $\sim 2,5$ раза меньшей эффективности штатного РС. Для компенсации температурного эффекта и отравления ксеноном сохраняются штатные РС. Использование облегченных РС позволяет достаточно «мягко» воздействовать на форму нейтронного поля, избежать больших «завалов» мощности в ближайших к стержням ТК, уменьшить коэффициент неравномерности энерговыделения по реактору. Проведенные расчеты показывают, что применение облегченных РС обеспечивает более стабильное распределение энерговыделения по реактору в течение работы. Среднеквадратиче-

ское изменение мощностей ИК в течение интервала между перегрузками составляет $\sim 4\%$, в то время как при использовании штатных стержней эта величина составляет 10% . К преимуществам новых стержней из жаропрочной стали, помимо отмеченных, следует отнести значительно меньшее радиационное тепловыделение (в ~ 4 раза), что снижает температуру в самих стержнях и металлоконструкциях; новые стержни меньше подвержены радиационному распуханию и в отличие от штатных не меняют своей эффективности при облучении.

Режим частичных перегрузок. После окончания первой кампании замену выгоревших ТК на свежие целесообразно производить малыми долями, переходя постепенно к равновесному состоянию реактора. Перегрузка ТК малыми партиями позволяет значительно увеличить глубину выгорания в выгружаемых ТК без увеличения загрузки U^{235} на реактор и, следовательно, снизить топливную составляющую себестоимости электроэнергии. Как показано в работе [2], в установившемся режиме частичных перегрузок горючего для реактора, состоящего из одного типа каналов, при линейной зависимости K_{∞} от выгорания горючего глубина выгорания в выгружаемых ТК равна $B = B_0 \frac{2}{1+\eta}$, где B_0 — глубина выгорания в ТК первой кампании; η — доля перегружаемых за одну перегрузку ТК.

Особенностью канальных реакторов является возможность относительно простой перегрузки ТК, включая непрерывную перегрузку на работающем реакторе.

Как отмечалось, выравнивание распределения энерговыделения в установившемся режиме частичных перегрузок горючего достигается профилированием выгорания в загруженных ТК. Присутствие в каждой области ТК разного типа (и разной стоимости) позволяет обеспечить требуемые K_{∞} областей реактора многими способами. Очевидно, что существует такое соотношение перегружаемых ТК разного вида, которое, обеспечивая необходимое выравнивание распределения энерговыделения по реактору, соответствует минимальной топливной составляющей себестоимости электроэнергии (C_T). Оптимизационные расчеты производились по специальной программе, позволяющей для различных интервалов между перегрузками ТК определить долю перегружаемых каналов с минимальной C_T . Принятое в расчетах распределение энерговыделения с $K_n \approx 1,25$ обеспечивается профилированием выгорания



Р и с. 2. Относительное изменение полной себестоимости электроэнергии (C) и топливной составляющей себестоимости электроэнергии (C_T) в зависимости от интервала между перегрузками ТК (ΔT).

горючего в загруженных каналах. Конкретно для реактора второго блока БАЭС с ТК трех типов (ИК-2, ИК-3, ППК) с учетом действительного характера зависимости $K_{\infty} = f(B)$ получена топливная составляющая себестоимости электроэнергии для различных интервалов между перегрузками (рис. 2). Величина C_T нормирована на значение топливной составляющей себестоимости электроэнергии в режиме непрерывных перегрузок ТК.

Режим непрерывных перегрузок позволяет увеличить выгорание в ТК по сравнению с первой кампанией реактора на $\sim 80\%$.

Для реакторов, в которых замена ТК требует остановки и связанных с ним дополнительных расходов на простой реактора, существует оптимальный интервал времени между перегрузками (или оптимальная доля перегружаемых ТК), который соответствует минимальному значению полной себестоимости электроэнергии C . На рис. 2 приводится серия кривых полной себестоимости электроэнергии в зависимости от интервала между перегрузками ТК и времени простоя реактора. Простой реактора обусловлен временем на останов, расхолаживание, перегрузку ТК и выход на мощность. Для рассмотренного диапазона времени, необходимого на простой реактора, оптимальный интервал между перегрузками ТК лежит в пределах 30—70 эффективных суток. Время на перегрузку одного ТК принято равным 2 ч. Суммарное время на останов, расхолаживание и пуск реактора варьировалось: 1 сутки (кривая 1), 2 суток (кривая 2), 4 суток (кривая 3),

