

IAEA-CN-36/325

**ЯДЕРНЫЙ ПЕРЕГРЕВ ПАРА.
ИТОГИ И ПЕРСПЕКТИВЫ НА СОВРЕМЕННОМ ЭТАПЕ**

Б.Б.Батуров, Г.А.Зверева, Ю.И.Митяев, В.И.Михан

СССР

Опыт длительной работы перегревателей каналов Белоярской АЭС (БАЭС) убедительно показал техническую возможность экономичного ядерного перегрева пара. Эксплуатируемые на БАЭС каналы с температурой пара на выходе до 565 °С подтвердили их высокую надежность при выгораниях до 35 кг/т и календарном сроке службы 6-7 лет. Эти данные позволяют получить приемлемую экономичность АЭС в сравнении с ТЭС, несмотря на относительно большое количество поглотителей нейтронов в активной зоне.

Использование перегревателей каналов со стержневыми твэлами, в которых количество стали на единицу массы урана сокращено, а контактный материал исключен, позволяет улучшить технико-экономические характеристики канального реактора при осуществлении в нем ядерного перегрева пара.

В докладе подведены итоги эксплуатации АЭС и рассмотрены перспективы ядерного перегрева на примере секционно-блочного реактора большой мощности РБМ-КП, в проекте которого наиболее полно решены проблемы этого направления в энергетическом реакторостроении, важного с точки зрения экономии урана и существенного снижения тепловых сбросов.

Идея получения перегретого пара непосредственно в ядерном реакторе привлекла серьезное внимание на первых же этапах разработок энергетических реакторов.

Еще в 1950 г. при обсуждении возможных вариантов реактора Первой АЭС в г.Обнинске рассматривался вариант с ядерным перегревом пара /I/. В то время этот вариант был отложен как технически недостаточно подготовленный и содержащий проблемы, решения которых на первом этапе желательно было избежать. Успешный пуск в 1954 г. и опыт работы реактора Первой АЭС послужили основанием для реализации идеи ядерного перегрева пара высоких параметров в более мощных энергетических реакторах. Большой интерес к ядерному перегреву был проявлен в ряде стран: США, ФРГ, Англии, Швеции и других, однако в промышленном аспекте наиболее представителен многолетний опыт эксплуатации Белоярской АЭС им. И.В.Курчатова.

Для получения перегретого пара высоких параметров в конструктивном отношении наиболее целесообразен реактор канального типа, где проще по сравнению с корпусными реакторами решаются вопросы раздельной организации испарительной и перегревательной зон. Каждая зона имеет свои физические и конструктивные характеристики и режимные показатели. Эти зоны однозначно связаны между собой необходимым, непостоянным в различных режимах эксплуатации соотношением тепловыделения на испарение и перегрев пара.

Ядерный перегрев при использовании одноконтурной схемы с прямой подачей пара на турбину и работе тепломеханического оборудования на активном паре определили целесообразность в качестве первого шага применить в реакторах с ядерным перегревом трубчатый тип твэлов, уже показавших надежность в работе реактора Первой АЭС. Были выбраны стандартные параметры пара традиционной энергетики того времени - 510 °С, 90 кгс/см².

Поставленной задаче, с учетом имевшегося опыта и возможной перспективы, в наибольшей степени отвечает конструкция водо-графитового реактора канального типа, который и был принят для проектных проработок.

Особенности ядерного перегрева пара

Осуществление ядерного перегрева имеет ряд положительных сторон, среди которых наиболее существенны следующие.

Ядерный перегрев обеспечивает высокий термодинамический к.п.д. установки, что ведет к снижению расхода тепла на единицу вырабатываемой электрической энергии, к снижению расхода ядерного топлива и сокращает масштабы тепловых выбросов в окружающую среду. Последнее обстоятельство в связи со значительным увеличением общей энерговыработки и ростом концентрации АЭС в промышленно развитых районах приобретает особо важное значение, в частности, при оценке возможных экономических последствий в результате воздействия сбросного тепла на температурный режим окружающей среды. Этот эффект пока трудно измерить в денежном выражении, но значение его возрастает по мере роста потребления энергии, и не считаться с ним нельзя.

