

**Научная и инженерно-техническая
поддержка эксплуатации
Белоярской АЭС**

Общая информация о Белоярской АЭС

Белоярская атомная электростанция им. И. В. Курчатова - первенец отечественной гражданской атомной энергетики, единственная в России АЭС с разными типами реакторов на одной площадке.

Строительство первой очереди было начато в 1958 г., в апреле 1964 г. вступил в строй первый энергоблок с водографитовым канальным реактором мощностью 100 МВт (АМБ-100). Второй энергоблок мощностью 200 МВт (АМБ-200) был введен в эксплуатацию в 1967 г. В настоящее время эти энергоблоки выведены из промышленной эксплуатации как выработавшие свой ресурс.

В 1980 г. был пущен третий энергоблок мощностью 600 МВт с реактором на быстрых нейтронах. Это крупнейший в мире энергоблок с реактором на быстрых нейтронах, который успешно эксплуатируется до настоящего времени.

Общая информация о Белоярской АЭС

В начале февраля 2014 года началась загрузка ядерного топлива в реактор БН-800, что ознаменовало собой начало пусковых операций на новом энергоблоке. 27 июня была набрана критическая масса топлива и инициирована самоподдерживающаяся цепная реакция в активной зоне БН-800.

10 декабря 2015 был осуществлен энергетический пуск блока и начался новый этап - эксплуатации энергоблока с быстрым реактором большой мощности.

Инженерно-техническая поддержка эксплуатации

Энергоблок атомной станции представляет собой сложный технический комплекс, включающий десятки технологических и электрических систем, сотни единиц разнообразного оборудования, тысячи единиц арматуры и приборов контроля. Эксплуатация сложного и потенциально опасного объекта, каким является АЭС, постоянно требует поддержания оборудования в безотказном состоянии и высокой степени готовности к выполнению своих функций, т.к. в процессе эксплуатации постоянно происходит изменение технического состояния оборудования и систем.

инженерно-техническая поддержка эксплуатации

Опыт эксплуатации, накопленный ядерной энергетикой, показал , что наиболее крупные аварии на АЭС связаны с нарушением надежности теплоотвода в реакторах и парогенераторах из-за отказов оборудования или недостаточности средств контроля или из-за неправильных действий персонала. Это требует более глубокого изучения теплогидравлических процессов, проведение анализа работы систем контроля и тепловых схем.

В реальных условиях эксплуатации практически всегда имеются те или иные отклонения от предусмотренных проектом условий работы энергоблока из-за фактического состояния оборудования, погрешности систем контроля, что необходимо учитывать при определении допустимых режимов работы.

Возникает задача – обеспечение теплотехнической надежности и безопасности работы блока, что определяется соответствием протекания теплогидравлических процессов в контурах энергоблока установленным требованиям к пределам и условиям безопасной эксплуатации.

инженерно-техническая поддержка эксплуатации

Актуальность решения поставленной задачи обусловлена следующим:

- необходимостью сравнения проектных и реальных характеристик контуров энергоблока;
- необходимостью определения масштабного фактора при переходе оборудования от работы на стендах к работе в реальных условиях эксплуатации;
- дефицитом времени в условиях рыночной экономики для проведения исследовательских работ на энергоблоке;
- наличием ситуаций, требующих быстрого решения возникающих вопросов, когда отсутствует возможность оперативного взаимодействия с Научным руководителем и Главным конструктором реакторной установки или парогенератора;
- проведением основных измерений с использованием штатной системы контроля параметров, т.е. в рамках имеющихся погрешностей и инерционностей датчиков;
- необходимостью соблюдения всех требований нормативных документов, обеспечивающих безопасность эксплуатации энергоблока при проведении измерений;
- стремлением к улучшению характеристик контуров энергоблока и повышению его безопасности;
- потребностью использования полученных реальных характеристик оборудования энергоблока и процессов в его контурах для проектирования последующих реакторов на быстрых нейтронах с улучшенными технико-экономическими показателями и повышенной безопасностью;
- необходимостью определения или корректировки различных характеристик из-за естественного износа оборудования энергоблока, использования новых материалов и элементов контуров, внедрения более современных методов и средств контроля эксплуатационных параметров.

Эффекты, полученные при эксплуатации

Секторное течение натрия в первом контуре

В проектных материалах энергоблока БН-600 работа системы управления и защиты (СУЗ) реактора во многом основывалась на предположении о полном перемешивании теплоносителя в напорной и верхней смесительной камерах реактора.

Проведены исследования структуры потока теплоносителя в 1-м контуре реактора с использованием термодиффузионного метода, в которых была установлена неоднородность распределения температуры в верхней смесительной камере как по высоте, так и по азимуту, что позволило предложить секторную модель течения теплоносителя в 1-м контуре, в соответствии с которой в напорной и верхней смесительной камерах отсутствует его полное перемешивание, т.е. потоки натрия разных петель слабо взаимодействуют между собой.

