

РОССИЙСКИЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР
"КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ"



История Атомной Энергетики

Советского Союза и России



ВЫПУСК 3

Москва
ИЗДАТ
2003

РОССИЙСКИЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР
"КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ"

ИСТОРИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ СОВЕТСКОГО СОЮЗА И РОССИИ

ВЫПУСК 3

ИСТОРИЯ РБМК

Москва

ИздАТ

2003

УДК 621.039
ББК 31.4

И 85 История атомной энергетики Советского Союза и России.
Под редакцией Сидоренко В.А. Выпуск 3. М., ИздАТ,
2003 — 192 с.

ISBN 5-86656-128-X

Книга представляет собой третий выпуск серии изданий РНЦ «Курчатовский институт» по истории атомной энергетики Советского Союза и России.

В третьем выпуске собраны авторские очерки, посвященные истории создания и развития одного из двух основных направлений атомной энергетики страны — атомных станций с канальными водо-графитовыми реакторами.

ISBN 5-86656-128-X

УДК 621.039
ББК 31.4

© Авторы очерков, 2003
© Оформление ИздАТ, 2003

ПРЕДИСЛОВИЕ РЕДАКТОРА К ТРЕТЬЕМУ ВЫПУСКУ

Третий выпуск сборников по истории атомной энергетики Советского Союза и России включает авторские очерки, отражающие историю создания атомных станций с РБМК. Как и предыдущий выпуск он прежде всего содержит оценки и воспоминания участников разработки этого реакторного направления — сотрудников института научного руководства. В этой связи хотелось бы обратить внимание читателя на очерк Александра Яковлевича Крамерова, который в привязке к историческому срезу содержит анализ принципиальных характеристик и проблем водо-графитовых реакторов и концентрирует внимание на возможных перспективах развития этого направления. Изложение взглядов и оценок автора по-крамеровски логичное и четкое. Александр Яковлевич завершил работу над текстом за пару недель до своей кончины, и очерк по существу представляет его завещание своим коллегам и широкой аудитории атомных энергетиков.

Большое спасибо Евгению Викторовичу Бурлакову за поддержку в комплектовании сборника.

В.А. Сидоренко

ОБ ЭВОЛЮЦИИ КАНАЛЬНЫХ ВОДО-ГРАФИТОВЫХ РЕАКТОРОВ В КУРЧАТОВСКОМ ИНСТИТУТЕ

Крамеров А.Я.

1. Предыстория и базовый опыт

Эти соображения неизбежно субъективны и не являются ни однозначным, ни исчерпывающим документальным свидетельством.

Условия зарождения и развития концепции ВГР с 60-х годов не способствуют педантичному документальному рассмотрению; секретность, келейность, авторитарный стиль принятия решений, стиль ВПК Министерства, минимум формализма и дискуссий, вовлеченность «компетентных органов», выдающихся авторитетных ученых и инженеров — все это было нацелено на быстрое достижение достаточно хороших конечных результатов без длинных процедур оптимизации и полного формального обоснования.

В этом очерке упор сделан на принципиальных и/или важных аспектах развития ВГР в понимании автора в рамках его работы в ИАЭ и ИЯР РНЦ КИ с начала 60-х годов и с учетом его субъективных представлений о приоритетах других организаций-участников работ в направлении крупных энергетических РУ с ВГР. (К работам по ВГР РБМК автор был привлечен директором ИАЭ академиком А.П. Александровым в 1967 году в период завершения работы над техпроектом в качестве нач. лаборатории и зам. научного руководителя проекта по инженерным вопросам. До 1967 года автор работал, главным образом, в области первых корпусных водоохлаждаемых некипящих и кипящих реакторов ВВЭР и ВК: до 1962 г. — зам. Гл. Конструктора ОКБ Гидропресс, а затем — в ИАЭ руководителем энергопуска ВК-50).

Насколько известно, идея концепции была предложена в ИАЭ ранее 1965г профессором С.М. Фейнбергом с участием академика А.П. Александрова, дтн Е.П. Кунегина, и в ее первичной разработке активно участвовал ктн В.М. Федуленко, дтн В.С. Романенко и другие сотрудники сектора 15 ИАЭ.

Исходная концепция канального ВГР возникла в середине 60-ых годов на базе большого опыта промышленных ВГР (ПрВГР) для производства военных изотопов, а также опыта утилизации тепла ПрВГР на Сибирской двухцелевой АЭС с турбинами насыщенного пара низких параметров (около 3атм).

Учитывался также опыт 1-ой АЭС и БАЭС и опыт корпусных одноконтурных кипящих РУ с реакторами типа ВК (BWR), а при выборе типа топлива — еще и опыт ВВЭР (PWR).

Был принят во внимание и не имевший продолжения опыт создания канального реактора типа NX США, с водой и диоксидным топливом в горизонтальных каналах и графитом вне каналов. Но видимо более важным был опыт создания некоммерческого паропроизводящего реактора SGHWR, 100Мвт электрических, с малообогащенным диоксидом урана в ста вертикальных каналах и холодным D_2O -замедлителем вне каналов в баке-каландре. Он был пущен в 1967г, в Уинфрите, Англия, и успешно работал до последнего времени. (Позднее в Канаде, Джентилле, в 1973г был пущен другой реактор с D_2O замедлением и кипящей обычной водой в вертикальных каналах, но на **природном** диоксиде урана; это повело к большому паровому эффекту и неустойчивости работы, и реактор вскоре был остановлен, как требовавший больших дополнительных усилий на фоне давно и хорошо работавших традиционных для Канады канальных D_2O реакторов КАНДУ). Много позже, в 1984г, в Японии (в Фугене) был пущен и успешно работает до сих пор некоммерческий демонстрационный реактор с малообогащенным MOX-топливом, похожий во многих других отношениях на SGHWR.

Причины, по которым парогенерирующие канальные реакторы с D_2O замедлителем после пуска первых демонстрационных реакторов не получили в Англии, Канаде и Японии дальнейшего развития, публично не обсуждались подробно и не вполне ясны. Насколько известно, эти причины содержат большой элемент лоббирования со стороны традиционных направлений. В Англии также имели значение развитие нефтедобычи на шельфе и амбициозные преждевременные намерения нового руководства Комиссии по Атомной Энергии развить быстрые бридеры в 70-ых годах. В Канаде выдвигались на первый план финансовые трудности и отсутствие необходимости преодоления возникших технических трудностей при

наличии хорошо работающих реакторов КАНДУ в стране с малым населением.

В России в то время не было доминировавшего направления АЭС, имелся уникально большой опыт канальных ПрВГР и опыт транспортных и первых энергетических корпусных ВВР; не хватало мощностей для «массового» производства предельно крупных транспортабельных корпусов и парогенераторов для ВВЭР. Как и в других развитых странах была еще эйфория от первых успехов коммерческих АЭС и завышенные планы их наращивания по заниженным ценам, и авторитарно росли амбициозные намерения создания и развития быстрых бридеров, что было экономически явно преждевременным.

В этой сложной обстановке на фоне известного нефтяного кризиса в ИАЭ вместе с НИКИЭТ была выработана первая концепция энергетического канального ВГР на базе российского и с учетом мирового опыта, позволявшая, в частности, радикально расширить производственную базу АЭ, благодаря отказу от уникальных корпусов реакторов и тяжелых парогенераторов с огромной и «абсолютно плотной» поверхностью теплопередачи между первым и вторым контуром (порядка 40000 кв м на Гвт(Э)).

2. Суть и мотивы концепции ВГР

Кроме одноконтурности, суть этой новой концепции: комбинация конструктивной схемы ПрВГР (вертикальные каналы с водой и топливом в колоннах графитового замедлителя) с топливными пучками двуокисного малообогащенного топлива в трубках из сплава циркония по типу топлива, освоенного для корпусных реакторов.

При этом трудной, но привлекательной целью была также практически недоступная для корпусных реакторов перегрузка длинных ТВС на ходу реактора, позволявшая исключить потери нейтронов и запас реактивности на выгорание и повысить КИУМ.

Вертикальное направление каналов было выбрано без особых колебаний (в отличие от канадских КАНДУ), что было потом много позже предметом подробной дискуссии с канадскими специалистами.

Кипение обычной воды в вертикальных каналах с длинными подвешенными сверху пучками твэлов и одноконтурный цикл также были важными компонентами концепции.

Главными мотивами этих решений были видимо хорошие условия естественной циркуляции, ликвидация тяжелых парогенераторов и снижение давления воды в реакторе, положительный

опыт работы одноконтурных кипящих корпусных реакторов BWR и нашего ВК-50 на слабо радиоактивном паре в турбине с продуктами его радиолиза, удаляемыми из конденсаторов, предполагаемое упрощение перегрузки топлива в виде длинных ТВС в вертикальных каналах.

В этой связи отметим, что уже в те годы был накоплен достаточный опыт одноконтурных корпусных АЭС, чтобы питать уверенность в практической приемлемости и целесообразности прямого цикла и возможности «довести до ума» связанные с этим проблемы, что вполне подтвердилось впоследствии. Конечно требовалась определенная «адаптация» опыта корпусных кипящих реакторов в области воднохимического режима (ВХР) и активации теплоносителя к специфике условий канальных реакторов, хотя больших качественных различий нет. В основном эти различия в конечном счете связаны с тем, что при той же мощности меньше масса облучаемого теплоносителя (в силу много более высокого паросодержания) и меньше доля энергии замедления, передаваемой теплоносителю и вызывающей его радиолиз, но существенно больше поверхность контакта теплоносителя и коррозии контура вне активной зоны, и есть специфические формы коррозии труб каналов из сплава циркония под давлением в поле облучения. Видимо на смену неплохому простейшему бескоррекционному ВХР придет коррекционный режим.

3. К сравнению канальных кипящих ВГР с другими реакторами, охлаждаемыми водой

Нам представляется, что канальные одноконтурные ВГР имеют некоторые важные достоинства в сравнении с другими водоохлаждаемыми реакторами (ВР). Схематично имеем в виду следующее.

При практически равной экономике кипящие ВГР имеют **весомые специфические преимущества перед корпусными двухконтурными ВР-ми типа ВВЭР в области пассивной внутренней безопасности.**

Сравнение с корпусными одноконтурными ВР-ми (типа ВК=BWR) не столь однозначно и требует некоторых замечаний: корпусные кипящие реакторы, ВК, не имеют разветвленных канальных коммуникаций, корпуса для них нужны значительно большего размера (как правило — нетранспортабельного), но на меньшее в два раза давление, чем корпуса ВВЭР. В них допустимо лишь невысокое массовое паросодержание (примерно вдвое меньше, чем в ВГР) и получается высокая осевая неравномерность поля нейтронов (так как вода является доминирующим замедлителем).

Для них характерны некоторые дополнительные виды неустойчивостей (резонансная, нагрузочная). В них едва ли можно полностью исключить очень тяжелые последствия осушения активной зоны или ввода опасной в смысле разгона реактивности (выброса поглотителей с весом более бэга).

Как видно (см также ниже) канальные кипящие ВГР превосходят ВК в указанных выше отношениях, но уступают в компактности. Тем не менее мы считаем, что оба типа кипящих одноконтурных реакторов (ВГР и ВК) имеют свои важные достоинства и нельзя заведомо отдать предпочтение одному типу. Но сложилось так, что в России фактически получили развитие только ВВЭР и кипящие ВГР, и далее мы сравнивали их в основном только с ВВЭР. Хотя многое относится и к ВК.

Среди серьезно применяемых водоохлаждаемых реакторов, кроме водоводяных (ВВЭР и ВК) есть еще реакторы с **тяжеловодным замедлением** без кипения воды (двухконтурные) и с кипением, (одноконтурные).

Корпусные реакторы этого типа не получили развития, в основном — из за большого объема D_2O — замедлителя в корпусе и соответствующего снижения достижимой мощности энергоцикла (особенно, если D_2O не служит рабочим телом энергоцикла, что нереально).

Канальные D_2O реакторы давно (с 50-х годов) и успешно работают, прежде всего в Канаде — двухконтурные типа CANDU с природным двуокисным топливом в виде коротких пучков стержней в горизонтальных каналах под давлением внутри труб «бака-каландра» без давления с холодным D_2O -замедлителем, энерговыделение которого (5-6%) не используется полезно в энергоцикле (в отличие от ВГР). **Горизонтальность обусловлена** перегрузкой на ходу проталкиванием пучков во встречных направлениях в соседних каналах, что позволяет иметь минимальные потери нейтронов и приемлемое выгорание **на природном топливе**.

Впоследствии, в 70-х, 80-х годах в период роста требований мирового сообщества к безопасности АЭС канадские специалисты обстоятельно проанализировали новую ситуацию применительно к старой концепции CANDU и показали, что на ее основе можно хорошо и без особых затрат удовлетворить этим новым требованиям. При этом **горизонтальность** каналов с топливом и бак-каландр с замедлителем (которая в первоначальной концепции CANDU **была как бы вынужденным решением** при использовании диоксида природного урана как базы концепции) **играет свою позитивную роль ослабления последствий наиболее тяжелых аварий**: так при очень тяжелой запроектной аварии длительного осушения контура

и каналов и потери D_2O замедлителя (утечки или испарения) из бака-каландра разрушенные из за перегрева топливные сборки попадут в низ бака-каландра и будут долго охлаждаться через его обечайку, отдавая остаточное тепло большому объему воды биозащиты, в которую как бы «погружен» бак-каландр. Этого рода проблематика довольно подробно обсуждалась нами в 90-х годах с канадскими специалистами в порядке сравнения ВГР и КАНДУ.

Среди важных неприятных особенностей КАНДУ отметим не-большой, но **существенный положительный паровой эффект реактивности** (рост реактивности при потере тяжелой воды в каналах), который трудно устранить, особенно в реакторах КАНДУ с природным топливом, что привело к необходимости второй системы быстрого аварийного гашения реактора. Не углубляясь далее в другие важные аспекты, скажем в итоге лишь: мы укрепились в том, что при использовании мало обогащенной двуокиси урана (а вероятно — и МОХ топлива) **ВГР с вертикальными каналами в целом не уступают реакторам с D_2O замедлителем и превосходят их в безопасности по отношению к тяжелым авариям, обладая возможностью иметь оптимальный слабоотрицательный паровой эффект реактивности**. Экономические сравнения были проведены еще в 70-ые годы и тоже не дали оснований предпочесть D_2O замедлитель в канальных реакторах России.

В итоге подобных сопоставлений с учетом упомянутых условий России в 60-х годах была выбрана базисная концепция ВГР: вертикальные каналы с топливом и кипящим легководным теплоносителем в массиве графитового замедлителя; перегрузка топлива на ходу также была важной желательной частью концепции.

4. Перегрузка топлива на ходу реактора

Опыт перегрузки на ходу горизонтальных каналов с короткими проталкиваемыми топливными блочками или сборками твэлов в канадских реакторах CANDU был получен совсем в другой “геометрии”. Качественно иные геометрические условия и параметры перегрузки на ходу и в ПВГР. Не могли быть базой и другие, менее значимые прецеденты, а скорее — далеко не вполне удачные попытки перегрузок на ходу (например, в магноксовых реакторах).

Достаточно близким предшественником, о котором впрочем имелось мало информации, была разгрузочно-загрузочная машина (РЗМ) реактора SGHWR. Но ее опыт нельзя считать вполне удачным, и вероятно это связано с чрезмерно трудными условиями работы РЗМ на горячем активном теплоносителе.

В итоге вначале не было полной уверенности, что перегрузка на ходу будет практичной и успешной. По ходу дела такая уверенность окрепла и реализовалась. Этому в немалой степени поспособствовало инициативное предложение ИАЭ, поддержанное НИКИЭТ и разработчиком РЗМ, ЦКБМ, **сделать РЗМ чистой и холодной с помощью гидравлического барьера в головке канала** в виде узкой щели с достаточно высокой скоростью чистого холодного теплоносителя, перетекающего принудительно из РЗМ в головку канала и препятствующего попаданию в РЗМ горячего, грязного теплоносителя из канала.

Творческие усилия конструкторов, технологов и наладчиков персонала головной ЛАЭС с доводкой и совершенствованием ряда узлов и подсистем РЗМ увенчались надежной работой этой уникальной системы перегрузки на ходу; теперь это — освоенное весьма важное достоинство, практически доступное только для канальных ВГР. **Оно не только улучшает КИУМ и нейтронный баланс, но и усиливает внутреннюю безопасность, исключая запас реактивности на выгорание** (хотя конечно перегрузка на ходу требует соответствующего внимания персонала к этой «ядерноопасной операции», но огромная теперь практика порядка ста тысяч перегрузок показала ее практическую безопасность).

Напомним для удобства схему перегрузки ВГР. РЗМ после стандартной проверки на специальном стенде автоматически выводится ее мостом на координаты перегружаемого канала, стыкуется и уплотняется с его головкой через стыковочный патрубок РЗМ, давление воды от спецнасоса устанавливается в скафандре РЗМ немного выше, чем в канале, и открываются задвижки, сообщающие стыковочный патрубок с головкой канала, после чего возникает небольшой проток чистой, холодной воды из РЗМ в головку канала. Захват РЗМ опускается через ячейку магазина и соединяется с пробкой канала, разуплотняет, извлекает пробку вместе с подвеской и облученной ТВС и оставляет ее в ячейке барабана магазина РЗМ. Барабан снова поворачивается до совмещения осей свежей ТВС и канала, захват соединяется с подвеской и опускает свежую ТВС в активную зону, оставляет ее там, уплотняет пробку в головке канала и уходит вверх. Проверяется качество уплотнения, и РЗМ отстыковывается от канала и переносит ТВС в бассейн выдержки. (В барабане есть еще ячейка с резервной пробкой для аварийного уплотнения канала и пустая резервная ячейка для калибра). Успех окончания каждой операции контролируется соответствующими датчиками, и переход к следующей операции автоматически блокируется до успешного окончания предыдущей. Система существенно совершенствовалась на базе

опыта работы, особенно это относится к подсистеме контроля, защиты и блокировки ошибок персонала.

Система перегрузки на ходу помогает решению и других принципиально важных задач, среди которых отметим может быть наиболее принципиальную и кажущуюся вначале нереально-трудной задачу систематического **контроля состояния и развития дефектов трубы и переходников каждого канала при его перегрузке на ходу реактора**. По предложению ИАЭ, с участием НИКИЭТ и ИАЭ в НИКИМТ и ЦКБМ, был разработан и опробован в ЦКБМ на полномасштабном стенде канала и РЗМ действующий макетный образец такого УЗД контроля каналов РБМК. Его принцип: автономная герметичная цилиндрическая «ампула» с радиационно и температуростойкими источником питания, генератором сканирующего сигнала, приемником и устройством записи информативного сигнала, отраженного трубой. Амбула установлена в свободную ячейку барабанного «магазина» РЗМ, и после штатной пристыковки к каналу и извлечения облученной ТВС привод РЗМ сцепляет захват с ампулой, опускает ее в активную зону и перемещает по высоте, сканируя трубу. Отраженный сигнал фиксируется устройством записи ампулы с привязкой по высоте и углу. Затем захват РЗМ извлекает ампулу, оставляет в ее ячейке «магазина», сцепляется со свежей ТВС и штатно продолжает и заканчивает процесс перегрузки канала: опускает в канал свежую ТВС, отцепляется, уплотняет головку канала. РЗМ отстыковывается от канала, переставляет облученную ТВС в бассейн хранения и уходит на свой стенд. Там ампула через герметичный разъем передает информацию о канале в банк хранения и анализа. К сожалению эта разработка вместо намечавшегося завершения и внедрения была приостановлена в начале 90-х годов из-за нехватки средств, хотя большой прогресс в области малогабаритной стойкой электроники и средств информатики немало облегчал реализацию такой «ампулы».

Это типичный и далеко не единственный пример интересной и перспективной эволюции канальных ВГР, не состоявшейся (пока?), несмотря на техническую целесообразность. Ведь она могла позволить снять остроту вопроса о течах каналов.

Совершенно другого рода пример связан с непростой, но уникальной возможностью оценить поведение облученной ТВС и, отчасти, канала под действием остаточного тепловыделения в условиях длительного аварийного осушения, используя «быструю» перестановку такой ТВС в РЗМ в специальный пенал— установку в приреакторном бассейне выдержки. Подобный стенд для интегрального изучения тяжелых аварий (СИИТА) был принципиально проработан и мог бы при необходимости стать сравнительно

доступной для канальных реакторов базой получения информации, недоступной иными путями, для валидации на штатной ТВС качества оценок в этой столь «популярной» и обязательной после аварий на ТМІ и ЧАЭС области запроектных тяжелых аварий.

Мы сравнительно подробно остановились на казалось бы вторичной проблеме перегрузки ввиду ее принципиальной значимости.

5. Детализация концепции ВГР

Последующая проектная детализация концепции ВГР РБМК на рубеже 60-ых и 70-ых годов определила ряд важных характеристик этого типа ВГР в рамках базиса концепции: **активная зона условно разделена на зону плато и периферию**, 3-5 периферийных рядов каналов, «поддерживающих» за счет частоты перегрузки постоянное макрополе в остальной, основной центральной части — зоне плато с регулярной решеткой поглотителей СУЗ (в РБМК 1 поглотитель на 7 топливных каналов). Более крупное разбиение — на «**полиячейки**» (по 2 канала СУЗ и 14 топливных каналов в каждой ячейке) с близким выгоранием (возрастом) ТВС в одинаково расположенных каналах всех макроячеек.

Все это дает базу планирования перегрузок, но конкретный порядок перегрузок уточняется «ежедневно» анализом экспериментальных и расчетных полей нейтронов и энерговыделения. Их контроль ведется на базе малоинерционных, серебряных датчиков прямой зарядки (в РБМК датчики радиального поля — в герметичных трубках по центру ТВС, мультидатчики высотного поля — в отдельных специальных каналах). Оперативные расчеты «натягивают поле на показания датчиков», с учетом поправок на спектр, на выгорание датчиков и топлива и т.д., обеспечивая высокую надежность и точность контроля поля энерговыделения.

Как видно, благодаря достаточно доступному месту в реакторной полости (РП) замедлителя между каналами, задачи нейтронно-физического контроля и СУЗ решаются много проще и надежнее, чем в корпусных реакторах.

Поглотители СУЗ в отдельных «холодных» каналах автономного контура СУЗ низкого давления с гидростатическим подпором — переливом охлаждающей воды из верхнего бака в нижний — простейшее надежное решение, доступное только в канальных реакторах.

Разделение контура многократной циркуляции (КМЦ) на две предельно крупные петли, охлаждающие левую и правую половину реактора с крупными электроГЦН-ми (по 3 работавших и 1 в горячем резерве), крупными горизонтальными гравитационными барабанами-сепараторами, служившими коллекторами сбора пароводяных

коммуникаций, отводивших паро-водяную смесь от каждого канала; скорости воды в трубах КМЦ несовременно-низкие, хотя и традиционные, и спокойные с точки зрения вибраций для обычной энергетики тех лет, порядка 3 м/с, что вело к росту их диаметра и компенсационных гибов, и неоправданно большому поперечному габариту РУ, практически не связанному с диаметром реактора.

Металлоконструкции реактора, нижняя и верхняя опорные плиты биозащиты и кожух реактора были разработаны на базе опыта ПВГР, с внесением существенных изменений, учитывавших выбранный шаг решетки и диаметр каналов полости замедлителя (РП), и совершенно другой низ реактора, соответствующий другой системе перегрузки длинных ТВС, подвешенных сверху в головках каналов. (К сожалению первоначально не было радикально пересмотрено крепление и разгрузка плит защиты от аварийного роста давления в РП и ограничение роста давления, см ниже).

Заняло бы слишком много места перечисление всех значительных научно технических решений, конструкторски остроумных, оригинальных, сочетавших стремление к оптимальной новизне с сохранением проверенной базы. **Среди удачных решений отметим, например:**

- стыки-переходники от циркония к аустенитной стали в каналах по краям активной зоны,
- соединение каналов на сварке с коммуникациями и опорными узлами, допускающими хотя и непростую редкую замену каналов,
- центральная «сухая» трубка в ТВС для датчиков поля нейтронов,
- поканальное регулирование и контроль расхода и герметичности ТВС без импульсных и проботборных трубок под давлением и многие другие достаточно уникальные решения, хотя и обсуждаемые до сих пор, но проверенные насколько было возможно за ограниченное время в условиях ограниченной конкуренции, неизбежной келейности и спешки в атмосфере перенапряженно кратких сроков ввода последовательных энергоблоков.

При этом, увы, были практически неизбежны и **неоптимальные решения, многие из которых удалось так или иначе компенсировать, благодаря усилиям** квалифицированного персонала и, как стало видно, — удивительно большого потенциала возможностей подобного рода доработок в канальных ВГР.

Далее попытаемся несколько систематизировать рассмотрение, разделив его условно на

1. «Болезненные» места и трудности проекта РБМК, выявившиеся в начале эксплуатации и поздней, вплоть до аварии ЧАЭС,
2. Проблемы и полумифы, традиционно и поверхностно озвучиваемые в плане осуждения и исключения целесообразности развития ВГР. И первая и вторая группа не обязательно являются реальными недостатками и часто не связаны с принципиальными решениями ВГР,
3. Существенно новые модификации ВГР, в основном эволюционного характера, и уникальные возможности развития ВГР навстречу идеям и требованиям «21-го века».

6. Трудности РБМК, выявившиеся при эксплуатации

Выбор главных проблем подобного рода неизбежно носит следы субъективности.

6.1. Начальные «инциденты»

Мы не будем входить в подробности нескольких малоизвестных и по сути дела не слишком важных, хотя и **поучительных** инцидентов перед пуском и в первый месяц работы головного блока ЛАЭС, которых конечно могло и не быть, так как их можно было предвидеть и предупредить в более спокойной обстановке, а не в спешке подготовки и пуска блока ко дню энергетика (21 декабря); Это **выделение водорода** вследствие разложении паров воды при их восстановлении на мелкодисперсной фракции железа в составе специальной серпентинитовой биотеплозащитной засыпки верхней защитной плиты (т.н. металлоконструкции, «схемы Е») при ее первых разогревах выше 150 градусов. Медленный разогрев под контролем пробоотборов позволил безопасно высушить плиту, а в дальнейшем мелкая фракция железа была устранена из засыпки других блоков.

Разрушение подземного газгольдера для выдержки газов из РП и технологического конденсатора через несколько дней после первого энергопуска при работе на малой мощности вследствие скопления и взрыва радиолитического водорода из за ошибочно слабой продувки газгольдера. Внесением соответствующих дополнений в инструкции и автоматику возможность повторения инцидента была устранена, газгольдер отключен и впоследствии восстановлен, освоение мощности блока продолжено.

Образование сквозного отверстия в трубе канала с дополнительным поглотителем (ДП) из за малого радиуса закругления дистанционирующего бугорка в месте контакта с трубой . Были сразу

снижены расходы и скорости воды в каналах с ДП, а в дальнейшем конструкция дистанционирования ДП была соответствующим образом изменена. Стоит отметить, что впервые в натурных условиях была опробована система контроля целостности каналов — специфическая для ВГР и требующая непростой интерпретации результатов.

6.2. Поканальный контроль

Системы поканального контроля — специфическое достоинство канальных ВГР. Это системы контроля и регулирования:

- мощности и высотного поля ТВС;
- расходов (КРР);
- контроля герметичности оболочек (КГО);
- контроля целостности каналов (КЦТК).

Все эти массовые системы решены так, чтобы **минимизировать дополнительные коммуникации под давлением активного теплоносителя** и исключить снижение надежности блока из-за отказов, (чтобы отказ-течь элемента системы не вел к остановке блока).

В итоге — это достаточно оригинальные системы, во многом измененные по сравнению с ПВГР.

Их принципы можно продолжать обсуждать и оптимизировать, но то что сделано, несмотря на оригинальность, приемлемо. У каждой системы были периоды особо интенсивных доработок.

Система КЦТК на ходу реактора необходима, чтобы не ухудшать длительно инертную атмосферу снаружи каналов и иметь возможность осмотреть и заменить сомнительный канал на остановке. В этом смысле условия ВГР сложнее, чем в канальных Д₂О реакторах, где даже малая течь определяется по изменению давления и состава газа в малом герметичном зазоре между трубами канала и каландра. В ВГР же пар из течи диффундирует радиально, «размывая индивидуальную ответственность источника течи за рост влажности и температуры газа», отсасываемого через индивидуальные и групповые датчики из зазоров между верхними опорными патрубками и каналами. Особенно этот эффект силен при малых течах в нижней части канала. Система совершенствовалась, чтобы повысить ее чувствительность, и в 80-ых годах была дополнена достаточно простой нижней КЦТК по отбору воды из зазоров вокруг нижней части «холодных» каналов СУЗ.

Нельзя сказать, что проблема чувствительности КЦТК решена вполне; оправдана дальнейшая работа в этом направлении, хотя то, что есть — практически приемлемо.

Контроль герметичности оболочек твэлов на ходу реактора со всеми вытекающими отсюда преимуществами решается в принципе

сходным и достаточно эффективным образом для канальных ВГР-ов и D_2O реакторов (типа CANDU), не вызывая особых дополнительных опасностей отказов энергоблока, связанных с импульсными или пробоотборными трубками и т. п. элементами под давлением.

В основе КГО лежит внешнее поперечное обегание датчиком активности рядов отводящих канальных коммуникаций с краткой остановкой напротив каждой из них. Главная проблема — чувствительность, то есть масштаб минимального обнаруживаемого в этих условиях нарушения герметичности. В РБМК признаком достаточно большого нарушения герметичности служит активность запаздывающих нейтронов осколков деления в окне энергий ниже 2 — 3 Мэв, исключающем фон жесткой кислородной активности. Малые т.н. газовые негерметичности поканальным контролем не фиксируются, но могут быть обнаружены на ходу контролем активности пара в каждом из 4-х БС с дальнейшими частными оценками и приемами поиска ответственных за это каналов. В совокупности системы КГО на ходу дают возможность досрочной замены достаточно сомнительных ТВС и существенного снижения уровня активности теплоносителя и выбросов с эжекторными газами. Но повышение чувствительности поканального КГО было бы весьма полезным.

Поканальный контроль и регулировка расходов (КРР) теплоносителя — наиболее неоднозначная проблема.

Как известно подобных возможностей в корпусных, в том числе кипящих реакторах нет и даже в канальных D_2O реакторах она не используется.

Есть несколько небесспорных (неабсолютных), но весомых моментов, которые надо принимать во внимание.

Нежелательно иметь традиционную систему дроссельных шайб с импульсными трубками на каждый канал, чтобы не снижать надежность энергоблока.

Чтобы система контроля имела выход на автоматическую остановку реактора (АЗ), она должна иметь весьма малую вероятность ложного срабатывания, порядка менее десятитысячной на канал в год. Гарантировать это в системах с нетрадиционными датчиками расхода (шариковые, струйные, корреляционные) пока трудно.

При быстром падении расхода аварийная защита, хотя сильно снижает вероятность и масштаб перегрева и повреждения ТВС и канала, но из-за запаздывания не исключает их.

В итоге подобных обстоятельств иметь подходящую АЗ по падению расхода в канале пока трудно, хотя при большой необходимости (как в ПВГР) можно, но есть ли такая необходимость? Видимо, к счастью ее нет, судя в том числе по опыту BWR и

CANDU, где, правда, нет и регулировки расходов — возможно главной потенциальной причины аварийных потерь канального расхода.

В ВГР РБМК расходы в каналах контролируются шариковыми расходомерами (ШР, ШТОРМ-32) с электромагнитным съемом, передачей и обработкой сигнала без импульсных линий под давлением. В ходе эксплуатации энергоблока ШР настойчиво совершенствовался, и его наработка на отказ была многократно повышена. Кроме того были проведены довольно большие НИОКР по другим расходомерам, как дроссельным с импульсными линиями, так и новым: струйным и корреляционным. К сожалению они не были завершены массовыми испытаниями, хотя «подавали большие надежды». Так или иначе АЗ по падению расхода введена не была, несмотря на наличие запорно-регулирующих клапанов (ЗРК) для снижения расходов по мере выгорания и снижения мощности ТВС, хотя ЗРК и подрегулировки расходов создают потенциальную возможность для аварийной потери расхода.

В реакторах CANDU выгорание мало, и регуляторы расхода (РР) в каналах не нужны. В ВВР с выгоранием расход растет довольно сильно, но и в них расходы не регулируются.

Обязательно ли стремиться к РР в РБМК? Отказ от РР приведет к умеренному росту общего потребного расхода, примерно на 15–25%, и затрат энергии на ГЦНы, на 0.5% мощности реактора (или менее, если усилить использование выгорающих поглотителей, чтобы уменьшить снижение мощности ТВС с выгоранием); и это может быть не хуже, чем иметь дорогую разветвленную систему КРР, стоимость создания и эксплуатации которой выше дополнительных затрат на ГЦНы.

Как видно, много разнородных факторов влияют на ситуацию с необходимостью, возможностью и целесообразностью иметь систему регулировки, контроля канального расхода и защиты при потере расхода.

Работающая в РБМК система имеет определенные недостатки (в частности нет защиты по потере расхода), но проверена огромным опытом и практически приемлема, хотя, возможно, не оптимальна. Есть значительный задел по другим датчикам расхода, которые могли бы стать основой модифицированной системы. Но неясно, целесообразны ли теперь соответствующие затраты до получения взвешенной во всех важных отношениях оценки разумных требований к системе.

Для нового ВГР может оказаться целесообразным пересмотреть еще раз необходимость системы РР и даже устранить ее (или заменить поканальный контроль и регулирование расхода на групповой).

6.3. Авторегуляторы

Кроме мощности реактора, в РУ одноконтурной АЭС авторегуляторы поддерживают два основных параметра — уровень воды в БС (с помощью РУ = РП) и давление пара в контуре, в БС с помощью РД.

Никаких существенных проблем с регулированием давления пара не было.

