

НЕКОТОРЫЕ ИТОГИ И ПЕРСПЕКТИВЫ ЯДЕРНОГО ПЕРЕГРЕВА
ПАРА В КАНАЛЬНЫХ РЕАКТОРАХ
(НА ОСНОВЕ ОПЫТА БЕЛОРСКОЙ АЭС ИМЕНИ И.В.КУРЧАТОВА)

Н.А. Доллежалъ, П.И. Алещенков, Б.Б. Батуров,
В.И. Митяев

Аннотация

После краткой истории развития ядерного перегрева в СССР в главных принципах, заложенных в проект Белоярской АЭС (БАЭС), подводятся основные итоги многолетней эксплуатации обоих реакторов этой станции. Показывается, что для БАЭС отработаны высоконадежные конструкции твэлов и топливных каналов, в особенности пароперегревательных каналов, рассчитанных на длительную эксплуатацию при весьма высоком выгорании урана (около 30 Мвт.сут/кг) и способных обеспечить перегрев пара до 540°C и выше, т.е. до параметров современных серийных турбоагрегатов. Достигнутые характеристики топливных каналов позволяют реально рассчитывать на получение в реакторах белоярского типа топливной составляющей себестоимости электроэнергии не выше 0,3 коп/квт.ч. при существенно меньших капитальных затратах, чем для реакторов на насыщенном паре. Отмечается, что вполне целесообразным развитием реакторов белоярского типа является непосредственный переход от основных высоких параметров пара к высокотемпературным параметрам с прямоточной тепловой схемой.

От Первой в мире к Белоярской АЭС

Идея ядерного перегрева пара возникла впервые в 1949 г. во время работ по проектированию Первой АЭС. В августе 1950 г. под председательством И.В. Курчатова рассматривались возможные варианты реактора и технологической схемы Первой АЭС. Наряду с двухконтурной схемой, принятой впоследствии, обсуждались варианты с электрическим перегревом пара, перегревом пара на мазутном топливе и перегревом пара непосредственно в реакторе. Варианты с электрическим и мазутным перегревом пара были отвергнуты как неэкономичные. Вариант с перегревом пара в реакторе был отложен в связи с некаланием на первом этапе освоения ядерной энергетики разрешать научные и инженерные трудности, связанные с выбором более высоких параметров.

В 1955 г. после успешного пуска Первой АЭС работы по ядерному перегреву были возобновлены уже в более широком, инженерном плане с целью разработки и строительства уран-графитового канального реактора типа реактора Первой АЭС на электрическую мощность 100-200 Мвт с использованием ядерного перегрева пара и серийных турбоагрегатов.

Применение ядерного перегрева пара позволяло рассчитывать не только на использование серийных турбоагрегатов и другого стандартного тепломеханического оборудования обычных тепловых электростанций, но и на получение высокого коэффициента полезного действия АЭС, т.е. на уменьшение расхода ядерного горючего и снижение сброса тепла в конденсаторы турбин.

Для осуществления ядерного перегрева наиболее подходящим в конструктивном отношении является канальный реактор. Канальный тип реактора позволяет разумно осуществлять разделение активной зоны на испарительскую и пароперегревательную части и обеспечить необходимую коммутацию трубопроводов между каналами различного назначения. Использование пароводяной смеси в качестве теплоносителя в графитовом реакторе позволяет выбрать такие физические свойства активной зоны, чтобы свести к минимуму эффекты реактивности, свя-

важные с изменением плотности замедлителя при кипячении воды в активной зоне, и сделать их управляемыми с помощью простых и стандартных конструкторских решений.

Как известно, отличительными особенностями реактора Первой АЭС являлись применение сменяемых топливных каналов и трубчатых твэлов с односторонним охлаждением. Эти конструктивные решения, обусловленные уровнем знаний в то время, мотивировались следующими соображениями. Трубчатая конструкция твэлов практически исключала вероятность попадания продуктов деления в первый контур при любых поврежденных элементах. В этом случае продукты деления попадают только в кладку реактора, откуда направляются в соответствующие очистные сооружения. Опыт эксплуатации Первой АЭС полностью подтвердил правильность этого соображения и разумность принятой конструкции твэлов. При проектировании реактора с ядерным перегревом пара - изложенное выше соображение не только оставалось в силе, но и становилось более весомым, так как пар из реактора направлялся непосредственно в турбину, что, естественно, в еще большей степени требовало мер, исключавших попадание продуктов деления в турбогенератор и машинный зал. Именно поэтому для реакторов БАЭС я, в частности, для пароперегревательных каналов была принята трубчатая конструкция твэлов /Г/. Сменяемый топливный канал позволял подойти к выбору материала, исходя из требования, чтобы ресурс его работы под облучением составлял всего несколько лет, а не полный срок службы АЭС или кладки реактора (25-30 лет), тем более, что уверенных данных для прогнозирования надежной работы конструктивных материалов в активной зоне в течение 20-30 лет тогда не было. Условия же работы топливных каналов были весьма жесткими и, в частности, по температуре составляли 500°C и выше. Использование сменяемых топливных каналов позволяло также достаточно просто осуществлять их совершенствование, применяя новые материалы и учитывая результаты работы первоначально изготовленных каналов.