Выбор водо-графитового канального реактора позволяет обеспечить:

- свободу компоновки в реакторе топливных каналов различного назначения и дифференцированного воздействия на физические и теплотехнические характеристики активной зоны (рис.1) ;
- осуществление поканальной перегрузки с целью более эффективного использования топлива при достаточно хорошем выравнивании распределения мощности по активной зоне;
- использование многообразных конструктивных решений топливных каналов (сменяемых и не сменяемых) и твэлов (штулочных, стержневых и др.) (см.рис.1) ;
- применение прогрессивной одноконтурной технологической схемы с подачей пара из реактора на турбину (рис.2) ;
- укрупнение единичных мощностей реакторов на основе стандартных элементов без принципиальных ограничений сверху как по техническим мотивам, так и по мотивам безопасности.

Эксплуатационные возможности реактора такого типа отличаются большой гибкостью. Вывод реактора с ядерным перегревом пара в энергетический режим может быть осуществлен без использования посторонних источников тепла.

Существует объективная тенденция к разуплотнению графика энергопотребления в будущем, что может повысить требования к маневренности энергоблоков. В этом плане технические и экономические характеристики реакторов с ядерным перегревом позво-

ляют рассматривать их как потенциальные полупиковые источники энергии /2/.

Введение ядерного перегрева положительно сказывается на характеристиках тепломеханической части блока, так как повышается надежность работы турбины вследствие устранения возможности занесения влажного пара в нее, упрощается схема турбоагрегата за счет отказа от промежуточных сепараторов и перегревателей. Оказывается принципиально возможным использование быстроходных турбин (3000 об/мин) при укрупнении единичных мощностей турбоагрегатов до 1,2-2,0 млн.кВт. Возможно также осуществление отборов тепла на теплофикационные и технологические нужды.

Основные проблемы организации ядерного перегрева пара

Важнейшей научно-технической проблемой создания реактора с ядерным перегревом являлась разработка твэлов, которые позволили бы получать пар при температурах 500-540 °С, давлении 90-130 кгс/см², с приемлемыми нейтронно-физическими характеристиками, экономически целесообразными глубинами выгорания, для работы при тепловых нагрузках до $1 \cdot 10^6$ ккал/м².ч.

Физические проблемы создания такого реактора, кроме обеспечения приемлемого по экономическим соображениям выгорания урана (при наличии значительного непроизводительного поглощения нейтронов в перегревательных каналах - ПК), заключаются в поддержании в процессе эксплуатации выравненного распределения мощностей и необходимого по тепловому балансу соотношения ее на испарение и перегрев пара. Весьма важным является выбор физических характеристик реактора, определяющих безопасность переходных и пусковых режимов, в частности, приемлемого эффекта реактивности при переводе пароперегревательных каналов с водяного охлаждения на паровое и наоборот.

Важной задачей являлось обеспечение надежной работы реактора, топливных каналов, твэлов в стационарных и переходных режимах в условиях переменных нагрузок, а также приемлемой надежности работы основных узлов и систем реакторной установки

(графитовой кладки, металлоконструкций, системы управления и защиты, оборудования и трубопроводов внешних контуров) из расчета 20-30-летнего срока службы.

Введение ядерного перегрева при одноконтурной схеме определило высокий уровень требований по обеспечению радиационной безопасности в отношении обслуживающего персонала, в частности, для машинного зала в условиях работы турбин на радиоактивном паре.

Белоярская АЭС им. И.В.Курчатова (БАЭС)

Отмеченные проблемы организации ядерного перегрева были в основном удовлетворительно решены в проектах и при сооружении первых реакторов БАЭС.