Принцип скользящего давления был отвергнут с самого начала, чтобы стабилизировать условия в реакторе и РУ. Давление в БС поддерживается стопорно — регулируемыми клапанами на входе пара в ЦВД любой одной турбины. При сбросе АЗкрытие стопорно-регулирующего клапана (СРК) не успевало поддерживать давление, и была введена т. н. быстрая разгрузка турбин — закрытие СРК за 10–15 сек (а не за 60 сек как от РД).

Примечание: При скользящем давлении в БС оно примерно пропорционально генерации пара (так как не поддерживается изменением сопротивления паропроводов до турбины, от есть регулятором давления — СРК турбины). В результате статически объемное паросодержание и плотность теплоносителя в реакторе имеют тенденцию сохраняться при изменении мощности реактора, что может быть привлекательно для устойчивости работы и заслуживает специального рассмотрения.

Были также уточнены алгоритмы работы механического ограничителя наброса нагрузки на турбину от регулятора частоты сети. Скорости изменения давления при небалансах генерации и отвода пара соответствуют практически тепловому равновесию воды и пара в контуре. Доминирует роль вскипания воды при падении давления и конденсации пара от прогрева воды при росте давления.

Настройка предохранительных клапанов (ПК), импульсных и главных, потребовала адекватных усилий. Качество ПК следует повышать, чтобы не опасаться их задержек и особенно — неполадок, как причины провала давления, опасного для запаивания и срыва ГЦН. В связи с этим и аварией на АЭС ТРИ МАЙЛ АЙЛЕНД, было даже проведено ограничение пропуска пара ГПК примерно уровнем 55–60% проектной производительности, что достаточно при условии сброса АЗ. На наш взгляд это не оправдано необходимостью и нецелесообразно, и в дальнейшем следует вернуться к классической 100% пропускной способности ГПК, чтобы исключить опасность переопрессовки даже при отказе АЗ.

Во время освоения мощности головного блока ЛАЭС на уровне выше 80% проявились некоторые трудности поддержания уровня воды в БС. Они были связаны с «перекосами» уровней между парными БС вследствие неравенства их водяной и паровой нагрузок

(неравенства расходов воды и пара из ПВК подключенных каналов половин реактора) и сопротивлением водопароуравнительных линий. Кроме того, заметным был и продольный, **осевой перекося уровней в длинных БС (30 м) из за неравномерного по длине** отвода пара в коллектор. Этим «малым» эффектам, которые можно было достаточно просто предусмотреть в проекте, не придавалось проектантами адекватного значения, и они проявили себя и потребовали значительных усилий для устранения на действующем головном блоке. Сильный рост паросодержания и соответствующее снижение запаса воды в гравитационном БС с ростом паровой нагрузки (или другими словами — снижение общего массового уровня в БС при сохранении физического уровня, точнее — массового уровня над дырчатым листом) требовали достаточно точной отработки автоматики и уставок защит. При сбросе мощности и паровой нагрузки быстро падал общий массовый уровень (по большому уровнемеру) вследствие падения объема пара в ПВК. Все это снижало запас до захвата пара в опускные трубы КМЦ и до срыва ГЦН.

Для стабилизации уровня в соседних (парных) БС по инициативе персонала **были сделаны и реализованы проекты уникальной переобвязки большинства** ПВК, чтобы ПВС от соседних каналов отводилась в разные парные БС, снижая разницу их нагрузок даже при радиально-азимутальных деформациях поля энерговыделения. Были также увеличены уравнительные трубы.

Для выравнивания осевого распределения уровня реализован проект соответствующего шайбования пароотводящих патрубков БС, чтобы выравнить их паровые нагрузки, несмотря на отвод пара из коллектора в одну сторону (впоследствии на блоках второго поколения был сделан отвод пара из центра коллектора).

В дальнейшем много усилий пошло на увеличения запаса воды в БС при сохранении высоты парового пространства. И сейчас на разных блоках работают два типа внутрибарабанных устройств (ВБУ):

- старые с гравитационным всплытием пара в водяном объеме,
- новые, с гравитационным падением струй и капель воды в паровой подушке под дырчатым листом, куда ПВС подводится по специальным «удлинителям» ПВК внутри БС и раздается через специальные насадки. Таким образом ниже паровой подушки пара почти нет и соответственно много больше объем воды. Это большой плюс, который позволит также уменьшить длину БС. Не говоря о большей трудоемкости, в том числе при ремонте, не слишком большим недостатком новой конструкции ВБУ является при некоторых аварийных режимах непоступление воды из БС обратным током в ПВК и каналы.

6.4. КМПЦ и СЛА

Принципиально паропроизводительная реакторная установка (РУ) включает реактор, контур циркуляции для теплоотвода (КМЦ) со всеми системами обеспечения и безопасности и систему локализации аварий (СЛА) для предотвращения (снижения) выхода активных продуктов в окружающую среду при авариях реактора и контура — т. н. третий барьер. Этот современный трехбарьерный подход, ориентированный на постулируемую возможность быстрого разрыва любой трубы контура, возник как директивный уже после проектирования первого поколения ВГР РБМК, и в части СЛА он мог быть реализован довольно слабо. На блоках 1-го поколения в случае большого разрыва контура (Ди более 300–400 мм) не гарантирована прочность помещений и тем более их эффективная неплотность, достигающая 3-х и более кв. метров (эффективная общая неплотность помещений КМЦ, оцененная по искусственной накачке воздуха и его давлению). На блоках 2-го поколения удалось создать СЛА с барбатажом пара и сбросом пикового давления, но неплотность т.н. прочно-плотных боксов (ППБ) сильно варьирует с технологией монтажа и контроля (по порядку от 0.01 до 1 кв метра), и она много хуже, чем можно получить, если была бы общая защитная оболочка — контейнмент (до 0.001 кв м).

Ниже курсивом даны грубые оценки влияния неплотностей и других **характеристик СЛА**, таких как доли выхода летучих продуктов деления (ЛПД) и инертных радиоактивных газов (ИРГ) из твэлов, из КМЦ, из ППБ, доли барбатажа ПВС через бассейн барбатов, распределения ЛПД между фазами и т.д., на выходы ЛПД в СЛА и окружающую среду.

*В 70-х и начале 80-х годов немалые усилия пошли на **посильное прояснение требований и характеристик СЛА**, и одно время работала соответствующая комиссия В.А.Сидоренко. Вкратце суть проблем такова.*

Вначале попытались оценить требования к плотности прочно-плотных боксов КМЦ. Впоследствии фактическая плотность даже в блоках 2-го поколения оказалась на уровне эффективной неплотности H порядка кв. метра (суммарная неплотность всех ППБ и помещений, расположенных по ходу истекающей из контура паровоздушной смеси (ПВС) до барбатажных конденсационно-промывочных устройств); меры уплотнения на построенных блоках позволили снизить (H), но лишь в несколько раз. Более действенными были меры улучшения конструкции и особенно технологии монтажа плотного внутреннего листового обвода ППБ. Так в лучших блоках САЭС H снизили уверенно на порядок до уровня около 0.01 кв. метра.

Вероятно снизить гарантированно H еще на порядок в конструкциях с отдельными ППБ практически невозможно.

Это значит, что распад довольно долгоживущих ЛПД типа Iода-131 с полупериодом 8 суток за время пребывания в ППБ при избыточном давлении порядка хотя бы 0.1 ати несущественен, так как при таком давлении утечка через неплотности $H=0.01$ кв. м уже за десяток часов соизмерима с общим объемом ППБ, порядка 30000 куб. м. Даже учитывая снижение избыточного давления и рост эффективного времени выдержки ЛПД внутри ППБ ослабление за счет распада ЛПД в ППБ едва ли превысит порядок величины, а скорее не превысит пол порядка, если эффективная неплотность существенно больше 0.001 кв. метра.

Много более эффективное ослабление можно получить при барбатаже для промывки ПВС от ЛПД, растворимость которых в воде при температуре менее 100 С° на порядки выше, чем в паре.

При этом важно, чтобы основная часть ПВС, истекающей из контура в период ожидаемого аварийного выхода ЛПД из топлива и контура, проходила бы через воду барбатера, для чего давление ПВС должно быть больше заглубления паросбросных устройств под уровень воды в барбатере. По мере уменьшения избыточного давления ПВС доля барбабтажа падает (до нуля при давлении равном-меньшем заглубления), а доля утечки через неплотности за пределы СЛА растет.

Примечание: На порядки менее опасные биологически инертные радиоактивные газы (ИРГ) в такой системе ослабляются незначительно (они слабо растворяются в воде, как и органические формы иода . Последние составляют обычно порядка до процента от общего количества активного иода и дают неснижаемый в промывочных устройствах вклад в общий выброс).

Количество и динамика выхода ИРГ и ЛПД зависят от многих разнородных факторов. Отметим среди них:

- долю ЛПД и ИРГ, вышедших диффузионно из зерен двуокиси в свободное состояние под оболочкой; она, разумеется сильно зависит от температуры двуокиси и намного выше в части топлива с измененной структурой, то есть с температурой выше температуры изменения структуры двуокиси примерно 1300°С (в РБМК под оболочками доля ЛПД и ИРГ порядка десятых долей процента от равновесного количества в топливе);
- долю ЛПД, поступающую при аварии в пароводяную смесь; она удерживается в основном в воде и далее будет лишь в малой части выходить в пар и воздух помещений;
- долю, попадающую в пар осушенных каналов. Она далее имеет много шансов остаться в паре и воздухе, а значит — выйти через неплотности ППБ;

- долю, попадающую при истечении из контура в мелкодисперсную влагу и имеющую поэтому больше шансов не выпасть в пленки воды на поверхностях оборудования и ППБ и при движении через щелеподобные неплотности стен ППБ;
- долю топлива, окисленную воздухом, гипотетически попавшим в контур, из которой выходят почти все ЛПД.

Подобные факторы весьма усложняют количественные оценки этих плохо изученных сложных физико химических процессов и делают важным **упрощенный консервативный** подход, который и использовался с небольшими изменениями на разных стадиях проекта ВГР.

При аварийном паросодержании в каналах менее 1 вероятность течей оболочек мала, а неорганические формы ЛПД распределяются между водой и паром почти равновесно, то есть в основном — в воде.

Более критичны маловероятные сценарии с обезвоживанием части каналов и снижением давления ниже давления газа под оболочками (порядка 30 бар). Считалось, что от криппа и «баллонирования» быстро теряют плотность все перегретые сверх 700°C оболочки, а свободные ЛПД из под них выходят в пар и далее с истекающим паром — в воздух помещений и распределяются между барбатажом (пока давление ПВС в паросбросных устройствах, ПСУ, выше заглубления ПСУ, 1 метр) и утечкой через неплотности ППБ.

(Примечание: Ввиду относительной медленности и управляемости процесса, считается, что попадание воздуха в контур и окисление им двуокиси исключается, благодаря сохранению в контуре избыточного давления пара).

Известные нам работы в этой и смежных областях говорят о грубости и консерватизме подобных подходов и целесообразности дальнейших НИОКР в этой сложной области.

Общепризнанных небанальных эволюций для снижения выбросов в ВГР, пожалуй, нам не известно.

По нашему мнению заслуживают внимания:

- существенное уменьшение заглубления ПСУ под уровень воды в барбатере;
- тщательное сочетание барбатажа с конденсацией и промывкой пара с помощью спринклеров в помещениях ППБ и коридорах соединения их с барбатером. Это поможет минимизировать выход ЛПД из ППБ, концентрируя активность в воде спринклеров и после прекращения барбатажа;
- в долговременном плане нужно и можно избегать повторного выхода ЛПД из воды в газовую фазу, если и когда концентрация ЛПД в воде станет достаточно высокой, порядка 0.1 кюри

на литр (в этой же связи важно обеспечить замыкание-возврат в контур из СЛА (после сбора и грубой очистки) аварийного истечения воды контура в СЛА);

- исключение протекания пара из РП в газгольдер выдержки, чтобы надежно снять проблему выброса активности при перегреве и разрыве одиночного канала;*
- пассивный отвод остаточного тепловыделения через металлическую оболочку контейнмента к ЕЦ окружающего воздуха.*

Радикально выходы наружу снижаются лишь защитной оболочкой (ЗО), когда время задержки иода-131 соизмеримо с его полупериодом. Поэтому далее оценим вкратце важный вопрос, как изменить КМЦ, чтобы РУ вписалась в ЗО освоенных размеров и давлений.

КМЦ ВГР из двух больших петель с неоправданно малыми скоростями воды и резервными ГЦН получился громоздким и требует компактизации, чтобы сделать возможным контейнмент.

Следует увеличить число ГЦН и петель КМЦ (не менее 4-х), отказаться от резервных ГЦН, поднять раза в два скорости воды в контуре (чтобы потери давления в общей части контура были не 5%, а 10-20%), ликвидировать байпасы и всасывающий коллектор ГЦН (его роль может играть БС, разделенный при необходимости по воде перегородками), применить двухскоростные ГЦНы, чтобы избавиться от их перегрузок при сбросе мощности реактора и устранить дроссельные клапаны, ДРК. Уже только подобные довольно тривиальные меры позволяют снизить максимальный диаметр труб контура до 300 мм и размер компенсационных гибов соответственно, почти на порядок снизить аварийное истечение, в разы снизить аварийное пиковое давление в помещениях, разместить ГЦН-ы и весь контур в плане в габаритах БС и сделать возможным общий контейнмент РУ даже проще освоенного — практически в габаритах контейнмента для ВВЭР, и на много более низкое пиковое давление.

Сепараторы возможны и вертикальные центробежные, но не видно причин для столь значительных изменений, хотя проработки и НИОКР были довольно успешными. Все таки горизонтальный БС вверху КМЦ полнее реализует функцию запаса воды для заполнения ПВК при сбросе мощности реактора и паросодержания теплоносителя.

Важна система опор и термической компенсации контура. Кроме оси реактора, мертвыми вдоль контура были 4 точки: средние сечения БС и коллекторов ГЦН и сами ГЦНы. А опускные трубы $D=300$ мм, трубы Ду800 обвязки ГЦН до коллекторов, ПВК и НВК компенсировали термические расширения. По нашему мнению следовало бы уйти от замирания коллекторов ГЦН, чтобы

упростить и уменьшить компенсационные гибы на обвязке ГЦН.

Следующий шаг совершенствования — поднять КМЦ выше активной зоны (подобно контуру ВВЭР), чтобы сократить длину КМЦ, исключить W-образные петли, упростить аварийный залив активной зоны и ремонт КМЦ с минимумом необходимой арматуры или даже без нее. Это очень привлекательно, но требует усилий для размещения РУ в ЗО и снижает запас до кавитации ГЦН, что впрочем мало актуально для двухскоростного ГЦН.

Примечание: В проекте реактора АТР достаточно легкие ГЦНы «висят» на прямых вертикальных опускных трубах; то есть в общей части контура вообще нет компенсационных гибов. Но могут возникнуть проблемы устранения вибраций.

Еще большая новизна и компактность у КМЦ с малыми ГЦНами, **встроенными в сепараторы**; при электроГЦНах с постоянным числом оборотов будет снижен запас до кавитации из-за малого заглубления насосов. **При турбонасосах на паре** реактора, проходящем далее в главную турбину, запас до кавитации будет гарантирован, благодаря ценному свойству такой турбонасососной циркуляции: пропорциональности расходов пара и воды, то есть — постоянству недогрева воды до насыщения на всасе насосов и паросодержания на выходе из реактора, (см. ниже). Не менее важно отсутствие вывода вала из полости давления и соответствующего непростого уплотнения, что позволяет иметь много относительно малых насосов (см. подробнее в п. 10.1).

Число петель циркуляции надо иметь не менее 4-х, чтобы обеспечить питание соседних каналов от разных петель и сток тепла через графит из аварийно-осушенной петли. 8 петель вполне достаточно, чтобы снизить сильно аварийное истечение при разрыве петли. Слишком много петель нет резона иметь еще и из-за ослабления эффекта самогашения мощности реактора при аварийном осушении петли и отрицательном паровом эффекте реактивности. Скорей всего оптимальное число петель между 4 и 8, а насосов — от 9-ти до 24-х.

6.5. Трудности первого периода и длительной эксплуатации

В числе трудностей, которые могли проявиться сравнительно быстро, можно было ожидать **малые неплотности массовых канальных разъемов** пробок подвески ТВС в головках каналов, разъемов ЗРК и расходомеров. Практика показала, что эти потенциально уязвимые узлы канальных ВГР решены достаточно удачно, что в ВГР их конструкцию можно и стоит совершенствовать, хотя особой необходимости в этом нет. Такая работа проводилась,

особенно — по уплотнению головок каналов (с поворотным затвором, с винтовым затвором, с самоуплотняющимися и т.н. жидко-металлическими прокладками и т.д.). В итоге пропаривания «по верху реактора» не росли, а снижались и серьезных проблем для ВГР не представили.

Другая специфически возможная проблема безаварийности ядерно-опасных перегрузок на ходу (порядка 500 в год на каждом блоке) оказалась также вполне преодолимой, благодаря удачной конструкции каналов, РЗМ и системы пооперационного контроля и блокировок последовательных операций.

Все это было важным для ВГР практическим итогом уже первого периода эксплуатации и является залогом успешной работы в дальнейшем. Для этого уровень качества и контроля каналов и перегрузок можно и нужно по крайней мере не снижать, опираясь на опыт и прогресс в технологии и в культуре безопасности, несмотря на трудности переходной экономики России и соблазн «расслабиться» и считать, что раз не было тяжелых инцидентов с каналами и перегрузкой на ходу за сотни реакторолет, то их не может быть и впредь.

В этот же период стало ясно, что запасы теплофизического характера достаточно велики; например, не было ни одного случая отказа ТВС, который можно было бы отнести на счет кризиса теплосъема (не считая ошибочного перекрытия расхода в отдельный канал, см.п.6.2).

Позднее могли себя проявить и отчасти проявили процессы **коррозии или фреттинг износа.** Обычно причиной были достаточно значительные отклонения от ТУ на изготовление или длительные отклонения от нормальных условий работы. Например, было несколько случаев сквозных повреждений оболочек твэлов, трещин в переходниках от циркониевой трубы канала к аустенитным частям канала (из за недостаточного содержания стабилизирующей титановой присадки в стали), довольно массовых течей каналов СУЗ на Игналинской АЭС (также из за отклонений партии труб от ТУ). Были случаи трещин в швах приварки обоймы канала.

Это — специальная важная для канального реактора тема, но ясно, что она вполне совместима с его длительной эксплуатацией.

Наблюдался повышенный износ оболочек твэлов в некоторых местах контакта дистанционирующих решеток с трубой канала, повидимому из за попадания взвешенных примесей из теплоносителя. Есть и признаки повышенной коррозии труб канала после длительной эксплуатации. Все это вполне **преодолимо и требует обычной работы по совершенствованию водного режима, в том числе, возможно и по улучшению условий удаления взвешенных примесей из воды контура, вплоть до центробежных фильтров.**

Последнее может снизить и эффект роста активности нижней части КМЦ (под реактором) коррозионного происхождения, при ремонтах после отключения ГЦН-ов и гравитационной концентрации части взвешенных примесей внизу, в районе НВК.

Арматура КМЦ и ремонтные «дополнения» позволяют проводить ремонт почти любого элемента контура. Впрочем цена этого универсализма не так мала (арматура и ее эксплуатация). При этом система приспособлений и сама культура ремонтных работ имеет резервы снижения дозозатрат.

В этой связи, но уже в рамках значительной эволюции ВГР, привлекателен другой «крайний случай» — **минимизации арматуры КМЦ** и модификации КМЦ так, чтобы необходимые инспекция и ремонт все же были возможны. Среди таких путей — размещение КМЦ выше активной зоны так, что возможно ремонтное осушение петли контура без осушения активной зоны. При этом в крайнем случае осушения каналы и ТВС осушенной петли охлаждаются к воде, циркулирующей в соседних каналах других петель.

Здесь следует упомянуть о типичных для всех турбинных установок насыщенного пара отказах/неплотностях сепараторов — пароперегревателей (СПП) и важных для одноконтурных АЭС подсосах охлаждающей воды в конденсаторах турбин. К сожалению в этих узлах ТУ как и в ТУ корпусных реакторов сохранились эти типичные отказы, которые, впрочем не приводили к необходимости остановок блока с двумя турбинами на реактор.

Далее — о поучительном опыте проявления на практике нейтронно-физических характеристик реактора и затем о проблеме безопасности реактора, которая обеспечивается гарантиями при любых авариях:

А. гашения цепной реакции и

Б. отвода остаточного тепловыделения.

7. Нейтронные свойства и гарантии гашения цепной реакции, роль аварии на ЧАЭС

Для упрощения начальная загрузка реактора велась тем же слегка обогащенным топливом, что и планируемая расчетная догрузка и перегрузка при установившемся режиме, а баланс реактивности при малом выгорании в переходный период обеспечивался начальной установкой дополнительных поглотителей (ДП) на место ТВС в каждую полиячейку с их последующей заменой на ТВС по мере

выгорания и снижения реактивности зоны. В этот переходный период, 1 – 2 года, по мере накопления плутония Pu^{239} рос паровой коэффициент реактивности от уровня менее нуля до уровня значительно более нуля и соответственно нарастала «склонность» к радиально азимутальной лабильности поля и необходимая частота вмешательств органами СУЗ для стабилизации поля. Чтобы период вмешательств (время «ухода» поля) был относительно приемлем, более минуты, пришлось оставить в активной зоне не менее 80-ти ДП, сток нейтронов в которые рос с ростом паросодержания, (давая отрицательный вклад в паровой эффект), хотя это немного снижало выгорание и на 5% повышало нагрузки на топливо. В этот же период 30-го октября 1975 года при пуске после краткой остановки и малом запасе реактивности произошел неприятный инцидент (сильный перекося поля с разрушением канала и ТВС), связанный также с лабильностью поля при малом числе ДП как стоков нейтронов. Регламентация минимального оперативного запаса реактивности сняла эти проблемы с некоторым уроном для нейтронной экономики, который был бы несколько меньше при использовании выгорающих поглотителей. Более оптимальным было бы снизить «перезамедленность» реактора – отношение чисел атомов замедлителя и топлива за счет «обрезки» углов графитовых блоков (перехода к 8-ми гранной форме), что предлагалось для рассмотрения в то время в ИАЭ и реализуется по сути дела сейчас на 5-м блоке КАЭС.

Были развернуты и в начале 80-ых годов внедрены работы по локальному автоматическому регулированию (ЛАР) поля, что позволило снизить число ДП в зоне до 30-ти при сокращении вмешательств оператора для стабилизации поля в среднем по порядку до одного за десяток минут.

Коэффициенты и большинство эффектов реактивности и других характеристик нейтронной физики реактора, известных из самых разных прямых и косвенных опытных данных, неплохо описывалось расчетами по доступным в то время кодам (BPM и др.) для холодной и горячей зоны без плутония, а отчасти и с плутонием, как с водой, так и при рабочей плотности теплоносителя в каналах. Лишь эффект изменения реактивности при имитации «аварийной» потери воды облученной зоной из рабочей точки с накопленным выгоранием и плутонием не был известен из опыта, так как такую зону с остаточным тепловыделением осколков нельзя было «спокойно» осушить без длительной выдержки для распада осколков. Как оказалось после аварии на ЧАЭС 26.04.1986 и проведения опыта осушения после примерно годовой выдержки на 3-м блоке ЧАЭС, именно этот эффект расчеты по тем кодам давали

драматически заниженным — менее бэта вместо 4-5 бэта при 30-ти ДП в рабочей точке. (При 80-ти ДП он был бы в несколько раз ниже). Это, хотя и не было связано с причиной аварии ЧАЭС, но повлияло на ее масштаб. Кроме того следовало более строго держать оперативный запас реактивности (ОЗР) на полупогруженных стержнях СУЗ, чтобы при сбросе АЗ сразу вводилась бы отрицательная реактивность.

Первоочередные меры для блоков РБМК после аварии на ЧАЭС преследовали и обеспечили цели — снизить паровой эффект и повысить скоростную эффективность АЗ за счет повышения числа ДП снова до 80-ти, повышения ОЗР на полупогруженных стержнях СУЗ и ускорения ввода стержней АЗ в активную зону ослаблением динамического торможения; позднее была внедрена система пленочного охлаждения каналов АЗ, то есть — быстрая АЗ с падением в газовую среду за время порядка 2-3 сек, а не в воду за 12 сек и более. Еще важнее было исключить малый выбег реактивности при замене короткого столба воды на вытеснители в начале ввода поглотителей при сбросе АЗ.

Эти меры были приняты и быстро, за время менее двух лет, внедрены на всех РБМК; а далее в течение многих лет идет оптимизация физики реактора и повышение гарантий обеспечения гашения цепной реакции при любых авариях, в частности — за счет оптимизации и внедрения выгорающего поглотителя, эрбия, и разработки новых поглотителей СУЗ (в том числе, кластерных) с меньшим количеством воды в каналах, чтобы снизить рост реактивности при аварийном сливе этой воды в гипотетическом случае отсутствия поглотителей, то есть — при несрабатывании АЗ по потере расхода в контуре охлаждения СУЗ.

Базой надежности гидромеханики СУЗ остаются по-прежнему большое число механически независимых органов СУЗ и уникально легкие условия работы органов и приводов СУЗ в отдельных холодных каналах низкого давления.

В перспективе эволюция направлена на разделение контура охлаждения органов СУЗ на несколько (четыре) независимых контуров, с ОЗР на поглотителях в каждом контуре менее бэта, чтобы было невозможно создать выбег реактивности более бэта ни при каких авариях по общей причине, то есть **снять естественным образом проблему быстрого разгона, существующую на других ВР.**

Может быть это слишком строгое требование, но в ВГР, в отличие от других типов ВР, оно достижимо и, вероятно — без особых жертв или усложнений.

Здесь уместно напомнить анализ уникальных возможностей ВГР приблизиться на основе изученной и освоенной технологии к

предельным критериям естественной или детерминистской безопасности при любых запроектных авариях, что конечно очень привлекательно и, видимо, недоступно для других типов известных технологий.

В слегка перезамедленном ВГР РБМК ввиду слабого самогашения мощности есть формально «чувствительное место» — некоторые постулируемые аварии с отказом АЗ (АТWS). Но эти аварии совершенно надуманны для РБМК при их простых и легких условиях работы органов СУЗ в отдельных холодных каналах без давления. Вероятность отказа АЗ в этих условиях несравненно ниже, чем в корпусных реакторах, для которых были постулированы АТWS, так как отказ АЗ было трудно исключить и сравнительно легко пережить, благодаря мощному самогашению.

В слегка недозамедленном ВГР типа 5-го блока КАЭС самогашение сильнее, и при постулируемом отказе АЗ последствия будут меньше. Их оценка требует мощного анализа с 3-Д кинетикой и хорошим описанием кризиса, колебательной неустойчивости и закризисной теплоотдачи при глубоком «пространственно-пятнистом» заходе в закризисную область. Эта работа важна и требует усилий не по остаточному принципу финансирования, как это часто и нелогично делают в области ВГР.

В таком реакторе рост реактивности вслед за водосодержанием приближает нас к хорошо изученной области специфической нагрузочной неустойчивости кипящих корпусных реакторов, где эти эффекты много больше и тем не менее успешно преодолены на практике. Все это дает основания для уверенности, что в рамках возможностей этих ВГР находится практичный оптимум парового эффекта, недоступный для других освоенных технологий (в рабочей точке малый рост реактивности при замене пара водой и достаточно сильное снижение реактивности при замене воды паром).

Нейтронная физика и СУЗ реактора должна обеспечивать хороший баланс нейтронов и топливную составляющую квт-часа, устойчивое поле нейтронов, быстрое гашение реакции, гарантированную подкритичность, все это — известные обязательные требования. Более факультативны рассмотрения последствий аварий с постулируемым отказом АЗ и возможностей исключения условий быстрого разгона реактора. Можно сказать, что в новом эволюционном ВГР доступно сделать диверсификацию систем АЗ, чтобы снять проблему учета аварий с постулируемым опасным отказом АЗ по технологическим сигналам, хотя по сути дела вероятность такой опасности очень мала и сейчас.

Недозамедленность, как в 5-м блоке КАЭС, исключает быстрые обратные связи и снижает минимальный ОЗР необходимый

для поддержания поля энерговыделения. Вместе с отсутствием запаса реактивности на выгорание и возможностью разделения контура СУЗ, это дает очень привлекательную перспективу для устранения всех мыслимых источников аварийного ввода реактивности более бэга.

В итоге первое условие безопасности — гарантия гашения цепной реакции — в эволюционном ВГР решается лучше, чем в других ВР-ах.

8. Гарантии отвода остаточного тепловыделения

Второе условие безопасности — отвод от ТВС остаточного тепловыделения — также может быть обеспечено в ВГР уникально полно.

Уже в первоначальном проекте до выхода директивных положений с требованием учета полных разрывов любой трубы все остальные типы аварий были в принципе учтены согласно действовавшим правилам — помимо СУЗ реактора и сигналов в нее по опасным отклонениям параметров предусмотрены системы защиты:

- от роста давления (ГПК),
- от потери электропитания собственных нужд (системы надежного питания — аккумуляторные батареи, дизель-генераторы (ДГ), соответствующие аварийные насосы малой мощности, питание от сети),
- от потери конечного поглотителя тепла — конденсации пара (барбатер — технологический конденсатор и насосы возврата), и т. д. Предусматривалось резервирование сигналов и исполнительных органов, ручная подстраховка и т. д.

Не отвечали современному уровню требования физического разделения каналов защит, отсутствия общих причин их отказа, диверсификации принципов защит, автоматизации проверок готовности систем защит (это относится и к СУЗ), периодических инспекций состояния оборудования и т. д.

По мере выхода новых правил и требований, в том числе — адаптации правил и рекомендаций МАГАТЭ, и независимо от них велась постоянная работа по возможному устранению несоответствий новым правилам и компенсации неустраняемых отклонений. Среди них — физическое разделение, диверсификация, и особенно — учет больших разрывов и неплотность СЛА. На блоках второго поколения, проект которых завершался в период подготовки первых «Общих положений безопасности...» 1973 года, все новые требования того времени были учтены много полней; кроме радикального повышения плотности СЛА, которая в рамках проекта не могла быть закрыта сверху.

(Примечание: лишь защита от переопрессовки контура реактора была ослаблена без необходимости и должна быть, по нашему мнению, возвращена к 100% производительности).

Как же эволюционировал отвод остаточного тепловыделения?

В кипящих одноконтурных РУ, в отличие от двухконтурных РУ, есть по сути два нормально работающих источника теплоотвода из реактора: питательная вода (ее насосы) и вода многократной циркуляции и ее насосы – ГЦН. Этот потенциал удалось частично использовать уже на первом поколении, сделав переключение подачи питательной воды со всаса на напор ГЦН за их обратные клапаны (ОК) – система охлаждения питательной водой (СОПВ) при разрывах КМЦ до ОК ГЦН. В дальнейшем она была дополнена практически до уровня системы аварийного охлаждения реактора, САОР, для блоков второго поколения с подачей аварийной воды от нескольких независимых аварийных источников за специальные ОК на входе в раздаточный групповой коллектор (РГК), то есть – с прямым принудительным охлаждением при любых разрывах КМЦ, кроме только разрыва самих РГК, когда охлаждение базируется на временном обратном токе из БС в разрыв. Параллельно рассматривались перспективы и других САОР, в том числе:

- с большим числом малых ОК на входе в каждую нижнюю водяную коммуникацию (НВК), чтобы охватить и РГК (но это, пожалуй, слишком громоздко);
- и много более простую и дешевую систему с постоянной подачей части питательной воды на напор ГЦН за ОК РГК, несколько усложняющую поддержание запаса недогрева воды до кипения на всасе ГЦН. К ее рассмотрению можно вернуться для нового эволюционного ВГР.

Принятые для РБМК проекты САОР различаются для разных блоков не принципиально, отвечают современным требованиям многоканальности и резервирования в рамках концепции любого единичного отказа активного элемента или необнаруженного отказа, или ошибки персонала и имеют запас по производительности (так что даже нужно внимательно избегать перепитки БС в некоторых случаях и заботиться об экономном расходовании запасов аварийной воды).

8.1. О роли ОК РГК и обратного тока

Но здесь уместно коснуться менее очевидного, на наш взгляд недостаточно обсужденного, принципиального вопроса об **ОК и обратном токе**, точнее о негативной роли ОК в случае непроектной задержки подачи воды САОР при большом разрыве до ОК.

В этом случае давление в районе разрыва падает ниже давления в БС, ОК закрываются, и подача воды в соответствующие каналы падает почти до нуля пока не дойдет вода САОР. В итоге вода из каналов выбрасывается вверх паром, и перегрев ТВС идет от довольно высокого уровня исходной рабочей температуры и до момента поступления воды САОР. В отсутствии ОК обратный ток воды-пара из БС снизил бы температуру твэлов до насыщения воды за время порядка 10 сек (постоянная времени твэлов), и рост температур стартовал бы с этого существенно более низкого уровня. Это лучше и для твэлов, и, особенно, для каналов, пока давление в них высокое. Но довольно скоро КМЦ осушится и начнет-ся более медленный, но долгий перегрев, если не будет перекрыт поток теплоносителя из БС в разрыв через опуск КМЦ, минуя активную зону.

Идеальны были бы специальные ОК, которые закрывались бы только от подачи воды САОР; есть довольно простые конструктивные решения, но они требуют разработки и освоения.

Примечание: Примененные ОК РГК разрабатывались специально с упором на минимизацию их сопротивления естественной циркуляции, для чего плоскость их седла была отклонена назад от вертикали так, что в отсутствии расхода среды они приоткрыты на 20% живого сечения. Это создает «ненужные» проблемы минимального обратного тока, гарантирующего их закрытие. По нашему мнению это — излишняя для ЕЦ мера, усложняющая выполнение основной функции ОК, то есть без расхода ОК должны быть закрыты силой тяжести, как в обычных ОК.

Для этого достаточно маловероятного («сильно запроектного») сценария уместно учесть уникальную способность поперечного отвода остаточного тепла ВГР в графит и неосушенные каналы, что снижает остроту и актуальность подобного сценария.