Разумеется, все эти соображения были учтены при проектировании белорусских реакторов.

Таким образом, одна из главных научных и технических проблем создания реактора с ядерным перегревом пара заключалась в разработке твэлов, которые позволили бы получать пар

при температурах 500–540°C, давления 90–130 атм и тепловых потоках до $1 \cdot 10^6$ ккал/м². час. Такие твэлы должны иметь в качестве оболочек нержавеющую сталь, а в качестве топливной композиции материал с достаточно высокой теплопроводностью. Поскольку допустимая температура стали на горячей (внешней) оболочке трубчатого твэла не должна превышать 630–650°C, то для получения пара с температурой свыше 500°C необходимо было влияться в расположенный температурный перепад 100–120°C, включая перепады температур на внутренней и внешней оболочках, на тепловыделяющем слое, на контактных сопротивлениях топливная композиция – оболочка и, наконец, на участке оболочка твэл–теплоноситель. Если наложить на эти перепады возможные флуктуации, связанные с неравномерностью распределения энерговыделения по реактору, каналу и твэлу, неравномерность распределения топлива в самом твэле, неоднородность и возможные дефекты в контактном слое, то станет ясным, что и конструктивно, и технологически подобный тепловыделяющий элемент для перегрева пара должен представлять весьма точную и тщательно контролируемую конструкцию, при этом к качеству его изготовления и к используемой композиции должны быть предъявлены высокие требования по однородности и теплофизическим свойствам.

Как известно, на начальной стадии работ оказалось невозможным удовлетворить всем указанным требованиям. Различные варианты топливных композиций и технологии исполнения приводили к тому, что температура на наружной оболочке твэлов оказывалась чрезмерно высокой, что приводило к преждевременному выходу их из строя вследствие химических взаимодействий материала подслоя с материалом оболочки. В связи с этим на первом этапе эксплуатации первый реактор БЭС должен был работать на пониженных параметрах пара – 400–435°C, что естественно приводило к худшим теплотехническим и экономическим показателям, чем это предполагалось по проекту /2/.

В итоге многолетних работ, исследований и испытаний на различных отендах оказалось возможным отработать конструкцию и технологию изготовления трубчатых твэлов пароперегревательных каналов, обеспечивающих перегрев пара до температур свыше 500°C при тепловых потоках до $1 \cdot 10^6$ ккал/м². час и гидродинами-

ческом сопротивлении 15 атм. Пароперегревательный твэл представляет собой дисперсионный теплооблагодитель элемент на основе диоксида урана с высокотеплопроводной матрицей в оболочках из стали ЭИ-847. На рис.1 показано поперечное сечение двух конструкций пароперегревательных каналов с твэлами: первоначальной с шестью твэлами на канал (3 опускающих и 3 подъемных твэла) и модернизированной с пятью твэлами (3 опускающих и 2 подъемных). При той же топливной композиции пароперегревательные каналы с пятью твэлами обладают лучшими физическими и теплотехническими характеристиками благодаря сокращению доли, поглощающей нейтроны теплопроводной матрицы, и увеличению проходного сечения канала.

Пароперегревательные каналы с шестью твэлами были установлены в реактор первого блока БАЭС в 1967 г. В этом же году началась эксплуатация второго блока БАЭС, в который с самого начала были установлены пароперегревательные каналы указанного типа. Сейчас при перегрузках второго реактора шеститвэльные пароперегревательные каналы заменяются на пятизвельные каналы. Реакторы I и II блока отличаются тепловой мощностью, которая для реактора I блока составляет 230 Мвт, а для реактора II блока - 560 Мвт. Число ячеек, в которых располагаются топливные каналы, одинаково и в том, и в другом реакторе 1/3. Таким образом, удельная мощность топлива и средняя тепловая нагрузка топливных каналов различаются в указанных реакторах примерно в два раза. Это означает, что интенсивность выжигания урана во втором блоке примерно в два раза выше, чем в первом и составляет примерно 150 Мвт.сут на канал в год против, примерно, 80 Мвт.сут на канал в год в первом блоке. Кроме того, следует отметить различие технологических схем первого и второго блока: одноконтурная тепловая схема в реакторе второго блока против схемы с независимыми испарительным и пароперегревательным контурами в реакторе первого блока. В обоих блоках пар, пройдя пароперегревательные каналы, направляется непосредственно в турбогенераторы. И на первом, и на втором блоках установлены серийные турбоагрегаты, предназначенные для работы при параметрах пара 90 ата, 500-520°C.

К настоящему времени оба блока проработали с пароперегревательными каналами на номинальные параметры пара уже свыше

6 лет, что позволяет провести некоторый анализ работы указанных каналов и сделать определенные суждения относительно целесообразности применения ядерного перегрева пара до стандартных температур, применяемых в современной теплоэнергетике.