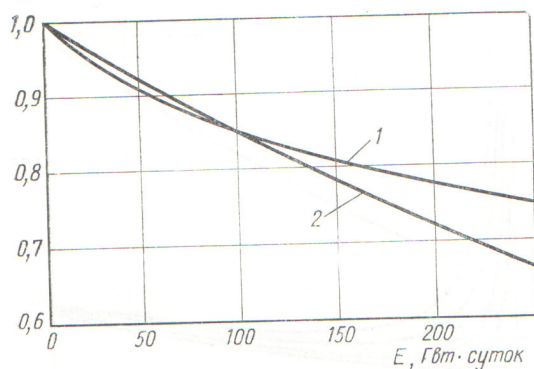


Рис. 3. Относительное изменение эффективности (1) и содержания бора (2) регулирующего стержня от выработанной реактором тепловой энергии.

6 суток (кривая 4). Тепловая мощность реактора принималась равной $N_T = 530 \text{ Мвт}$. Полная себестоимость электроэнергии проноормирована на величину C в режиме непрерывных перегрузок без снижения мощности реактора.

Продувка пароперегревательных каналов. Специфической особенностью реакторов БАЭС является пусковой режим [3]. Вывод реактора на мощность осуществляется без постороннего источника тепла. В соответствии с регламентом пуска производится так называемый процесс продувки ППК, связанный с относительно быстрой заменой в ППК воды на пар. Непосредственно продувке ППК предшествует снижение мощности реактора с ~ 10 до $\sim 2\%$ номинальной мощности с одновременным уменьшением расхода питательной воды. При этом в сепараторе начинается самовскипание воды и происходит продувка ППК. Процесс продувки продолжается $\sim 10 \text{ мин}$. Изменение состава активной зоны, вызванное продувкой ППК, приводит, с одной стороны, к изменению размножающих свойств среды (собственно скачок реактивности), с другой — к изменению эффективности введенных стержней регулирования.

Замена воды на пар в ППК увеличивает эффективность стержней СУЗ за счет увеличения длины миграции и утечки нейтронов. Эффективность введенных стержней регулирования возрастает в среднем на $\sim 5\%$. Собственно скачок реактивности может быть как положительным, так и отрицательным. Вода в ТК влияет на размножающие свойства решетки двояко: уменьшает коэффициент использования тепловых нейтронов как дополнительный источник непроизводительного поглощения нейтронов, но увеличивает коэффициент избегания резо-

нансного захвата нейтронов. Знак эффекта в основном определяется соотношением количества замедлителя и урана.

Принятый на реакторах БАЭС шаг решетки 200 мм мало чувствителен к наличию воды в ТК вследствие небольшого сдвига влево от физического оптимума. Скачок реактивности отрицательный и меняется от $\sim 0,2\%$ для свежей зоны до $\sim 0,4\%$ — для выгоревшей. Изменение скачка реактивности с выгоранием объясняется относительным уменьшением «веса» воды в зашлакованной зоне. Как показывает опыт работы реактора, момент продувки ППК легко отрабатывается органами регулирования (в среднем путем извлечения четырех РС) и не представляет трудности для работы оператора.

Изменение эффективности стержней регулирования в процессе работы реактора. При длительной эксплуатации реактора, имеющего систему регулирования с поглощающими стержнями из борсодержащих материалов (для реакторов БАЭС — бористая сталь), появляется необходимость учитывать изменение эффективности регуляторов из-за значительного выгорания в них B^{10} . Изменение эффективности стержней обусловлено также изменением диффузионных свойств среды в процессе выгорания.

При расчете выгорания стержней на ЭВЦМ рассматривалась эквивалентная ячейка регуляторной решетки стержней, в центре которой расположен РС, окруженный размножающей средой. Свойства среды гомогенизировались с соответствующими сечениями, учитывающими гетерогенное размещение горючего в реакторе и его выгорание. На рис. 3 приводятся результаты расчетов изменения полной эффективности РС при условии непрерывного облучения в зависимости от выработанной реактором тепловой энергии (кривая 1). Кривая проноормирована на эффективность необлученного стержня в свежей зоне. Также приведено относительное изменение концентрации ядер B^{10} за счет выгорания (кривая 2).

Представляет интерес изменение концентрации и связанное с ним искажение градуировочной кривой стержней автоматического регулятора из-за неравномерного выгорания бора по высоте активной зоны. Кроме того, как правило, стержни автоматического регулирования поддерживаются наполовину введенными в активную зону (для работы в линейной части градуировочной кривой), что, в свою очередь, еще больше увеличивает неравномерность выгорания бора.