Другой, еще менее вероятный запроектный сценарий с опасностью перегрева ТВС и каналов — **«критический»** частичный разрыв РГК, (КЧР РГК), в некоем узком диапазоне, ведущем к временному «равенству» давлений в РГК и БС и **стагнации** теплоносителя в каналах этого РГК. При сбросе АЗ и, особенно, при отключении ГЦНов эта стагнация **сменяется обратным током, благодаря снижению давления в НК**, либо она может быть на более поздней стадии при сниженном остаточном тепловыделении.

Одноконтурный ВГР, как ясно ощущается уже и из предыдущего, имеет широкий спектр возможностей отвода остаточного тепловыделения, в том числе и на базе использования питательной воды (переключения или постоянной параллельной подачи), и на базе стимуляции обратного тока (перекрытием опуска КМЦ или

подачей воды САОР из БС в каждую ПВК), и поперечным стоком из осушенных каналов в графит и каналы с водой. Последнее сопровождается значительным, но не катастрофическим нагревом, который «допустим» в меру его маловероятности, малости вклада в общий риск повреждений активной зоны. Ряд вариантов прорабатывались в конце 70-х, начале 80-х годов и их стоит учесть в новом эволюционном ВГР. По нашему мнению, есть веские предпосылки упростить в нем САОР, избежать специальной арматуры и т. д., считая **допустимым малый риск некатастрофических последствий**.

9. Проблемы защиты реакторного пространства от множественного разрыва технологических каналов. Роль катастрофы 4-го блока ЧАЭС

Пора однако обратить внимание на недооцененные проблемы защиты и целостности каналов и реакторного пространства (РП), высеченные драматически аварией на ЧАЭС 26.04.86.

В ВГР в каналах — горячее топливо (средняя T около $800-900^{\circ}\text{C}$), вне каналов — графит со средней температурой в районе $550-600^{\circ}\text{C}$ в зоне плато. Температура быстрого крипа и разрушения труб каналов при давлении 7-8 Мпа лежит в районе 700°C . Отсюда видна потенциальная опасность потери и перегрева теплоносителя в каналах (конечно более теплопроводное, чем двуокись топлива имело бы уровень температур на сотни градусов ниже и не вызывало бы сомнений в прочности каналов). Тем более, что верхняя плита защиты, «схема Е», удерживается на месте в основном своим весом, чему отвечает давление в РП 2.1 ати.

Все это проявилось в значительной степени при разгоне 4-го блока ЧАЭС. С тех пор проведено множество анализов возможности и исключения множественных разрывов каналов (МРТК) по одной причине и усилена система сброса паро-газовой смеси (ПГС) из РП до уровня разрыва 5-10-ти каналов без достижения опасного давления в РП.

Оставляя в стороне все эти важные работы, стоит обсудить принципиальную возможность радикально снять проблему защиты каналов и РП.

Ясно, что это, быть может, центральная проблема канальных ВГР.

В РБМК эта проблема решена в той почти полной мере, в которой ее можно решить на действующих блоках.

Опыт показал: значительные повреждения одиночных каналов редки и возникали лишь при очень больших отступлениях от ТУ

(хрупкий разрыв при гидроиспытаниях на 2м блоке ЧАЭС) или регламента (почти полное перекрытие расхода в один канал на 1м блоке ЧАЭС, 1982г, и 3м блоке ЛАЭС, 1992г, и многократное превышение номинальной мощности группы каналов при повторном пуске «с перекосом» без нормального запаса реактивности на 1м блоке ЛАЭС, 1975г). Подобные повреждения отдельных каналов чреваты загрязнением графитовой кладки, а выход активности наружу можно исключить полностью при более удачной, последовательной реализации идеологии аварийного отвода и локализации ПГС из РП.

Видимо реальные запасы до опасных условий разрывов технологических каналов не так малы, как кажется из окружающего их уровня температур топлива внутри каналов и графита снаружи. Впрочем, детальный анализ мыслимых аварийных сценариев достаточно сложен и содержит большие неопределенности, не позволяющие снять эту проблематику. Среди них отметим, например, межканальные колебания теплоносителя в каналах аварийного РГК с критическим частичным разрывом и стагнацией теплоносителя; подобные расчетные колебания большой амплитуды и периода выносят энергию в коллекторы и снижают рост температур; затем — разные эффекты нарушения равновесия давлений, отключение ГЦН, снижение давления, вскипание воды в РГК, наконец нарушение стагнации в остальных каналах вследствие разрыва «первого» канала и т. д. Большие неопределенности связаны и с состоянием графитовых блоков, прежде всего — радиальных трещин; и с расходом истечения и с деформацией колонн кладки при разрыве канала, определяющей долю сепарируемой неиспаряющейся в кладке воды, истекающей из канала и т. д.

Следует, конечно, углубить подобные исследования, чтобы уменьшить неопределенности, но как обычно на уточнения в РБМК нет финансирования.

По совокупности данных каналы, как таковые, показали высокую надежность, и вероятность тяжелых последствий запроектных аварий в РБМК после модернизации системы сброса ПГС из РП весьма мала.

Принципиально важно, что в новом эволюционном ВГР путем небольших ясных изменений можно радикально отдалить мыслимые угрозы каналам и РП в область совершенно пренебрежимую и сказать, что по сути ВГР не уступают в плане реальной надежности каналов идеальным каландровым конструкциям D_2O реакторов.

Среди этих изменений увеличение числа петель охлаждения, «шахматное питание» и система ограничения и сброса давления БС

резко снижают вероятность МРТК, а закрепление верхней плиты защиты и увеличение системы сброса ПГС из РП увеличивают «допустимое» для РП число разрывов до 100% каналов аварийного РГК.

10. Разработки по ВГР до аварии на ЧАЭС

Катастрофа 4-го блока ЧАЭС 26.04.86 с ее во многом далеко не адекватной интерпретацией резко изменила акценты работ в атомной энергетике, особенно — в области ВГР, так что ряд важных направлений как бы потерял незаслуженно актуальность, хотя они бесспорно представляют значительный интерес. Остановимся на них кратко.

Среди них уже кратко описанная выше **система контроля на ходу с помощью РЗМ состояния металла каждого канала во время его перегрузки**, разработанная до стадии макетного образца в основном в 1980-1986 годах.

10.1. Турбонасосная циркуляция (ТНЦ)

В начале 70-х годов в ИАЭ была предложена и в принципе разработана и проверена на модели КМЦ на реакторе ВК-50 система многократной турбонасосной циркуляции для ВГР типа РБМК с помощью встроенных в сепаратор паротурбонасосов (ПТН) на транзитном паре реактора, идущем далее в главную турбоустановку (ТУ). Одновальный вертикальный ПТН без вывода вала «проходит» через уровень раздела фаз в БС; диск турбины — в паровом пространстве БС, вращается паром по пути в ТУ, колесо насоса — в водяном пространстве БС, гонит воду через ОК в опуск и напорный участок КМЦ. Теория таких ПТН проста и надежна, с незначительным упрощением она сводится к следующему: с ростом мощности реактора и расхода пара растет число оборотов и подача колеса насоса пропорционально числу оборотов и расходу пара при условии квадратичного сопротивления контура, что и имеет место при постоянном паросодержании, равном отношению расходов пара и воды, и постоянном недогреве до насыщения воды, равном недогреву питательной воды, умноженному на паросодержание. Отсутствие вывода вала повышает в конечном счете надежность системы и позволяет иметь много малых насосов и очень компактный контур циркуляции из труб малого диаметра (до 300 мм) практически без компенсационных гибов, который без проблем размещается в контейнменте освоенного размера. Две модификации ПТН были разработаны, изготовлены и первично испытаны в ЦКБМ (Ленинград) и в ОКБМ (Н. Новгород) и испытаны внутри полномасштабной в поперечном направлении модели БС на полных параметрах на ВК-50.

10.2. Интенсификаторы теплосъема и РБМК-1500

В конце 70-х, начале 80-х годов в НИКИЭТ с участием ИАЭ была разработана, оптимизирована и опробована очень эффективная теплофизическая система турбоинтенсификаторов теплосъема от ТВС к паро-водяной смеси (ПВС), которая позволила в 1.5 раза увеличить мощность блока РБМК при прежних размерах твэлов, ТВС, каналов, реактора и РУ, перейдя от РБМК-1000 к РБМК-1500 на Игналинской АЭС. Этот беспрецедентный прорыв оказался довольно надежным и в отношении механической стойкости ТВС и ее поведения в условиях длительной работы в доступном ВХР.

Теплофизически рост кризисного паросодержания высыхания пленки достигается благодаря перемешиванию ПВС по сечению ТВС и обогащению жидкой фазой пленок на поверхности оболочек сразу за дистанционирующими решетками, снабженными специально отогнутыми полосками интенсификаторов. Для сохранения этого эффекта обогащения пленки до следующего ряда интенсификаторов расстояние между дистанционирующими решетками было в 3 раза уменьшено, а их живое сечение увеличено, чтобы сохранить приемлемое гидросопротивление. В итоге многих вариаций эта мультипараметрическая задача оптимизации была приблизительно решена на стенде КС ИАЭ так, что оказалось возможным примерно в 1.5 раза поднять мощность и снизить расход теплоносителя, то есть вдвое поднять критическое паросодержание. При этом еще выросла закризисная теплоотдача, то есть упал подскок температуры при достижении кризиса теплосъема. Все это отодвинуло предел по кризису теплосъема. Хотя запасы до других пределов, разумеется, снизились. Это относится к запасам:

- до межканальных пульсаций расхода,
- до температур изменений структуры двуокиси с ростом выхода ЛПД из зерен,
- до температур плавления двуокиси,
- до температур и флюэнсов графита с его вторичным ростом и потерей прочности вследствие деструкции,
- до момента исчерпания зазора между трубой канала и графитовым блоком.

Все эти важные ограничения рассматривались настолько подробно, насколько позволяло время и ресурсы; было видно, что они существенны (кроме, запаса до плавления двуокиси, который оставался заведомо большим), но вероятно не критичны, по крайней мере для длительного периода работы.

Последующие пуск и работа 1-го блока ИАЭС, 1982-3 годы, и потом 2-го блока в общем подтвердили некоторую неопределенность ситуации, которая заметно нарастала с приближением к номинальной мощности, в особенности в части выбросов ИРГ и ЛПД.

На основании посильного в тот период, хотя и не вполне исчерпывающего анализа, специальная комиссия решила и министерство утвердило снизить длительно допустимую мощность блока, до 1250МВт. Это практически резко снизило значимость неопределенностей и обеспечило надежную длительную работу блока в рамках существовавших правил, но без анализа в Западном формате.

Впоследствии, после отделения Литвы, анализы продолжались, но возник сильный элемент политизации и давления со стороны европейских организаций, особенно — банка ЕБРР, спонсировавшего в 90-е годы анализы, что влияет на практические намерения Литвы, приоритетно желающей войти в ЕЭС.

В итоге комплекс проблем подъема мощности с помощью интенсификаторов имеет очень большой и позитивный задел, но требует определенной умеренной по затратам доработки.

10.3. Плотные пучки ТВС

В научной связи с этой проблематикой находятся работы, проведенные в 1981-86 годах по т. н. плотным ТВС. Они преследовали цели снизить линейные нагрузки и температуры топлива, отношение чисел атомов замедлителя и топлива и паровой эффект реактивности. Для этого планировалось перейти на твэлы меньшего диаметра, 9.1 — 10.2 мм, освоенные для ВВЭР или ВК-50, расположив их в том же канале $D=80$ мм в удвоенном числе — 36 шт.

Физические расчеты не дали желаемого явного снижения парового эффекта. Но необходимый объем теплогидравлических исследований был проведен на стенде КС в ИАЭ на полномасштабных электрообогреваемых моделях ТВС для разных дистанционирующих решеток — без интенсификаторов и с ними. Были определены критнагрузки, закритическая теплоотдача, гидросопротивление, запас гидродинамической устойчивости во всем основном диапазоне параметров потока ПВС. В канале без интенсификаторов был также найден и опробован вариант нового расположения твэлов в канале, предложенный ранее и для базового пучка из 18 твэлов, — с теоретически равными приростами энтальпии в ячейках ТВС, благодаря **равным отношениям периметра теплостока к живому сечению ячейки, в отличии от классического расположения, где в так называемых тесных, треугольных ячейках это отношение в 1.5-2 раза превосходило среднее значение** (отношение приростов энтальпий, максимального

к среднему, конечно меньше, благодаря эффектам поперечного перемешивания, особенно на дистанционирующих решетках).

Словом, был получен важный банк данных для совершенствования ТВС ВГР, но после аварии на ЧАЭС и эти работы не имели достойного завершения.

В начале 80-х годов НИКИЭТ и ИАЭ выполнили проекты двух новых типов ВГР в основном на базе известных технологий.

10.4. РБМК с перегревом пара (РБМКП)

Этот технический проект ВГР с перегревом пара до уровня около 450 °С, повышающего на 15% кпд (на 4-5 абсолютных %) с обычной (сухо-паровой) турбиной без громоздких, малонадежных СПП выполнил в начале 80-ых годов Главный Конструктор, НИКИЭТ с участием ИАЭ. Реактор имел испарительную часть с многократной циркуляцией подобную ВГР РБМК, и перегревательную часть с байпасным термозащитным потоком насыщенного пара вдоль труб каналов. С перегретым паром контактировала внутренняя труба, но она разгружена от давления.

Другой независимой особенностью была прямоугольная в плане форма активной зоны, собиравшейся из секций заводского изготовления, которые образовывали вместе опорно-защитную холодную металлоконструкцию реактора, заполнявшуюся слегка проточной водой. Эта большая привлекательная новизна конструкции была достаточно подробно проработана и поддержана частично НИОКРами. Она не является строго говоря обязательной, возможен ВГР с перегревом пара и на базе конструкторского облика ВГР РБМК, но без таких возможностей регулирования перегрева пара изменением потока нейтронов в области перегрева. Проект показал, что ВГР видимо единственный водоохлаждаемый реактор с реальной возможностью столь привлекательного для энергетиков перегрева пара.

10.5. Модульный реактор с автономными технологическими каналами

Вторым проектом был модульный ВГР с автономными технологическими каналами. Его суть в организации контура генерации и сепарации пара в каждом канале, который получает питательную воду и выдает насыщенный (или даже перегретый) пар, то есть устраняется внешний активный контур многократной циркуляции. Подобные модульные каналы с контуром циркуляции ПВС, генерации и сепарации пара в головке канала были разработаны и успешно испытаны в нескольких модификациях в ИАЭ, НИКИЭТ и ФЭИ. Но и это интересное, по своему уникальное направление еще

предстоит доработать и сопоставить подробнее с традиционным ВГР, а может быть — и с новым реактором с перегревом пара.

10.6. О революционных идеях регулирования спектра и т.д.

Наряду с подобными эволюционно-инновационными проектами, каналные реакторы дают простор и более революционным идеям, в которых важную роль играют стремления существенно улучшить нейтронный баланс за счет снижения непроизводительных потерь нейтронов в поглотителях. При этом нередко обращаются к тем или иным способам доступного регулирования спектра тепловых нейтронов (обычно — за счет изменения количества жидкого теплоносителя-замедлителя), чтобы снижать по мере и для компенсации выгорания долю полезного захвата в сырье (U-238, Th-232) без деления. В корпусных реакторах с перегрузкой 2-4 раза за кампанию запасы на выгорание после перегрузки весьма велики, и сильно поэтому стремление использовать их. И то вот уже много лет эти попытки практически безуспешны. В каналных же реакторах с перегрузкой на ходу, то есть уже без запаса на выгорание, мотивация подобных попыток слаба и едва ли есть основания тратить на них много усилий. **Здесь мы этим ограничимся, считая, что затраты на разработку идей, сильно выходящих за рамки известных технологий, должны быть ограничены реалистичной оценкой отношения эффекта инновации к ее стоимости.**

Явно или неявно мы стараемся следовать этому критерию приоритетности, в том числе и ниже, когда речь пойдет о инновационном проекте реактора с прямоточным перегревом пара.

В этом же плане ясна доступность каналных реакторов для модифицирования топлива, в том числе — в направлении теплопроводных высокотемпературных топлив по мере их реального появления.

11. Анализы в западном формате и роль вероятностного анализа безопасности (ВАБ)

Здесь уместно сказать о большой работе 90-х годов по совместному анализу ВГР РБМК с западными специалистами на базе МАГАТЭ и европейских ядерных сообществ в «Западном формате» по объему, систематике и содержанию и с помощью западного финансирования. Анализы проводились на базе выбранных референтных блоков по заранее разработанному плану с выпуском отчетов по разделам и обобщающих. Проведены также для Игналинской АЭС вероятностный анализ безопасности, ВАБ (проект

Барселина), и основной комплекс работ в рамках, принятых на Западе для отчета по безопасности, который подвергся подробному критическому обзору, обсуждению и завершился рекомендациями. Для 1-х очередей ЛАЭС и КАЭС проводятся вероятностный и поддерживающий его детерминистский анализ безопасности (ВИДАБ) и его критический обзор и углубленный анализ безопасности, УОБ. Эти работы полезны их системностью, сближением Российских и Западных критериев оценок состояния блоков, выявлением некоторых устранимых дефектов. Впрочем по нашему мнению, таких существенных новых мест (findings) было найдено сравнительно мало, так как Западный опыт был, в основном опытом корпусных реакторов, кроме канадских специалистов, опыт и вклад которых был специфически важным. ВАБ дает формальное ощущение полноты рассмотрения и оценки сценариев в рамках деревьев событий и отказов и оценки риска повреждения активной зоны. Однако, представительность подобных оценок видимо низкая, так как крайне схематичны и недифференцированы разные состояния реактора и процессы, ведущие к ним, не надежен учет влияния факторов времени на возможности управления и ошибок персонала, не говоря уже о крайней ненадежности оценок вероятности редких событий. Поэтому использование результатов ВАБ должно быть весьма осторожным с постоянной оглядкой на здравый смысл и ДАБ.

Например, базируясь на сомнительной оценке о доминировании риска повреждения реактора вследствие ненадежности снабжения водой охлаждения подшипников ПЭН и МПЭН, не следует отодвигать приоритет принципиальных работ по обеспечению ускоренного сброса давления БС, подпитки КМЦ из автономного источника для компенсации выпаривания воды остаточным теплом, подачи воды САОР из баллонов в случаях закрытия ОК РГК.

12. «Требования 21-го века» и некоторые «эмоционально окрашенные» оценки состояния и отношения к ВГР

Теперь вернемся к некоторому основному руслу идей, требований и забот, формирующемуся после аварий на ТМА и ЧАЭС и в связи с возможным окончанием «газовой паузы» и ожидаемым ренессансом ядерной энергетики. В этой области возникли и конкурируют известные разные стратегии и акценты, разрабатываемые и обсуждаемые в мире и в России. И хотя в перспективе роль

бридеров с $KB=1$ будет возрастать, но ясна также большая роль тепловых реакторов и разумных требований к ним.

Мы определили наше понимание этих требований, адаптированных, в частности, к ВГР, и возможной важной роли ВГР в 21 веке.

Рассмотрен также и критически оценен «стандартный» набор, как правило, поверхностных упреков и сомнений, призванных поставить под большой вопрос целесообразность ВГР со стороны сторонников другого направления, не склонных тратить усилия на более глубокий анализ аргументации.

Мы затронули некий спектр проблем, модификаций, традиционных, эволюционных и отчасти инновационных вариантов канальных ВГР. По нашему мнению огромный российский опыт объективно подтверждает текущую ценность и парадоксальные возможности уникально высокой безопасности этого одного из двух реальных и может быть неожиданно очень перспективного направления АЭС.

Однако у многих может возобладать предвзятое мнение на базе тяги к «простым» решениям: раз этот тип однажды дискредитировал себя, не стоит тратить время на учет и тем более — на реализацию его возможностей, а надо вести дело к его закрытию. Это притягательно и менее хлопотно для адептов другого направления. При этом считается как бы самоочевидным, что это и есть якобы государственный подход. Конечно мотивы такого игнорирования и замалчивания у разных групп разные, но почти во всех случаях доминируют не глубокие научно-технические причины, а упомянутая тяга к простым «мудрым» решениям. При этом специалистов ВГР, будут явно или неявно упрекать в апологетике ВГР, не беря на себя труд объективно разобраться в аргументах. Ниже — попытка дополнительно осветить эту ситуацию и подытожить положение дел с ВГР, не избегая иногда, как и выше, оценки организационного порядка.

Неявное давление опыта корпусных реакторов Флота, корпусного потенциала реакторостроения на Западе, промышленности для корпусов и ПГ ВВЭР, а позднее — синдрома Чернобыля делают канальные ВГР довольно уязвимым объектом популистской критики и неоднократных попыток вытеснения ВГР из атомной энергетики, несмотря на их стабильный 30-ти летний 50% вклад в АЭ России и опыт канальных промышленных РУ. Эта же тенденция проявляется в нелогичном жестком ограничении средств на НИОКР ВГР лишь малой долей средств на НИОКР ВВЭР в условиях невозможности использовать для ВГР Западную базу НИОКР LWR.

Как известно, причины катастрофы 4-го блока ЧАЭС не связаны с сутью ВГР, устранены в действующих РБМК и радикально —

в проекте нового ВГР. Объективно эта авария не должна закрывать направление ВГР, особенно сегодня, спустя 16 лет, когда понятно и сделано многое, чтобы это направление оставалось мощным вкладчиком в АЭ России и создавало уникальные перспективы для АЭ РФ.

Канальные ВГР в полной мере обладают ожидавшимися традиционно известными специфическими достоинствами, такими как гибкая конструкция и топливный цикл; возможности приспособления к конъюнктуре рынка, к производству изотопов; мощность, не ограниченная размерами корпуса и т. д. Но насколько практичны и надежны в массовой эксплуатации каналы с коммуникациями, графит, а также перегрузка топлива на ходу, практически недоступная в корпусных ВР-ах, могла ответить только длительная работа этих РУ.

Главный практический итог огромного опыта работы ВГР РБМК (около 500 000 каналов-лет) — надежная работа их главной части, каналов и поканальных коммуникаций при энергетических параметрах, несмотря на их большую протяженность (порядка 200 км на блок).

Массовый опыт переобвязки ПВК и НВК блоков 1-го поколения (с целью выравнивания нагрузок БС) показал доступность замены коммуникаций (хотя необходимости в этом не было и вероятно не будет).

Удачны конструкция переходников сталь-цирконий от трубы канала в активной зоне к стальным частям канала и конструкция специальных швов соединения канала с коммуникациями (прежде всего — усового шва приварки канала к верхнему тракту). Эти швы позволяют дистанционно заменять каналы, отдельные дефектные или в массовом порядке, для восстановления зазоров канала с графитом и продления ресурса работы.

Впрочем есть основания полагать, что в новых блоках можно избежать необходимости один раз за время жизни блока заменять каналы, хотя такая возможность есть, как неоднократно проверено на практике. Замена каналов из за истощения зазора с блоками графита первоначально не планировалась, но возникла, вследствие занижения потока нейтронов с $E > 2 \text{ Mev}$, ускоряющих крипа канала под напряжением. Есть меры для снижения скорости крипа труб каналов, среди них — применение более жесткой термомеханической обработки труб каналов, ТМО-2, как на РБМК-1500 Игналинской АЭС, с коррекцией водного режима. У современных реакторных графитов меньше скорость усадки и больше флюэнс вторичного распухания.

Вторая основная компонента ВГР, графит, показал высокую стойкость в условиях РБМК (инертная атмосфера и температуры до 700 °С). При массовой замене труб каналов на энергоблоках

первого поколения не было практически ни одного графитового блока (из десятка тысяч осмотренных) с развившимися за время работы радиационно — термическими трещинами на внутренней поверхности. Для сравнения — в промышленных реакторах с худшими условиями среды и температуры графита и «перевязанными» в плане колоннами сквозные трещины и большие прогибы колонн — скорее правило, впрочем не мешавшее продолжению работы. Вместе с тем на ряде реакторов потрескавшиеся части кладки успешно восстанавливались, а на ЛАЭС был демонтирован целый ряд колонн и заменена одна колонна, поврежденная при аварийном разрыве канала.

То есть налицо большой резерв ремонтоспособности и стойкости графита.

Таким образом, в отличии от замены корпусных реакторов, все важные части реактора и контура доступны для замены в случае необходимости продления ресурса, кроме общих металлоконструкций, состояние которых и дальнейшая жизнеспособность контролируется тензодатчиками напряжений и деформаций и не вызывает особых опасений.

Проблемы хранения и пожароопасности графита мифологизированы:

Объем отработавшего графита на квт.час энергии, выделенной за время ресурса графита, так же мал, как топлива, а активность неизмеримо меньше и не вносит проблем на фоне топлива; а опасения горения возникло по ассоциации с поведением менее стойких форм углерода; так даже в совершенно запроектном случае неограниченного доступа воздуха в пространство вокруг кладки тяга воздуха недостаточна, кислород почти не проникает в малые зазоры между колоннами, и окисляется графит очень медленно.

Наконец очень привлекательная компонента и достоинство канального реактора — **перегрузка топлива на мощности** — хотя и потребовала определенных усилий при доводке, но была успешно освоена на всех блоках РБМК и является реальным важным преимуществом канальных ВГР, повышающим КИУМ и устраняющим запас реактивности на выгорание и связанные с ним потери нейтронов и опасность разгона (с учетом других мер, доступных в ЭВГР).

Система перегрузки и ее разгрузочно-загрузочная машина (РЗМ) с резервной ячейкой во внутреннем «магазине» позволяют в принципе иметь и дополнительные функции, среди которых чрезвычайно «привлекательна» возможность систематического УЗД-контроля наличия и развития дефектов труб каналов и переходников на ходу реактора при каждой очередной перегрузке канала. Такая

уникальная и принципиально-важная для канального реактора возможность была разработана и проверена на макетном полномасштабном образце с РЗМ на натурном стенде ЦКБМ в 80-е годы, но как и многое другое для ВГР — была «заброшена» из за прекращения финансирования.

Конечно есть практически важные для эксплуатации недостатки проекта РБМК, несвязанные с его сущностью, главным образом — межкристаллитная коррозия (МКК) аустенитных труб большого диаметра (не поканальных коммуникаций) под напряжением и повышенные дозозатраты при инспекциях и ремонте. Но эти недостатки вовсе не неизбежны и вполне устранимы в эволюционно-новом проекте. Так МКК можно устранить, применив как и в реакторах CANDU (Канада) обычные, а не аустенитные стали в общей части контура, поверхность которой лишь процент всей поверхности контура. А дозозатраты — снизить до уровня лучших блоков ВР, предусмотрев соответствующие приспособления для ускорения доступа и ремонта и применив ряд других мер, уже опробованных на блоках канальных и корпусных водоохлаждаемых реакторов (ВР), в том числе таких мер, как коррекционный ВХР и средства сепарации и выведения нерастворимых продуктов коррозии.

Здесь затронуты принципиально важные практически итоги огромного опыта работы ВГР в России. Наряду с ними важны и доказуемы уверенно ожидавшиеся свойства ВГР РБМК — большие запасы до пределов безопасной работы и другие свойства внутренней защищенности, используемые в концепции безопасности.

В то же время проект РБМК имел недостатки, не использовал в полной мере сущностные возможности безопасности ВГР. Они были поняты, и недостатки устранены во многом после аварии на ЧАЭС, а новые возможности внутренней безопасности радикально используются в эволюционно-новом проекте ВГР, названном многопетлевым, МКЭР.

Парадоксально, но оказалось, что именно этот тип ВР лучше других позволяет на базе освоенной технологии, без усложнений и риска неожиданностей путем малых эволюционных изменений и при минимуме дополнительных НИОКР реализовать современные высокие требования 21-го века к пассивной безопасности, вплоть до т.н. естественной внутренней безопасности. Можно оспаривать необходимость такой высокой безопасности по отношению к запроектным авариям, но если она достигается естественным путем без особых затрат, то было бы более чем неразумно не сделать этого.

Эти ясные минимальные изменения, как видно, включают:

1. Компактизацию КМЦ (за счет роста числа петель охлаждения,

скоростей воды, уменьшения диаметров труб, мертвых опор, компенсационных гибов, отказа от ВК (им служат БС), от резервных ГЦН) и использования конденсационных устройств с целью применения 3-го барьера на пути ПД — контайнмента освоенных габаритов на малое пиковое давление.

2. Практическое исключение множественных разрывов ТК и опрессовки РП до смещения верхней опорной плиты за счет аварийного заполнения активной зоны сверху, шахматного питания соседних каналов от разных петель, ускоренного аварийного снижения давления (модернизация системы ПК), дополнительного закрепления схемы Е от смещения при давлении большем ее веса и расширения системы сброса ПГС до уровня истечения при разрыве каналов одного РГК.
3. Введение дополнительной независимой АЗ, уменьшение (оптимизация) парового эффекта КМЦ (за счет снижения количества замедлителя к топливу), роста реактивности при аварийном осушении КОСУЗ и постулируемом выбросе ОЗР по общей причине — из одной петли КОСУЗ (за счет их числа), чтобы исключить опасности АТWS и возможности быстрого разгона.
4. Запас воды с конденсатором пара реактора выше сепаратора КМЦ и самотечным возвратом конденсата для длительного аварийного теплоотвода без помощи оборудования турбоустановки (при отказах она отсекается быстродействующими задвижками на паропроводах), в том числе — при потере электропитания силовых собственных нужд блока и при потере конечного поглотителя тепла.

Дальнейшие доступные изменения ЭВГР, выходящие за рамки важнейших минимальных изменений, требуют умеренных дополнительных НИОКР и дают достаточно ясную и близкую перспективу дальнейшего прогресса ЭВГР. Среди них уже отмечались:

- минимизация арматуры КМЦ (вплоть до его расположения выше активной зоны и осушения при ремонте);
- упрощение САОР, учитывая ограниченные последствия отказа САОР в условиях возможностей залива активной зоны при течах КМЦ и поперечного отвода остаточного тепла при шахматном питании каналов;
- упрощение (и радикальное сокращение) поканального регулирования и контроля расхода за счет некоторого снижения среднего паросодержания и/или минимального запаса до кризиса высыхания; оно также радикально снижает число малых разъемов и затраты на эксплуатацию;
- увеличение чувствительности канального КГО и КЦТК;
- оптимизация ТВС.

При этом на более далекое будущее есть пока менее актуальные, проработанные до разной степени перспективы существенного уменьшения активного внешнего контура охлаждения реактора (с помощью встроенных турбонасосов и турбосепараторов), радикального его устранения (т.н. автономные технологические каналы с внутренним КМЦ), а также повышения КПД и применения обычных турбин без тяжелых не вполне надежных сепараторов-пароперегревателей (перегрев пара и даже прямоточный реактор-парогенератор).

Проект РУ с МКЭР и уникальными свойствами безопасности принципиально достаточно проработан и уже давно предлагается для привязки и замены блоков первого поколения на ЛАЭС после окончания проекта в 2009-2010гг в пределах срока продляемого ресурса блоков – 2019-2020гг.

Этот ресурс согласуется с имеющимися данными по стойкости каналов и графита, особенно, учитывая постепенность старения и возможности контроля состояния элементов реактора и оборудования.

13. Итоги

Попытаемся дать развернутые итоги, коснувшись традиционных действующих ВГР типа РБМК (ДВГР), проектов новых эволюционных ВГР (ЭВГР) и перспектив менее актуальных пока инновационных ВГР (ПеВГР).

13.1. Позитивные итоги ДВГР

Традиционные РБМК на огромном опыте порядка 250 реактора-лет работы, 400 000 канало-лет и 100000 перегрузок показали надежность специфики графита и канальности – каналов, канальных коммуникаций и контроля, перегрузки каналов на ходу. Этот неоценимый позитивный для канальности опыт согласуется с опытом канадских канальных реакторов. Этот опыт служит залогом успеха в дальнейшем и в ДВГР и в ЭВГР при сохранении бдительности в отношении качества, контроля, автоблокировки ошибок, опираясь на большой опыт и прогресс в технологии и культуре безопасности.

При параметрах РБМК (температура и флюэнс графита) поведение блоков и колонн замедлителя вполне хорошее, нет сквозных трещин в блоках. Восстановление зазоров канал-блок проведено успешно на многих энергоблоках, хотя в будущем на новых эволюционных блоках этого можно будет вероятно избежать.

В связи с принципиальными проблемами ВГР уместно также отметить:

- Активация графита в плане последующего хранения после исчерпания ресурса весьма невелика абсолютно и ничтожна на квт.час выработанной энергии и не представляет существенного усложнения проблемы хранения отходов (объем отработавшего графита на квт.час также мал, как объем топлива, а активность на 5-6 порядков меньше);
- Ресурс графита до флюэнса повторного набухания и достижения исходного объема в ДВГР около 40-50 лет, а у современных марок графита (для ВТГР) еще больше — до 60 лет, то есть реально не лимитирует экономически разумные сроки работы;
- Химическая энергия и горение графита не дают заметного вклада в риск эксплуатации, не меняют масштаба других потенциальных, запроектных опасностей. Даже совершенно гипотетический неограниченный доступ воздуха в РП не приводит к энергетически ощутимому окислению графита, благодаря малости толщины зазоров и скоростей естественной тяги воздуха между колоннами, практически почти не проникающего внутрь кладки при малых скоростях и числах $Re < 100$, в глубоко ламинарном режиме течения воздуха в зазорах (поступление кислорода в кладку по порядку менее 100 кг/час и окисление графита менее 1% за 100 часов).

Лишь при сверх гипотетической аварии с развалом кладки окисление графита может быть более значительным, но его последствия незначительны на фоне масштаба и последствий такой аварии, исключаемой по другим причинам.

13.2. Недостатки ДВГР и их устранение в эволюционных ВГР (ЭВГР)

Недостатки-проблемы традиционных ВГР неодинаковы в разных модификациях (1-е поколение, разные компоновки РУ и конд. устройств СЛА, разные мощности), но все они не связаны с сутью канальности и могут быть устранены в новых эволюционных блоках достаточно малыми доступными изменениями на основе известных технологий. При этом можно получить уникально высокую безопасность по отношению к тяжелым авариям, недоступную другим типам водоохлаждаемых реакторов (ВР).