Итоги работы пароперегревательных каналов

Выводы. Начиная с 1967 г. в реактор первого блока БАЭС было загружено 300 пароперегревательных каналов. По состоянию на 1 марта 1974 г. средняя энерговыработка в них составляла примерно 510 Мвт.сут на один канал. Поскольку интенсивность сжигания в первом блоке низкая, то для достижения проектной энерговыработки 720 Мвт.сут на канал, пароперегревательные каналы первого блока должны проработать еще около 3 лет, т.е. общее время пребывания каналов в реакторе составит почти 10 лет. В процессе эксплуатации первого блока из реактора было выгружено по различным причинам около 30 пароперегревательных каналов, включая каналы как вышедшие из строя вследствие ошибок эксплуатационного персонала, повреждений в тракте теплоносителя и дефектов изготовления, так и извлеченные для экспериментальных и контрольных осмотров и проверок. Следует отметить, что выход из строя пароперегревательных каналов вследствие радиационных повреждений твэлов и несовместимости топливной композиции с оболочками твэлов практически не наблюдался. Важно также, что преждевременное извлечение пароперегревательных каналов по любым причинам с течением времени не учащается, а напротив, существенно сократилось (рис.2). Таким образом, пароперегревательные каналы в первом блоке еще не достигли энерговыработки в календарного срока, которые бы свидетельствовали об исчерпании их ресурса. Основная масса этих каналов продолжает успешно эксплуатироваться, а преждевременное извлечение каналов сократилось до единичных случаев в год. (На рис.2 и 3 преждевременно извлеченные каналы нанесены ниже оси абсцисс).

Еще лучше результаты эксплуатации пароперегревательных каналов в реакторе второго блока, в который, начиная с 1967 г., было установлено более 450 таких каналов. За этот период при перегрузках реактора около 200 каналов, были заменены

шеститвельными и, частично, пятитвельными пароперегревательными каналами и только в каналах были извлечены преждевременно либо вследствие нарушения режима эксплуатации, либо для контрольных проверок, либо по дефектам в трактах теплоносителя или в твэлах. Как и в первом реакторе, здесь наблюдались только единичные случаи повреждения твэлов, причем они обусловлены, по-видимому, скорее скрытыми дефектами изготовления или невыявленными ошибками эксплуатации, чем недостаточной радиационной стойкостью топливной композиции и оболочек твэлов. Такое предположение, в частности, подтверждается тем, что повреждения твэлов наблюдались при энерговыработке до 580 Мвт.сут на канал, а то время как основная масса каналов безаварийно работала или работает при существенно большей энерговыработке (рис.3).

Средняя энерговыработка перегруженных каналов находится в пределах 600-850 Мвт.сут на канал или 18-26 Мвт.сут/кг урана. Соответствующий календарный срок их работы в реакторе составил 5-6 лет при числе полных циклов охлаждения и разогрева свыше 200. Поскольку работоспособность указанных каналов не была исчерпана к моменту их выгрузки, часть их была установлена в реактор первого блока для дожигаания и успешно работает в нем в настоящее время. Остальные выгруженные каналы также могут быть использованы в реакторе первого блока при обеспечении соответствующих условий по запасу реактивности и распределению энерговыделения. В реакторе второго блока продолжают работать 255 пароперегревательных каналов. Достигнутая максимальная энерговыработка в группе каналов-лидеров составляет 950 Мвт.сут на канал. Поскольку на реакторе второго блока также не наблюдается повышения частоты выхода каналов из строя с увеличением календарного срока и энерговыработки, принято решение довести энерговыработку на значительной группе каналов до 1200-1300 Мвт.сут на канал, т.е. до 37-40 Мвт сут/кг урана. Достижение такой энерговыработки можно достаточно уверенно прогнозировать для шеститвельных каналов, которые находятся в реакторе с момента его пуска.

Пятитвельные каналы принципиально не отличаются от шеститвельных каналов. Достигнутая на сегодня энерговыработка этих каналов составляет ≈ 275 Мвт.сут на канал при проектной

энерговыработке 980 Мвт.сут. Выхода из строя пятизвельных каналов не наблюдается.

Температура перегрева пара. Первоначально максимальная температура пара на выходе пароперегревательных каналов была ограничена 510°C. Однако успешная работа цеплов позволила уже в конце 1967 г. поднять максимальную температуру пара до 535°C./2/. В 1969 г. было разрешено увеличить максимальную температуру пара до 545°C. Фактическая эксплуатация (свыше 4-х лет) пароперегревательных каналов при указанных температурах пара (фактически до 550°C на выходе отдельных каналов) не привела к снижению надежности каналов и продемонстрировала их высокие эксплуатационные качества в реальных условиях, т.е. с учетом изменений полей энерговыделения и переходных режимов, включая многократные остановки и пуски реакторов. Положительные результаты эксплуатации пароперегревательных каналов позволили принять в прошлом году решение о дальнейшем повышении максимальной температуры пара на выходе отдельных каналов вплоть до 560-565°C. Эксплуатация каналов при таких условиях позволит определить предельно допустимые температуры работы пароперегревательных твэлов с максимальной достигнутой на сегодня энерговыработкой 900-1000 Мвт.сут. на канал. Вместе с тем уже достигнутые показатели по температуре перегрева пара и выгоранию урана можно оценить как весьма перспективные.