Экспериментальная проверка наиболее ответственных элементов реактора, физических характеристик, теплогидравлических и других процессов и переходных технологических режимов была проведена на специальных стендах и в экспериментальных петлях Первой АЭС /1,3/.

В 1964 г. состоялся энергетический пуск первого реактора с ядерным перегревом электрической мощностью 100 МВт, в 1967 г. - второго реактора электрической мощностью 200 МВт, к.п.д. брутто обоих блоков составил 37-38 %. Реакторы в конструктивном отношении идентичны и отличаются лишь мощностью и внешней технологической схемой. К настоящему времени общая наработка обеих установок составляет примерно 21 реакторогод с приемлемыми коэффициентами использования установленной мощности 62-77 % и времени 75-91 % /4/.

Следует отметить, что наряду с выработкой электроэнергии на БАЭС осуществляется отбор пара (20 Гкал/ч) для отопления жилого поселка, расположенного в нескольких километрах от АЭС.

Итоги эксплуатации АЭС

Опыт длительной эксплуатации промышленных реакторов с ядерным перегревом пара в ряде вопросов уникален, и накопленные в процессе их работы данные являются основой для создания следующего поколения реакторов. Следует отметить некоторые итоги.

Пароперегревательные каналы (ППК) в БАЭС применены сменяемые, конструкционный материал — нержавеющая сталь, в твэлах использована двуокись урана, обогащенная по урану до 5,0–6,5%, диспергированная в теплопроводном матричном сплаве. Допустимая температура оболочек твэлов 630–650 °С, что обеспечивает перегрев пара в каналах до 565 °С.

С начала эксплуатации ППК и по настоящее время в реакторах эксплуатировалось более 700 каналов. Средняя энерговыработка выгружаемых ППК примерно 26 МВт.сут/кг, срок их работы в реакторе 5–6 лет. Однако приведенные характеристики не являются предельными. Группа каналов работает с энерговыработкой ≈ 35 МВт.сут/кг, которую решено довести в них до 37–40 МВт.сут/кг.

За время эксплуатации из реактора № I преждевременно было извлечено 30 ППК для контрольных осмотров и проверок вследствие выхода каналов из строя и по другим причинам, из реактора № 2 — лишь 8 каналов в связи с нарушениями режима эксплуатации или для контрольных осмотров (рис.3). За весь период эксплуатации перегревателей твэлов случаев выхода их из строя вследствие радиационного повреждения и несовместимости материалов не наблюдалось /5/.

Благодаря высокой надежности каналов, физические характеристики БАЭС (обогащение урана, реактивность) позволили обеспечить удовлетворительную величину топливной составляющей себестоимости электроэнергии, несмотря на значительное поглощение нейтронов в ППК.

Оценка топливной составляющей себестоимости электроэнергии позволяет утверждать, что при среднем выгорании 34 МВт.сут/кг и при сохранении существующей технологии и стоимости изготовления твэлов и каналов можно ожидать значения топливной составляющей на уровне около 0,3 коп/кВтч, — это делает ядерный перегрев конкурентоспособным в районах с уровнем цен на органическое топливо 20–22 руб/т у.т /6/.

Опыт эксплуатации Белоярских реакторов подтвердил достаточно устойчивое выравнивание энергораспределения. Следствием этого является снижение мощности максимально нагруженных кана-

лов, и практически постоянное соотношение суммарных мощностей испарительного и перегревательного контуров, а также незначительный разброс температуры пара на выходе из ПИК (рис.4). Регулирование температуры перегретого пара средней по реактору и на выходе из отдельных ПИК не представляет сложности. Температура пара на выходе из каналов устойчива во времени, колебания ее незначительны и находятся в пределах 2-3 °С. В процессе эксплуатации флуктуации соотношения мощности на испарение и перегрев пара не превосходили 1 %. В случае необходимости, например, при пуске, это соотношение можно несколько варьировать, меняя регулируемыми стержнями поле радиального энергораспределения.