Весомые недостатки ДВГР:

- незамкнутая неплотная СЛА (в смысле задержки и распада ЛПД),
- опасность МРТК и опрессовки РП,
- положительный паровой эффект и эффект осушения КОСУЗ,

- МКК растрескивание некоторых мест аустенитного КМЦ (не поканальных коммуникаций), значительные дозозатраты на инспекцию и ремонт КМЦ.

По этим проблемам сделано достаточно много работ, в том числе упомянутых выше, которые могут быть использованы в новом эволюционном ВГР, как изменения по сравнению с ДВГР.

Наиболее значимые доступные изменения ЭВГР:

1. Главное изменение — 3-ий барьер на пути ПД РУ — плотный контайнмент освоенных габаритов. Для этого нужен и вполне возможен менее габаритный в плане КМПЦ, компактизированный благодаря росту числа петель охлаждения и скорости воды в них, малым, возможно встроенным, насосам (ПТН или двухскоростным электро ГЦН или струйным от запаса напора питательной воды в сочетании с естественной циркуляцией), малым диаметрам труб, до 300 мм, работы без резервных ГЦН, минимизации числа арматуры КМЦ, мертвых опор и компенсационных гибов.

Тогда вся РУ размещается в общем контайнменте освоенных габаритов и на сниженное пиковое давление, благодаря сниженным расходам истечения при разрыве труб малого диаметра (до 300 мм), барбатажным конденсаторам в помещениях СЛА и возможно — со сбросом первой чистой порции воздуха.

2. Исключение проблем МРТК и целости РП: большое число петель КМЦ, порядка 8-ми, шахматное питание соседних каналов от разных петель, гарантия компенсации выпаривания воды остаточным теплом за счет малой подпитки КМЦ от автономного источника, возможности ускоренного снижения давления в БС благодаря соответствующим ПК, исключение блокировки обратного тока теплоносителя без подачи воды САОР, конденсация пара при давлении КМЦ с самотечным возвратом конденсата в БС, наконец — расположение КМЦ выше активной зоны, все эти доступные и отчасти избыточные меры практически совершенно исключают возможность МРТК; А закрепление опорной плиты верхней металлоконструкции и увеличение сечения сброса ПВС из РП еще и исключают возможность ее подъема даже при гипотетическом разрушении всех каналов одной петли. Можно сказать, что это излишние меры по типу «обжегшись на молоке...» и это верно, но если эти меры достаточно легко доступны и не ухудшают других аспектов работы, то они психологически означают полное исключение опасностей МРТК и опрессовки РП, что важно после аварии ЧАЭС 26.04.86.

3. Как отмечалось, благодаря перегрузке на ходу (без запаса на выгорание), вариации отношения замедлитель-топливо и разделению СУЗ на автономные части, новый эволюционный ВГР (а отчасти уже и переходный ВГР, каким является строящийся 5-й блок КАЭС)

дает уникальные возможности оптимизировать паровой эффект и добиться исключения возможностей ошибочного ввода реактивности более бэта, то есть освободиться от угроз и АТWS, и быстрого разгона при внутренних запроектных авариях, да, вероятно, и при диверсиях. В корпусных реакторах это очевидно невозможно.

Можно спорить, насколько нужен практически столь высокий уровень естественной внутренней пассивной безопасности, но если он доступен без особых жертв со стороны экономики, то видимо он отвечает требованиям 21-го века.

4. Практически наиболее чувствительно мешают каждодневной эксплуатации участвовавшие в последнее время проявления МКК растрескивания некоторых плохо промываемых мест вблизи сварных швов аустенитных труб общего КМЦ. Эта проблема ДВГР решается мерами инспекции состояния сварных швов и повышенного внимания к ВХР. В новых эволюционных ВГР эта проблема должна и может быть решена радикально, для чего есть убедительные массовые примеры, когда в сходных по сути условиях ВХР никакой остроты проблемы нет. Это корпусные кипящие BWR и каналные CANDU.

Здесь важно, что поканальные коммуникации подвода-отвода теплоносителя из аустенитных труб малого диаметра, 50 и 70 мм, поверхность которых велика и доминирует в КМЦ (90%), оказались стойкими и приемлемыми в длительной эксплуатации, и не возникло особых оснований для стремления нивелировать эти коммуникации, как это можно было бы сделать в упоминавшемся проекте модульного ВГР с автономными ТК. В этих условиях переход на неаустенитные стали в общей части КМЦ слабо повлияет на уровень продуктов коррозии в контуре. Кстати, большая поверхность ПВК позволяет иметь еще один пассивный способ отвода остаточного тепла к воздуху помещений РУ (после исчерпания запаса воды для конденсации пара в аварийном конденсаторе выше КМЦ с самотечным возвратом конденсата).

13.3. Естественная безопасность ЭВГР при тяжелых ЗПА

Как видно, ЭВГР на твердом базисе широко освоенной технологии действующих ВГР и довольно небольших доступных ясных изменений много лучше других ВР-ов приближают реальные РУ к особо высоким требованиям естественной безопасности при запроектных тяжелых авариях без риска неожиданностей для экономики АЭС.

Замена ДВГР после исчерпания их реального ресурса на новые эволюционные ВГР обоснована традициями, текущей ролью и

уникальными перспективами ВГР и вполне реальна в том числе — с точки зрения умеренного времени и финансирования, необходимых для проекта и сооружения ЭВГР. Отказ от этого означает, по нашему мнению, потерю реальных и уникальных преимуществ атомной энергетики России.

Конечно в проекте ЭВГР есть дискуссионные вопросы и варианты оптимизации их решения. Но практически всегда решение на базе минимальных изменений ДВГР ясно и приемлемо, хотя и не всегда оптимально.

Эти ясные минимальные изменения перечислены выше.

13.4. Дальнейшие доступные изменения ЭВГР, выходящие за рамки важнейших минимальных изменений, перечисленных выше, требуют умеренных дополнительных НИОКР и дают достаточно ясную и близкую перспективу дальнейшего прогресса ЭВГР

Большую роль играет взаимное положение по вертикали активной зоны и КМЦ и способы отвода остаточного тепла при инспекции и ремонте КМЦ. Традиционно ГЦНы и напорная часть КМЦ ниже активной зоны, (что ведет к принципиальной возможности аварийного обезвреживания части активной зоны и к W-образным петлям, способствующим аварийному образованию паровых пробок при малых скоростях ПВС), а при ремонте осушаемая часть КМЦ выделяется задвижками. К сожалению задвижки сами часто бывают объектами ремонта и вносят существенный вклад в стоимость РУ.

Нужен объективный анализ опыта эксплуатации, но есть основания полагать, что минимизация арматуры — благо.

Для устранения указанных достаточно принципиальных недостатков можно поднять выше активной зоны (или хотя бы ее двух третей) напорные РГК (что увеличивает нежелательные W-образные петли КМЦ), либо — более радикально — поднять весь КМЦ, что устраняет W-образные петли, делает КМЦ простейшей для ЕЦ формы, 0-образной, и резко сокращает длину общей части контура, исключает «сифонную» потерю воды из активной зоны при течах ниже зоны, но уменьшает запас до кавитации на всасе, хотя он и остается в допустимых пределах.

Опыт показывает, что ГЦНы достаточно надежны и замена их выемной части на ходу при закрытых задвижках на всасе и напоре под давлением в БС нецелесообразна. Задвижки упрощают замену на остановке, и при ГЦН-ах ниже активной зоны отказ от задвижек едва ли практичен, хотя и не исключен.

При КМЦ и ГЦН выше зоны, она остается залитой водой и при большинстве аварий, и при осушении КМЦ для ремонта, и отказ от задвижек становится достаточно реальным. Впрочем задвижки на всасе может быть стоит сохранить, чтобы не осушать БС.

Для двухскоростных ГЦН регулирующие клапаны для исключения перегрузки электропривода ГЦН также не нужны, и при блокировке обратного вращения отключенного ГЦН его гидросопротивление обратному току велико, и видимо нет смысла и необходимости в установке обратных клапанов.

В итоге, простой многопетлевой контур МПЦ без внешнего всасывающего коллектора (он может быть внутри горизонтального БС) и без арматуры (кроме может быть, задвижек на всасе) представляется много более надежным и дешевым и менее затратным при ремонте, особенно при его расположении выше активной зоны. Последнее позволяет также рассчитывать даже при большинстве аварий с потерей теплоносителя на отвод остаточного тепла выкипающей в зоне водой с пассивной конденсацией пара в системе пассивного расхолаживания при давлении БС с самотечным возвратом конденсата и тем самым – компенсацией испарения прямым или обратным током.

В итоге, КМЦ почти без арматуры, расположенный выше активной зоны, имеет весомые преимущества и представляется привлекательной возможностью для ЭВГР.

Отказ от массового контроля и регулирования канальных расходов не связан жестко с обликом КМЦ, и также привлекателен, особенно при ограничении понижения мощности ТВС за кампанию с помощью выгорающих поглотителей.

Теперь коротко о менее актуальной, но интересной теме существенно инновационных ВГР (ИнВГР) и их перспектив, – ПеВГР. (Промежуточные проекты ВГР между ЭВГР и ИнВГР затронуты в пп 10.4 и 10.5)

13.5. О новом реакторе с перегревом пара

Если оставаться на почве не слишком революционных технологий и изменений, то представляется правильным обозначить в качестве чрезвычайно притягательной цели, не требующей в этом смысле комментариев, **перегрев пара** с соответствующим ростом КПД, упрощением турбоустановки и минимизацией контура или кратности циркуляции одноконтурной РУ. Если подобная цель достижима разумным путем, то она заслуживает такой попытки.

В этом генеральном направлении есть набор градаций-вариантов РУот почти_эволюционного проекта типа РБМК-П с генерацией

насыщенного пара при освоенной довольно высокой кратности и запасах до кризиса теплосъема высыханием пленки (п.10.4), и до инновационного проекта прямоточного реактора без выносной сепарации пара.

В этом ряду главным образом меняются способы и кратность (водосодержание) при сепарации пара, степень концентрации и осаждения в реакторе примесей питательной воды (или их удаления с сепаратором), запасы до кризиса или ограничение скачка температуры твэлов при кризисе высыхания перед сепарацией в зоне сниженных нагрузок.

Конечно, новое теплопроводное и высокотемпературное топливо, когда оно станет доступным, может упростить эти задачи; но и традиционное топливо может быть приемлемым, если не заходить слишком далеко в область малых кратностей циркуляции.

Короче говоря, есть основания надеяться, что можно найти приемлемую точку минимизации кратности и контура, которая обеспечит достаточно надежную работу и даст существенное сокращение контура, особенно — сепараторов.

Выше отмечены существенные проблемы скачков температур и стойкости твэлов при переходе в область закризисной теплоотдачи и проблемы отложения солей и продуктов коррозии в реакторе, которые, по нашему мнению, должны решаться на базе вывода накопившихся отложений при перегрузке топлива. Кроме них, есть еще по сути дела психологическая проблема защиты от кислородной активности пара.

13.6. Некоторые итоги эволюции научных элементов концепции ВГР (паровой эффект, кризис и закризисная теплоотдача, LOCA и повторное обводнение)

После этого краткого экскурса в привлекательную инновационную область, вернемся к некоторым научно техническим итогам эволюции концепции ВГР.

К сожалению многие важные НИОКР и прикладные работы, инициировавшие или поддерживавшие эволюцию ВГР, не доводились до конца, так как проводились в специфической обстановке секретности, сверхпрагматичного подхода с «экономией» на доводке до полной ясности и административно-хозяйственной спешки (проект и сооружение головного блока за 8 лет и пуск 10-ти разных э/блоков за 10 лет). Поэтому в ряде случаев речь идет о тенденциях эволюции некоторых элементов концепции ВГР.

В 70-х годах концепция близости к максимуму реактивности в рабочей точке плотности теплоносителя была пересмотрена в

пользу снижения парового коэффициента, Кп, чтобы избежать малых периодов радиально-азимутальной неустойчивости поля. Правда система ЛАР позволяла держать поле и при большом Кп, но это не избавляло от опасно-большого эффекта обезвоживания, и после аварии на ЧАЭС Кп был ограничен на уровне менее бэта с помощью дополнительных поглотителей, а в дальнейшем — с участием выгорающих поглотителей, что выгодней в ряде отношений.

Для ЭВГР паровой эффект выгодно снижать за счет отношения атомов замедлителя и топлива, и задача заключается в выборе этого оптимального отношения и парового эффекта. При этом важно, чтобы снижение реактивности при осушении из рабочей точки было достаточно велико для блокирования и самогашения мощности реактора, а рост реактивности при заполнении водой был не опасен для выбега мощности и развития неустойчивости. В том числе и прежде всего это относится к начальной зоне с поглотителями, малым выгоранием и без плутония, у которой паровой эффект существенно ниже, а выбег при обводнении выше (хотя он намного ниже, чем в реакторах BWR). Возможно МОХ топливо будет здесь удобно для переходного периода.

Весьма важно также уточнить минимально необходимый ОЗР в благоприятных условиях устойчивости поля при малом отрицательном паровом коэффициенте и возможность исключить даже постулированное аварийное введение части ОЗР более бэта по любой общей причине.

Расчетные исследования переходного периода, ATWS и работы по 5-му блоку КАЭС помогут дать ответы и оптимизировать обратные связи для ЭВГР.

Теплофизические аспекты концепции во многом связаны с несколькими группами экспериментальных работ.

На полномасштабном энергообогреваемом канальном стенде КС в начале 70-х годов были получены статические зависимости сопротивления, кризиса, и в меньшей степени — закризисной теплоотдачи и гидродинамической устойчивости параллельных каналов. Почти все результаты оптимистичнее по отношению к известным до этого.

Ряд контрольных опытов по кризису проведен на петле комбината Маяк и в реакторе 1-го блока ЛАЭС.

Ни в этих опытах, ни при эксплуатации не было случаев повреждений, которые можно было бы отнести на счет попадания в кризис без перегрева теплоносителя.

Более того прирост температуры твэла при попадании неглубоко в кризис весьма невелик (порядка десятков градусов), так что такое пребывание в кризисе не ведет к быстрой потере герметичности оболочек, что было зафиксировано в многодневных опытах на канальном кипящем реакторе SGHWR в Уинфрите (Англия).

В целом есть основания полагать, что запасы до кризиса в норме могут быть и уменьшены, что на мощности опасен лишь глубокий переход в область кризиса с паросодержанием около 1 или более, либо быть может еще и с колебаниями расхода большой амплитуды и периода (больше транспортного и теплового запоздывания — десятки сек)

А после глушения реакции опасны лишь дефициты близкие к стагнации теплоносителя с его перегревом. При этом колебания расхода могут стимулировать транспорт энергии за пределы активной зоны.

Для уточнения и повышения надежности подобных оптимистических выводов нужны серьезные дополнительные исследования закризисной теплоотдачи и влияния колебаний расхода.

Другая важная группа — работы, в основном — в ИАЭ и в ЭНИЦ, по расчетным оценкам и опытному изучению быстрых аварийных процессов при потере теплоносителя, его стагнации, выбросе, перегреве и последующем повторном обводнении и охлаждении обратным током или водой САОР.

Здесь было подтверждено близкое к гомогенному поведение теплоносителя при испарении и выбросе воды вместе с паром после стагнации, почти адиабатический нагрев после кризиса и стагнации; а после глушения реакции — почти асимптотическое стремление температуры оболочки к исходной средней температуре твэла. Затем — стабилизация температуры благодаря закризисной теплоотдаче после обводнения и резкий спад температуры до насыщения после увлажнения при проходе фронтом увлажнения пролета дистанционирования между решетками, на которых при их обводнении, как выяснилось, сразу зарождается фронт увлажнения.

Важную роль играет медленность спада давления, поддерживаемого вскипанием насыщенной воды, сравнительно высокая закризисная теплоотдача после обводнения, малое время до обводнения и увлажнения.

Все это на порядок снижало перегрев оболочек по сравнению с таковым в ВВЭР.

На этой основе была понята и описана реалистическая картина подобных быстрых процессов, позволившая сделать достаточно уверенные прогнозы температур твэлов в условиях потери подачи воды или глубокой стагнации теплоносителя в группе каналов. Были также осмыслены условия временной стагнации теплоносителя и перегрева из-за очень маловероятного частичного разрыва на напоре в узком диапазоне течей, ведущих к снижению давления напора до давления на выходе каналов, в БС, при работе на мощности или после сброса АЗ; поняты также и условия выхода из стагнации.

Другой тоже очень маловероятный тип стагнации в принципе может быть при течи, ведущей к медленному осушению каналов вслед за контуром с объемным расходом пара, равным расходу уходящей из каналов воды.

Наибольшую **неопределенность** в результаты этой картины вносит средняя температура твэлов перед аварией (теплопроводность двуокиси, термическое сопротивление газового зазора между оболочкой и таблетками топлива), а также межканальные колебания теплоносителя в тех каналах, куда не поступает извне теплоноситель из напорного коллектора.

При запроектной задержке подачи воды САОР важно вскипание воды в РГК и НВК после закрывшихся ОК при падении давления в БС и вытеснение паром этой воды в каналы с отводом аккумулированного тепла твэлов и последующим непростым процессом конденсации пара водой САОР.

Другого рода неопределенности важны при описании вытеснения-выброса воды из сложного контура в БС или даже в паропроводы при вскипании воды в контуре в случаях глубокого аварийного падения давления. Здесь существенны и мало изучены **неоднородные** процессы разделения, накопления и аperiodического выброса фаз из W-образных частей контура, особенно при малых массовых скоростях, а также — сепарации фаз в тройниках коллекторов, да и в БС при низких давлениях.

От подобных явлений зависит адекватность описания выброса активной воды в разрыв паропровода и возможности перегрева теплоносителя вследствие потери массы воды и деструкции конвекции в контуре. Имеющиеся у нас данные не дают оснований для опасений за отвод остаточного тепла из зоны, пока нет перегрева пара.

13.7. Не блеф ли уникальная внутренняя безопасность ЭВГР?

Рискуя злоупотребить повторами, акцентируем внимание на важном, отчасти эмоциональном вопросе, который может естественно возникнуть у научного «сообщества»: не блеф ли обсуждаемое здесь простое «чудесное» преобразование «устаревшего» и дискредитируемого часто ДВГР типа РБМК в новый ЭВГР, уникально соответствующий требованиям безопасности 21-го века?

Фон этого преобразования: Действующие ВГР типа РБМК, ДВГР, дали незаменимый ничем опыт — подтвердили длительную массовую надежность сущностных компонентов канальных ВГР: графита и каналов, а также перегрузок на ходу и поканальных коммуникаций (хотя возможен ВГР и без них).

В условиях ДВГР (поток нейтронов, температура) ресурс графита и каналов при доступных современных технологиях практически не лимитирует время жизни энергоблока, по крайней мере до времени «морального старения» — около 50-ти лет.

Проблемы хранения и пожароопасности графита мифичны.

Катастрофа 4-го блока ЧАЭС связана не с сутью ВГР, а с отклонениями от регламента и частными недостатками проекта РБМК, которые были быстро компенсированы в ДВГР и более радикально устранены в проекте нового эволюционного ВГР, ЭВГР, на базе небольших доступных изменений в рамках опыта и освоенной технологии РБМК (и ВВЭР— в отношении защитной оболочки РУ).

Прошло уже более 16 лет после аварии на ЧАЭС, и давно пора непредвзято посмотреть на каналные ВГР и их перспективы, не следуя в фарватере «простых» решений антиядерного РР-лобби, даже если это позволяет якобы упростить реализацию планов по АЭС с корпусными ВВЭР...

Суть дела:

Как известно, у каналных ВГР негладкая, по своему «бурная» история, в которой не было времени для системной длительной отработки в НИОКР, для прототипов и т. д. Промышленные ВГРы — по правде говоря, весьма далекий прототип. Базовый проект ДВГР РБМК был сделан еще до выхода ОПБ. Последние годы для эксплуатации стали чувствительными трудности от МКК некоторых мест КЦ и от повышенных дозозатрат при ремонтах.

И хотя проект во многом удачный, и огромный опыт работы ДВГР подтвердил главное для ВГР — надежность длительной работы его основных компонентов (графит, вертикальные каналы с двуокисным топливом и кипящей водой, перегрузка ТВС на ходу) — но для общественности ДВГР представляются не без некоторых оснований проектом прошлого века, недотягивающим до требований ОПБ, далеким от Западного формата безопасности.

А после трагедии 4-го блока ЧАЭС 26-го апреля 1986 года, связанной не с сущностью направления ВГР, а с недостатками частного проекта, не только этот проект, а все направление ВГР, дающее постоянно 50% атомной энергии РФ, «охотно» дискредитируется, и доминирует желание чиновников и корпусного лобби для «простоты и спокойствия» закрыть направление ВГР после выработки формального ресурса.

И «вдруг» специалисты ВГР утверждают, что путем понятных доступных малых изменений ДВГР, на твердой базе освоенной технологии и технического облика ДВГР, без риска неожиданностей

и больших затрат на НИОКР, получаем без чрезмерных усилий новый эволюционный проект ЭВГР, не только удовлетворяющий современным ОПБ-ПБЯ, но и с уникальной почти Детерминистской или Естественной Безопасностью (ДБ) без катастрофических последствий (плавление топлива, эвакуация населения из СЗЗ и т. п.) на основе внутренних свойств ВГР по отношению к постулируемым тяжелым авариям с отказами функций систем безопасности, мыслимым вводом реактивности и т. д. Такой небывалый уровень ДБ только планируется факультативно в будущем для новых, а не эволюционных проектов.

Не блеф ли такое преображение? В чем тут дело?

Нет, не блеф, а удачное для ВГР совпадение его внутренних возможностей (даваемых, в основном, межканальным твердым замедлителем и питанием каналов от независимых петель охлаждения) с растущими постоянно требованиями ограниченной безопасности в отношении маловероятных тяжелых «запроектных» аварий, вплоть до т.н. детерминистской безопасности (ДБ) на базе внутренних свойств —inherent safety (Эти термины — ДБ, внутренняя и естественная безопасность, близки по существу, строго не определены; ДБ заведомая идеализация, фиктивна хотя бы потому, что любые сценарии имеют ненулевую вероятность; более адекватны по нашему мнению внутренняя или естественная безопасность, когда исключаются катастрофические последствия при много менее вероятном отказе всей функции, а не одного из многих параллельных независимых каналов её реализации, как в действующей концепции единичного отказа). При этом можно спорить насколько оправданы такие высокие требования к ограничению последствий столь маловероятных постулируемых ЗПА, но ясно, что если они достигаются «естественно» без усложнения РУ и ее эксплуатации, то это большое, возможно решающее, достоинство, которого нет у других РУ. То есть важно не отягощать РУ и ее экономику, ибо конкурентоспособность — главный критерий выбора. Именно это позволяет сделать ЭВГР.

Благодаря ДБ в ЭВГР есть также резервы упрощения РУ за счет САОР, расположения петель охлаждения выше активной зоны (подобно петлям КЦ корпусных реакторов) и сокращения числа арматуры и разъемов в КЦ до уровня, соизмеримого с корпусными РУ. Этого типа резервы требуют некоторой доработки и НИОКР и необязательно должны включаться в ЭВГР.

Важно, конечно устранить упомянутые прагматичные трудности длительной работы — МКК и рост дозозатрат на ремонт, но здесь есть в конце концов доступный путь, продемонстрированный убедительно, например, большой практикой реакторов CANDU.

Минимальные доступные изменения ДВГР и его уже существующие позитивные свойства обеспечивают в ЭВГР и традиционную проектную безопасность в рамках концепции единичного отказа, и ДБ, ограничивающую масштаб последствий мыслимых ЗПА, выходящих за пределы этой проектной концепции (вплоть до отказа всей функции); они были разобраны выше и для обзорности предельно кратко сведены ниже:

Гарантию отвода остаточного тепла (ГООТ) после глушения цепной реакции и сохранение целости РП обеспечивают пп 1-3:

1. Разделение половин КЦ на 2-4 меньшие петли КЦ с шахматным питанием соседних ТК от разных петель; эти компактные петли (без выноса ГЦН в «крылья» за пределы остального КЦ) размещаются в ЗО освоенного для ВВЭР диаметра и на меньшее пиковое давление; шахматное питание и теплосток в графит и неосушенные каналы обеспечивают Гарантию Отвода Остаточного Тепла (ГООТ) без плавления ТВС и разрушения каналов (с учетом несущей способности колонн графита и возможности снижения давления с помощью ГПК) даже в условиях длительного осушения всех каналов независимой петли охлаждения (то есть при отказе всей функции САОР) и исключают МРТК по одной общей причине.

2. Банальное доступное увеличение сечения сброса ПГС из РП и закрепление верхней плиты защиты, (ВПЗ, сх Е), обеспечивают сохранение РП даже при гипотетическом МРТК всех каналов аварийного РГК или даже петли КЦ.

3. Введены задвижки на паропроводах, отсекающие РУ от ТГУ, и система пассивного расхолаживания (СПР) -компактная пассивная аварийная конденсация пара за счет испарения запаса воды в баке СПР над БС с самотечным возвратом конденсата в КЦ. СПР дает ГООТ и локализацию активности в РУ без осушения и перегрева активной зоны при любых авариях без большого разрыва КЦ. (СПР – самая крупная из новых систем, но и она неметаллоемка –порядка процента поверхности и металлоемкости ПГ или СПР ВВЭР).

4. Гарантию Глушения Цепной Реакции (ГГЦР), исключения реактивности, превышающей бэта, и быстрых реактивных аварий по одной причине обеспечивают следующие доступные меры.

5. Добавлена диверсифицированная АЗ с жидким поглотителем. Это вместе с имеющимися конструктивно надежными независимыми группами твердых поглотителей основной СУЗ, работающих в простых условиях при низких параметрах в отдельных каналах, делает пренебрежимой возможность ATWS.

6. Оптимизация (снижение) отношения замедлитель/топливо и парового эффекта реактивности, чтобы эффект потери воды был отрицательным и давал нужное самогашение мощности, а эффект потери пара оставался достаточно малым. Тем самым ограничиваются приемлемым уровнем последствия постулируемого гипотетически ATWS.

7. Разделение простого контура охлаждения СУЗ на 4 автономных петли с ОЗР и эффектом потери воды менее бэта в каждой.

В итоге нет механизма быстрого выделения реактивности более бэта. (Запас реактивности на выгорание при перегрузке на ходу равен нулю).

Приведенные малые изменения РУ действительно невелики — лежат в рамках освоенной технологии и инженерного облика ДВГР. Наиболее заметные изменения самой РУ связаны с реализацией защитной оболочки — более мелкие петли КЦ и ГЦНы в плане в пределах БС, бак СПР над БС и герметичный узел перестановки ОТВС из РЗМ в бассейн выдержки ОТВС вне ЗО. Конечно сама ЗО и новые опорные конструкции означают существенные изменения строительно-монтажного раздела ЭВГР, хотя инженерный облик самой РУ похож на облик РУ ДВГР.

При оценке направления канальных ВГР важна очень привлекательная экономически уникальная для РУ перспектива разработки нового, инновационного проекта ВГР с перегревом пара, возможно даже прямоточного — совсем без контура многократной циркуляции. Она была кратко рассмотрена выше.

РАЗРАБОТКА ПРОЕКТА И СОЗДАНИЕ ПЕРВОГО ЭНЕРГБЛОКА С РЕАКТОРОМ РБМК-1000

Василевский В.П., Петров А.А., Полушкин К.К., Черкашов Ю.М.

Светлой памяти наших учителей и товарищей, бывших с нами в те годы, о которых пойдет речь: Александрова А.П., Доллежала Н.А., Фейнберга С.М., Кунегина Е.П., Гончарова В.В., Емельянова И.Я., Булкина Ю.М., Шатской О.А., Рылина В.В., Сироткина А.П., Бать Г.А., Крамерова А.Я., Клементьева Ю.Н., Кондратьева Г.М., Ефанова А.И., Егорова М.И., Кузнецова С.П., Кузьмичева Ю.С., Гаврилова П.А., Веселкина А.П., Шаповалова Р.Т., Серебренникова Ю.М., Гусева В.Ф., Тужилова Е.Д., Попова Д.Н. и многих других наших друзей и коллег, которых уже нет среди нас, посвятили авторы этот очерк.

Для многих из тех, кто упомянут в этом очерке, работа над проектами реакторов РБМК-1000, началась задолго до 21 декабря 1973 года — дня пуска 1-го блока Ленинградской АЭС. Свой отсчет времени развитие реакторного канального направления начинает с далекого 1946 года, когда группа молодых тогда конструкторов Деленса П.А., Рылина В.В., Сергеева М.П., Вазингера В.В., Флоринского Б.В. и других под руководством директора института НИИХИММАШ Н.А. Доллежала провели первые линии невиданного досель по своей оригинальности уран-графитового реактора — первого промышленного реактора страны. В сроки, о которых мы сегодня не можем и мечтать, этот реактор был спроектирован, построен и выдал первую продукцию, которая явилась основой ядерного щита СССР. Небольшой коллектив первопроходцев НИИХИММАШа, работая в тесном содружестве с сотрудниками лаборатории № 2 АН СССР, обрастая по пути все новыми и новыми сподвижниками, работая параллельно над проектами нескольких

ядерных реакторов, к 1952 году набрался таких сил, опыта и знаний (в области реакторостроения), что был выделен в самостоятельный научно-исследовательский и конструкторский институт — НИИ-8.

1. Разработка проекта реактора РБМК

Опыт проектирования, создания и успешной эксплуатации двух-целевого уран-графитового реактора ЭИ-2, введенного в эксплуатацию на Сибирском химическом комбинате в 1957 году, позволил Научному руководителю и Главному конструктору сформулировать задачу по разработке проекта двухцелевого водографитового реактора электрической мощностью 1000 МВт с повышенными параметрами теплоносителя для резкого увеличения коэффициента полезного действия по сравнению с реактором ЭИ-2.

По замыслу Научного руководителя проекта, ведущими представителями которого являлись сотрудники ИАЭ им. И.В. Курчатова Савелий Моисеевич Фейнберг, Николай Сергеевич Богачев и Евгений Петрович Кунегин, проект этого реактора в основном должен был повторять конструкцию реактора АДЭ. Основным новым элементом в проекте являлись технологический канал и сборки тепловыделяющих элементов с использованием новых конструкционных материалов.

Работа над проектом нового реактора была развернута в отделе № 4 НИИ-8, начальником которого был в марте 1961 г. назначен Полушкин Константин Константинович. В качестве основных исходных данных были приняты следующие параметры реактора:

Тепловая мощность реактора 4000 МВт.

Температура теплоносителя:

- на входе в реактор 170 °С;
- на выходе из реактора 260 °С.

Материал технологических каналов — сплав циркония.

Характер загрузки и выгрузки тепловыделяющих элементов — по типу реактора АДЭ:

Загрузка — сверху реактора, выгрузка — снизу реактора.

Идея создания канального энергетического реактора большой мощности была организационно оформлена 12 января 1965 года на большом техническом совещании под руководством Первого заместителя министра среднего машиностроения Чурина А.И. и академика Александрова А.П., состоявшемся в Ленинграде на заводе «Большевик». По замыслу организаторов, этот завод должен был стать головным по изготовлению оборудования для серии таких реакторов. На совещании было принято решение о разработке

технического проекта канального энергетического реактора мощностью 1000 Мвт (электрических) конструкторским бюро завода «Большевик» по техническому заданию Института атомной энергии.

Проект получил условное название Б-190. Он должен был разрабатываться с участием НИИ-8, которому была поручена разработка технологического канала с необходимым расчетным и экспериментальным обоснованием. Руководителем технического проекта реактора Б-190 назначается ведущий конструктор ОКБ завода «Большевик» Фертман Я.А. Одновременно с разработкой конструкции технологического канала, тепловыделяющих сборок и проведением физических и теплогидравлических расчетов активной зоны в НИИ-8 и ИАЭ им.И.В. Курчатова велась работа и по другим узлам и системам реактора.

Технический проект реактора, разработанный в ОКБ завода «Большевик» в 1966 году, был рассмотрен на НТС Министерства с привлечением большого количества экспертов. Экспертами был сделан ряд серьезных замечаний и предложений по доработке проекта Б-190, что не позволило Научно-техническому совету принять решение о его утверждении. По рекомендации НТС МСМ дальнейшая работа над техническим проектом реактора большой мощности РБМК-1000 была поручена НИИ-8 при научном руководстве ИАЭ им.И.В.Курчатова.

Интенсивная работа над проектом и последующие рассмотрения основных предлагаемых технических решений на уровне руководства МСМ позволили выпустить Постановление СМ СССР № 800-252 от 29 сентября 1966 года о разработке проекта и сооружении 1-ой очереди Ленинградской и Курской АЭС.

В этом Постановлении были определены основные разработчики проекта станции и реактора:

Институт атомной энергии им.И.В.Курчатова (ИАЭ) — Научный руководитель проекта;

ГСПИ-11 (ВНИПИЭТ) — Генеральный проектировщик ЛАЭС;

НИИ-8 (НИКИЭТ) — Главный конструктор реакторной установки;

ХТЗ — Главный конструктор турбогенераторной установки.

Этим же Постановлением были определены заводы-изготовители основного оборудования:

Горьковский машиностроительный завод — по оборудованию реактора РБМК;

Харьковский турбогенераторный завод — по турбине;

а также ряд других заводов и в их числе:

Ижорский завод тяжелого и транспортного машиностроения;

Уральский завод химического машиностроения;

Чепецкий механический завод;
Московский электродный завод.

Во исполнение Постановления Совета Министров по Министерству среднего машиностроения был издан Приказ № 0339 от 11 ноября 1966 г. Этим Приказом Министр назначил персонально ответственных за разработку проекта первой очереди Ленинградской АЭС и реактора РБМ-К:

Научный руководитель проекта — Александров Анатолий Петрович;

Заместитель научного руководителя — Фейнберг Савелий Моисеевич;

Заместитель научного руководителя по разработке ТВЭЛ — Гончаров Владимир Владимирович;

Главный конструктор реакторной установки — Доллежалъ Николай Антонович;

Заместитель главного конструктора реакторной установки — Булкин Юрий Михайлович;

Конструктор-технолог ТВЭЛ — Бочвар Андрей Анатольевич;

Заместитель конструктора-технолога ТВЭЛ — Калашников Вячеслав Вячеславович;

Генеральный проектировщик ЛАЭС — Гутов Александр Иванович.