Надежность пароперегревательных каналов. Анализ надежности пароперегревательных каналов в реакторах I и II блока БАЗС позволяет сделать следующие заключения. Если рассматривать выходы из строя пароперегревательных каналов, обусловленные предположительно конструктивно-технологическими причинами при соблюдении назначенных режимов эксплуатации по водному режиму, температурам и т.п., т.е. с исключением из рассмотрения экспериментальных каналов и каналов, вышедших из строя в связи с нарушениями инструкций по эксплуатации, то окажется, что вероятность безотказной работы пароперегревательных каналов до проектной энерговыработки 720 Мвт.сут на канал составляет $> 0,96$, что безусловно является очень высокой величиной. Если сопоставить эту величину с соответствующей вероятностью безотказной работы испарительных каналов последней конструкции, т.е. тех, которые по уровню исполнения отвечают совре-

менным требованиям и в которых исключены имеющие место в начальном период отдельные конструктивные и технологические недоработки, то окажется, что вероятность безотказной работы пароперегревательных каналов сопоставима с аналогичной величиной для испарительных каналов и даже несколько выше. Анализ надежности с достаточной достоверностью еще раз подтверждает, что ни испарительные, ни пароперегревательные каналы к настоящему времени не достигли таких характеристик по энерговыработке (глубине выгорания), которые свидетельствовали бы о повышении частоты выхода из строя каналов и о приближении к граничному значению энерговыработки, после которого начинается истощение ресурсов. Это обстоятельство позволяет закладывать в оценку проектных возможностей каналов такого типа уже достигнутые на сегодня глубины выгорания, температуры пара и коэффициенты надежности.

Экономичность ядерного перегрева

При оценке экономичности ядерного перегрева необходимо учитывать прежде всего сравнительное влияние на топливную составляющую произведенной электроэнергии трех основных факторов: коэффициента полезного действия, достижимой глубины выгорания, и стоимости изготовления канала в сравнении со стоимостью ядерного топлива, закладываемого в него. Кроме прямого влияния на топливную составляющую при более глубоком анализе следует иметь в виду общий эффект снижения капитальных затрат на сооружение АЭС в целом за счет использования более компактного и дешевого оборудования и уменьшения сброса тепла в атмосферу. Оценки, которые могут быть выполнены применительно к топливной составляющей себестоимости электроэнергии, позволяют утверждать, что при средней энерговыработке 1100 Мвт.сут на канал и сохранении существующей технологии и стоимости изготовления твэлов и каналов, можно ожидать достижения топливной составляющей на уровне около 0,3 коп./квтч. Дальнейшее повышение глубины выгорания вряд ли целесообразно по условиям выравнивания поля энерговыделения в реакторе и располагаемого запаса реактивности. Вме-

та с тем энерговыработка 1100 Мвт.сут на канал представляется вполне реальной и она уже в ближайшее время будет достигнута на II блоке БАЭС. Получение топливной составляющей 0,3 коп/квт.ч делает ядерный перегрев конкурентоспособным по крайней мере в районах, где аналогичная топливная составляющая на органическом топливе достаточно высока, в частности, во всех районах, где цена органического топлива франко-портлетт превышает 20-22 руб/кут. Естественно, это верхний оценочный, на самом деле за счет дополнительного эффекта, связанного со снижением капитальных затрат, реальная экономия может оказаться более высокой. Анализ проектных возможностей использования ядерного перегрева, в частности, с одновременным повышением давления пара показывает, что здесь есть значительные технические и экономические перспективы.

Некоторые итоги эксплуатации БАЭС в целом
(см. также /5/)

Общая надежность АЭС естественно определяется не только работой испарительных и пароперегревательных каналов, но и работой всего оборудования АЭС и условиями работы персонала на ней. Характеристики надежности оборудования более подробно проанализированы в отдельной работе /4/, из которой, в частности, следует, что надежность работы АЭС в целом может быть квалифицирована как вполне удовлетворительная, что подтверждается статистикой эксплуатации. Начиная с 1970 г. вырабатываемая на БАЭС электроэнергия отпускается по цене, ниже проектной. Средняя за последние четыре года себестоимость электроэнергии на БАЭС составляет 1,15-1,16 коп/квт.ч, а на втором блоке 0,92-0,93 коп/квт.ч, что равняется средней себестоимости электроэнергии, отпускаемой на Урале тепловыми электростанциями такой же мощности. Ниже приводятся некоторые характеристики АЭС, которые также подтверждают ее достаточно высокую надежность (см. табл. I).