Секторное течение натрия в первом контуре

Уточнение границ между секторами проводится с учетом характера изменения температур на выходе из ТВС. Границы секторов не являются жестко фиксированными, а зависят от соотношения частот вращения ГЦН-1, т.е. от соотношения петлевых расходов теплоносителя по 1-му контуру. Предложенная секторная модель течения теплоносителя хорошо согласуется с параметрами реальных режимов работы реактора

Секторное течение натрия в первом контуре

Использование результатов исследования обнаруженного секторного течения теплоносителя в первом контуре привело к:

- необходимости обеспечения неравномерного распределения тепловой мощности между петлями для обеспечения работы реактора на номинальной мощности;
- внедрению дополнительного способа регулирования распределения тепловой мощности реактора между петлями;
- переводу аварийной защиты реактора по повышению температуры теплоносителя на выходе из активной зоны на термопары ТВС;
- определению условий равномерного распределения мощности реактора по теплоотводящим петлям;
- необходимости экспериментального определения допустимой разности между частотами вращения ГЦН-1 для достижения номинальной мощности реактора с учетом обеспечения условий и пределов нормальной эксплуатации;
- необходимости определения реальных связей между основными теплогидравлическими параметрами петель;
- учету влияния секторного течения теплоносителя в 1-м контуре на процесс отвода тепла от активной зоны при ее расхолаживании, проведении ремонтных работ и перегрузки топлива;
- необходимости создания секторной системы контроля герметичности оболочек ТВЭЛОВ (КГО) по запаздывающим нейтронам для контроля всей загрузки реактора (проектная система КГО по запаздывающим нейтронам контролировала, как оказалось, только один сектор).

Секторное течение натрия в первом контуре

Разработана и внедрена методика расчета и контроля тепловой мощности реактора по параметрам второго и третьего контуров с достаточной точностью.

Существование секторного течения теплоносителя в первом контуре не позволяет использовать проектный объединённый регулятор тепловой мощности (ОРТМ) из-за недопустимо высокой погрешности расчёта тепловой мощности реактора по параметрам первого контура (более 10% номинальной мощности)

На основании модели секторного течения натрия в первом контуре получены количественные зависимости между изменениями основных теплогидравлических параметров контуров. Эти зависимости имеют устойчивый характер, практически не изменяются в процессе эксплуатации энергоблока и могут быть использованы при маневрировании основными параметрами контуров.

Внедрена предложенная новая схема аварийной защиты реактора от увеличения температуры теплоносителя на выходе из активной зоны по показаниям термопар ТВС с учетом их разбиения по секторам загрузки реактора.

Остаточное тепловыделение

Определены скорости отвода тепла от активной зоны в режимах расхолаживания реактора для различного сочетания работающего основного оборудования и допустимые времена прекращения циркуляции теплоносителя по третьему контуру для проведения ремонтных работ.

Разработан и внедрен в эксплуатацию регламент отвода остаточного тепловыделения от активной зоны. На основании результатов проведенных исследований разработан регламент отвода остаточного тепловыделения, в котором рекомендованы с учетом секторного течения теплоносителя в 1-ом контуре схемы расхолаживания для отвода остаточного тепловыделения от активной зоны в зависимости от состояния основного оборудования энергоблока.

Измерения остаточного тепловыделения отработавших сборок различного типа на разработанном стенде показали достаточную для практического применения точность и возможность использования стенда для верификации расчетных программ.

Теплогидравлика первого контура

В период освоения мощности реактора БН-600 возникли сложности при достижении её номинального значения из-за неравномерной тепловой нагрузки петель, что обусловлено секторным течением теплоносителя в 1-м контуре и несимметричным распределением загрузки топлива в активной зоне реактора. Это потребовало дополнительного исследования теплогидравлических характеристик первого контура.

Исследованиями определено, что выбором частоты вращения каждого ГЦН-1 можно управлять теплогидравлическими параметрами реактора, включая распределение его тепловой мощности между петлями. Было показано, равным значениям тепловой мощности петель соответствуют различные частоты вращения ГЦН-1.

Определена зависимость, показывающая возможность обеспечения номинальной мощности реактора только при определенных соотношениях частот вращения ГЦН-1, которые были реализованы с учетом реального состояния основного оборудования, в т.ч. и количества отключенных модулей и секций в парогенераторах.

Остаточное тепловыделение отработавших сборок

Тип сборки	Расчет $N_{ост}$, кВт	Измерение $N_{ост}$, кВт	Отклонение D , %
ТВС (UO ₂)	0.515	0.529	+2.7
ТВС (UO ₂)	0.518	0.526	+1.4
ТВС (UO ₂)	0.523	0.502	- 4
ТВС (U-Pu)O ₂	0.535	0.683	+27.6
ТВС (U-Pu)O ₂	0.537	0.675	+25.8

Физика реактора

Доказано существование в активной зоне реактора БН-600 пространственно-мощностного эффекта реактивности (ПМЭР) на энергетической мощности. Получены эмпирические линейные зависимости, связывающие изменение мощности реактора с величиной и направлением перемещения каждого компенсирующего стержня.

Зависимость величины ПМЭР от радиуса размещения стержней СУЗ приводит к необходимости учета этого эффекта при проектировании и эксплуатации быстрых реакторов с большими размерами активной зоны или к переходу на многоточечную (не менее трех) схему контроля плотности потока нейтронов утечки.