Этим Приказом было предписано:

- НИИ-8 обеспечить доработку и корректировку технического проекта реактора РБМК с учетом замечаний экспертизы и проведением необходимых ОКР и НИР во II квартале 1967 г.;
- НИИ-8 срочно рассмотреть и уточнить технические задания на проектирование станции, ее систем и агрегатов.

Такая работа по уточнению заданий была проделана в НИИ-8 с учетом предложений, появившихся в процессе работы над реактором.

Новые предложения по конструкции реактора были представлены на Техническом совещании в 16 ГУ МСМ 8 февраля 1967 года. В этом совещании приняли участие:

От 16 ГУ МСМ — Николаев Н.А., Григорьянц А.Н., Калущкий Б.Г.

От 9 ГУ МСМ — Киреев В.В.

От ИАЭ им. Курчатова — Александров А.П., Фейнберг С.М., Богачев Н.С.

От НИИ-8 — Доллежалъ Н.А., Емельянов И.Я., Полушкин К.К.

От ГСПИ-11 — Гутов А.И., Гельфанд И.З., Крутчиков Г.В., Дмитриев И.Д.

Предложения по уточнению технических заданий на разработку проекта станции и реакторной установки в основном сводились к следующему:

- перегрузка ядерного топлива — на работающем реакторе. Схема загрузки и выгрузки топлива — сверху реактора с помощью специальной разгрузочно-загрузочной машины (РЗМ);
- исключение контура поканального расхолаживания;
- исключение коллекторной разводки пароводяных коммуникаций и исключение малонадежных трехходовых клапанов на каждом трубопроводе к технологическим каналам по верху и низу реактора;
- разработка основных металлоконструкций реактора цилиндрической формы взамен прямоугольной;
- исключение дифманометрической системы измерения расхода теплоносителя по каждому технологическому каналу, с заменой ее на конструкцию расходомеров без импульсных трубопроводов и запорных вентилей;
- применение укороченных распределительных групповых коллекторов с установкой на них запорно-регулирующих клапанов для каждого технологического канала;
- исключение пробоотборной системы контроля активности теплоносителя от каждого канала;
- исключение контроля паросодержания по каждому ТК и введение системы физического контроля энергораспределения по активной зоне.

Помимо указанных изменений, было внесено также значительное количество других предложений, связанных с безопасностью, прочностью, материаловедением, защитой от коррозии, химией теплоносителя, биологической защитой и др.

Предложенные уточнения и изменения были полностью одобрены техническим совещанием и утверждены Первым заместителем Министра Чуриным А.И. Одновременно с корректировкой технических заданий на проектирование ЛАЭС и реакторной установки РБМК-1000 были откорректированы и согласованы технические задания на проектирование главных циркуляционных насосов (ГЦН), сепараторов пара, систему контроля целостности технологических каналов и др.

Для разработки проекта металлоконструкций реактора был привлечен Центральный научно-исследовательский институт проектирования металлоконструкций — ЦНИИПСК под руководством Мельникова Николая Прокофьевича. Ведущим конструктором по этой теме в ЦНИИПСК был Матвеев Георгий Васильевич. Эта работа велась при полном взаимодействии и с участием конструкторов

отдела № 4 НИИ-8: Кондратьева Глеба Михайловича, Клементьева Юрия Николаевича, Смирнова Николая Николаевича и других.

Вопросы выбора и обоснования материалов реакторной установки, ее оборудования и трубопроводов, а также вопросы сварки и термообработки были поручены Центральному научно-исследовательскому институту № 48 Министерства судостроения под руководством Капырина Георгия Ильича.

Самое активное участие в этой работе от ЦНИИ-48 принимали участие ведущие специалисты Глускин Лев Семенович, Погодельская Мария Захаровна, Бурашенко Игорь Александрович, которые не только работали над выбором и обоснованием рекомендуемых к использованию материалов и режимов сварки, но и участвовали в решениях вопросов при изготовлении оборудования на заводах и при его монтаже.

Огромная работа в части обоснования и выбора материалов проводилась сотрудниками НИИ-8 Лупаковым Иваном Семеновичем, Кузьмичевым Юрием Степановичем в тесном контакте с ЦНИИ-48.

Одним из основных вопросов выбора, создания и обоснования работоспособности материалов был вопрос о выборе материала для основных узлов активной зоны реактора, а именно для технологических каналов и оболочек ТВЭЛ.

Для решения этих вопросов было привлечено отделение Всесоюзного института авиационного моторостроения (ВИАМ) под руководством член-корреспондента АН Амбрацумяна Рубена Сергеевича.

Основными исполнителями этой работы в ВИАМе были сотрудники лаборатории, руководимой Ионовой Ларисой Михайловной. Правильность выбора материалов, соответствие характеристик требованиям условий работы этих узлов тщательно проверялись и повторно исследовались сотрудниками отделов НИИ-8 и лабораторий ИАЭ им. И.В. Курчатова.

Для создания новых перспективных марок графитового замедлителя реактора РБМК-1000 и проведения необходимого комплекса исследований был привлечен Научно-исследовательский институт графита (НИИГрафит).

Этими работами, с проведением комплекса исследований, технологической отработкой процессов изготовления и контроля на Московском электродном заводе руководил начальник лаборатории НИИГрафита Вергильев Юрий Сергеевич. Взаимосвязь с НИИГрафитом и непосредственное участие в работе по созданию графита со стороны НИИ-8 осуществлял ведущий специалист отдела № 4 Шаповалов Рений Тихонович, а со стороны ИАЭ сотрудники лаборатории Платонова П.А. и Федуленко В.М.

Для разработки и создания электромеханического оборудования СУЗ и электромеханического оборудования системы контроля герметичности оболочек (КГО) было также привлечено ОКБ завода «Большевик» под руководством начальника ОКБ Клааса Юрия Генриховича и ведущего конструктора Стрижова Владимира Николаевича. Эти работы велись по заданиям отделов НИИ-8 с непосредственным участием в работах сотрудников отдела № 8 Филиппова Аркадия Григорьевича, Суроегина Валентина Александровича, Демина Ивана Николаевича.

Разработка электронной части системы контроля активности, как и системы внутриреакторного контроля, была поручена институту СНИИП.

Для разработки проекта разгрузочно-загрузочной машины было привлечено ОКБМ завода им. Свердлова (позднее ЦКБМ). Руководство проектом поручили начальнику ОКБМ Дружинскому Исааку Абрамовичу. Со стороны НИИ-8 эта работа велась при участии руководителя группы Абрамова М.И. и инженера Черкашова Ю.М. Со стороны ИАЭ в работе принимал активное участие Александр Яковлевич Крамеров.

К началу проектирования РБМ-К в НИИ-8 и ИАЭ имелся опыт проектирования и эксплуатации промышленных двухцелевых энергетических уран-графитовых реакторов канального типа.

Согласно первому техническому заданию ИАЭ им. Курчатова на проектирование реактора РБМК-1000, он должен был быть двухцелевым с возможностью, при изменении теплотехнических параметров, нарабатывать значительное количество оружейного плутония. Горячим сторонником этой идеи был Савелий Моисеевич Фейнберг. На одном из заседаний НТС МСМ Фейнберг С.М. начал очень эмоционально доказывать это преимущество канальных уран-графитового реактора РБМК-1000 перед водо-водяными реакторами типа ВВЭР.

Министр Ефим Павлович Славский довольно резко оборвал выступление Савелия Моисеевича, сказав:

— «Савелий, хватит о плутонии. Вы мне создайте хороший надежный энергетический реактор, а плутония у меня и без вашего реактора достаточно».

После этого вопрос о двухцелевом реакторе был полностью исчерпан и речь далее шла только о создании чисто энергетического реактора.

При создании энергетического реактора большой мощности необходимо было существенно, по сравнению с параметрами, полученными на двухцелевых реакторах, повысить параметры пара, направляемого к турбогенератору. Это означало, что в активной

зоне должны использоваться новые материалы — сплавы циркония, необходимого опыта работы с которыми в стране практически не было.

В первую очередь требовалось решение вопросов изготовления в трубопрокатном производстве труб нужного сортамента при обеспечении требуемых механических свойств, коррозионной стойкости в пароводяной среде при повышенных температурах, минимальной ползучести сплава в температурных и радиационных полях. Эти вопросы со стороны НИИ-8 решались сотрудниками специально созданного отдела № 29 под руководством Парфенова Бориса Григорьевича, совместно с лабораториями НИИ-9 под руководством Никулиной Антонины Васильевны и Решетина Николая Григорьевича. Руководил работой сотрудников НИИ-9 член-корреспондент АН Займовский Александр Семенович. Большое участие в работе принимал и начальник ЦЗЛ Чепецкого механического завода Варовин Иван Александрович.

Первая, опытная партия труб из циркониевого сплава изготавливалась на Первоуральском трубопрокатном заводе. В последующем изготовление труб велось на Чепецком механическом заводе в г. Глазове, где с этой целью были созданы специальные большие цеха. Работы по циркониевой проблеме регулярно обсуждалась на конференциях на Чепецком механическом заводе. В результате проделанной работы появились трубы из иодидного циркония с присадкой ниобия. В дальнейшем происходит переход на электролитический цирконий, который получает индекс Э-125. Одновременно отрабатываются режимы термообработки, травления и контроля качества труб. Теперь перед конструкторами и технологами встает задача соединения циркониевых труб со стальными изделиями. Это усложняется существенно разными коэффициентами термического расширения этих материалов.

Отделом-разработчиком реактора в НИКИЭТе (отдел № 4) перед специалистами по цирконию была поставлена задача разработать и изготовить средние части ТК и СУЗ, работающие в активной зоне реактора, из циркониевого сплава.

В процессе разработки конструкции канала возникло две основные задачи. Первая задача — изготовление циркониевых труб для каналов, вторая — соединение этих труб с трубами из нержавеющей стали.

Конструкторы и технологи-разработчики уже на первых стадиях работы приняли решение среднюю часть канала выполнить в виде трубы из циркониевого сплава со специальными переходными соединениями цирконий-сталь (переходниками) на обоих концах. Переходники было предложено изготавливать отдельно, а затем

приваривать их к циркониевым трубам аргонодуговой или электронно-лучевой сваркой.

С помощью этих переходников средние части (циркониевые) аргонодуговой сваркой далее соединялись со стальными трубами канала.

Проблемой разработки переходников цирконий-сталь для каналов занялась группа специалистов, возглавляемая Шевелевым Германом Николаевичем в составе Бубликов А.Я., Базлова И.Н., Ткаченко Т.С., позднее Поминов П.П., Федорович Л.П. и др. Разработкой технологии приварки переходников к циркониевым трубам канала занималась группа специалистов Гордо В.П., Плышевский М.И., Руденская Л.Т. во главе с Тюриным В.Н.

За работами по проекту РБМК постоянно следил Первый заместитель Министра среднего машиностроения А.И.Чурин. В течение 1966-68 гг. были разработаны, изготовлены, испытаны и отвергнуты десятки вариантов конструкций переходников цирконий-сталь для ТК, КО СУЗ.

Параллельно с поисками оптимальных вариантов конструкций переходников, разработкой технологии изготовления переходников и циркониевых частей каналов инициативная группа в составе руководителя группы Шевелева Г.Н., старшего научного сотрудника Парфенова Б.Г. и старшего инженера Тюрина В.Н. разрабатывала технологическую схему заводского изготовления циркониевых частей ТК, КО СУЗ и выдавала основные технические данные в ГСПИ-12 (тогда МПК) для формирования технических заданий на разработку основного промышленного оборудования и проектирование технологических участков и цехов по изготовлению каналов.

В 1969-70 годах интенсивно и скрупулезно проводились испытания полномасштабных переходников в петлях реактора МР в Институте атомной энергии им.И.В. Курчатова. Эти испытания проводились под руководством Заместителя директора Гончарова Владимира Владимировича и начальника отдела Платонова Павла Александровича.

Большую помощь в организации испытаний тогда оказывал начальник реактора МР Рязанцев Евгений Петрович. За ходом работ по разработке и испытаниям циркониевых частей каналов внимательно следили директора НИКИЭТ и ИАЭ академики Доллежалъ Николай Антонович и Александров Анатолий Петрович.

В результате упорного труда специалистов НИКИЭТ, ИАЭ им.И.В.Курчатова, НИИ-9, ВИАМ и ЧМЗ была разработана и освоена в производстве конструкция технологического канала с переходниками сталь-цирконий, основанная на принципе соединения — механическая связь плюс диффузионная прослойка.

В дальнейшем в процессе эксплуатации появляется возможность модернизации переходников, но принцип соединения остается неизменным.

Теперь перед конструкторами реактора встала задача в весьма малых габаритах (шаг решетки технологических каналов, определенный физиками, составляет 250x250 мм) установить технологический канал в реактор, обеспечив при этом:

- свободное относительное перемещение ТК в кладке и металлоконструкциях при температурных изменениях теплоносителя от 20°C до 285°C и значительных длинах технологического канала ~22 м;
- надежный теплоотвод от блоков графитовой кладки к теплоносителю, циркулирующему по технологическому каналу;
- надежную герметизацию реакторного пространства, с учетом больших линейных удлинений ТК при разогревах;
- надежную герметизацию канала при установке в него тепловыделяющей сборки с помощью РЗМ;
- возможность в аварийных случаях извлечения канала из реактора и замены его на новый канал.

Опыт эксплуатации уран-графитовых промышленных реакторов выявил ряд слабых мест в конструкции графитовых кладок. В основном они сводились к следующему:

- отмечалась значительная усадка внутреннего диаметра графитовых блоков в местах вертикального сочленения блоков, которая достигала 0,06 мм в год, что приводило к «закусыванию» трубы технологического канала.
- перевязка графитовых блоков в горизонтальной плоскости не оправдала себя, приводя к искривлению целого ряда графитовых колонн в случае аварийного искривления одного канала в этом ряду;
- стяжка графитовых колонн по наружному диаметру активной зоны с помощью стальных бандажей и специальной системы пружин не оправдала себя, так как пружины достаточно быстро релаксировали и бандажи разваливались, в итоге укрепление графитовой кладки по периферии отсутствовало;
- наблюдалась значительная неравномерная усадка графитовых колонн по высоте, что приводило к расщеплению колонн с направляющими трактами металлоконструкций. Это, в свою очередь, нарушало соосность трактов и отверстий в графитовых колоннах и не позволяло, или затрудняло замену технологических каналов в процессе эксплуатации.

При разработке конструкции графитовой кладки и ее опорных узлов конструкторами отдела № 4 Липатовым Виктором

Аркадьевичем, Поповой Инной Ивановной, под руководством начальника группы Кондратьева Г.М. эти недостатки были устранены. Большая помощь конструкторам при разработке проекта кладки оказывалась старшим инженером Шаповаловым Р.Т., начальником лаборатории НИИГрафит Вергильевым Ю.С. и сотрудником ИАЭ Федуленко В.М.

Была предложена конструкция соединения ТК-графитовый блок с помощью так называемых колец «твердого контакта». В этой конструкции одно разрезное кольцо плотно посажено на трубу ТК и имеет зазор по наружному диаметру в отверстиях графитового блока. Смежные с этим кольцом наружные кольца плотно контактируют с графитовым блоком и имеют зазор по внутреннему диаметру с трубой канала.

При такой конструкции обеспечивался надежный теплоотвод от графитовых блоков к теплоносителю через кольца «твердого контакта» и стенку трубы ТК. При этом обеспечивалась необходимая подвижность трубы канала в кладке с учетом ползучести трубы ТК и радиационной усадки графитовых блоков при эксплуатации.

Узел колец «твердого контакта» был смоделирован и испытан на стендах НИИ-8. При этом был определен суммарный коэффициент теплопередачи от графитовых блоков к трубе канала при различных шероховатостях колец, степени прижатия их друг к другу по торцевым поверхностям и при различных газовых средах заполнения реакторного пространства. Это позволило более полно и надежно рассчитывать температурные режимы графитовой кладки. Экспериментальные работы проводились в отделе № 26 под руководством Фатеева Юрия Дмитриевича.

Уплотнение реакторного пространства с обеспечением подвижности ТК при разогревах было обеспечено разработкой конструкции прочно-плотного сварного «усового» соединения с верхним трактом металлоконструкции и созданием специального сильфонного уплотнения в нижней части ТК. Эти конструктивные узлы разрабатывались в группе Крыловой В.И. конструкторами Максукowym С.А. и Масловой Т.В.

Предложенный конструкторами узел верхнего «усового» сварного соединения был передан в отдел № 23 для проведения прочностного расчета. Отсутствие апробированных методик прочностных расчетов таких соединений заставило заложить в расчет много консервативных положений.

В результате таких расчетов появилось заключение о возможной недостаточной прочности соединения при циклических нагрузках. С целью установления истины были изготовлены полномасштабные узлы этого уплотнения, которые испытали на

циклические нагрузки. После проведения испытаний на 750 циклов нагружения с большими скоростями разогрева и расхолаживания соединения сохранили свою прочность и герметичность.

Конструкция технологического канала принципиально нового типа, да еще с надетыми на него кольцами «твердого контакта», которые казались на вид весьма хрупкими, требовала всесторонней стендовой проверки. С этой целью в НИИ-8, в отделе № 26, был сооружен специальный стенд, имитирующий полномасштабную графитовую колонну реактора. На этом стенде впервые была проверена возможность установки канала в реактор. Опасения вызывало то обстоятельство, что после установки канала в графитовую колонну может возникнуть препятствие при его извлечении из-за поломки колец твердого контакта. Однако все прошло удачно. После первой постановки ТК в колонну графитовых блоков конструкторы и экспериментаторы сильно ужесточили программу испытаний. Были проведены эксперименты по постановке канала в изогнутую колонну со стрелой прогиба 100 мм, сначала в одной плоскости, а затем и в двух плоскостях. Потом решили разломать несколько колец, оставив половинки разломанных колец на канале. Но и в этом случае канал достаточно спокойно входил в графитовую колонну и извлекался из нее.

Этот эксперимент убедил всех в возможности надежной постановки и извлечения технологического канала из кладки. При монтаже реактора, и при последовавшей через 17 лет эксплуатации замене всех каналов на блоках Ленинградской АЭС, это было подтверждено. В создании стенда и проведении экспериментов активное участие принимали инженеры и техники конструкторских и исследовательских отделов: Законнов Николай Борисович, Рылин Василий Васильевич, Крылова Вера Ивановна, Черкашов Юрий Михайлович, Фатеев Юрий Дмитриевич, Гуров Николай Павлович и др.

Отказ от коллекторной разводки ПВК, устранение ненадежных трехходовых клапанов с отказом от системы поканального расхолаживания, потребовали коренной переработки проекта коммуникации как по верху, так и по низу реактора. Эта работа была успешно выполнена под руководством руководителя группы Петрочука Константина Владимировича старшими инженерами Афанасьевой Софьей Николаевной, Алабовской Натальей Дмитриевной и Теребковой Лидией Васильевной. Значительный вклад в эту работу внес Петрочук К.В. используя за аналог проточную часть дроссельного регулятора расхода на промышленных аппаратах, он коренным образом переработал конструкцию ЗРК, правильно и надежно увязав эту конструкцию с разводкой нижних водяных коммуникаций.

При создании конструкции ЗРК большая работа была проделана сотрудниками отдела № 27 Ионайтисом Ромуальдом Ромуальдовичем и Колгановой Людмилой Ивановной. Ими на высоком инженерном уровне были проведены гидравлические расчеты проточной части ЗРК, которые позволили внести необходимые изменения в конструкцию дросселя, с целью получения линейных характеристик запорно-регулирующего клапана.

Разработанная конструкция ЗРК прошла проливку на гидравлических стендах Таллинского завода измерительных приборов. Проливка 100 экземпляров дросселей подтвердила идентичность расходных характеристик. Эту большую и нужную работу провели сотрудники отдела № 4 Застрогин Александр Николаевич и Башкин Валерий Сергеевич. В этой работе принял участие сотрудник ЛАЭС Бутыркин Виктор Иванович.

Петрочуком К.В. была предложена и отработана, совместно с технологами отдела № 18, конструкция трубы раздающего группового коллектора (РГК) с оттянутыми патрубками под приварку корпусов ЗРК. Такая конструкция позволила отказаться от ненадежных угловых сварных соединений трубопроводов первого контура и применять только стыковые сварные соединения. Эта технология с его участием и под его наблюдением была успешно внедрена на Горьковском машиностроительном заводе.

Одной из проблем, с которой сталкивались конструкторы и эксплуатационники промышленных реакторов, была проблема коррозионного растрескивания материала трубопроводов, выполненных из коррозионностойкой стали типа 0Х18Н10Т. Особенно этот процесс проявился в местах деформации труб в холодном состоянии (гибы труб).

С целью устранения этого дефекта было принято решение производить аустенизирующий отжиг гибов трубопроводов, изготовленных из коррозионно стойкой стали.

Для проведения этой операции были спроектированы для установки на опытном заводе треста «Спецэнергомонтаж» огневые отжиговые печи. Эти агрегаты были весьма велики по своим габаритам, требовали больших материальных затрат, не обеспечивали равномерность температурного режима по всей длине трубопровода. Специалистами ЦНИИ-8, совместно с сотрудниками отдела № 21 Лупаковым И.С. и Кузмичевым Ю.С., было предложено производить отжиг гибов трубопроводов электротокотом большой силы.

Реализация этого предложения была успешно осуществлена благодаря энергии и решительности Главного инженера завода Каменского Василия Павловича.

Кроме указанных мероприятий по повышению коррозионной стойкости трубопроводов, работниками отдела № 21 Павловой Фаиной Сергеевной и Кротовой Татьяной Алексеевной было предложено нанесение антикоррозионного покрытия на трубопроводы и некоторое оборудование реакторной установки. Упорный и самоотверженный труд этих специалистов позволил внедрить этот метод на всех заводах-изготовителях.

С вновь разработанной системой подачи и регулирования расхода теплоносителя по каждому технологическому каналу неразрывно связана система контроля расхода теплоносителя. Отказ от дорогостоящей, с большой протяженностью импульсных труб и бесчисленным количеством мелкой арматуры дифманометрической системы контроля расхода потребовал создания новой системы, исключающей эти недостатки.

Ведущими сотрудниками отдела № 10 НИИ-8 Лысыковым Борисом Васильевичем, Громовым Львом Федоровичем и Кожевниковым Юрием Николаевичем в содружестве с работниками Научно-исследовательского института Теплоприбор (НИИТеплоприбор) была разработана система контроля расхода теплоносителя без импульсных трубопроводов и арматуры, на основе шарикового первичного преобразователя, получившая название «ШТОРМ». Конструкция первичного преобразователя этой системы основана на принципе вращения шарика в специальной дорожке корпуса расходомера, за счет закрученного потока теплоносителя. Снятие импульса частоты вращения шарика производится с помощью магнито-индукционного преобразователя (МИП), который установлен на наружной стороне корпуса расходомера.

Эта система полностью исключила импульсные трубы, связанные с первым контуром реакторной установки и соединила датчик с показывающими приборами только электрической связью.

Стендовые испытания и первый опыт эксплуатации системы позволили авторам внести ряд конструктивных изменений, которые существенно повысили надежность и ресурс шариковых расходомеров и МИП, доведя их до 5-6 лет безотказной работы.

При разработке реактора пришлось создавать совершенно новые приборы контроля и системы управления. Базируясь на опыте эксплуатации промышленных реакторов, были созданы оригинальные конструкции датчиков физического и технологического контроля, из которых хотелось бы отметить такие, как многозонные кабельные термопары для контроля температуры графита. Эта разработка была запатентована в США, Германии, Японии, Франции, Италии. Конструкция этого изделия продолжает модернизироваться и в настоящее время.

На базе многозонных термопар и специально созданных методики и программы стало возможным определять температуру графита в любой из 1693 рабочих ячеек, т.е. контролировать температурный режим по всему объему графитовой кладки.

При разработке технического проекта тепловыделяющих сборок для реактора Б-190, где была предусмотрена загрузка топлива в ТК сверху, а выгрузка вниз, рассматривалась конструкция ТВС длиной 700 мм. При этом предполагалась возможность частичной выгрузки выгоревших ТВС из канала, с последующей догрузкой этого канала свежими ТВС сверху. Это, по мнению физиков и конструкторов-технологов ТВЭЛ, позволяло увеличить глубину выгорания топлива и повысить экономичность реакторной установки. Работа над таким вариантом тепловыделяющей сборки велась в отделах № 4 и № 15.

После принятия решения о изменении схемы загрузки и выгрузки для реактора РБМК и применении верхней разгрузочно-загрузочной машины, этот вариант ТВС все же продолжал рассматриваться, однако то преимущество, о котором говорили физики, становилось проблематичным.

Кроме того, конструкторов реактора смущало большое количество сварных швов, герметизирующих оболочки ТВЭЛ. Ведь в активной зоне, в каждом ТК, должно было находиться по десять 700-миллиметровых сборок с 360 сварными швами, герметизирующими оболочки твэл, а эти соединения могли стать наиболее уязвимыми местами коррозионного поражения металла. Это, в свою очередь, могло снизить эксплуатационную надежность реактора.

В то же время, машиностроительный завод в г.Электросталь уже освоил выпуск ТВЭЛ длиной 3,5 м для реакторов ВВЭР.

Такое положение дел привело к мысли о необходимости коренным образом пересмотреть конструкцию тепловыделяющей сборки.

Работы по созданию конструкции ТВС РБМК-1000 начались в середине шестидесятых годов. На тот момент отсутствовал опыт работы твэлов с циркониевой оболочкой на параметрах РБМК-1000, не было опыта изготовления длинномерных твэлов на заводах-изготовителях, да и не было большого опыта проектирования ТВС такого типа.

После того, как было освоено производство длинномерных труб, конструкция ТВС была изменена и практически сохранилась до настоящего времени. Достаточно сложным был вопрос о необходимом объеме испытаний, о создании стендов и реакторных петель для испытания разработанной конструкции ТВС. За короткое время были созданы петлевые установки на реакторах МР в ИАЭ,

АМБ-ПВЦ (Белоярская АЭС), АИ-ПВЦ (Химкомбинат «Маяк»), стенд загрузки-выгрузки (ЦКБМ), теплофизический стенд КС в ИАЭ, теплогидравлический стенд 17П (ЭНИС), вибрационный стенд (ЭМЗ), стенд собираемости (ЭМЗ).

Первые результаты испытаний в петлях на аппарате МР в ИАЭ им. И. В. Курчатова позволили конструкторам-технологам твэл уточнить целый ряд параметров и технологических приемов приварки герметизирующих заглушек к оболочкам твэл, величин газовыделения из топливных композиций при различных степенях выгорания и ряд других параметров.

Огромную работу в этом направлении провели сотрудники ИАЭ им. Курчатова как на самом реакторе МР, так и в его лабораториях. Душой и руководителем проведения работ был Владимир Владимирович Гончаров. Его энтузиазм и трудолюбие заражали всех участников этой работы.

Большую роль в обосновании работоспособности ТВС сыграли испытания макетов на стенде 17-П в г. Электрогорске.

Этот стенд был создан для исследования вибрационного поведения сборок тепловыделяющих элементов в потоках пароводяной смеси, а также уточнения принципа работы разгрузочно-загрузочной машины (РЗМ) в «холодном» или «горячем» режиме. Мнения сторонников «горячей» и «холодной» РЗМ разделились в основном из-за возможности резкой конденсации пароводяной смеси при попадании в канал холодной воды из РЗМ в процессе выгрузки кассеты и, как следствие, резких гидроударов, которые могли повлиять на целостность кассеты и самого канала.

Анализом работы «горячей» и «холодной» РЗМ очень скупуплезно и детально занимался сотрудник ИАЭ Александр Яковлевич Крамеров, который при обсуждении этого вопроса постоянно высказывал сомнения по тому и другому варианту. Даже после практически законченного обсуждения, он все же говорил: «Нет, а все-таки ...» и начинал опять высказывать свои сомнения. Некоторых участников совещания они раздражали, но, в основном, приносили пользу. Разрешить вопрос мог только эксперимент на стенде 17-П, что и было сделано.

В результате проведенных исследований было показано, что при попадании из РЗМ в канал холодной воды, в процессе извлечения ТВС в количестве 0,7 л в минуту резкой конденсации пароводяной смеси, поступающей из технологического канала, не происходит. Для обеспечения минимального поступления холодной воды в ТК в процессе выгрузки кассет на работающем реакторе конструкция подвесок ТВС была соответствующим образом откорректирована. В этой работе приняли активное участие инженеры

отдела № 4 Наумов Николай Александрович, Сурогина Галина Ивановна и работники ЭИЛ.

Последующие работы по совершенствованию и доработке тепловыделяющей сборки проводились на стенде ТГМС в Ленинграде, где можно было проверить работу ТВС при проектных параметрах теплоносителя и проанализировать процесс загрузки с помощью РЗМ.

Однако дореакторные исследования технологических каналов и тепловыделяющих кассет не давали полного представления о том, как поведут себя эти изделия в реакторных условиях.

Для проведения реакторных испытаний ТК и ТВС в отделе № 4 был разработан проект реакторной петли АМБ-ПВЦ, которая предназначалась для установки в реакторе 1 блока Белоярской АЭС. Вся тяжесть работы по разработке проекта и созданию петли легла на плечи инженера, а потом руководителя лаборатории отдела № 4 Василевского Вячеслава Петровича и конструктора Гасникова Петра Ефимовича.

Эта петля была сооружена на 1 блоке БАЭС в 1968 г.

В течение 1968-69 годов в результате испытаний двух каналов в кипящей реакторной петле АМБ-ПВЦ были получены результаты, впервые подтверждающие работоспособность каналов и топливных сборок новой конструкции — главных элементов будущего реактора. В течение 3 лет практически непрерывно на петле АМБ-ПВЦ трудилась бригада специалистов НИКИЭТ, в которую входили Василевский В.П., Николаев В.А., Громов А.И., Михан В.И., Скляр В.П. Успех испытаний в значительной мере обеспечивали эксплуатационники «Белоярки» — Выломов В.В., Алексеев М.П. и сменные операторы управления.

Практически к середине 1973 г. испытания ТВС были завершены, на заводе отработана технология изготовления, и началось серийное изготовление ТВС.

Одним из сложных вопросов, среди тех, которые пришлось решать, был поиск решений конструкции защиты в верхнем направлении от активной зоны. Сложность состояла в том, что было необходимо обеспечить на работающем реакторе доступ персонала к головкам технологических каналов для перегрузки, при выполнении требований норм по радиационной безопасности. Ранее, на Белоярской станции (1-2 блоки), такое решение найти не удалось, поэтому для реактора РБМК проводился комплекс исследований, в том числе и на макете, установленном на исследовательском реакторе ИР-50.

Решение было найдено за счёт рационального размещения защитных материалов, установки большого количества защитных

пробок и втулок, а также оригинального конструкторского решения — выполнения верхнего перекрытия в виде двух слоев из блоков, смещенных относительно друг друга для перекрытия зазоров — съемного верхнего слоя и стационарного нижнего, блоки которого закреплялись на стояках каналов. Конструкция этого важного узла была разработана молодым тогда инженером Ю.М. Черкашовым в конструкторской группе В.И.Крыловой. После энергетического пуска, при проверке радиационной обстановки представители Минздрава, зная опыт Белоярской АЭС, в первую очередь направились в центральный зал и были удивлены тем, что все приборы показывали значения доз ниже допустимых значений для обслуживаемых помещений.

Работы не ограничивались только проектированием защиты реактора.

Проводились исследования на кипящей петле реактора МР отложений радиоактивных продуктов на макете проточной части турбины, курирование работ по разработке КГО (работы проводились в СНИИП), разработка и исследование защитных свойств выбранных материалов — серпентинита (природный материал, используемый для отсыпки дорог, обладающий защитными свойствами благодаря химически связанной воде), железобарийсерпентинитового цементного камня (ЖБСЦК)). Работами по исследованию защитных материалов руководил Ю.А.Егоров, экспериментальными радиационными исследованиями — Ю.В.Орлов.

В мае 1971 г. на строительной площадке ЛАЭС (на открытом месте) была проведена экспериментальная засыпка блока (макета) схемы «Е» серпентинитом. Повторная засыпка с применением цемент-пушки СБ-67С — в январе 1972 г. Макет представлял собой довольно внушительное сооружение — металлический блок высотой 3 м размером 1,5х1,5 м со смотровыми окнами, в которых были видны трубы трактов. Интересна реакция солдат-строителей, проводивших опытную засыпку. «Этот реактор?» — спрашивал один другого с опаской. «Может и оно» — отвечал другой, и с осторожностью разглядывал и даже нюхал серпентинит. Засыпка схемы «ОР» на реакторе, под наблюдением сотрудников НИКИЭТ, проводилась в марте, засыпка схемы «Е» — в июне 1972 г. Засыпку металлоконструкций чугуной дробью и смесью серпентинитовой гали и щебня выполняли студенты строительного отряда ЛПИ. Чтобы не мешать другим работам, студенты трудились в ночную смену — стояла прекрасная погода и белые ночи.

Опробывалось также заполнение ЖБСЦК опытных отсеков сх. «Г», с участием представителя «ГрузНИИСТРОМ» Г.Г.Заалишвили.

На всех стадиях проектирования реактора сотрудниками ИАЭ им. Курчатова и НИИ-8 велись интенсивные расчетные и исследовательские работы по физике и динамике активной зоны реактора, а также теплотехнические и гидравлические расчеты контура и активной зоны.

На стадии эскизного проекта рассматривались различные варианты конструкции элементов активной зоны реактора, определяющие его нейтронно-физические, эксплуатационные и технико-экономические характеристики. Одним из главных был выбор конструкции тепловыделяющей сборки (ТВС). Другой важный элемент — стержни СУЗ, осуществляющие функцию поддержания реактора в критическом состоянии при работе на постоянном уровне мощности, его заглушения и удержания в безопасном подкритическом состоянии при плановой остановке или возникновении аварийной ситуации. Исследовались несколько вариантов конструкции стержней и каналов управления и защиты реактора.