При проектировании Белоярских реакторов стремились, по возможности, к минимальным эффектам реактивности, связанным с изменением режимов работы АЭС, в частности, с изменением количества воды в активной зоне при различных режимах работы блоков, особенно при их пусках и остановках. Эксплуатация обоих реакторов БАЭС подтвердила их слабую чувствительность к количеству воды в зоне. Наибольший эффект реактивности на реакторах БАЭС связан с опорожнением или заполнением водой ПИК при пусках-остановках блоков. Этот эффект существенно изменяется в процессе эксплуатации, что объясняется его зависимостью, например, от выгорания топлива, однако по абсолютной величине он не превосходит 0,4 %. Изменения реактивности при пусках реакторов легко компенсируются системой регулирования.

Итоги эксплуатации БАЭС, относящиеся к физике канальных реакторов с ядерным перегревом, показали, что в реакторах такого типа могут быть выбраны ядерно-физические характеристики, вполне удовлетворяющие как требованиям ядерной безопасности, так и специфичным для ядерного перегрева теплотехническим требованиям, что обеспечивает приемлемую величину топливной составляющей, несмотря на применение стали в топливных каналах и дополнительную потерю нейтронов в ПИК. Для реакторов БАЭС характерны технико-экономические показатели II блока (рис.5).

Конструктивное выполнение каналов обеспечивает значительный запас по числу допустимых циклов теплообмена в канале на протяжении кампании топлива при быстрых изменениях нагрузки. Рабочее число циклов за 6 лет примерно 200, фактические максимальные скорости изменения температуры пара 20–40 °С/мин, давления – примерно 0,7 кгс/см² в минуту. Надежность работы основного оборудования характеризуется коэффициентом готовности главных циркуляционных насосов (0,997–0,999), питательных насосов (0,993–0,995) /7/.

Радиационная обстановка в помещении АЭС и, в частности, около турбины во время работы и при ремонтах технологического оборудования во время остановки блоков не препятствует проведению ремонтных работ. Отложения радиоактивных продуктов коррозии на внутренних поверхностях турбины незначительны. Интенсивность излучения у цилиндра высокого давления 1,0–10 мкР/с, у цилиндра низкого давления – 0,2–8,0 мкР/с. В помещениях постоянного обслуживания мощности доз излучения составляют 0,05–0,10 мкР/с, в полубслуживаемых помещениях 0,3–12,0 мкР/с, около оборудования перегревателя контура I блока 15–20 мкР/с, около оборудования конденсатно-питательного тракта II блока 5–50 мкР/с /8/. Выброс радиоактивных продуктов в атмосферу в условиях нормальной эксплуатации в 5–10 раз меньше допустимого санитарными нормами /9/.

Перспективы развития ядерного перегрева пара

В условиях возрастающей потребности энергосистем в полупиковых энергетических блоках и необходимости работы АЭС по диспетчерскому графику нагрузок может быть рассмотрен для указанных целей водо-графитовый канальный реактор с ядерным перегревом на сверхкритические параметры пара. Проектные проработки такого реактора ведутся в СССР. По приведенным затратам атомный специализированный блок будет конкурентоспособен со специализированными блоками на органическом топливе при сопоставимой мощности 800 МВт в диапазоне годового числа часов использования установленной мощности 3500–5000 /2/.

Существующая тенденция укрупнения единичных мощностей реакторов и турбогенераторов делает все более настоятельным поиск путей совмещения ядерного перегрева с применением мало-поглощающих конструкционных материалов. Новым из возможных перспективных проектов в этом плане является проект реактора РБМ-КП-2400, в котором предусмотрен перегрев пара до 450°C при давлении 65 кгс/см^2 /10/. Для пароперегревательных каналов использованы уже освоенные в реакторной технике циркониевые сплавы, мало поглощающие нейтроны, и только для оболочек стержневых тепловыделяющих элементов из двуоксида урана использована нержавеющая сталь /11/. В настоящее время прототипы перегревателей каналов реактора РБМ-КП-2400 проходят ресурсные испытания в реакторе БАЭС. Улучшение технико-экономических показателей ядерного перегрева в реакторе РБМ-КП-2400 ожидается за счет увеличения энергонапряженности канала, использования более благоприятных в нейтронно-физическом отношении конструкционных материалов в ПК, введения конструкции несменяемых каналов.