Разработана и успешно опробована методика поиска негерметичной по топливу ТВС на энергетической мощности с учетом ПМЭР, основанная на внесении локальных возмущений по реактивности в активную зону перемещением компенсирующих стержней. Такая методика может быть использована и на новых реакторах БН, включая БН-800.

Наработка изотопов

Подготовлена и впервые проведена в быстром реакторе большой мощности опытная наработка радионуклида кобальт-60 в активной зоне и в боковой зоне воспроизводства в промышленных масштабах.

Исследованы два способа получения радионуклида Со-60 в быстром натриевом реакторе БН-600: в экспериментальных облучательных устройствах (ЭОУ) типа ТВС в боковой зоне воспроизводства и в опытных компенсирующих стержнях (ОКС) системы управления и защиты в активной зоне. Полученные результаты рекомендовано использовать в полной мере для реактора БН-800 при обосновании производства Со-60 в нем в качестве штатного режима, что может повысить экономичность эксплуатации и способствовать увеличению назначенного ресурса реактора.

Наработка изотопов

В 2001÷2004 годах в рамках международного научного проекта на Белоярской АЭС проводились мероприятия по наработке изотопа аргон-37.

Аргон-37 ($T_{1/2} \sim 35$ суток) является наиболее перспективным радионуклидом для изготовления источника, необходимого при калибровке детекторов солнечных нейтрино.

Наработка аргона-37 производилась в боковой зоне воспроизводства (БЗВ) реактора БН-600 в специально разработанных экспериментальных сборках (ЭСА) для наработки аргона-37.

Цель работы – изготовление источника нейтрино на основе аргона-37 активностью 400 кКи для Баксанской нейтринной обсерватории РАН - была выполнена.

Белоярская АЭС получила благодарность РАН за плодотворное участие в фундаментальных научных исследованиях.

Теплогидравлика парогенераторов

При экспериментальном изучении гидравлических характеристик второго натриевого контура установлено, что гидравлические характеристики всех петель теплообмена ниже проектных. Номинальный расход теплоносителя во втором контуре был достигнут при меньших (750 об/мин) по сравнению с проектом (970 об/мин) частотах вращения ГЦН-2. Распределение расходов теплоносителя через секции ПГ равномерное. Относительное отклонение расходов натрия по секциям в различных режимах составляет $\pm 5\%$ от среднего значения при различном числе работающих секций, что обеспечивает длительную работоспособность ПГ при проектных параметрах в течение заданного ресурса.

Отмечено, что во втором натриевом контуре при выводе ГЦН-2 на номинальные частоты вращения возникали повышенные колебания уровней в баках ББН (бак буферный натриевый) и ГЦН-2, повышение нагрузки электропривода ГЦН-2. Исследование причин колебания уровней показали, что это вызвано процессами захвата защитного газа, переноса его по натриевому контуру и выход его в ББН. Определена граница захвата газа из ББН в зависимости от режимных параметров контура, обоснован выбор частот вращения ГЦН-2 и уровня в ББН для обеспечения нормальной теплотехнической эффективности поверхности ПГ из-за ухудшения теплообмена при прохождении защитного газа по контуру циркуляции.

Теплогидравлика парогенераторов

Проведены исследования по изучению тепловых характеристик парогенераторов, локальных тепловых потоков, выноса неравновесной влаги из испарителей позволили определить и обосновать резервы повышения мощности секций и модулей.

Испытания показали, что при повышении мощности секции ПГ до 126% номинальной и соблюдении предусмотренных ограничений параметров, условия работы модулей не ухудшились, а по ряду показателей (величина максимального теплового потока, уровень температур металла в ИМ) улучшились.

Повышение тепловой мощности секций до 126% (с учетом принятых ограничений) при выводе в ремонт отдельных секций ПГ обеспечивает более гибкое регулирование распределения мощности между петлями, повышает устойчивость несения электрической нагрузки блоком.

Теплогидравлика парогенераторов

- Проведена оптимизация межпромывочных периодов ИМ парогенераторов ПГН-200М для различных периодов эксплуатации (наработки) испарителей.
- Обнаружен эффект влияния длительности эксплуатации на устойчивость ИМ вследствие накопления значительных отложений на теплообменной поверхности со стороны пароводяного потока. На протяжении всего срока эксплуатации испарителей происходит увеличение области гидродинамической неустойчивости примерно на 25% по сравнению с исходным состоянием.
- Проведен анализ устойчивости ИМ в пусковом режиме и разработаны рекомендации по предотвращению режимов с неустойчивостью потока, заключающиеся в ограничении максимальной температуры пара на выходе из ИМ в зависимости от уровня мощности и величины выходного давления пара.
- Разработана методика для расчета границ области неустойчивости при больших значениях выходной относительной энтальпии с учетом состояния теплообменной поверхности трубок прямоточных парогенераторов. Методика позволяет проводить оценку границы области неустойчивости в зависимости от величины отложений в теплообменных трубках и выполнять прогнозные оценки по изменению границы области гидродинамической неустойчивости в зависимости от времени эксплуатации объекта.

Спасибо за внимание