Приходилось решать и многие другие вопросы, также на основе компромиссов между физическими, эксплуатационными, технологическими и экономическими показателями. В частности, это касается выбора обогащения уранового топлива по делящемуся изотопу U-235.

Поначалу было выбрано обогащение 1,8%. Первоначальная загрузка свежего топлива в реактор требовала решения вопроса компенсации избыточной реактивности. Здесь также прорабатывалось несколько возможных путей, включая однородную загрузку топливом пониженного обогащения, смешанную загрузку ТВС с обогащенным и естественным ураном, использование дополнительных поглотителей (ДП) вместо части ТВС с топливом того же обогащения, которое должно использоваться в последующем в установившемся состоянии. Исходя из условия получения физических характеристик, обеспечивающих большую безопасность реактора в начальный период его работы, и исключения необходимости иметь на заводе по производству тепловыделяющих элементов дополнительную линию для изготовления топлива другого обогащения, было решено остановиться на последнем из перечисленных вариантов. При этом необходимо было также определить конструкцию ДП и его структуру по высоте. Эти ДП решено было делать на основе втулок из бористой стали, содержащей 2% бора, хорошо поглощающего нейтроны, комбинируя их с втулками из обычной нержавеющей стали. Впоследствии ДП оказались удобным средством для получения побочной продукции (в частности, радиоактивных изотопов различного назначения) и использовались для оперативного решения вопроса повышения ядерной безопасности реактора.

В процессе работы над реактором сложился дружный творческий коллектив из специалистов различных институтов.

Работа над проектом велась в тесном сотрудничестве физиков НИКИЭТ с физиками Научного руководителя — ИАЭ им.И.В.Курчатова, возглавляемыми Валерием Савельевичем Романенко. Это Занков Ю.Н. и Калугин А.К., создавшие вместе с Романенко В.С. программу ВРМ, по которой проводилась значительная часть проектных расчетов, Ефимов Е.Ф., Фортаков В.Б. Зорин Ю.И., Винников Б.И. Лавренев Ю.И., Тишкин Ю.А. В физическом пуске активно участвовали экспериментаторы Егиазаров М.Б., Кузьмин А.Н., Каманин П.М., Андрющенко Н.Н., Мильков Ю.П. и др.

Со стороны НИИ-8 эти расчетные и исследовательские работы велись в отделе № 5, возглавляемом Алексеем Даниловичем Жирновым.

Начальником группы физиков был замечательный руководитель и прекрасной души человек Сироткин Анатолий Петрович. Внимательный, чуткий, отзывчивый, он оставил добрую память о себе среди его бывших подчиненных и коллег. Его «правой рукой» был Пушкарев Вячеслав Игоревич, внесший большой вклад в разработку теории расчета реакторов РБМК и решение проблем, связанных с их физикой.

По ходу проведения расчетных оценок физических характеристик реактора выполнялись экспериментальные исследования на физическом стенде УГ ИАЭ, по результатам которых вносились коррективы в расчетные методики.

Надо отметить, что на стадиях эскизного и технического проектов основная часть расчетов велась по точечным интегральным и одномерным программам. Имевшаяся на то время вычислительная техника не позволяла проводить полномасштабные расчеты реактора даже в двумерной геометрии, не говоря уже о трехмерной. Лишь с появлением примерно за год до пуска новой, более мощной ЭВМ БЭСМ-6 стали создаваться программы полномасштабного двумерного расчета реактора таких больших размеров, каким был РБМК. У нас первой такой программой стала программа PINK, написанная Карповым В.И. Расчеты по этой программе показали, что нейтронное поле в реакторе очень чувствительно к структуре загрузки активной зоны и что выбранное ранее размещение ДП не удовлетворяет требованиям эксплуатации. В результате было увеличено количество ДП на периферии активной зоны с целью обеспечения более ровного поля нейтронов и энерговыделения.

Однако, расчет реактора РБМК по программе PINK требовал больших затрат машинного времени (3-4 часа), поэтому актуальным был вопрос их снижения. Творчески переработав ее и введя

некоторые усовершенствования, касающиеся описания геометрических характеристик конструктивных элементов активной зоны реактора, физикам НИИ-8 удалось уменьшить время расчета более чем на порядок. Новая программа получила название БОКАР (сокращение фамилий Борщев-Карпов), однако, потом для краткости ее стали называть БОКР, что иногда расшифровывалось как «большой канальный реактор». По этой программе в НИКИЭТ были продолжены расчеты по формированию начальной загрузки реактора РБМК — выбору количества и мест расстановки ДП — до и во время физического пуска.

Вскоре после появления программы PINK, в ИАЭ Городковым С.С. была создана программа, названная QUAMHER — квазиальбедный метод гетерогенного расчета (потом — QUAM), позволившая рассчитывать реактор еще намного быстрее и ставшая расчетным инструментом физиков ИАЭ. Эта программа основана на совершенно ином методе по сравнению с программой БОКР.

Практически все теплогидравлические расчеты в обоснование технического проекта реактора проводились в расчетно-теоретической лаборатории отдела № 4, которой руководил Сергей Петрович Кузнецов. Эрудированный и опытный инженер-теплотехник, он на самой ранней стадии разработки проекта понял, что без использования электронно-вычислительной техники квалифицированно провести все необходимые расчеты и обосновать теплотехническую надежность реактора будет невозможно. Хотя машинная вычислительная техника в институте только зарождалась, Кузнецов С.П. со своими сотрудниками Павловым Евгением Васильевичем, Башкиным Валерием Сергеевичем и Застрогиным Александром Николаевичем разработал целый ряд программ, позволивших проводить теплотехнические расчеты как стационарных, так и переходных режимов работы реактора.

В ходе разработки проекта эти программы расширялись и усовершенствовались по мере получения экспериментальных данных при стендовых и петлевых испытаниях.

Различные аспекты проекта обсуждались на технические совещания у Главного конструктора Доллежала Н.А., на НТС института и на заседаниях Коллегии министерства.

В частности, 25 апреля 1967 г. Коллегия МСМ своим решением обязала для подтверждения расчетно-теоретического обоснования проекта создать в ИАЭ им. Курчатова полномасштабный теплогидравлический стенд и развернуть на нем работы не позднее II квартала 1967 г. Стенду присваивается индекс «КС». Одновременно это решение обязывало НИИ-8, в лице Главного конструктора, согласовать с заводами-изготовителями графики выдачи рабочей

документации и обеспечить выпуск откорректированного технического проекта в июне 1967 г.

Для подтверждения теплотехнических расчетов и обоснования надежности реактора, помимо стенда «КС» и несколько раньше его, в отделе № 26 НИИ-8 создается свой стенд «БМ».

Большую работу по проведению экспериментов на стенде провели сотрудники лаборатории отдела № 26, которой руководил Смолин Владимир Никитич.

После создания в ИАЭ им. Курчатова стенда «КС», которым руководил научный сотрудник ИАЭ Осмачкин В.С., а в НИКИЭТ стенда «БМ», и получения первых результатов экспериментов, совместными работами Кузнецова С.П., Смолина В.Н. и Осмачкина В.С. были уточнены расчетные методики критических нагрузок на ТВС, обуславливающих кризис теплообмена. Совокупность полученных результатов исследований на этих стендах во многом подтвердила правильность расчетных обоснований теплотехнических параметров реактора и позволила уточнить методики расчетов.

Расчетные методики критических нагрузок на ТВС предложенные Кузнецовым С.П., Осмачкиным В.С. и сотрудниками их лабораторий полностью подтвердились испытаниями полномасштабных по длине ТВС на петле АИ-ПВЦ на Химкомбинате «Маяк».

Для этих испытаний были спроектированы и изготовлены специальные термометрические кассеты.

Величины критических нагрузок при этих испытаниях при различных весовых скоростях пароводяной смеси и различных паросодержаниях практически полностью совпали с расчетными результатами, полученными по методикам Кузнецова-Осмачкина.

В это же время НИКИЭТ приступил к разработке технического проекта электронных приборов для оснащения СУЗ РБМК. Лаборатория Постникова В.В. выдала задание на разработку аппаратуры системы оперативного контроля распределения мощности (в дальнейшем стала называться СФКРЭ), а группа Гуровича В.Я. приступила к разработке технического проекта аппаратуры.

При разработке аппаратуры большое внимание уделялось выбору элементной базы, причем такой, которая была современной, но не была уникальной среди другого оборудования. Так, для построения логических схем были применены элементы логики серии Т, на которой проектировалась логика СУЗ и аппаратура сигнализации СЦК «Скала». Большую проблему в то время представляли коммуникационные приборы, способные переключать без потерь и помех токи в пределах 0,1...10 мкА. В этом плане наиболее перспективными показались герметизированные контакты (герконы), в то время только осваиваемые в серийном производстве Рязанским

механическим заводом (транзисторные ключи с такими характеристиками появились значительно позже). Все эти компоненты в то время были остродефицитными, приходилось ездить непосредственно на заводы-изготовители, прорываться к начальникам, включая главного инженера, но надо отметить, что волшебное слово «атомная станция» еще действовало и практически всегда удавалось получить требуемое.

Впервые примененные в СФКРЭ серебряные датчики прямой зарядки (ДПЗ), разработанные лабораторией Постникова В.В., имели расчетный номинальный ток порядка 10 мкА (типичная величина тока датчиков СУЗ превышала ее в 20-30 раз), а линии связи должны были быть порядка 100...150 м. Все это потребовало серьезной проработки схемотехнических решений и экспериментального подтверждения работоспособности аппаратуры при таких условиях. Кроме того, требование передачи в СЦК «Скала» сигналов датчиков при условии гальванической развязки сигналов потребовало дополнительных экспериментальных работ по стыковке оборудования, которую проводил ВНИИЭМ силами сотрудников лаборатории Десятникова И.И.

В самом начале разработки проекта ЛАЭС стало ясно, что без применения вычислительной техники управлять РБМК при таком большом потоке информации (более 10000 сигналов) и одновременном выполнении нейтронно-физических, теплогидравлических и прочих расчетов невозможно. К этому времени появился опыт применения вычислительной техники в системе «КАРАТ» на втором блоке Белоярской АЭС.

Коллектив сотрудников ВНИИЭМ, руководимый Юрием Дмитриевичем Профрансовым (Десятников И.И., Щедрина А.Г., Вишневский В.Г., Румянцев Л.В., Мышкин В.В., Ткач В.Ф., Казачков Н.С., Трошин Б.И., Тюхменев Ю.С. и др.) разработал систему централизованного контроля «СКАЛА» или, как ее расшифровывали разработчики, — «Система Контроля и Автоматики Ленинградской Атомной».

В НИКИЭТ работы по созданию системы «СКАЛА» курировал Виктор Павлович Степанов, в этой работе принимали активное участие Попов Д.Н., Лысыков Б.В. и др.

Система «СКАЛА» обеспечила работу РБМК на уровне мощности 100% по алгоритмам, разработанным коллективом сотрудников НИКИЭТ под руководством Постникова В.В.

Огромными усилиями всего коллектива института откорректированный технический проект был завершен в июне 1967 г. и представлен НИИ-8 на рассмотрение Научно-технического совета Минсредмаша.

Решением секции № 1 НТС МСМ от 12 июня 1967 г., которая проходила под председательством академика Александра Анатольевича Петровича, откорректированный технический проект реакторной установки РБМК-1000 был одобрен и рекомендован для рабочего проектирования. Решение секции № 1 НТС МСМ было утверждено Министром Славским Ефимом Павловичем.

Вот как был оценен труд сотрудников НИИ-8 (НИКИЭТ), Института атомной энергии и других предприятий авторами книги «Ленинградская АЭС», изданной 1984 г. Энергоатомиздатом.

«Коллектив НИКИЭТа наилучшим образом мог синтезировать накопленный опыт для создания конструкции нового канального уран-графитового энергетического реактора большой мощности. Перед коллективом ИАЭ и НИКИЭТа — физиками, конструкторами, теплотехниками, специалистами в области управления и защиты и другими — встала сложнейшая задача. Предстояло найти решения научно-технических проблем, не имевшие аналога ни в отечественной, ни в мировой практике реакторостроения. Требовалось создать такую конструкцию реактора, которая, с одной стороны, максимально отвечала бы современному уровню реакторостроения и возможностям отечественного машиностроения, с другой — имела бы перспективы дальнейшего усовершенствования. Основной объем работ в этом направлении был выполнен сотрудниками НИКИЭТа.

К числу наиболее сложных и ответственных элементов уникального реактора относились графитовая кладка, коммуникации, обеспечивающие циркуляцию теплоносителя в каналах, а также циркуляцию газовых сред в реакторном пространстве, технологический канал со сложной системой элементов, обеспечивающей его герметичность и возможность выгрузки тепловыделяющих сборок из работающего реактора, система регулирования расхода теплоносителя и др. Одной из основных особенностей РБМК-1000, в принципе отличающей его от канальных уран-графитовых реакторов предыдущих поколений и делающей его экономичным, является конструкция тепловыделяющей сборки. Использование в ней стержневых тепловыделяющих элементов с циркониевыми оболочками позволило обеспечить баланс нейтронов, высокое выгорание топлива и, как следствие, низкую топливную составляющую себестоимости электроэнергии».

2. Разработка рабочей документации и изготовление оборудования

После утверждения технического проекта в конце 1967 г. на берегу Финского залива началось сооружение — 1-ой очереди Ленинградской АЭС, а в НИИ-8 уже полным ходом шли работы по выпуску рабочей документации.

В конце 1969 года практически вся рабочая документация реактора была согласована с основными заводами-изготовителями: Горьковским машиностроительным заводом, Уральским заводом химического машиностроения, Челябинским заводом металлоконструкций, Чепецким механическим заводом, Московским электродным заводом, Машиностроительным заводом г.Электросталь, Опытным заводом треста «Спецэнергомонтаж» и др.

Расчетно-теоретические и экспериментальные исследования по обоснованию работоспособности и надежности узлов и сборок реактора в основном были закончены к апрелю 1971 года — времени начала монтажа реактора подразделениями треста «Спецэнергомонтаж».

Практически вся тяжесть работы по выпуску, согласованию рабочей документации с заводами-изготовителями и наблюдению за изготовлением оборудования легла на плечи конструкторов отделов № 4, 8 10, 15 и 25. С целью проведения этой работы, на Горьковском машиностроительном заводе постоянно сменяя один другого, а то и вдвоем или втроем, находились Максюков Сергей Андреевич, Маслова Татьяна Васильевна, Липатов Виктор Аркадьевич, Шепелев Владимир Дмитриевич, Петрочук Константин Владимирович, Сурогина Галина Ивановна. Регулярно приезжала туда руководитель группы Крылова Вера Ивановна и начальник отдела Полушкин К.К.

На Уральском заводе химического машиностроения и Челябинском заводе металлоконструкций вели согласование документации Клементьев Юрий Николаевич и Балдин Виктор Дмитриевич. Во многом им помогали опытные инженеры-монтажники НИКИМТа — Лумер Лев Яковлевич и Тупицын Яков Михайлович, а также представители ЦНИИ ПСК.

На Чепецком механическом заводе постоянно находились Парфенов Борис Григорьевич, Шевелев Герман Николаевич, Тюрин Василий Никитович, Бубликов Алексей Лаврентьевич. От отдела № 4 там постоянно были Черкашов Юрий Михайлович, Мазаев Алексей Алексеевич, Мохова Тамара Михайловна. Эта работа велась в тесном контакте с работниками НИИ-9 и завода.

Московский электродный завод и НИИГрафит практически не покидал Шаповалов Рений Тихонович. Не вылезали с Машиностроительного завода в г.Электросталь Гаврилов Владимир Николаевич и Николаев Валерий Алексеевич.

На опытном заводе треста «Спецэнергомонтаж» находилась Лидия Васильевна Терехова. Часто к ней в помощь приезжали Афанасьева Софья Николаевна и курировавшие вопросы антикоррозионного покрытия Павлова Фаина Сергеевна и Кротова Татьяна Алексеевна.

На заводы, изготавливавшие приборы и системы контроля, расхода, температур, датчики физ.контроля, а именно Львовский завод «Термоприбор», Луцкий завод «Электротермометрия», завод «Кирскабаль», «Старорусприбор», Запрудненский механический завод и другие постоянно выезжали конструкторы отдела № 10 во главе с Лысыковым Борисом Васильевичем.

Можно с полной уверенностью сказать, что все без исключения сотрудники конструкторских отделов института побывали на заводах-изготовителях оборудования и далеко не по одному разу.

Многokrатно приходилось выезжать на все эти заводы и начальнику отдела № 4 Полушкину Константину Константиновичу.

Конечно, вопросы согласования рабочей документации проходили не без трений и споров, но многие вопросы решались оперативно, к общему согласию. В частности на ГМЗ в этом нам помогали представители Главного конструктора завода по направлению РБМК в лице Шулындина Павла Михайловича, его заместителя Мартынова Игоря Григорьевича, руководителя группы Водопьянова Владимира Петровича и других работников КБ.

С большим уважением сотрудники НИИ-8 относились к Главному инженеру завода Гордееву Анатолию Афанасьевичу, который великолепно знал производство, его возможности и с большим вниманием относился к требованиям и предложениям наших представителей. При решении спорных вопросов, во многих случаях, он вставал на сторону конструкторов и давал указание технологическим службам и цеховикам о необходимости выполнить эти требования. Ну, а уж если Гордеев сказал, то можно было не сомневаться, что это будет выполнено. Таков был порядок на заводе.

Вот один из примеров.

В рабочих чертежах на верхнюю и нижнюю части технологических каналов, на тракт наращивания и раздающий групповой коллектор были введены требования по нанесению на их наружные поверхности защитных покрытий. Увидев это требование о нанесении металлизации алюминием, с предварительной пескоструйной обработкой, заводские технологи категорически отказались

принимать эти изделия в производство. Никакие уговоры не помогали, да и понять их было можно: в цехах, где изготавливались наши изделия, не было «пылящих» участков, и вводить их в цех, где ведется металлообработка и сварка изделий, работники цехов считали абсолютно недопустимым. Пришлось идти к Гордееву А.А. Он очень внимательно выслушал, задал несколько вопросов, понял необходимость введения этой операции и дал указание об организации такого участка.

В цехе № 8 такой участок был создан, и заводчане потом были сами довольны: уж больно красиво выглядели изделия после проведения этой операции.

Примерно такая же ситуация складывалась и на других заводах. Пожалуй, проще всего было работать на опытном заводе треста «Спецэнергомонтаж» в г.Электросталь.

Во-первых, потому, что этот завод подчинялась 12 ГУ МСМ — т.е. был нашим предприятием и еще потому, что и директор завода Большаков Борис Александрович и главный инженер завода Каменский Василий Павлович были сами большими энтузиастами создания Ленинградской АЭС, да и работали они на свой трест, который монтировал выпускаемое ими оборудование. Поэтому они считали делом чести изготовление оборудования с наивысшим качеством и в срок. Таким подходом отличались и другие заводы нашего Министерства.

После подготовки производства и начала изготовления оборудования на заводах напряжение работ на этом участке у наших представителей несколько спало и все силы конструкторов были направлены на монтаж I блока Ленинградской АЭС.

3. Монтаж оборудования

О монтаже реактора РБМ-К первого энергоблока ЛАЭС, его участниках и героях лучше всех знают сотрудники группы авторского надзора за монтажом. Один из них, ныне начальник 4-го отдела, Петров Анатолий Александрович вспоминает:

Я был распределен в НИКИЭТ в 1968 году, после окончания МАМИ. Встреча с институтом однако, произошла только через два года, которые мне довелось прослужить в армии «автомобильным лейтенантом». К.К. Полушкин определил меня конструктором в группу Кондратьева Г.М. Конструкторская жизнь моя было недолгой, чуть больше 4-х месяцев. Наставниками в азах конструкторского искусства я считаю Попову И.И., Лебедева С.А. и Липатова В.А.

Вокруг разворачивалась работа по подготовке к монтажу реактора. Кругами ходил недавно отделившийся от группы Кондрать-

ева Г.М., тогда еще старший инженер, Клементьев Ю.Н. со своими сотрудниками Балдиным В.Д. и Финашевым А.В. Толковали о больших заводах, о масштабных задачах, о новых технологиях. Параллельно с разработкой проекта реактора выдавались задания на монтаж реакторного оборудования, на разработку оснастки, механизмов, сварочных автоматов, приспособлений для контроля. На первых порах значительную помощь во взаимодействии с НИКИМТом конструкторам отдела 4 оказывала технологическая группа Законнова Н.Б., они же вели технологический контроль сборочных чертежей. Когда же дело дошло до проектирования коммуникаций стало ясно, что развести все трубы и оставить возможность их грамотного монтажа без макета очень трудно. Поэтому в отделе 18 и начал рождаться макет РБМ-К. Когда в отделе 4 образовалась группа авторского надзора, то значительная часть технологической работы перешла к ее специалистам. В НИКИМТе разработка технологии монтажа шла под руководством Б.А. Пятунина и Е.Е. Боровкова, сварочной тематикой заведовал Акулов Л.И. Оснастка разрабатывалась и изготавливалась на многих предприятиях разных министерств от Ленинграда до Хабаровска. В Хабаровске разрабатывалась установка «Дрозд» для просветки «усовых» сварных швов тракт-канал. Некоторые сварочные автоматы разрабатывались на альтернативной основе. Так сварочные автоматы для «усовых» швов ТК-тракт, требуемые при замене ТК в процессе эксплуатации, одновременно делали и НИКИМТ и ЦНИИТС Министерства судостроения.

В апреле 1971 года началось укрупнение металлоконструкций в тепляках, построенных впереди-справа от главного корпуса. Работа велась с колес. К теплякам подавались платформы с фрагментами металлоконструкций, которые затем двумя козловыми кранами передавались либо в тепляки, либо под эстакаду порталного крана, с помощью которого можно было передать металлоконструкции непосредственно в шахту реактора. Первый комплект металлоконструкций поступал с Уральского завода химического машиностроения и с Челябинского завода металлоконструкций далеко не в лучшем виде. Даже невооруженным взглядом были видны сварочные поводки стыкуемых поверхностей схем «Е» и «ОР» и винтообразная форма отсеков схемы «Л». На заводах шла отработка технологии и далеко не все получалось так, как хотелось. Первые марки металлоконструкций реактора принимали на заводах вместе с ОТК руководители РЦ и наши специалисты Клементьев Ю.Н. и Балдин В.Д. К тому времени в 4 отделе НИКИЭТ уже юридически была оформлена группа авторского надзора во главе с Ю.Н. Клементьевым. В апреле 1971 года в нее входили

молодые инженеры Балдин В.Д., Финашев А.В. и Петров А.А. Все они, во главе со своим руководителем несли с апреля 1971 года непрерывную вахту на площадке ЛАЭС. Для решения отдельных технических вопросов периодически приезжали конструкторы и расчетчики отдела 4 и представители других подразделений института. Особенно много в 1971-1973 годах на ЛАЭС работали конструкторы: Полушкин К.К., Афанасьева С.Н., Липатов В.А., Петрович К.В., Терехова Л.В., Черкашов Ю.М.; расчетчики: Сурогина Г.И., Брылев Е.Ф., Застрогин А.Н., Башкин В.С., Павлов Е.В., Василевский В.П., Кузнецов С.П.

Укрупнять металлоконструкции помогали их разработчики-представители ЦНИИ ПСК Климов С.А., Матвеев Г.В., Ткаченко С.Б. и разработчики технологии монтажа. Авторским надзором НИКИМТа руководил Боровков Е.Е. За работой сварочных автоматов присматривал Акулов Л.И.

На все металлоконструкции места в тепляках не хватило, поэтому бак схемы «Л» укрупняли непосредственно в шахте реактора. Здесь чудеса монтажного искусства продемонстрировал бригадир монтажников Г.Н.Марьясов, который умудрился собрать с помощью металлических клиньев, кувалды и прихваток всю сх. «Л», хотя всем казалось, что при таком кораблении отдельных марок это — невозможно. Вообще на первом комплекте м/к реактора во всей красе проявились лучшие качества монтажников Средмаша.

И вот в январе 1972 года начался монтаж металлоконструкций в шахте реактора. Операция была уникальная, поскольку с такой точностью столь громоздкие и тяжеловесные конструкции, учитывая их немалый вес, 420 и 610 тонн, раньше нигде не устанавливали. Здесь еще раз проявилось мастерство монтажников Средмаша.

Отдельной эпопеей было заполнение металлоконструкций различными защитными материалами. Курировал эти операции, отработывал со строителями технологию и оснастку от НИКИЭТ Ю.Э.Хандамиров. На свет появились элементарные, но очень нужные инструменты: пешни, трамбовки, воронки, мерные тележки и ящики. Работы эти выполнял участок М.М.Багрянского. Тщательно контролировалось соотношение гали руберойдной и серпентинита, влажность смеси и, особенно, полнота заполнения отсеков.

Следующим важнейшим этапом стал монтаж графитовой кладки реактора. Подготовкой графита, его комплектованием и отбраковкой мы занимались совместно с кураторами ЛАЭС. Особенно много пришлось в этом направлении работать с Л.Н.Прохоровым. Всегда, когда начинается столь масштабная работа выясняется, что часть оснастки не изготовлена, не вся оснастка работоспособна. Все приходилось доводить до ума по ходу работ. Учитывая

имеющиеся отступления по опорным плитам и отсутствие опыта проведения таких работ, большой объем тяжелых ручных операций, начало монтажной кладки в августе 1972 года надолго запомнился всем участникам этой работы, особенно на первых двух слоях кладки. Вместе с кураторами ЛАЭС ежемесячно в реакторном пространстве работали и сотрудники НИКИЭТ. Особенно много и полезно на кладке отработал старший инженер отдела 4 Липатов В.А. Чем выше поднималась кладка, тем больше появлялось мест, где колонны заваливались в одну сторону. Некачественный контроль в процессе послойного монтажа приводил к тому, что в уже установленной кладке приходилось копать «колодцы» глубиной иногда на 5-7 слоев, чтобы устранить первопричину завала колонн. Это очень сдерживало темп монтажа, но качество было, прежде всего.

После окончания монтажа до заварки транспортных, так называемых «генеральских» люков, когда монтажники несколько ослабились, произошло короткое замыкание временного освещения. В результате загорелось тканевое покрытие, которым сверху была прикрыта графитовая кладка. Дежурные разрядили несколько пенных огнетушителей и быстро потушили пожар. Наутро все ломали голову: что за химические элементы попали в кладку и как они повлияют на физические характеристики реактора.

Особенно этим был обеспокоен начальник сектора 15 ИАЭ Евгений Петрович Кунегин. Выяснив, что в состав пенных огнетушителей входит бура — это материал, включающий в свой состав соли тетраборной кислоты, он настоял на извлечении из готовой кладки всех замоченных блоков. Замоченную кладку обследовали и, не мудрствуя лукаво, заменили около 400 графитовых блоков. В одной колонне их 14 штук, а всего графитовая кладка смонтирована из 28616 штук блоков.

Укрупнение трубопроводов начали с водяных коммуникаций. Работы проводили на базе МСУ-90. Это был первый опыт, поэтому к этой работе подходили осторожно. Укрупнялись только горизонтальные участки, поскольку в чертежах были указаны натяги, призванные скомпенсировать часть температурных расширений. Когда начали монтаж в подреакторном помещении, то монтаж ВК вели параллельно с наращиванием нижних трактов. Вертикальность трактов обеспечить было трудно, поэтому здесь в первый раз была применена правка с помощью местного нагрева и определенный порядок наложения сварных швов автоматами. При укрупнении и монтаже нижних коммуникаций представителям группы авторского надзора помогали С.Н.Афанасьева и К.В. Петрочук. Очень грамотно руководил монтажом нижних коммуникаций старший

прораб А.А. Пахалкин. Его уверенность и спокойствие при выполнении монтажа многометровых трубопроводных конструкций в сильно затесненных помещениях неизменно вселяло веру в успех всех работавших с ним.

Укрупнение стояков с трубопроводами ПВК потребовало сооружения специальных стендов на другой базе МСУ-90, в районе НИТИ. Помогала курировать эти работы неутомимая и легендарная С.Н.Афанасьева. От ЛАЭС работы курировал только что окончивший МВТУ А.К.Полушкин. Сам процесс укрупнения и монтажная оснастка постоянно совершенствовались и здесь несомненная заслуга авторского надзора НИКИМТа во главе с Е.Е.Боровковым.

Монтаж технологических каналов также имел свою специфику и шел не совсем так, как предполагала технология и проект.

Во-первых, были большие отступления по геометрии верхнего стакана канала и посадочного места в тракте. В соединении либо оказывался большой и неравномерный зазор, либо канал не доходил до штатного места. Здесь усилиями Н.И.Веселова и авторского надзора и родились шокирующие своим видом и способом применения различные оправки. Многие каналы, имеющие трещины и сколы на графитовых кольцах и втулках пришлось перебирать прямо на стенде, расположенном у стены центрального зала. Трудности были также с попыткой подрезки каналов в определенный размер в центральном зале. Монтаж каналов сопровождал прибывший из длительной командировки на завод-изготовитель в г.Глазове старший инженер Ю.М.Черкашов.

Параллельно с монтажом каналов велся монтаж трубопроводов системы КЦТК. Здесь пришлось вспомнить еще об одном варварском методе монтажной подгонки — холодной подгибке. Поскольку эти трубопроводы после монтажа практически недоступны, приходилось очень тщательно и осторожно подходить к ликвидации всяких нестыковок. А уж когда добрались до барабанов на выходе через двухметровую толщину стены из шахты реактора, здесь вообще было трудно разобраться в образовавшемся хитросплетении трубопроводов. Эту картину оказалось под силу разобрать только Л.В.Теребковой, которая подъехала из Электростали, где эти трубы гнули по макету и которая надолго задержалась в нашей колонии на ул. Красных Фортиков, 4. В этой лапше очень боялись перепутать трубы, поэтому их тщательно проверяли на соответствие. Что только не делали: грели трубы, продували их сжатым воздухом, пока не нашли более простой способ — простукивание. Ю.С.Сальников реквизировал у своих родственников медицинский фонендоскоп и с ним обосновался в помещении КЦТК за стеной центрального зала.

Очень трудно начинался монтаж верхних трактов, укрупненных трубопроводами ПВК. Тракты заваливались, зазоры с трубами ПВК исчезали, металлизация к сварным стыкам не прилипала. Дистанционирующая решетка так изгибала тракты, что были опасения за судьбу ТВС, которые должны легко проходить в тракты. Методы правки сварных швов трактов холостыми проходами автоматов, заваркой специальных выборок, контролируемым местным нагревом предложили и опробовали тут же сварщики НИКИМТа, МСУ-90 и специалисты ЦНИИ КМ «Прометей». Специалисты НИКИМТа также придумали способ нанесения металлизации с предварительным нагревом поверхности без ее механической обработки. Ну, а неусыпный и бескомпромиссный контроль за качеством покрытия на всех этапах монтажа, с неизменным ножичком для нанесения сетки по покрытию, осуществляли Т.А. Кротова (Лукашова) и Ф.С. Павлова. С дистанционирующей решеткой тоже получилась накладка. Для ее установки, учитывая большую и разностороннюю неперпендикулярность соседних трактов, требовались большие усилия и одновременная и слаженная работа бригады монтажников. Кроме того, решеткой никак не были связаны две половины реактора, и тракты как бы разошлись в две стороны, наклонившись от центра в стороны сепараторов. Две половины реактора с трудом стянули, но сразу же начали разрабатывать новую решетку, элемент которой базировался бы на каждом тракте.

Значительные отступления накопились и на других узлах и сборках верха реактора. Нижние блоки верхнего перекрытия Сб.11 после заливки их защитной смесью ЖБСЦК и сушки очень сильно коробились. Смесь выступала за габариты, а поскольку и тракты, на которые они одевались, также были не особенно вертикальны, то одевать их на 2-3 тракта одновременно было трудно. Приходилось дорабатывать блоки и по посадочным и по боковым поверхностям. Также непросто дело обстояло с фланцами СБ.25. Накопленные погрешности по шагу и вертикальности верхних трактов усугублялись еще и разворотами по углу некоторых трактов. Это делалось, чтобы выдержать зазор между трактами и трубами ПВК. Теперь же погрешности могли повлиять на работу стыковочного узла машины РЗМ. Пришлось изрядно повозиться, чтобы подобрать или доработать большое количество фланцев. До окончания монтажа верха реактора было решено еще много проблем. Компенсаторы каналов СУЗ не лезли в яйцеобразные посадочные места, каналы охлаждения отражателя с трудом устанавливались в свои, не совсем прямые штанги. Балки схемы «Г» имели прогиб больше проектного и налезали на «гусак», подводящие воду к каналам охлаждения отражателя. Потом

была целая эпопея с проведением испытания на плотность реакторного пространства, когда после нескольких суток поисков и ликвидации различных протечек монтажникам и кураторам ЛАЭС казалось, что весь реактор состоит из бесконечной череды неплотностей, а слух улавливает даже то, что по человеческой природе улавливать не может. Их было много найденных и ликвидированных протечек, но одна запомнилась особенно. Оказался не приваренным к тракту ТК «гусак» трубки КЦТК. Подготовленное к сварке трубное соединение было заметаллизировано и покрашено, но не заварено, а держалось только на прихватках. К счастью этот сварной шов был в пределах прямой видимости, но на глубине около 4-х метров между трактами. Все вместе подумали, как помочь беде, придумали конструкцию переходной втулки, но реализация этого решения и заварка двух ремонтных швов — это было за провинившимися монтажниками. Все ушли, оставив их на ночь один на один, с казалось неразрешимой задачей. Утром все с радостью и удивлением узнали, что эта уникальная работа успешно выполнена — трубопровод сварен, реактор герметичен. В центральном зале собрались герои-командиры Гельфанд Г.И., Шарко Г.М., Андреев Ю.Н., Спектор Б.Н. Над ними дружески подтрунивали, но все сердечно поздравляли. Не перевелись еще умельцы на русской земле.