В реакторе РБМ-КП реализован принцип секционно-блочного изготовления, который улучшает технико-экономические показатели, упрощает операции по выводу такого реактора с ядерным перегревом в энергетический режим и допускает регулирование температуры перегретого пара с помощью системы управления реактором. Основные технические характеристики реакторов с ядерным перегревом пара приведены в таблице I. Подробнее это рассматривается в докладе /10/.

Выводы

Положительный опыт работы реакторов БАЭС подтвердил техническую возможность ядерного перегрева пара вплоть до $510-540^{\circ}\text{C}$ и достаточную надежность и безопасность реакторов этого класса.

Введение ядерного перегрева экономически оправдано:

- при повышении температуры пара до 500°C и выше в случае использования в качестве конструкционного материала в активной зоне нержавеющих сталей, применения сменяемых каналов и втулочных твэлов;

- при использовании в активной зоне циркониевых сплавов при уровне температур пара около 450°C и применении стержневых твэлов, несменяемых каналов и соответствующей организации потока пара в канале.

Использование реакторов с ядерным перегревом допускает работу в режиме атомной ТЭЦ с отбором тепла для отопления и на технологические нужды.

Реакторы с ядерным перегревом канального типа допускают укрупнение мощности на основе стандартных элементов, использование быстроходных турбоагрегатов большой мощности, существенно сокращают тепловые выбросы в окружающую среду.

Таблица I.

Основные показатели реакторов с ядерным
перегревом пара

Наименование	Реактор I БАЭС	Реактор 2 БАЭС	Реактор на сверх- критические пара- метры пара	Реактор РБМ-КП	
Электрическая мощность, МВт	100	200	800	1200	2400
Тепловая мощ- ность, МВт	286	530	1820	2730	6500
Загрузка топ- лива, т	67	50	59,8	80,4	293,2
Среднее выгора- ние (ИК/ШК), МВт.сут/кг	13,7/23	13,7/23	33/33	34/38	19/19
Обогащение урана, %	3,3	3,4	6		2
Число испари- тельных кана- лов, шт	730	732	389	429	1920
Число перегрева- тельных кана- лов, шт	268	266	1304	1264	960
Температура пара перед тур- биной, °С	505	515	540/540	540/540	450
Давление пара перед турбиной, кгс/см ²	90	90	240	240	65