Таблица I

Блок	Характеристика	Год эксплуатации						
		1967	1968	1969	1970	1971	1972	1973
I	КИМ [*] , %	49,5	61,6	75,4	81,3	83,3	69,0	73,4
	КИВ ^{**} , %	64,7	69,1	79,3	83,7	83,0	75,3	83,2
	Давление пара за реактором, кгс/см ²	76	81	84	88	88	80	80
	Температура пара за реактором, °C	439	486	497	511	505	505	498
	КИД брутто, %	32,9	34,2	36,0	36,3	36,2	36,0	36,1
II	КИМ [*] , %	-	43,6	68,5	69,0	69,3	73,8	70,6
	КИВ ^{**} , %	-	79,9	88,8	82,5	84,1	90,9	86,2
	Давление пара за реактором, кгс/см ²	-	65	69	76	70	73	72
	Температура пара за реактором, °C	-	475	502	511	501	497	502
	КИД брутто, %	-	34,4	35,6	37,4	37,2	36,9	36,0

* Коэффициент использования установленной мощности.

** Коэффициент использования календарного времени.

В реакторах ГВЭ отработаны конструкции твэлов и топливных каналов, проверенные в длительной эксплуатации (около 7 лет), способные обеспечить перегрет пар до 540°C и выше, т.е. способные обеспечивать паром серийные турбоагрегаты, различающиеся давлением, мощностью и назначением, в том числе турбоагрегаты на закрытом цикле паропроизводства. Очевидно, что для других параметров пара нуляи больше топливные каналы, однако их конструктивная проработка и бурение ведется от юности в отношении каналов и твэлов, работающих на БАЗС. Некоторое повышение температуры пара, необходимое, например, для закрытых циклов паропроизводства, может быть достигнуто при сохранении основной максимальной температуры паропроизводства открытым твэлом путем изменения размеров твэла и толщины слоя горючего.

Другим не менее важным результатом, подтверждающим возможность и целесообразность применения серийных турбоагрегатов в ядерной энергетике, является опыт эксплуатации БАЗС, связанный с биологической защитой персонала АЭС и окружающего населения.

Благоприятная радиационная обстановка в машинном зале в значительной степени обусловлена трубчатой конструкцией твэлов. Система контроля за состоянием твэлов, предусмотренная на реакторах, позволит одновременно выявить поврежденный канал. В случае разрыва твэла пароводяная смесь из кладки реактора по системе трубопроводов отводится в газгольдеры, где пар конденсируется, а газы после некоторой выдержки и очистки на фильтрах удаляются в вентиляционную трубу. Отсутствие околочной активности в теплоносителе существенно снижает опасность загрязнений воздуха помещений даже при значительных протечках теплоносителя.

Благодаря малому количеству воды в активной зоне, в реакторах БАЗС наблюдается меньшая скорость образования радиолитических газов, следствием чего является снижение коррозионной агрессивности пара, поступающего на турбины, конденсаторы и регенеративные подогреватели питательной воды, а также снижение количества несконденсировавшихся газов. Это позволяет использовать стандартные эжекторы и не применять установок для сжигания гремучей смеси. Выхлоп из эжекторов без выдержки

направляется непосредственно в систему вентиляции.

Установленные на БАЗС турбины не имеют биологической защиты, так как уровни излучений вблизи работающих турбин невелики и не создают затруднений при их обслуживании. Активность пара, поступающего на турбины по долгоживущим изотопам, мала, их концентрация в паре реактора второго блока составляет 20 ПДК для источников водоснабжения, а в паре первого блока значительно ниже. Это позволяет рассматривать реакторы БАЗС как перспективные с точки зрения использования их без промежуточного контура для целей теплофикации. Интенсивность излучения вблизи оборудования второго контура первого блока, включая турбину, в период ремонтных работ практически не ограничивает время доступа, т.е. теплотехническая схема первого блока в этом смысле немного лучше. Загрязненность оборудования паро-конденсатной и питательной части контура второго блока несколько выше, причем равнина становится особенно заметной для поверхностей оборудования, заливаемых в режимах пуска и расхолаживания водой контура многократной циркуляции.

Опыт эксплуатации показывает, что облучение персонала в период проведения ремонтных работ обусловлено, главным образом, излучением радиоактивных продуктов коррозии, отложившихся на поверхности оборудования. Для улучшения труда и снижения облучения персонала при проведении ремонтных работ необходима разработка мер по дезактивации отдельных участков контура. Результаты пробных отмывок показали, что выбранные растворы позволяют производить 10-30-кратное снижение мощности доз гамма-излучения.

Перспективы ядерного перегрева

В настоящее время на ТЭС устанавливаются турбоагрегаты на закрытые параметры 240 ата, 540/540°C в основном мощностью 300 Мвт. Ведется эксплуатационное опробование турбоагрегатов мощностью 500 и 800 Мвт, в производстве находится первый турбоагрегат мощностью 1200/1440 Мвт, а в разработке еще более мощные одновалвные турбоагрегаты.

История развития тепловой энергетики показывает, что с целью снижения капитальных и эксплуатационных затрат и особенно экономии топлива на ТЭС происходило скачкообразное

повышение параметров рабочего тела при одновременном увеличении единичной мощности паровых котлов, турбоагрегатов и др. вспомогательного оборудования и собственно электростанций.

Проекты проработки показывают, что вполне целесообразным развитием реакторов типа БАЗС является непосредственный переход от освоенных высоких параметров пара к закритическим параметрам при прямоточной схеме получения и использовании теплоносителя, как рабочего тела /6,7/.