Вообще о монтажниках надо сказать особо. Это был удивительный и внутренне уравновешенный сплав напора, умения и бесшабашности, профессионализма и беспечности. Это был жесткий и требовательный, умеющий мобилизовать свой коллектив, начальник управления К.А.Коблицкий; интеллигентный высокопрофессиональный и осторожный главный инженер А.Н. Мышко; внешне несобранный и немного простоватый, а на самом деле большой психолог и умный политик — заместитель главного инженера Гельфанд Г.И. (живая история монтажа); обидчивый профессионал высочайшей категории главный сварщик Шарко Г.М.; немногословный и неулыбчивый, но очень надежный — начальник участка Андреев Ю.Н.; эмоциональный, спортивный и хитроватый — старший прораб Спектор Б.Н. Это только руководство, а сколько было замечательных мастеров, бригадиров, слесарей и сварщиков. Когда начался массовый монтаж, на помощь МСУ-90 12^м Главком были стянуты силы со всей страны. Много раз на строительную площадку приезжал П.К.Георгиевский — заместитель министра по капитальному строительству. Начальники строительного и монтажного главка жили в Сосновом Бору неделями, а руководитель монтажного треста Рудаков В.И. перед пуском переселился на площадку, как на постоянное местожительство.

С загрузкой тоже было не все просто. В технологическом процессе на сборку топлива, разработанном НИКИМТом и согласованном НИКИЭТ, ключевой была операция отмывки кассеты методом погружения в пенал, заполненный спиртом. Когда к директору ЛАЭС В.П.Муравьеву пришли подписывать требования на первую партию спирта, он мгновенно оценил всю опасность создавшейся ситуации. Валентин Павлович позвал к себе нашего первого заместителя директора И.Я.Емельянова и попросил срочно проанализировать технологию и заменить окунание на что-то более безопасное. Мы с технологами НИКИМТа подсчитали, что если строго следовать технологии, то на сборку загрузки первого РБМ-К нужно 32 тонны спирта. Выход нашли, заменив окунание протиркой ТВС салфетками, смоченными спиртом. Итоговая цифра уже составила около 600 литров. В.П.Муравьев сразу повеселел и торжественно подписал первые требования.

4. Пуско-наладочные работы, физический пуск и энергетический пуск реактора

Рассказывает один из участников подготовки к пуску 1-го энергоблока, начальник лаборатории Василевский Вячеслав Петрович и участник физпуска Борщев Владимир Петрович.

Монтаж первого реактора РБМК продолжался около 2 лет, и летом 1973 года начались пуско-наладочные работы. К этому времени сотрудниками: НИКИЭТ, организации Главного конструктора; ВНИПИЭТ, организации Генерального проектировщика; других организаций-разработчиков оборудования ЛАЭС был создан комплекс программ промывки технологических схем трубопроводов блока и проведения пуско-наладочных работ систем и оборудования. Параллельно работники ЛАЭС, вместе с сотрудниками НИКИЭТ, ВНИПИЭТ и ИАЭ разрабатывали эксплуатационную документацию. Главным документом являлся технологический регламент по эксплуатации 1 блока ЛАЭС. Для его написания была создана рабочая группа, в которую от НИКИЭТ был включен Вячеслав Петрович Василевский. Работу группы возглавил первый начальник смены станции Олег Владимирович Карпов.

15 мая 1973 года директор НИКИЭТ, Главный конструктор реактора РБМК, Николай Антонович Доллежалъ подписал приказ № 294 о комплектации комиссий и групп пуско-наладочных работ сотрудниками НИКИЭТ всех специальностей. Конструкторы, физики, теплогидравлики, прочнисты, коррозионисты, химики, автоматчики, прибористы, материаловеды входили в состав бригады

НИКИЭТ, постоянно работавшей на площадке ЛАЭС. Организовать слаженную и оперативную работу НИКИЭТовцев было поручено Кузнецову Сергею Петровичу и Василевскому Вячеславу Петровичу. Мы меняли друг друга, а в период проведения наиболее ответственных операций работали круглосуточно по сменам. Более 60 сотрудников НИКИЭТ участвовали в пуско-наладочных работах, физическом и энергетическом пусках 1 блока Ленинградской АЭС.

В июле 1973 года, после завершения поузловой послемонтажной промывки контура многократной принудительной циркуляции, приступили к обкатке главных циркуляционных насосов и горячей промывке реактора и первого контура. При 6-8 работающих ГЦН удавалось поднять температуру воды в контуре до 150°C. Для контроля качества промывки в реактор были загружены 2 макета тепловыделяющих кассет, которые были затем извлечены и осмотрены. Отмывка была признана удовлетворительной и 10 сентября в реактор была установлена первая тепловыделяющая кассета.

Наконец, наступило долгожданное время физического пуска первого реактора.

Сироткин А.П. и Пушкарев В.И. прибыли на ЛАЭС к его началу. Сироткин был членом комиссии по физпуску, одним из руководителей расчетной группы, другим — от ИАЭ — был В.С. Романенко, поэтому основную часть времени они находились на АЭС, для оперативного решения возникающих вопросов.

Программа физического пуска строилась таким образом, чтобы в процессе загрузки реактора набирать близкие к критическому состоянию зоны, по результатам обсчета которых можно было поправлять параметры отдельных типов ячеек, наиболее сильно влияющие на реактивность, сравнивая расчетные значения $K_{эф}$ с экспериментальными. Первые критические системы набирались без воды в главном циркуляционном контуре (КМПЦ) и контуре охлаждения СУЗ (КОСУЗ). Первый вывод реактора с «критическое» состояние был зафиксирован 12 сентября 1973 г. в системе, включающей 23 ТВС, без ДП и штатных стержней СУЗ в активной зоне. По результатам ее расчета была введена поправка в размножающую способность ячеек с «сухими» ТВС, которая позволила получить расчетное значение $K_{эф}$, равное 1. Затем набирались критические системы с установкой ДП, потом стержней СУЗ, с соответствующими догрузками ТВС.

Дальнейшая загрузка реактора велась по ячейкам периодичности. В критической системе из 77 ячеек периодичности (ЯП) была залита вода в КМПЦ. По расчетному значению $K_{эф}$ для этой и предыдущих систем удалось затем прогнозировать последующие

критические состояния (с водой и без воды в КМПЦ и КОСУЗ), в частности, определять количество стержней СУЗ, которое нужно ввести в активную зону для компенсации реактивности.

На основании результатов для системы из 77 ЯП были проведены расчеты полномасштабной загрузки с целью проверки достаточности проектного количества ДП (221 шт.) при существующей СУЗ для компенсации избыточной реактивности исходной загрузки. Эти расчеты показали, что при наличии воды в КМПЦ реактор со всеми введенными стержнями СУЗ и незагруженными 10 каналами, занятыми под датчики временной СУЗ, оказывается надкритическим. В связи с этим загрузка реактора была приостановлена. Было решено провести на системе из 97 ЯП дополнительный эксперимент по заполнению водой КМПЦ, с целью проверки точности расчетных данных и принять необходимые меры по обеспечению ядерной безопасности. В частности, решили изменить состав ДП. Если вначале они были равномерными по высоте с чередованием втулок из бористой стали и обычной нержавеющей стали в соотношении 1:1, то здесь их начали перебирать в соотношении 3:1 в центральной части длиной 5 м и 1:2 — в метровых концевых участках. Такой состав обеспечивал более высокую поглощающую способность ДП и более равномерное распределение нейтронов по высоте активной зоны.

Многие физики-реакторщики молодого поколения формировались под влиянием школы ИАЭ, сохранявшей и продолжавшей в те времена традиции, заложенные И.В.Курчатовым. Многие давали контакты и совместные работы с такими учеными и специалистами ИАЭ как Г.А.Бать, Я.В.Шевелев, М.Б.Егiazаров, В.М.Талызин, Г.А.Столяров. Центром ИАЭ того времени по реакторной физике были семинары С.Ф.Фейнберга — блестящего ученого, эрудированного и остроумного человека, обладавшего к тому же незаурядным педагогическим талантом.

Председателем комиссии, которая осуществляла научное руководство физическим пуском реактора РБМК 1-го блока ЛАЭС, был назначен С.М.Фейнберг. В состав комиссии вошли от НИКИЭТ — Л.В.Константинов (заместитель председателя), А.П.Сироткин, Ю.М.Серебренников; от ИАЭ — М.Б.Егiazаров, В.С.Романенко, А.Н.Кузьмин; от ЛАЭС — зам. главного инженера по научной работе В.И.Рябов и зам. начальника НИО Б.А.Воронцов. Комиссия решила ввести в каждую станционную смену на период физического пуска дежурного физика, который, наряду с начальником смены, будет нести ответственность за правильное и качественное выполнение оперативного задания и ядерную безопасность в смене. Он наделяется правом останавливать работы на реакторе, если, по его мнению, возможно нарушение ядерной безопасности.

Запретительные распоряжения дежурного физика обязательны для всего персонала смены, включая начальника смены, и должны выполняться незамедлительно. Дежурный физик оперативно подчиняется председателю комиссии по физическому пуску или его заместителю.

Вопросы ядерной безопасности при физическом пуске первого реактора РБМК тщательно анализировались комиссией в процессе разработки «Рабочей программы физпуска». Однако несовершенство расчетных методов и средств того времени и ограниченность экспериментальной информации, которую удалось получить в ИАЭ на стенде УГ, весьма далеко от полномасштабных размеров активной зоны РБМК, как по радиусу, так и по высоте, оставляли существенной вероятность отклонения параметров активной зоны, влияющих на безопасность от предполагаемых величин. В этих условиях роль дежурных физиков становилась особо ответственной.

Основываясь на своем опыте и знании расчетных прогнозов, ориентируясь на показания приборов контроля, они должны были улавливать такие отклонения на самой ранней стадии их проявления.

Группу дежурных физиков решили сформировать из сотрудников НИКИЭТ и лаборатории ИАЭ, руководимой М.Б.Егiazаровым, в состав которой входил критический стенд УГ. Подготовка сотрудников НИКИЭТ началась с курса лекций по РБМК: С.П.Кузнецов и В.П.Василевский рассказали нам о конструкции реактора, его технологических системах и системах безопасности; А.П.Сироткин — о топливных кассетах РБМК, структуре и составе активной зоны, об основных расчетных характеристиках холодного реактора со свежей загрузкой; В.П.Потапова — о составе СУЗ реактора РБМК, о функциональном назначении различных групп стержней регулирования и особенностях конструкции отдельных типов стержней.

Затем мы были направлены на стажировку в ИАЭ на критический стенд УГ, где после двухмесячной работы под наблюдением наставников — О.К.Малюгина и Н.Н.Андрощенко — сдали экзамены на рабочие места оператора пульта СУЗ и контролирующего физика стенда УГ. По результатам экзаменов для работы в качестве дежурных физиков на пуске первого реактора РБМК от НИКИЭТ были отобраны В.Ф.Сачков, имеющий большой опыт работы на критсборках, и руководивший пуском ряда исследовательских реакторов Решетин Л.В. От ИАЭ в состав группы дежурных физиков вошли Ю.П.Мильков, Н.Н.Андрюшенко, В.П.Катков, П.М.Каманин, А.А.Осипов.

Кроме группы дежурных физиков при комиссии по физическому пуску были созданы группа анализа и группа физических измерений.

Вот их списочный состав:

Группа анализа:

от ИАЭ: Романенко В.С., Зорин Ю.И., Лавренов Ю.И., Белецкий Л.В.

от НИКИЭТ: Пушкарев В.И., Борщев В.П.

от ЛАЭС: Свечеревский Б.М.

Группа физических измерений:

от НИКИЭТ: Серебренников Ю.М., Постников В.В., Ефанов А.И., Алексеев В.И., Гусев В.В., Стеклов В.О., Беляков В.Н., Чудин А.Г., Головин В.П., Бодрин М.П., Гладков В.К.

от ИАЭ: Егiazаров М.Б., Кузьмин А.Н.

от ЛАЭС: Воронцов Б.А.

Дежурные физики прибыли на ЛАЭС в конце августа 1973 года. Ехали с большим энтузиазмом, в РБМК были влюблены, гордились, что им доверено внести свой посильный вклад в решение грандиозной научно-технической задачи, доверено помочь забиться атомному сердцу первого в мире миллионного энергоблока.

28 августа началась горячая обкатка ГЦН, проведен разогрев контура МПЦ и графитовой кладки реактора до 150°C с последующим охлаждением до комнатной температуры. Предстартовая лихорадка нарастает. На станции косяками ходят научные авторитеты и крупное начальство: С.М.Фейнберг, Е.П.Кунегин, председатель комиссии по пуску блока Е.В.Кулов, Н.И.Козлов с комиссией ГАН Минсредмаша. Вся в работе бригада НИКИЭТ во главе с И.Я.Емельяновым и Ю.М.Булкиным. Комиссия по физпуску ищет оптимальный вариант программы физического пуска: с одной стороны, сроки должны быть сжатыми, с другой стороны, ясно, что будут задержки с готовностью основного оборудования и систем реактора к энергопуску. Особенно существенно, что РЗМ к первому этапу энергопуска готова не будет.

10 сентября Н.И.Козлов подписал акт Госатомнадзора, разрешающий физический пуск реактора, Е.В.Кулов по телефону получил разрешение Первого заместителя министра Н.А.Семенова начать загрузку топлива в реактор (без выхода в критсостояние). К 21 часу подготовлены все системы и подписаны необходимые документы. Е.В.Кулов, А.П.Еперин, В.П.Фукс делают разрешающие записки в журнале НСС. В 22 часа 25 минут в первый реактор РБМК загружена первая топливная кассета. Все (а в ЦЗ присутствовало 57 человек) поздравляют друг друга. Загрузку первой кассеты выполнила смена В.М.Бабанина (дежурный физик Ю.П.Мильков из ИАЭ, операторы К.Федосеев и О.К.Малюгин).

12 сентября в 18 часов 35 минут система № 1, состоящая как уже сказано, из 23 топливных кассет, выведена в критическое состояние. Впервые на первом блоке ЛАЭС осуществлена самоподдерживающаяся цепная реакция. По подсчетам Ю.М.Серебренникова в этот торжественный момент в ЦЗ присутствовало 94 человека. По традиции, сложившейся во времена И.В.Курчатова, это праздник строителей. Отзвучали торжественные речи и поздравления и все дружно двинулись на банкет.

При наборе системы № 2, состоящей из топливных кассет и ДП, кривые « $1|n$ » стали показывать, что критическое состояние будет достигнуто при меньшем числе загруженных кассет, чем предполагалось по расчетам. Начальство забеспокоилось, заглядывают через плечо дежурного физика в журнал кривых « $1|n$ » в надежде заметить изменение их наклона в сторону увеличения критического числа кассет. Заместитель начальника РЦ Э.Н.Поздышев в записной книжке строит свои кривые. Но чуда не происходит. Совещание, руководимое Мешковым А.Г., принимает решение «утяжелить» ДП. Надо перебрать весь комплект ДП — 239 штук. Начальнику РЦ А.И.Хромченко устанавливаются жесткие сроки. Он с ними соглашается и ...исчезает. Сроки прошли, работа не закончена, начальство ищет виновника, Анатолия Ивановича нигде найти не могут. Наконец ДП готовы и начальник РЦ на месте, но ругать его уже вроде бы не за что. Это был блестящий спектакль.

Началась подготовка к выходу реактора на энергетический уровень мощности. Первым этапом энергетического пуска была продувка паропроводов паром для удаления послемонтажных загрязнений. Этот пар уже генерировался непосредственно в реакторе, поскольку другого источника пара с потребным расходом более 150 т/ч на площадке не существовало. 14 ноября реактор был выведен на минимально контролируемый уровень мощности около 30 МВт, и в работу впервые включен автоматический регулятор мощности СУЗ. 15 ноября с 14 до 20 часов осуществлена продувка всех 8 паропроводов паром реактора со сбросом его в атмосферу через специальную трубу на крыше главного корпуса. Мощность реактора была поднята при этом до 150 МВт, расход пара составил 150-180 т/час, давление — 11 атмосфер. Работникам комиссии по энергопуску довелось побывать на крыше здания во время продувки. Впечатление было потрясающим: сначала из трубы вырывался столб пара рыжего цвета высотой несколько десятков метров — его называли «лисий хвост», который постепенно становился белым, рев стоял такой, будто запустили несколько реактивных двигателей. Реактор убедительно демонстрировал свою мощь и невольно возникало чувство гордости за человеческий разум, который

смог открыть и научился управлять чудовищной энергией, заключенной в недрах атомного ядра. А мощность реактора в тот момент составляла около 5 % от той, которую предстояло достичь на последующих этапах энергетического пуска.

В период с 5 по 9 декабря произведен пробный пуск блока с включением на 3 часа одного турбогенератора в сеть при мощности 75 МВт. Тепловая мощность реактора составила при этом около 450 МВт. Официальный энергетический пуск 1 блока ЛАЭС состоялся 21 декабря 1973 года в канун праздника — Дня энергетика. В 21 час проведена синхронизация турбогенератора № 2 и его включение в сеть. Электрическая мощность составила 160 МВт при тепловой мощности реактора 730 МВт. Началась рабочая вахта реактора РБМК, который был первым в последующей серии 16 реакторов этого типа. Через трое суток работы на этом уровне мощности Государственная пусковая комиссия приняла 1 блок Ленинградской АЭС в опытно-промышленную эксплуатацию.

К апрелю 1974 года была закончена подготовка второго турбогенератора (станционный № 1) к работе на мощности и 4 апреля он был включен в сеть. Электрическая мощность блока составила при этом 500 МВт, т.е. 50 % от номинальной. На последующих этапах осуществлялось поочередное нагружение каждого турбогенератора до номинальной, составляющей 500 МВт. Другой турбогенератор при этом загружался до минимально-допустимого устойчивого уровня мощности 150 МВт.

От этапа к этапу постепенно расширялся состав технологического оборудования, участвующего в пуске, уточнялись нейтронно-физические характеристики активной зоны, эффективность органов СУЗ, гидродинамические характеристики каналов и контура циркуляции теплоносителя, температурный режим графита кладки и металлоконструкций реактора, характеристики газового контура с переходом на азотно-гелиевую смесь, сепарационные характеристики барабанов-сепараторов, характеристики турбогенераторов, системы электропитания собственных нужд, эффективность биологической защиты, радиационная обстановка в помещениях и на местности.

В процессе освоения мощности 1 блока ЛАЭС проверялась работоспособность всех конструктивных элементов реакторной установки и другого оборудования, опыт эксплуатации которого в натуральных условиях отсутствовал. В результате разрабатывались мероприятия по устранению замеченных недостатков и изменялись некоторые проектные решения для последующих энергоблоков. Можно назвать некоторые из них: переход на 2 % обогащение топлива, введение системы локального регулирования и

локальной защиты (система ЛАР-ЛАЗ), изменение компоновки трубопроводов пароводяных коммуникаций реактора для выравнивания нагрузки между барабанами-сепараторами пара, изменение трассировки паропроводов для устранения перекоса уровней по длине барабанов-сепараторов, модернизация конструкции шарикового датчика расходомера, изменение конструкции указателей положения запорно-регулирующих клапанов, установленных на входе в каждый топливный канал, и ряд других.

Накопленный опыт работы 1-го блока ЛАЭС подтвердил работоспособность оборудования и соответствие полученных характеристик проектным. Введены необходимые изменения в конструкцию отдельных узлов и элементов, в технологическую схему и эксплуатационные режимы, намечены мероприятия, направленные на улучшение характеристик энергоблоков с реакторами типа РБМК. Освоение проектной мощности продолжалось чуть менее одного года и 1 ноября 1974 года 1 блок ЛАЭС — головной из серии энергоблоков с реактором РБМК-1000 — был выведен на номинальную мощность 1000 МВт.

Таким образом, задача, поставленная перед коллективом ученых, конструкторов, эксплуатационников, изготовителей, строителей и монтажников — создать дешевый и мощный энергоблок, опираясь на собственные технологии, опыт, имеющуюся в стране сырьевую и производственную базу, была успешно выполнена. С помощью этих энергоблоков и наращивался, в основном, энергетический потенциал страны в семидесятые и восьмидесятые годы.

ОБ ИССЛЕДОВАНИЯХ ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИХ ПРОБЛЕМ РЕАКТОРОВ РБМК НА СТЕНДЕ КС ИАЭ им. И.В. Курчатова

Осмачкин В.С.

1. Начало

Сегодня я уже точно знаю, что мне крупно повезло в жизни, когда в 1966 году мне предложили работать в новой теплофизической лаборатории, создаваемой для изучения проблем реакторов РБМК. Такое предложение было удивительным, потому что теплофизическую проблематику в ИАЭ традиционно трактовали, как некую теплотехнику, то есть сугубо практическую область знаний без большой науки в ее основах. Но, по-видимому, талант С.М. Фейнберга охватывал и области, далекие от главных сфер его внимания, и он прекрасно понимал роль масштабных эффектов в инженерных науках. Вероятно именно С.М. Фейнберг настоял на том, чтобы в ИАЭ им. И.В. Курчатова была бы собрана группа специалистов, которая занялась бы созданием полномасштабного теплофизического стенда для исследований теплогидромеханики и теплофизики каналов будущего «Реактора Большой Мощности Кипящего – РБМК».

А задач по тем временам было много, и все они требовали ответственного и оперативного решения. К ним относились такие проблемы, как:

- гидравлическое сопротивление и кризис теплообмена в кипящих каналах,
- устойчивость циркуляции в параллельных парогенерирующих каналах,

- теплообмен в переходных и аварийных режимах, в том числе при остановке и опрокидывании циркуляции,
- распределение плотности воды или истинного объемного паросодержания по длине парогенерирующих каналов,
- возможности интенсификации теплообмена с помощью специальных дистанционирующих устройств.

Поэтому сразу стало понятным, что стенд должен представлять собой полномасштабную модель каналов реактора, то есть нечто грандиозное по сравнению с теми установками, на которых привычно работали теплофизики в ту пору. Интересно и то, что решили создавать такую крупную установку в ИАЭ им. И.В.Курчатова, где до того времени масштабные работы по теплофизике не проводились, а в ФЭИ уже функционировал крупный отдел с группой квалифицированных исследователей. Это обстоятельство было решающим, поскольку удалось очень быстро разрешить все проблемы размещения и конструирования стенда, заказа оборудования и организации строительства в одном из зданий ИАЭ. И, благодаря вниманию и помощи руководства, стенд КС был построен в рекордно короткие сроки — за один с небольшим год при умеренной стоимости — всего за 1 млн. рублей.

В состав стенда входили:

- два параллельно работающих электрообогреваемых канала натурной геометрии,
- байпас каналов с десятикратным расходом воды для имитации параллельной работы парогенерирующих каналов,
- коллекторы, сепараторы, теплообменники, насосная группа,
- источник регулируемого постоянного тока мощностью до 6 МВт.

На стенде удалось разместить и один канал натурной геометрии для моделирования теплофизических процессов в реакторах ВВЭР.

Славное это было время, когда заказы исполнялись по первому требованию, точно, быстро, без волокиты.

Благодаря молодому энтузиазму удалось быстро решить и многие технологические проблемы, такие как изоляция токоведущих частей, пайка медных головных частей нагревателей со стальными трубками — моделями топливных элементов, изготовление термпар для фиксации температурного поля нагревателей, сбор данных измерений и другие практические задачи.

Первые опыты были проведены уже осенью 1967 года. И сравнительно быстро удалось накопить банк данных по гидросопротивлениям и критическим нагрузкам парогенерирующих каналов, определить границы области устойчивости циркуляции. И здесь оказалось, что традиционные формулы для расчетов гидравлики и теплообмена непригодны для многостержневых пучков.

Много споров возникло вокруг данных по условиям возникновения кризиса теплообмена в каналах, вокруг т.н. эффекта обогреваемой длины. Данные о закризисной теплоотдаче, т.е. о теплообмене после возникновения кризисной ситуации, также отличались от данных, полученных на коротких трубках. Споры вокруг данных поутихли только после того, как стали известны материалы по теплофизическим исследованиям английского тяжеловодного реактора с кипящими каналами SGHWR, где обнаружились аналогичные тенденции.

Обработав полученные на стенде данные, получили комплекс формул и методов расчета кипящих каналов. Доклады по методикам расчетов были сделаны в Париже в 1970 г. и на Семинаре СЭВ в Москве в 1974. Удивительно, но некоторые формулы и сейчас еще применяются в практике теплогидравлических расчетов реакторов.

2. Устойчивость циркуляции

Следует особо рассказать о проблеме устойчивости циркуляции в реакторе. Сейчас слово «устойчивость» занимает свое вполне однозначное место в списке научных терминов и не вызывает каких-либо вопросов. Но в те далекие времена оно содержало в себе элемент тайны, было окутано (несмотря на работы М.Лединега, П.Петрова и др.) ореолом непознанного. Причиной этого служили многообразие явлений, происходящих в парогенерирующих каналах и...большие неприятности, которые они порождали. Дело в том, что нестабильность циркуляции теплоносителя в паровых котлах проявила свою зловедную суть в годы Великой Отечественной Войны, когда под руководством проф. Рамзина построили серию мощных прямоточных котлов, которые постоянно выходили из строя из-за усталостных повреждений трубчатых элементов. Было известно, что нестабильность расхода в парогенерирующих каналах связана с «горбатостью» гидродинамических характеристик каналов, т.е. с неоднозначной зависимостью перепада давления от расхода при постоянной мощности канала. Увеличение гидросопротивления входных трубопроводов за счет установки местных сопротивлений, т.н. «шайбование» каналов (дресселирование потока) на входе в камеру котла улучшало ситуацию, снижало амплитуду пульсаций расхода, но радикального решения проблемы давало не всегда.

К тому же информация о работе кипящих корпусных реакторов в США, в которых обнаруживали признаки нейтронно-теплогидравлической неустойчивости, также не способствовала оптимизму.

Особенно напрягающими были сообщения из Канады, где был построен тяжеловодный реактор «Жантийи» с кипящими каналами, но... после пусковых работ реактор был остановлен и ... без сожаления и без шума— демонтирован.

В уран-графитовых энергетических реакторах типа АМБ, действовавших в Советском Союзе в то время, также наблюдались неприятные пульсации расходов, выводившие из строя топливные каналы из-за термических напряжений и усталостных повреждений. Нелишне напомнить и о возможной пространственной нестабильности поля нейтронов в больших реакторах. Так что для нового «Реактора Большой Мощности Кипящего» с его длинными пароотводными коммуникациями, циркониевыми канальными трубами давления, сочлененными со стальными трубами, проблема стабильности циркуляции и, соответственно, надежности конструкции— стояла очень остро.

Результаты проведенных на стенде КС опытов позволили оценить достаточную степень шайбования каналов и определить необходимые напорные характеристики циркуляционных насосов.

3. Многоэтажные каналы

Массовое паросодержание на выходе каналов РБМК достигает в среднем значений $\approx 15\%$, что соответствует очень малой плотности теплоносителя в верхней половине активной зоны реактора. Малость плотности паро-водяной смеси приводит к уменьшению коэффициента размножения нейтронов, снижению плотности потока нейтронов, что отражается на интенсивности выгорания топлива, и что является неблагоприятным в целом для реактора. Поэтому выравнивание осевого распределения плотности теплоносителя желательно, но ... трудно осуществимо.

Однако Савелий Моисеевич Фейнберг нашел блестящее решение этой трудной задачи — он предложил распределить подачу воды по длине канала, для чего подавать воду не на вход канала, а в центрально расположенную трубку с отверстиями для выхода воды. По периферии канала был предусмотрен зазор для сбора и отвода паро-водяной смеси. Такая схема циркуляции теплоносителя позволяла решительно улучшить нейтронно-физические параметры активной зоны реактора. На рисунке 1 показан разрез канала, конструкция которого была признана изобретением [3]. По этой схеме были разработаны модели топливных сборок и проведены испытания их на стенде. Оказалось, что новая схема порождает новые проблемы, связанные с неравномерным теплоотводом

от топливных стержней при поперечном их обтекании, что требовало длительных исследований. А времени для этого — не было. Поэтому в истории создания реакторов РБМК идея многоэтажных каналов оказалась невостребованной.

Не подлежит опубликованию в открытой печати

Составитель
инженер
Павлов

О П И С А Н И Е
ИЗОБРЕТЕНИЯ
к АВТОРСКОМУ СВИДЕТЕЛЬСТВУ

Заявленное от авт. свидетельства № —
Заявлено 06.12.1971 (№1645167/26-25),
с присоединением заявки № —
Приоритет —
Опубликовано — Владельцу № —
Дата опубликования сохранила —

397091

М.Кл. G 21 с 3/26

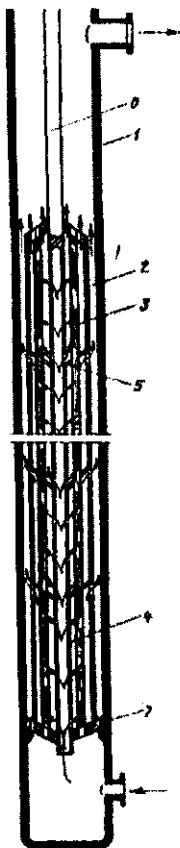
УДК 621.039.56
(088.6)

С.И.Фельдберг, А.Н.Румянцев, д.б.Януковичи, В.А.Чеботарев,
и В.С.Осмачкин и В.А.Капустин

ТЕХНОЛОГИЧЕСКИЙ КАНАЛ ЯДЕРНОГО РЕАКТОРА С АНДАМИ ТЕПЛОНОСИТЕЛЕМ

Изобретение относится к области техники энергетических ядерных реакторов канального типа с кипением теплоносителя и может быть использовано в реакторах атомных электростанций.

Известные технологические каналы состоят из труб давления, несущей внутреннее избыточное давление теплоносителя, помещенной в бак с замедлителем и имеющей патрубки для присоединения трубопроводов циркуляционного контура. Внутри труб давления расположена сборка тепловыделяющих элементов произвольной формы. Теплоноситель, в качестве которого можно использовать обычную воду, нагревается до температуры насыщения, по трубопроводу поступает во внутреннее пространство труб давления и, омывая топливо при движении снизу вверх, нагревается и закипает. Образовавшаяся пароводяная смесь отводится из верхней части трубы давл.



4. Интенсификация теплообмена

Интенсификация теплообмена является «идеей фикс» многих поколений теплофизиков. Ведь как бы было хорошо если бы не возникали критические тепловые нагрузки — этот бич и дамоклов меч тепловыделяющихборок. И нужно-то всего лишь как-то воздействовать на пузыри пара, чтобы они не сливались, не образовывали пристенной пленки пара у тепловыделяющей поверхности! Но как это сделать? — вот в чем вопрос.

К тому же оказалось, что реактор РБМК обладает значительными конструктивными запасами прочности — и по графитовой кладке, и по коммуникациям и другому оборудованию запасы составляли не менее 1,5.

Реализовать, использовать эти запасы — было очень заманчиво. Так появилась идея разработать реактор РБМК-1500, чтобы сохранить по возможности все, но мощность каналов увеличить в 1,5 раза.

Перебирая всевозможные способы увеличения критической мощности (за счет роста расхода, изменения геометрии сборки, локальных шнековых завихрителей, создания шероховатости поверхности теплообмена и т.д.), в конце остановились на интенсификаторах осевой закрутки потока.

Было решено испытать возможности создания вращательного движения в потоке, которое интенсифицировало бы поперечный обмен пароводяной смеси и выравнивало бы распределение пара в сечении канала. Для этого в ячейках дистанционирующих решеток пучков создали наклонные каналы, дававшие потоку вращательный импульс. Но как долго сохраняется вращательное движение по длине канала? Для ответа на этот вопрос в НИКИ-ЭТ под руководством В.Н. Филиппова был сооружен воздухо-водяной стенд с прозрачными стенками и с пучками трубок, к стенкам которых были приклеены шелковые нити-индикаторы направления движения потока. В опытах с решетками-интенсификаторами поперечного обмена был определен оптимальный шаг расположения решеток, обеспечивавший уверенное поперечное перемешивание потока.

При таком способе интенсификации поперечного перемешивания потока обеспечивалось выравнивание состава пароводяной смеси по радиусу сборки, что определяло увеличение критической мощности сборки. На Рис.2 показаны результаты экспериментов на стенде с различным шагом размещения решеток-интенсификаторов [4].

Такие интенсификаторы позволили сохранить всю технологию изготовления топливных элементов, топливных кассет и оказались пригодными для массового производства. В дальнейшем конструкция топливных кассет с интенсификаторами осевой закрутки была использована при проектных работах и создании реакторов РБМК-1500 на Игналинской АЭС в Литве. Обобщение опыта создания интенсификаторов теплообмена было представлено в работах Л.Л. Кобзаря и В.К. Иванова [51].

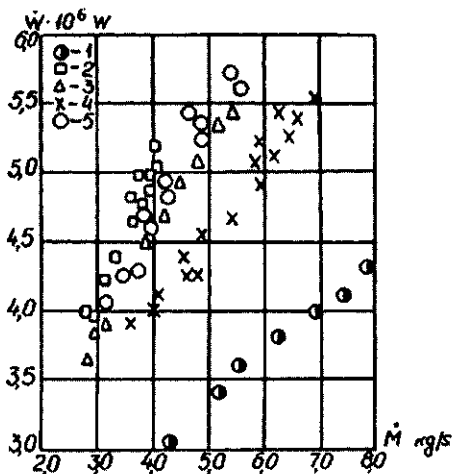


Рис. 2 Критическая мощность канала с различными дистанционирующими решетками как функция расхода при давлении 70–80 бар и температуре воды на входе 255–265°C.

- 1 – стандартные решетки,
- 2 – решетки-интенсификаторы 1-го типа, шаг 80 мм,
- 3 – шаг 120 мм, 4 – шаг 120 мм, $K_r=1,15$,
- 5 – решетки 2-го типа, шаг 180 мм.

5. И что же мы имеем на выходе?