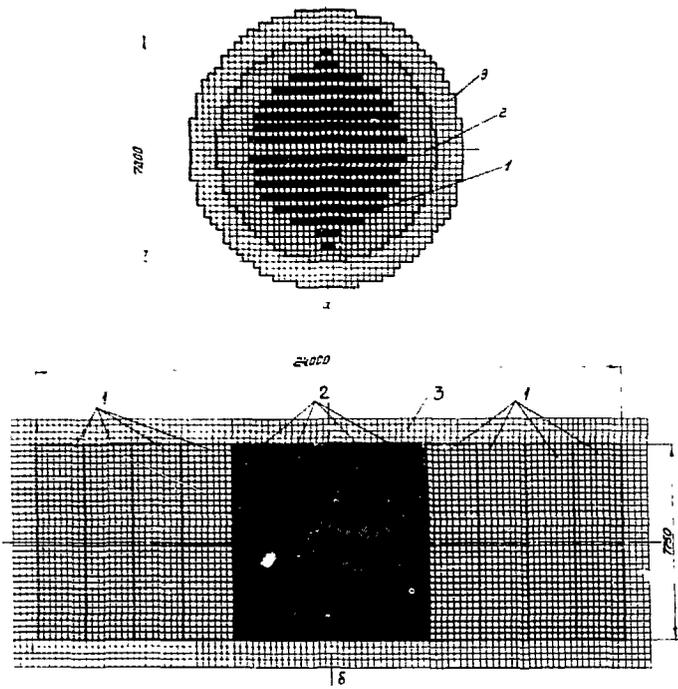


Рис.1. Расположение топливных каналов в активной зоне:
 а - в круглой (БАЭС) ;
 б - в прямоугольной (РБМ-КМ) ;
 1 - испарительные секции ;
 2 - перегревательные секции ;
 3 - блоки отражателя.

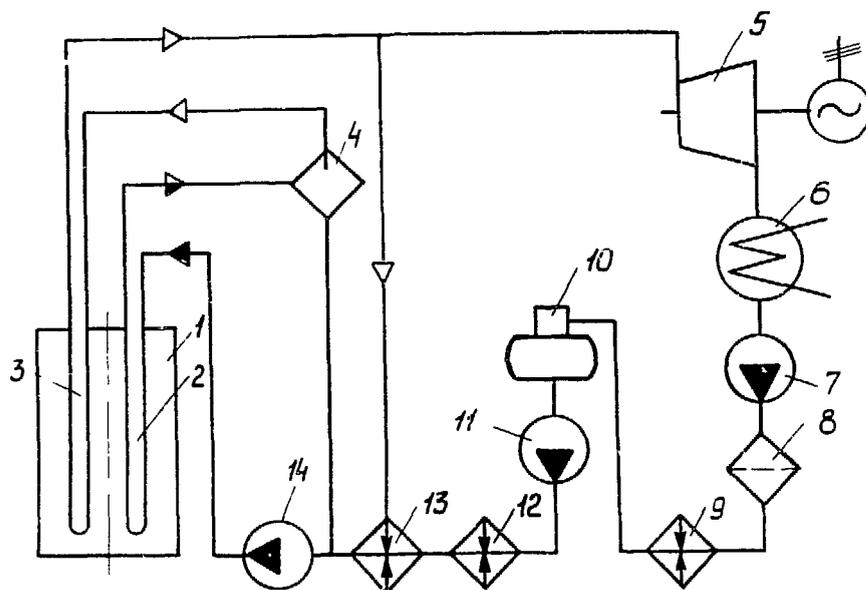


Рис.2. Технологическая схема блока:

1 - реактор; 2- испарительный канал; 3- перегре-
вательный канал; 4- сепаратор; 5- турбоагрегат ;
6- конденсатор; 7- конденсатный насос; 8- конде-
сатоочистка; 9- подогреватель низкого давления;
10- деаэратор; 11- питательный насос ; 12- подогре-
ватель высокого давления; 13- регулятор перегрева;
14 - циркулярный насос