Ядерная энергетическая установка на закритических параметрах имеет следующие преимущества перед энергетической установкой на докритических параметрах: прямое получение пара необходимыми параметрами позволяет отказаться от циркуляционных насосов, сепараторов и т.п., что снижает металлоемкость блока и, следовательно, уменьшает его стоимость; малые объемы теплоносителя позволяют при умеренных скоростях последнего использовать трубопроводы малых размеров.

Немаловажным преимуществом реактора с закритическими параметрами и прямоточной схемой теплоносителя является его большая эксплуатационная маневренность по сравнению с другими типами канальных уран-графитовых реакторов. Так, при прямоточной схеме не требуется время на образование уровня в сепараторах и продувку пароперегревательных каналов от охлаждающей их воды, без чего невозможен пуск реакторов белорусского типа на докритических параметрах. Облегчается и ускоряется прогрев контуров благодаря отсутствию больших водяных объемов и громоздких, металлоемких сепараторов, ограничивающих скорости прогрева контура. Все это позволяет при совмещении прогрева турбины с подъемом мощности реактора, обеспечить выход на номинальные параметры и пуск турбины из неостывшего состояния, примерно за 2 часа.

К недостаткам работы ядерной установки на закритических параметрах относятся необходимость работы с теплоносителем повышенной частоты и то, что внутренние трубы твэлов должны иметь увеличенную толщину стенок. Последнее приводит к некоторому ухудшению физических свойств активной зоны реактора. Вместе с тем следует отметить, что расчеты активной зоны таких реакторов с композицией ядерного топлива, освоенной в белорусских реакторах, показывают одинаковый расход прироста

ного урана на I Мвт/л в год. с реакторами других типов, где в активной зоне используются малопоглощающие конструкционные материалы. Происходит это в силу того, что КПД брутто ядерной установки, работающей на насыщенном паре, составляет в лучшем случае 30-32%.

В Советском Союзе турбоагрегаты на давление 130 ата и выше изготавливаются с перегревом пара после цилиндра сверхвысокого давления (ЦСВД). В случае осуществления перегрева в реакторе уложиться с потерями давления в 4-5 атм в тракте ЦСВД-реактор-ЦСД не представляется возможным, поэтому перегрев лучше осуществлять в выносном теплообменнике за счет тепла, приносимого из реактора теплоносителем сверхкритического давления.

К разрабатываемому блоку на сверхкритических параметрах, кроме базового режима работы, выдвигается требование по обеспечению возможности его работы в полупиковой части электрических нагрузок энергосистемы. Такие блоки должны также отличаться простотой эксплуатации, высокой скоростью набора и сброса мощности, возможностью длительной и достаточно экономичной работы во всем регулируемом диапазоне нагрузок (от 30 до 100%), а, естественно, приемлемой во всем предполагаемом диапазоне числа часов использования мощности в году.

Экономика строящихся в настоящее время АЭС характеризуется высокой долей капитальной и низкой долей топливной составляющих в приведенных затратах. Поэтому при выборе типа и конструкции реактора для работы в полупиковой части графика нагрузок энергосистемы следует исходить прежде всего из условия максимально-возможного уменьшения капиталовложений и упрощения технологической схемы реакторной установки. Максимальное упрощение схемы и удешевление реакторной установки получается при переходе на прямоточную схему, которую в условиях генерации пара в ядерном реакторе можно осуществить, как указывалось выше, при переходе на сверхкритические параметры пара.

По своей конструктивной схеме проект реактора на сверхкритических параметрах пара близок реакторам БАЗС. Топливные каналы в реакторе делятся на три группы и по своей конструкции аналогичны пароперегревательным каналам Белогорской АЭС.

Отличие от последних заключается в размерах и количестве твэлов в топливном канале. Во всех каналах проектируемого реактора по 8 твэлов (вместо 6) с размером наружных оболочек $17 \times 0,25$ мм и внутренними трубками $10 \times 0,9$ мм в опускных и $11 \times 1,0$ мм и в подъемных твэлах.

Проведенные проработки блока АЭС с серийным турбоагрегатом мощностью в 800 Мвт, с реактором в габаритах реактора Ленинградской АЭС показали, что стоимость оборудования блока по сравнению со стоимостью оборудования Ленинградской АЭС может быть снижена примерно в 2,0 раза, с удельные капиталовложения в блок могут быть доведены до капиталовложений в блок с тем же турбоагрегатом, но получающим пар от парового котла.

Сравнение расчетных затрат для блока режимной АЭС с закрытыми параметрами и блока электростанции на органическом топливе показывают, что в диапазоне работы от 3000 до 5000 часов в году она, примерно, равноэкономична; при сравнении их по себестоимости вырабатываемой электроэнергии АЭС экономичнее на 16% без химпереработки ядерного горючего и на 30% с химпереработкой горючего.

Для блока базовой АЭС, где не требуются частые остановки и быстрые изменения нагрузки, имеется возможность повысить электрическую мощность блока до 1200 Мвт при сохранении конструкции и габаритов реактора. При этом изменяется число твэлов в топливных каналах (до 10 шт) и размеры оболочек твэлов: внутренняя имеет размер $12 \times 1,2$ мм, наружная, у опускного твэла $21 \times 0,3$ мм, у подъемного твэла $18 \times 0,3$ мм.