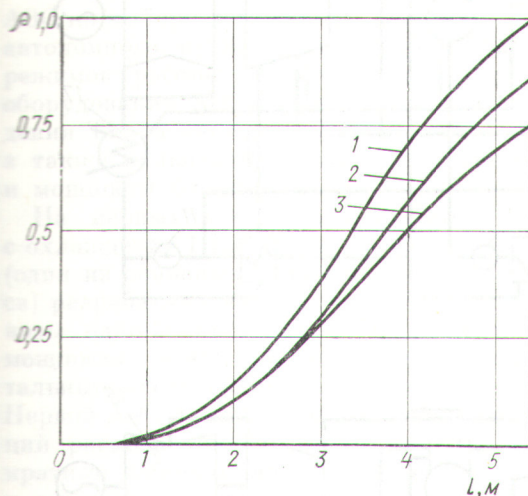


Рис. 4. Относительная эффективность стержня автоматического регулирования ρ в зависимости от его перемещения l при $E = 230$ Гвт·сутки.

На рис. 4 представлен характер изменения градуировочных кривых за счет неравномерного выгорания V^{10} по длине стержня по сравнению с градуировочной кривой необлученного стержня (кривая 1). Кривые 2 и 3 характеризуют расчетные градуировочные кривые стержней, непрерывно находившихся в активной зоне введенными наполовину и полностью соответственно, при выработке реактором ~ 230 Гвт·сутки тепловой энергии (примерно конец первой кампании второго блока).

ЛИТЕРАТУРА

1. И. Я. Емельянов и др. «Атомная энергия», 22, 367 (1967).
2. Е. И. Гришанин и др. Там же, 10, 565 (1961).
3. А. Н. Григорьянц и др. Доклад № 308, представленный СССР на Третью международную конференцию по мирному использованию атомной энергии (Женева, 1964).

Методы пуска и опыт эксплуатации уран-графитовых реакторов канального типа с трубчатыми твэлами и ядерным перегревом пара

П. И. АЛЕЩЕНКОВ, Г. А. ЗВЕРЕВА, Г. А. КИРЕЕВ, Г. Д. КНЯЗЕВА,
В. И. КОНОНОВ, Л. И. ЛУНИНА, Ю. И. МИТЯЕВ, В. П. НЕВСКИЙ, В. К. ПОЛЯКОВ (СССР)

УДК 621.311.2

В СССР на Белоярской АЭС (БАЭС) им. И. В. Курчатова находятся в эксплуатации два уран-графитовых реактора канального типа с трубчатыми твэлами на параметры перегретого пара 80—90 атм и 510—520°С перед турбиной.

Применение ядерного перегрева пара и трубчатых твэлов обуславливает ряд положительных качеств АЭС с такими реакторами: высокий к. п. д., использование серийного тепломеханического оборудования, возможность сооружения АЭС вблизи населенных пунктов благодаря высокой радиационной безопасности.

Поэтому промышленное освоение АЭС с ядерным перегревом пара и перспективы их развития представляют большой интерес для интенсивно развивающейся ядерной энергетики [1].

Первый реактор БАЭС электрической мощностью 100 Мвт в блоке с турбиной ВК-100-6 введен в эксплуатацию 26 апреля 1964 г. [2]. Второй реактор электрической мощностью 200 Мвт, работающий с двумя турбинами ВК-100-6, введен в эксплуатацию 29 декабря 1967 г. [3].

Реакторы первого и второго блоков помимо мощности различаются также технологически-

ми схемами и расположением испарительных (ИК) и пароперегревательных каналов (ППК) в активной зоне.

Технологическая схема первого блока двухконтурная. В первый кипящий контур входят 730 ИК, сепараторы, парогенератор и главные циркуляционные насосы (ГЦН). Во второй контур входят 268 U-образных ППК, обеспечивающих перегрев пара на выходе до 520—540°С, парогенератор и турбогенератор с вспомогательным оборудованием. ППК располагаются в кольцевой области, чередуясь с ИК.

Схема движения теплоносителя приведена на рис. 1, а.

Во втором блоке общее число топливных каналов (ТК) и их конструкция те же, что и в первом блоке. ППК располагаются в центральной области активной зоны, также чередуясь с ИК. Технологическая схема одноконтурная (см. рис. 1, б).

Для отвода тепла при пуске в схеме каждого блока предусмотрены барботеры.

При проектировании БАЭС [4] были проведены теоретические и экспериментальные исследования на электрообогреваемых стендах и в петлевых установках на реакторе Первой