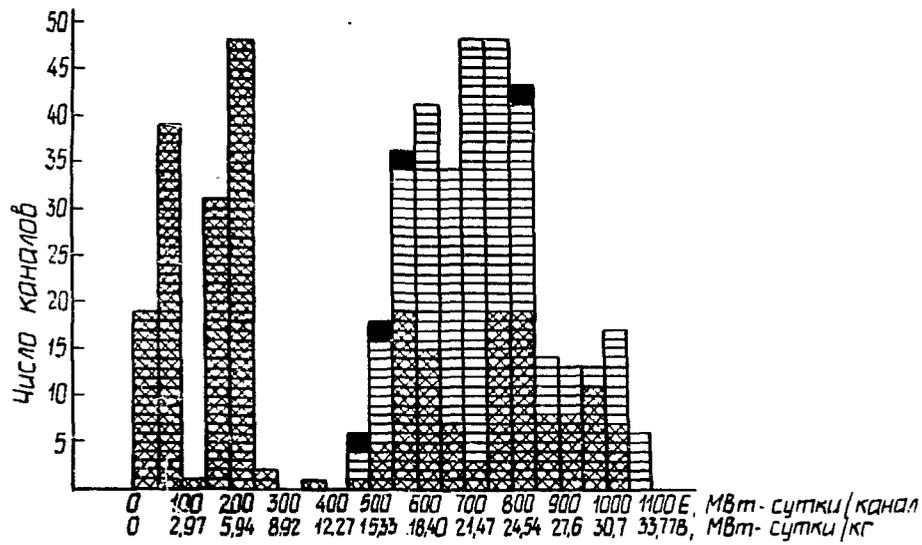


Рис.3. Состояние пароперегревательных каналов II блока на I января 1976 г.:

▬ - каналы, работающие в реакторе, ▨ - каналы, извлеченные из реактора из-за отсутствия реактивности, ■ - каналы, извлеченные из реактора по дефектам с твэлами.

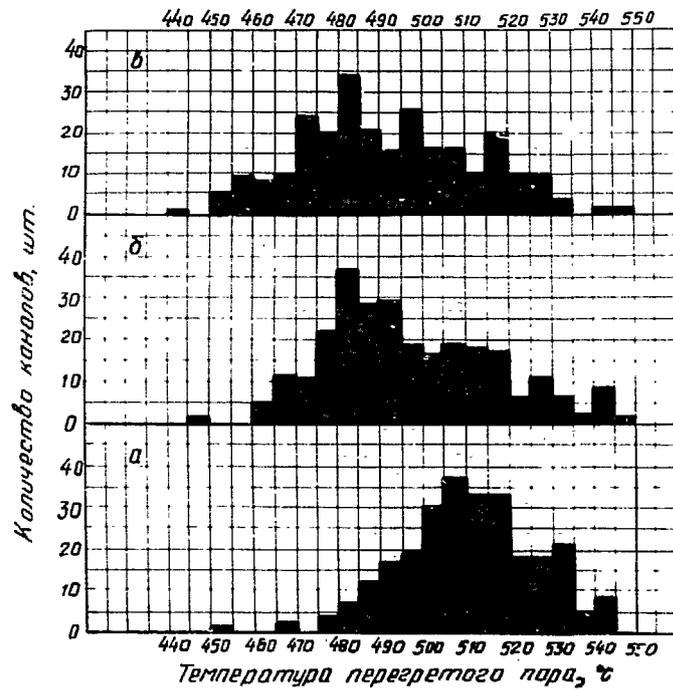
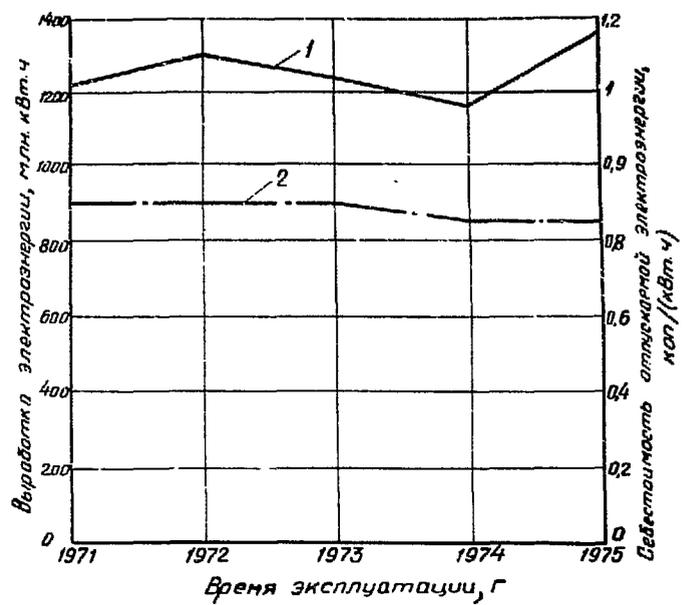