Экономичность АЭС с таким блоком на закрытых параметрах еще более возрастает.

На рис.4 приводится принципиальная схема блока АЭС с серийными турбоагрегатами на закрытых параметрах.

Выводы

Опыт проектирования, строительства и эксплуатации двух блоков БАЭС позволяет сделать следующие основные выводы:

- опытом эксплуатации успешно подтверждена техническая осуществимость ядерного перегрева пара в реакторах атомной электростанции, что позволяет рекомендовать применение

ядерного перегрева пара в промышленных масштабах ;

- достигнутые параметры пара (510-540⁰С), выгорание урана и календарные сроки службы топливных каналов (6-7 лет) при достигнутых показателях по надежности подтверждают возможность работы каналов во всех режимах, характерных для эксплуатации АЭС в сетях ;

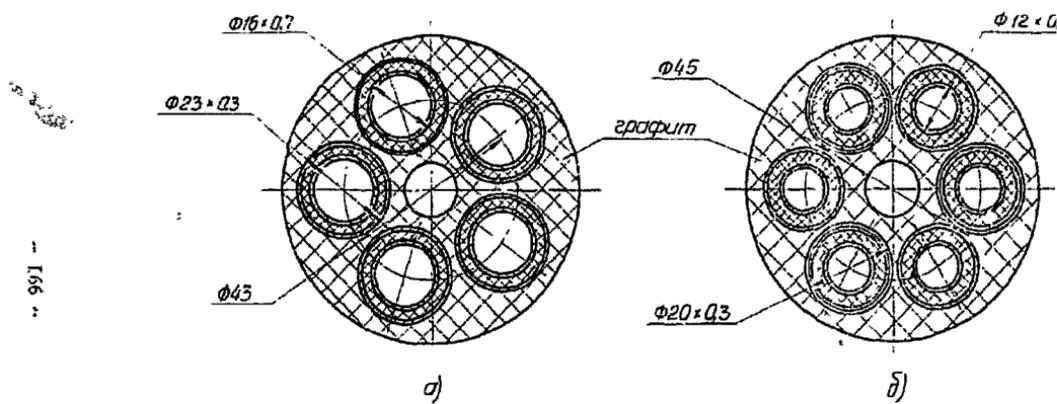
- убедительно продемонстрирована возможность применения в ядерной энергетике серийных турбоагрегатов и вспомогательного оборудования к ним, которое используется как типовое при сооружении электростанций на органическом топливе ;

- длительный опыт эксплуатации рассматриваемых типов реакторов показывает их достаточную безопасность в ядерном и радиационном отношении для эксплуатационного персонала и окружающей среды ;

- достигнутые характеристики по работоспособности пароперегревательных каналов, с учетом общей эксплуатационной надежности другого оборудования, используемого на АЭС, позволяют прогнозировать экономическую целесообразность применения ядерного перегрева в районах, где по условиям добычи и доставки топлива цена его франко-потребитель находится на уровне 20-22 руб/тут ;

- проектная оценка использования ядерного перегрева в реакторах более высокой мощности вплоть до закрытых циклов параметров пара показывает, что такие проекты могут быть экономически конкурентоспособными при характеристиках, подтвержденных к настоящему времени опытом БАЭС ;

- представляется целесообразным проанализировать с учетом достигнутых к настоящему времени результатов область экономически целесообразного применения ядерного перегрева применительно к программе развития ядерной энергетики и роста энергопотребления в различных экономических районах.



20.02.1966

166

Рис.1. Поперечное сечение пароперегревательных каналов БЭС:
 а) с пятью трубами;
 б) с шестью трубами

1-167-1

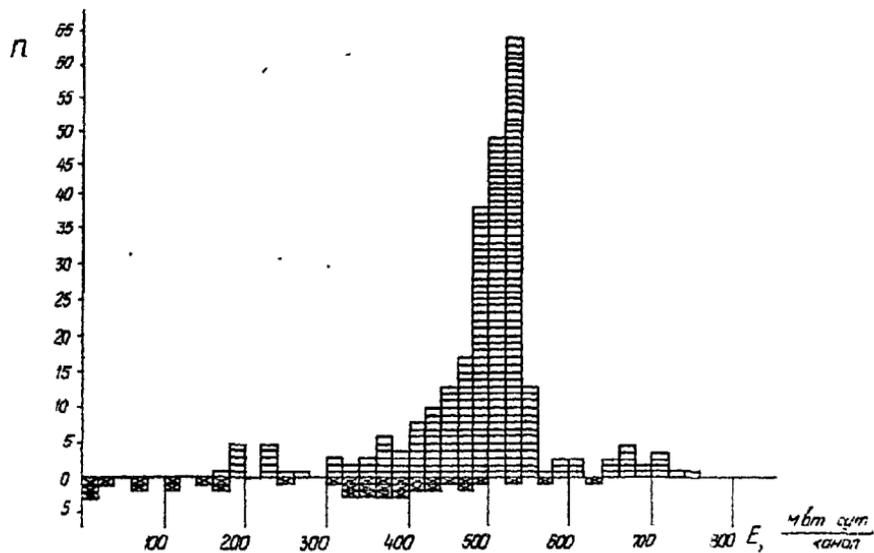


Рис.2. Число (N) извлеченных и работающих пароперегревательных каналов I блока БАЗС в зависимости от их энерговыработки E (на I.I. 1974г.)

- работающие каналы,
- преждевременно извлеченные каналы.

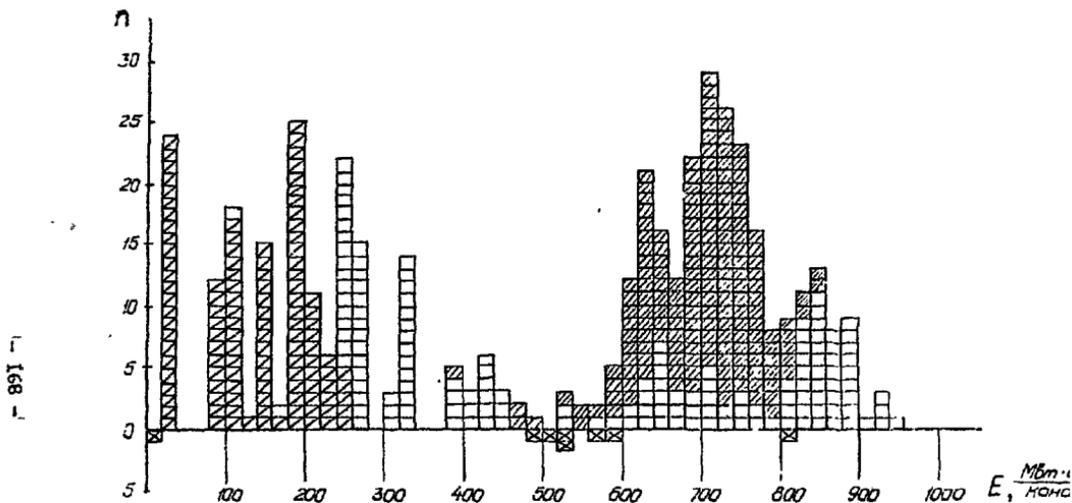


Рис.3. Число (n) извлеченных и работающих пароперегревательных каналов II блока БАЗС в зависимости от их энерговыработки E (на I.I.1974г.)

- работающие нестатевальные каналы,
- ▨ работающие статевальные каналы,
- ▩ каналы, извлеченные при перегрузках,
- преждевременно извлеченные каналы.

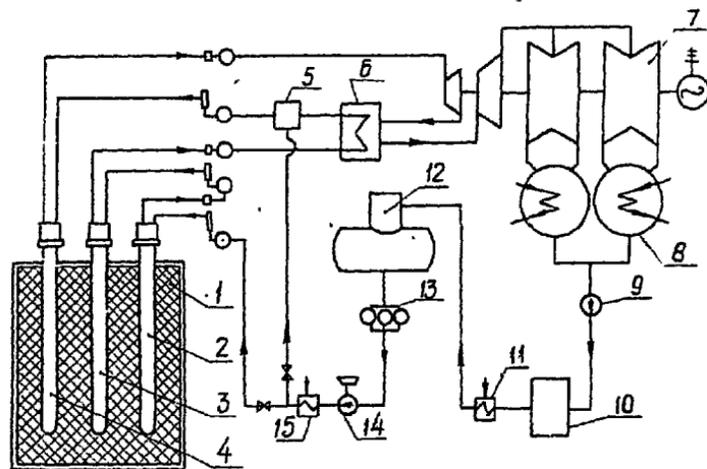


Рис.4. Тепловая схема блока на закрытых параметрах:

- 1- реактор ; 2- подогревательный канал ; 3- канал первого перегрева ; 4- канал второго перегрева ; 5- смеситель ; 6- промпрегреватель ; 7- турбогенератор ; 8- конденсатор ; 9- конденсатный насос ; 10- конденсатоочистка ; 11- подогреватель низкого давления ; 12- деаэратор ; 13- бустерный насос ; 14- питательный турбонасос ; 15- подогреватель высокого давления.

Литература

1. Н.А.Доллежалъ и др. В кн. "Тр.Второй международной конференции по мирному использованию атомной энергии" (Женева, 1958) . Докл. советских ученых. Т.2. М., Атомиздат,1959, стр.36.
2. Н.А.Доллежалъ и др. "Атомная энергия", 27, 379 (1969).
3. П.И.Алещенков и др. "Атомная энергия", 16, 489,(1964).
4. И.Я.Емельянов и др. Анализ надежности работы оборудования и реально достижимых коэффициентов готовности АЭС . Доклад на настоящей конференции.
5. Н.А.Доллежалъ и др. "Атомная энергия". В печати.
6. Н.А.Доллежалъ и др. "Атомная энергия", 17, 335 (1964).
7. П.И.Алещенков и др. "Атомная энергия", 30, 137 (1971).