Рис.4. Температура пара на выходе из пароперегревательных каналов :

	а	б	в
Дата замера	27.02.75	02.08.72	17.09.72
Электрическая мощность блока, МВт	196	170	172
Давление в паропроводе, ата	75	73	72
Средняя температура перегрева, °С	515	296	497



**Рис.5. Выработка и себестоимость электроэнергии на II блоке:
 I – выработка;
 2 – себестоимость**

Подрисуночные подписи

Рис.1. Расположение топливных каналов в активной зоне:

а - в круглой; б - в прямоугольной.

1 - испарительные секции; 2 - перегревательные секции;

3 - блоки отражателя

Рис.2. Технологическая схема блока:

1 - реактор; 2 - испарительный канал; 3 - перегреватель-

ный канал; 4 - сепаратор; 5 - турбоагрегат; 6 - конден-

сатор; 7 - конденсатный насос; 8 - конденсатоочистка;

9 - подогреватель низкого давления; 10 - деаэратор;

11 - питательный насос; 12 - подогреватель высокого

давления; 13 - регулятор перегрева; 14 - циркулярный насос

Рис.3. Состояние пароперегревательных каналов II блока

на 1 января 1976 г.:

▬ - каналы, работающие в реакторе, ~~▬~~ - каналы, извлеченные из реактора из-за отсутствия реактивности;

■ - каналы, извлеченные из реактора по дефектам с твэлами

Рис.4. Температура пара на выходе из пароперегревательных каналов:

	а	б	в
Дата замера	27.02.75	02.08.72	17.09.72
Электрическая мощность блока, МВт	196	170	172
Давление в паропроводе, ата	75	73	72
Средняя температура перегрева, °С	515	496	497

Рис.5. Выработка и себестоимость электроэнергии на II блоке:

1 - выработка; 2 - себестоимость

Литература

- [1] Сб. "Атомной энергетике XX лет". Под ред. И.Д.Морохова и др. Атомиздат, М., 1974.
- [2] Алещенков П.И. и др., В сб. "Опыт эксплуатации АЭС и пути дальнейшего развития атомной энергетике". Под ред. В.А.Кузнецова. Изд-во ФЭИ, Обнинск, 1974, т.2, стр.99.
- [3] Емельянов И.Я. и др., Атомная энергия 33 3 (1972) 729.
- [4] Доллежалъ Н.А., Малышев В.И. и др., Атомная энергия 36 6 (1974) 432.
- [5] Самойлов А.Г. и др., Атомная энергия 40 6 (1976) 371.
- [6] Доллежалъ Н.А. и др., В сб. "Опыт эксплуатации АЭС и пути дальнейшего развития атомной энергетике". Под ред. В.А.Кузнецова. Изд-во ФЭИ, Обнинск, 1974, т.1, стр.149.
- [7] Емельянов И.Я., Батуров Б.Б., Клемин А.И., В сб. "Опыт эксплуатации АЭС и пути дальнейшего развития атомной энергетике". Под ред. В.А.Кузнецова, Изд-во ФЭИ, Обнинск, 1974, т.1, стр.33.
- [8] Веселкин А.П., Бескrestнов Н.В. и др., Атомная энергия 30 2 (1971) 144.
- [9] Петросьянц А.М. Атомная энергетика. М., "Наука", 1976.
- [10] Александров А.П., Доллежалъ Н.А. и др. Развитие уран-графитовых канальных реакторов в СССР. Доклад СССР на данной конференции.
- [11] Доллежалъ Н.А., Емельянов И.Я., Булкин Ю.М. и др., В сб. "Опыт эксплуатации АЭС и пути дальнейшего развития атомной энергетике". Под ред. В.А.Кузнецова. Изд-во ФЭИ, Обнинск, 1974, т.2, стр.233.