Вспоминая начало текста, читатель может пожать плечами и спросить: «Ну, а в чем же везение?» Отвечая на этот вопрос, хочу сказать, что занятия кризисом теплообмена ввели меня в удивительно красивую область прикладной математики – теорию бифуркаций, которая объединяет и кризис перепроизводства в экономике, и кризис теплообмена, и теорию катастроф в астрономии и биологии, теории неустойчивостей в инженерных науках – флаттер самолетов, колебания оболочек, висячих мостов, всего многообразия нелинейно – взаимодействующих систем. Это ли не фарт?

Но, разумеется, главное везение связано с тем, что мне посчастливилось встретить самоотверженных людей, для которых работа на стенде КС, как я надеюсь, доставляла удовольствие и радость. Хотелось бы назвать их имена – как здравствующих, так и ушедших от нас. Это – д.т.н. В.Г. Асмолов, к.т.н. А.К. Козлов, к.т.н. Л.Л. Кобзарь, инженеры В.А. Капустин, С.В. Ермаков, Н.Н. Лысцова, В.С. Селезнев, Ю.В. Кудрявцев, Ю.М. Анохин, М.А. Цылютин, техник А.А. Косовская и др. Большую помощь в проведении экспериментов оказали сотрудники НИКИЭТ к.т.н. А.Н. Рябов и ст. инженер Т.И. Благовестова. Всем им – мой поклон и уважение.

Литература

1. Осмачкин В.С., Борисов В.Д., Pressure drop and heat transfer for flow of boiling water in vertical rod bundles. Paper B49 presented at the Fourth International Heat Transfer Conference, Paris, 1970 vol.5, p. 273.
2. Осмачкин В.С. Исследование теплогидравлических характеристик моделей топливных сборок реакторов в ИАЭ им. И.В. Курчатова, Семинар ТФ-74, Исследования критических тепловых потоков в пучках стержней, Москва, 1974г.
3. Фейнберг С.М. и др. Технологический канал ядерного реактора с кипящим теплоносителем. Авторское свидетельство N 1645167/26-25, 1971.
4. А.Г. Аден, В.Г. Асмолов, Т.И. Благовестова, В.А Жапустин, Л.Л. Кобзарь, Ю.В. Кудрявцев, В.С. Осмачкин, А.Н. Рябов, В.Н. Филлипов Исследование интенсификации теплообмена при кипении воды в лучках топливных элементов, Paper NR-8 presented at the Sixth International Heat Transfer Conference, Toronto, Canada, 1978 vol.5, p. 41.
5. Кобзарь Л.Л., Иванов В.К. Методика расчета критической плотности теплового потока в пучках с локальными турбулизаторами, Атомная Энергия т.54, вып. 6

РАБОТОСПОСОБНОСТЬ ГРАФИТОВОЙ КЛАДКИ РБМК

Платонов П.А.

Введение

Возможно, что, говоря о работоспособности графитовой кладки, следовало бы начать с истории создания отечественного ядерного графита для промышленных уран-графитовых реакторов (ПУГР) — накопителей плутония, однако, это отдельная история и мы отошлем читателя к материалам сессии АН СССР по мирному использованию атомной энергии [1].

Поэтому мы постараемся сосредоточить свое внимание на истории развития событий вокруг графитовой кладки РБМК. Вместе с тем, эта история была бы неполной, если бы мы не коснулись истории поведения графитовых кладок ПУГР.

К моменту проектирования реакторов РБМК — середина-конец 60-х годов, имелся более чем 20-ти летний опыт эксплуатации ПУГР, который многим казался вполне достаточным, чтобы прогнозировать поведение графитовой кладки РБМК на 30 лет. Было известно, что графитовые блоки претерпевают изменения размеров (деформации) под действием ядерных излучений: происходило уменьшение диаметра отверстия в графитовом блоке (усадка), изгиб графитовых блоков и образование так называемого сложного профиля графитовой ячейки, когда усадка происходила не равномерно по высоте графитового блока, а вблизи торцов шла ускоренная усадка графита с образованием характерных наплывов, которые с легкой руки тогдашнего зам. министра А.И. Чурина были названы «пипками». Характерный вид сложного профиля показан на рис.1, где изображена профилограмма внутреннего отверстия графитовой колонны реактора РБМК.

Все эти особенности поведения графитовых блоков были учтены при проектировании кладки, а именно: блок стал осесимметричным,

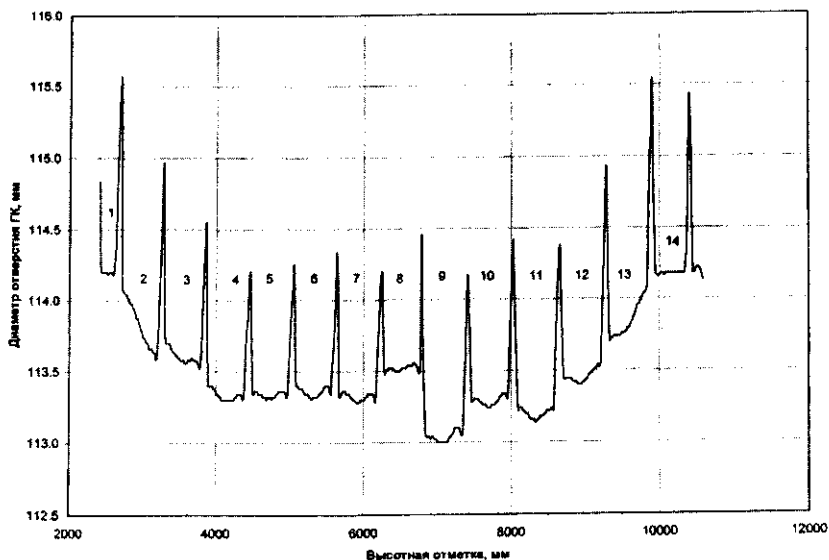


Рис. 1. Профилограмма отверстия графитовой ячейки 12-36 3-го блока ЛАЭС. Измерение 1998 г., энерговыработка 9096 МВт-сут

в отличие от блоков промышленных реакторов, отверстие в которых смещено относительно оси блока для обеспечения «горизонтальной перевязки». Это важное новшество, которое уменьшило изгиб блоков, расположенных в области «плато» активной зоны, где общий градиент потока быстрых нейтронов невелик. Цилиндрическое отверстие в блоке сделано переходящим в расширяющийся к торцу блока конус, чтобы уменьшить влияние наплывов, образующихся вблизи торцов.

С учетом этих усовершенствований предполагалось, что блоки должны обеспечить 30-летний срок службы кладки, при этом не было никаких критериев, которые бы определяли предельный радиационный ресурс блоков и кладки в целом. Был также учтен эффект уменьшения диаметра графитовой ячейки. Для компенсации окружных деформаций графита и технологического канала была разработана специальная конструкция, состоящая из разрезных колец, одно из которых плотно посажено на канал, другое плотно входит в отверстие графитового блока [2]. Зазор между трубой из циркониевого сплава и графитовым блоком должен был обеспечить отсутствие плотного контакта между ними в течение 30 лет. При этом предполагалось, что уменьшение зазора будет происходить с постоянной скоростью.

К сожалению (как часто бывает в России, когда кажется, что всё уже известно), в течение относительно длительной эксплуатации ПУГР, по-существу, не проводилось систематических исследований графита, в особенности в той температурной области, в которой проходила эксплуатация ПУГР, хотя в начальный период их эксплуатации В.И.Клименковым и Ю.Н.Алексенко под руководством И.В.Курчатова был выполнен ряд интересных работ (изменение физических свойств, набухание, энергия Вигнера), которые были доложены на первой Женевской конференции по мирному использованию атомной энергии в 1955 г. [3] и которые были вполне на уровне проведенных к этому времени за рубежом. Однако, это были результаты исследования графита, облученного сравнительно небольшими дозами при сравнительно низких температурах, и они не проясняли природу изменений, происходящих в кладках ПУГР-ов.

В литературе к этому времени появились данные по изменению свойств графита при облучении в области температур 400–700°C, которые показывали, что в этой области температур, в зависимости от степени анизотропии изменение линейных размеров в направлении перпендикулярном оси выдавливания графитовых блоков (при их изготовлении) может быть как положительным, так и отрицательным. Многие специалисты по графиту в то время считали, что для отечественного графита в направлении перпендикулярном оси блока должно происходить увеличение размеров, хотя это мнение ничем не было подтверждено.

В связи с такой неопределенностью возникали различные трактовки эффектов, наблюдаемых в графитовых блоках ПУГРов, часто довольно фантастические. Это мешало определению общей стратегии эксплуатации графитовой кладки. Поэтому каждый эксплуатационный персонал реакторов на местах пытался вырабатывать свои «средства» решения проблемы. Например, калибровка графитовых ячеек или использование графитовых втулок между каналом и графитовым блоком измененного диаметра.

В этот период была создана комиссия по графиту, руководил работой которой А.П.Александров, и назначение которой было — координировать работы по обеспечению эксплуатации кладки.

С целью разработки прогноза поведения кладки в 1964 году было принято решение начать систематические исследования радиационного повреждения графита, которые должны были стать научной поддержкой наблюдений и мероприятий, проводимых на комбинатах. Головным предприятием по этой проблеме был определен Курчатовский институт. Руководителем работ по исследованию графита в ИАЭ был назначен П.А.Платонов. Была организована группа, а впоследствии — лаборатория исследования графита.

Работы велись в сотрудничестве с НИИГРАФИТОм, и с этого времени, по существу, начались работы по исследованию графита применительно к созданию РБМК. Образовалось творческое содружество по исследованию графита, в которое вошли люди, ставшие впоследствии ведущими специалистами в этой области: В.И.Карпунин, О.К.Чугунов, Ю.С.Виргильев, И.Ф.Новобратская, И.П.Калягина. Позже к ним подключились молодые сотрудники: Е.И.Трофимчук, И.Егоров-Кириллов, В.Ф.Викторов, Я.И.Штромбах, Ф.Ф.Жердев. Именно этим составом были выполнены впоследствии основные исследования графита для РБМК. Работы этого периода впоследствии подробно описаны в книгах [4] и [5].

Так как все исследования приходилось начинать практически с нуля, то по предложению А.П.Александрова в ИАЭ им. И.В.Курчатова решено было провести симпозиум по графиту [6]. На симпозиуме, которым руководил С.М.Фейнберг, заслушаны доклады по физике радиационных повреждений графита, по данным зарубежных исследований реакторного графита, по поведению графитовых кладок, методам расчета потоков повреждающих графит нейтронов и др. На симпозиуме, в частности, в докладе П.А.Платонова [6] было впервые показано расчетным путем с использованием моделей, основанных на аналогии теплового расширения и радиационного изменения линейных размеров, что для отечественного реакторного графита в области температуры облучения 400–600°C должна быть характерна усадка как в осевом, так и поперечном направлении, и только в самый начальный момент должно наблюдаться небольшое распухание, т.е. отечественный ядерный графит принципиально ничем не отличается от зарубежных аналогов. Впоследствии эти расчеты были подтверждены экспериментами.

Уже тогда под влиянием С.М.Фейнберга работа симпозиума была ориентирована в значительной степени на проблемы РБМК.

Основной объем исследований радиационного повреждения графита применительно к РБМК был выполнен на реакторе МР, где было установлено несколько каналов с регулируемой температурой, в которых облучались образцы, в том числе, под нагрузкой, для определения характеристик ползучести, необходимых для расчета напряженно-деформированного состояния. В этих экспериментах были определены параметры ползучести в широком диапазоне температур, которые до сих пор используются при расчетах напряженно-деформированного состояния графитовых блоков [7].

В экспериментах на реакторе МР получены основные закономерности изменения свойств графита в пределах режимов работы РБМК. Суммарно по времени эта работа длилась около 15 лет, так как необходимо было получить флюенс нейтронов, соответствующий

30 годам эксплуатации РБМК, а реактор МР не позволял существенно ускорить этот процесс. Однако уже первые несколько лет исследований определили характер кинетики изменений, что позволило однозначно определиться с необходимостью периодической калибровки графитовых ячеек ПУГР.

После того, как стало ясно, что усадка графита – это всерьез и надолго, были разработаны регламенты эксплуатации графитовых кладок, определены сроки калибровки ячеек и т.п..

Проблема исчерпания технологического зазора «канал-графит»

Принципиальное отличие реакторов РБМК от ПУГР состоит в том, что каналы РБМК, в отличие от каналов ПУГР, не должны извлекаться в течение всего срока службы реакторов, и диаметр графитовых ячеек, следовательно, не должен восстанавливаться. Ситуация осложнилась тем, что средняя часть канала, которую предполагалось использовать из сплава циркония с 2,5% ниобия, была подвержена радиационной ползучести, что было известно по данным канадских исследований, так как в Канаде в то время начато было использование циркониевых сплавов и, в частности, сплава циркония с 2,5% ниобия для изготовления каналов реакторов CANDU. Выбору сплава циркония с 2,5% ниобия в качестве материала каналов предшествовали широкие исследования большого числа циркониевых сплавов [8]. Работа над сплавами циркония с ниобием проводилась под руководством Р.С.Амбарцумяна, в ней принимали участие В.В.Гончаров, А.В.Рязанцева, И.А.Анисимова, А.Д.Амаев и другие сотрудники ВИАМ и ИАЭ. Исследования включали изучение действия облучения на механические свойства и коррозионное поведение в среде теплоносителя, однако не было проведено исследование радиационной ползучести. Поэтому при конструировании системы «графитовый блок – технологический канал» были использованы, с одной стороны, канадские данные и, с другой стороны, данные испытаний на ползучесть при повышенной, по сравнению с рабочей, температуре. Испытания проводили при температуре 350°C при средней расчетной температуре канала 306°C. Предполагалось, что увеличение температуры испытания почти на 50°C компенсирует действие облучения. Использование этих данных, в совокупности с данными кинетики изменения диаметра графитовых ячеек промышленных реакторов и полученных к тому времени данных исследований изменений линейных размеров графита при облучении в реакторе МР, приводило к величине зазора «графит -труба» равной 3 мм. Этот зазор должен был обеспечить отсутствие плотного контакта в течение 30 лет, однако для подтверждения этого конструкторского решения, необходимо

было получить данные о ползучести отечественных труб из циркониевого сплава. С этой целью на реакторе МР было организовано крупномасштабное испытание циркониевых каналов. По инициативе В.В.Гончарова все петлевые каналы в реакторе МР (около 20 шт.) были изготовлены из сплава цирконий + 2,5% ниобия. Была также разработана установка для измерения деформаций каналов. В составе петлевых каналов проходили испытания также переходные соединения цирконий – нержавеющая сталь различной конструкции. Таким образом, на реакторе МР под руководством В.В.Гончарова была создана экспериментальная база для радиационных испытаний циркониевых технологических каналов. В создании этой экспериментальной базы и проведении исследований принимали участие П.И.Шавров, Е.П.Рязанцев, П.А.Платонов, А.Н.Иванов, И.А.Фролов и другие сотрудники реактора МР и «горячей лаборатории». В результате проведения этих испытаний было получено уравнение для описания радиационной ползучести циркониевых труб в достаточно широком диапазоне напряжений в температурном интервале 270-320°C [9], что позволяло прогнозировать поведение системы «графит – технологический канал». При этом оказалось, что скорость ползучести канальных труб отечественного производства при сопоставимых условиях существенно выше ползучести канадских труб из такого же сплава. Это объяснялось отчасти тем, что канадские трубы изготавливались из магний-термического циркония, т.е. более загрязненного примесями и, следовательно, более прочного, чем отечественные трубы, которые в то время изготавливались из более чистого иодидного циркония. С другой стороны, отечественные трубы подвергались, после холодной прокатки, рекристаллизационному отжигу при 540°C для обеспечения максимальной коррозионной стойкости, в то время как канадцы использовали трубы после холодной деформации и отжига ниже температуры рекристаллизации, что обеспечивало более высокую прочность и сопротивление ползучести и, наконец, трубы отличались текстурой (характером анизотропии), которая также влияла на сопротивление труб деформации под нагрузкой [10].

Тем не менее, сделанные расчеты с учетом деформации графита показали, что при выбранном зазоре время до его исчерпания должно составить около 30 лет.

Эти результаты были получены в то время, когда 1-й блок ЛАЭС был уже в эксплуатации. По инициативе и с помощью ИАЭ на ЛАЭС было организовано измерение диаметров технологических каналов. Бывший в то время главным инженером ЛАЭС А.П.Еперин активно поддерживал эти работы, в них приняли участие И.А.Воровин, О.Ю.Захаржевский, В.Н.Рогозин. От ИАЭ под руководством П.А.Платонова работы проводили А.Н.Иванов и И.А.Фролов.

Успешной организации работ по наблюдению за кладкой способствовало то, что задолго до пуска 1-го блока ЛАЭС в ИАЭ была подготовлена программа контроля кладки и технологических каналов, основанная на опыте работы на ПУГРах, а также на аналогичных программах, реализованных на английских уран-графитовых реакторах и канадских CANDU. Программа, помимо измерений деформации каналов и графита, включала установку образцов-свидетелей и реперных каналов с мониторами для измерения потоков нейтронов на графит. К сожалению, не все пункты этой программы удалось выполнить, но на ее основе впоследствии был разработан регламент контроля кладки и каналов.

Уже спустя несколько лет после начала измерений оказалось, что трубы увеличивают свой диаметр быстрее, чем было предсказано по результатам измерений на МР. Анализ показал, что это расхождение связано с ошибкой в расчете потока быстрых нейтронов, падающего на циркониевую трубу и графитовый блок в РБМК. Проведенные уточненные расчеты и экспериментальные измерения показали, что расчеты потоков быстрых нейтронов, использованные при первоначальных оценках скорости изменения технологического зазора, занижали плотность потока быстрых нейтронов в 1,7 раза. С учетом этого коэффициента скорость ползучести канальных труб, рассчитанная на единицу потока, достаточно хорошо совпадала с результатами, полученными на МР. Тогда стало очевидно, что технологический зазор должен исчезнуть не через 30 лет, как по проекту, а через 15-18 лет. Так возникла проблема исчерпания технологического зазора.

А.П.Александров был очень обеспокоен возможностью механического взаимодействия канала и графита. Его беспокоила, прежде всего, возможность деформации под этим взаимодействием технологического канала. Характерно, что это беспокойство он выражал еще до того, как стало ясно, что контакта не избежать. Им было дано поручение В.В.Гончарову продумать постановку модельного эксперимента в реакторе МР. Е.П.Рязанцевым и П.А.Платоновым было предложено установить в центральную ячейку МР модель ячейки реактора РБМК уменьшенных размеров с циркониевым каналом, загруженным мощной ТВС [4].

Графитовые блоки этой «графитовой колонны» были профилированы так, чтобы часть блоков через некоторый промежуток времени должны были прийти в контакт с трубой. Этот эксперимент показал, что при контакте трубы и графита в графитовом блоке достаточно быстро образуется сквозная трещина. Тогда не было ясно, к каким последствиям может привести образование таких трещин; это стало понятно после того, как сквозные трещины

появились в ПУГР. Мы рассмотрим это ниже. Однако результаты этого эксперимента были важными аргументами при рассмотрении складывающейся ситуации.

Тем не менее, прогноз, сделанный ИАЭ, далеко не сразу был воспринят как Главным конструктором, так и руководством отрасли. И только через несколько лет, когда накопилась достаточная статистика измерений как деформаций технологических каналов, так и графитовых блоков, этот прогноз был воспринят серьезно.

Стал рассматриваться вопрос о необходимости замены технологических каналов и восстановлении размеров графитовых ячеек. Было ясно, что экономически это выгодно. Для рассмотрения этого вопроса и выработки рекомендаций была создана рабочая группа под руководством В.Д.Балдина (НИКИЭТ). В ИАЭ была создана своя рабочая группа под руководством П.А.Платонова. Обе группы пришли к выводу о необходимости проведения капитального ремонта с заменой технологических каналов. В материалах рабочей группы ИАЭ, кроме того, были рассмотрены сценарии развития событий в случае, когда замена каналов будет проведена и когда такой замены не будет [11], а также впервые сформулированы критерии оценки предельного состояния графитовой кладки канальных реакторов. Эти критерии могли стать основой для разработки нормативных документов по определению предельного состояния графитовой кладки канальных реакторов. Однако после чернойбыльской катастрофы все работы по созданию норм прочности графитовых изделий, которые были намечены к проведению НИКИЭТ, ИАЭ и НИИАР, были прекращены ввиду отсутствия финансирования.

Критерии работоспособности будут рассмотрены ниже, а пока, возвращаясь к проблеме технологического зазора, можно сказать, что в 1987 году решение о замене технологических каналов на реакторе 1-го блока ЛАЭС было принято, и оно было своевременным, так как до расчетного времени замены каналов по данным измерений оставалось около 2-х лет, и за это время необходимо было изготовить комплект каналов, разработать комплект инструментов для калибровки графитовых ячеек, подготовить технологию утилизации извлеченных каналов и графитовых колец и т.п.

Таким образом, благодаря проведенным исследованиям графита и технологических каналов, и организации систематических наблюдений за кладкой и каналами на ЛАЭС, а также благодаря настойчивости специалистов, занимающихся этой проблемой, решение о замене каналов было принято своевременно, что дало возможность подготовиться к этой масштабной работе.

В 1989-91 годах замена технологических каналов на 1-м и 2-м энергоблоках ЛАЭС была успешно проведена, при этом производилось измерение размеров практически всех технологических каналов и отверстий графитовых блоков. Эти массовые измерения подтвердили, что прогноз срока замены технологических каналов был сделан достаточно точно; хотя и были случаи извлечения каналов с большим усилием, большая часть каналов была извлечена свободно (усилие извлечение ТК не превышало 2-3 т).

Это была огромная работа, потребовавшая больших усилий, новых инженерных решений, кроме того, она была совмещена с работами по общей реконструкции реактора, направленной на повышение безопасности. Поэтому автор не берется комментировать ход этих работ в настоящей статье, она подробно описана в книге [12].

Точность прогноза была подтверждена и при замене каналов на 2-ом блоке ЛАЭС. Замена каналов на 2-ом блоке ЛАЭС была проведена позже, чем было рекомендовано по прогнозу, что привело к тому, что некоторая часть каналов была извлечена с большими усилиями (до 15 тонн). Тем не менее, замена каналов на 2-блоке ЛАЭС была успешно проведена без повреждений кладки.

В дальнейшем, если по каким-либо причинам намечалась отсрочка замены каналов, например, на 2-ом блоке Курской АЭС, то решение о продлении эксплуатации без замены принималось после соответствующего согласования и проведения необходимых расчетов.

Так как зазор между каналом и графитом был восстановлен практически полностью, то была уверенность в том, что зазор не исчезнет в последующие 15 лет эксплуатации, даже если скорость усадки графита останется постоянной. К этому времени уже хорошо было известно, что графит под облучением при температурах, характерных для РБМК, испытывает сначала усадку, а затем набухание, так что можно было ожидать, что скорость усадки отверстия со временем будет уменьшаться, поэтому можно было говорить о продлении эксплуатации за пределами 30 – летнего проектного срока, однако, это – отдельная тема.

Для того, чтобы спрогнозировать кинетику изменения зазора, необходимо было разработать методы расчета напряженно-деформированного состояния графитовых блоков. Дело в том, что изменение размеров блока, в том числе центрального отверстия, есть результат протекания процесса деформирования за счет ползучести под действием внутренних напряжений, обусловленных наличием градиентов температуры и нейтронного потока по сечению графитового блока. Впервые расчет напряженного состояния графитовых блоков с учетом ползучести был выполнен П.А.Платоновым применительно к блокам промышленных реакторов. Эти расчеты были

приближенными: они объясняли качественно возможность образования трещин, наблюдавшихся в графитовых блоках, но не давали картины перемещений. Более совершенные методы были разработаны А.А.Тутновым и В.Н.Маневским, однако и эти методы, основанные на механике сплошных сред, не давали адекватного результата.

Только относительно недавно В.Н.Маневским были разработаны новые методы расчета напряжений и перемещений в графитовых блоках, основанные на новых представлениях о свойствах графита как среде, содержащей субэлементы, находящихся в различном состоянии [13]. Верификация этих методов по данным измерения деформаций графитовых блоков РБМК и ПУГР дала хорошие результаты, и эти методы были аттестованы.

Результаты расчетов по этим методикам, выполненные для 1-го блока ЛАЭС, иллюстрирующие кинетику изменения зазора до и после проведения замены канала с восстановлением зазора, показаны на рис.2. Как следует из графика, данные измерений полностью подтвердили прогноз до времени замены каналов. Насколько прогноз оправдывается после замены каналов, покажут измерения, которые будут проведены при комплексном исследовании графитовой кладки, проводимом в 2002 году, так как, к сожалению, а с точки зрения эксплуатирующей организации — к счастью, за 13 лет эксплуатации после замены каналов ни один из них не был извлечен, и ячейки не измерялись.

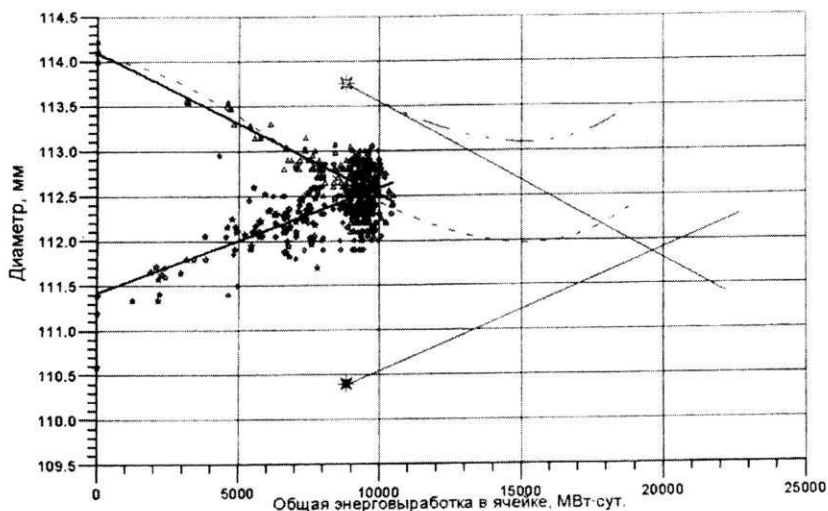


Рис. 2. Сравнение предсказания времени (энерговыработки) до исчерпания зазора для 2-го блока ЛАЭС по результатам массовой замены ТК в 1991 году, и после калибровки графитовых блоков и КТК, с использованием линейных регрессий. Пунктирная линия — расчет перемещений ГБ

Критерии предельного состояния

Как уже было отмечено выше, при конструировании реактора РБМК не было ни «Норм расчета на прочность...», ни нормативных критериев, на основе которых можно было бы оценить предельное состояние графитовой кладки. По существу, их нет и сейчас в строго сформулированной форме. Есть предложения в отчетах НИКИЭТ и РНЦ КИ, в статьях и докладах на конференциях. Тем не менее, этими неофициальными критериями пользуются при оценке состояния кладок и, видимо, они будут оформлены при обосновании продления срока службы кладок за проектный период. Работы по созданию норм прочности для графита начались около 20 лет назад. В НИКИЭТе эти работы проводились отделом прочности под руководством О.А.Шацкой. В работе принимали участие Б.С.Родченков, Н.А.Шеенкова, А.М.Смоленцев, а также специалисты из НННГРАФИТа — Ю.С.Виргильев и И.П.Калягина.

Основной объем экспериментальных исследований по этой теме велся в ИАЭ им. И.В.Курчатова лабораторией графита, руководимой в то время В.И.Карпухиным, а в последствии О.К.Чугуновым. Основными исполнителями были: О.К.Чугунов, В.Н.Карпунин, И.Ф.Новобратская, Я.И.Штромбах, В.М.Алексеев, В.Ф.Викторов, В.Н.Маневский, Е.И.Трофимчук.

В этих исследованиях была получена база данных по изменению свойств графита при различных условиях облучения, которая позволила сформулировать некоторые критерии оценки предельного состояния графита как конструкционного материала, так и графитовых деталей (блоков, втулок) в целом.

В начале 80-х годов нами был предложен в качестве критерия предельного состояния графита — так называемый критический флюенс нейтронного облучения, т.е. флюенс повреждающих нейтронов, после которого начинается интенсивная деградация всех свойств графита как материала.

В качестве иллюстрации на рис. 3 представлены графики изменения основных свойств графита в зависимости от флюенса нейтронов. Как видно из рисунка, начиная с некоторой величины флюенса нейтронов происходит интенсивное распухание графита, уменьшение прочностных его характеристик, теплопроводности. За критический был условно принят флюенс нейтронов, при котором объем образцов графита (плотность) после стадии усадки возвращается к исходной величине. Применительно к режиму работы кладки реактора РБМК-1000 эта величина была определена как $2,2 \cdot 10^{22}$ нейтрон/см² ($E_n > 0,18$ МэВ), что вполне обеспечивает 30-летний проектный срок службы реактора и даже оставляет

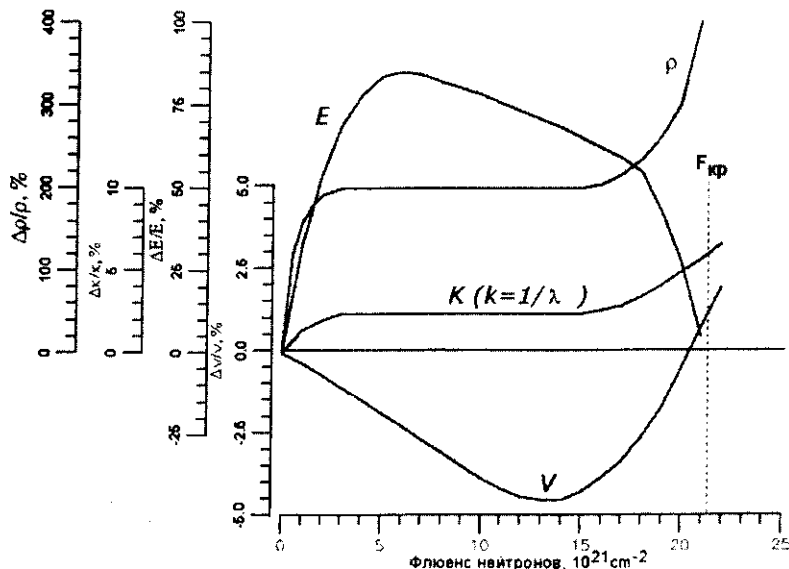


Рис. 3. Определение критического флюенса нейтронов для реакторного графита облученного при температуре 500-600°C. V — объемные изменения; E — модуль упругости; κ — тепловое сопротивление; ρ — электросопротивление

некоторый запас (около 8 лет) на продление срока службы реактора за проектный.

Еще ранее, как в ИАЭ, так и в других организациях, в том числе за рубежом, проводились исследования по возможности восстановления свойств путем отжига [14] по аналогии, например, со сталями. Однако исследования показали, что деградация графита под облучением происходит практически необратимо и эта необратимость заложена в природе графита; прежде всего в высокой анизотропии свойств кристаллов и своеобразии его микроструктуры. Микромеханизм деградации графита был подробно исследован Б.А.Гуровичем и Я.И.Штробмахом в конце 1980-х годов и было показано, что одним из основных механизмов деградации является взаимодействие кристаллитов графита, имеющих различающиеся размеры, что характерно для двухфазных структур реакторного графита. Так как скорость формоизменения кристаллов сильно зависит от их размеров, то соседство кристаллов разного размера при облучении приводит к их разрушению. Типичная картина необратимой деградации структуры графита на границе крупнозернистой и мелкозернистой компоненты показана на рис.4 [5].

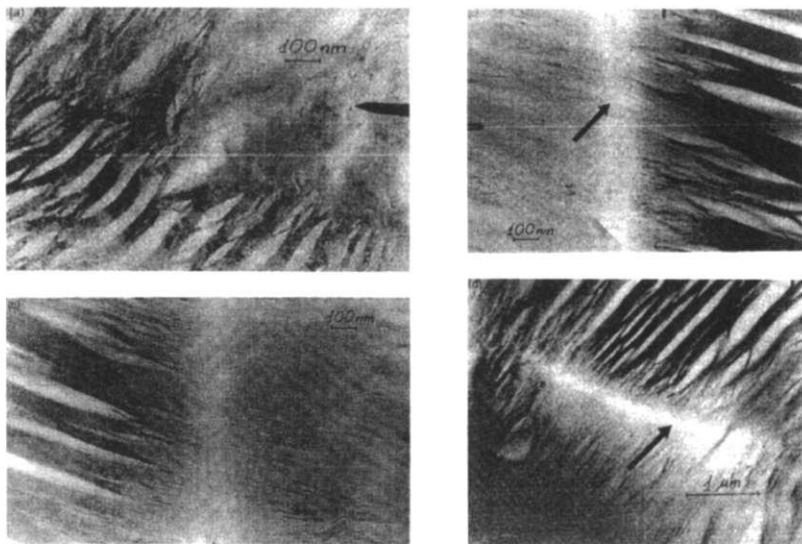


Рис. 4. Разрушение структуры реакторного графита под действием облучения на границе «наполнитель — связующее» (граница показана стрелкой)

Наблюдение за кладками промышленных уран-графитовых реакторов, вместе с тем, показало, что в кладках происходят процессы, которые могут сместить предельный срок службы в сторону меньших флюенсов нейтронов (энерговывыработок в ячейках реактора), чем величина, определяемая деградацией материала.

В конце 70 — начале 80-х годов при плановых осмотрах кладки реактора АВ-3 было обнаружено быстро возрастающее количество продольных сквозных трещин в графитовых блоках кладки. При этом трещины постепенно расширялись, что приводило к постепенному росту температуры графитовой кладки и увеличению диаметра графитовой кладки в целом (образованию «бочки»), что хорошо прослеживалось по величине искривления периферийных графитовых ячеек. ИАЭ в то время представил качественную картину этого процесса, полагая, что растрескивание графитовых блоков было вызвано внутренними радиационно-термическими напряжениями, генерируемыми радиационными деформациями, вызванными градиентами нейтронного и температурного полей по сечению графитового блока. Внутренние слои ГБ по оценке специалистов ИАЭ должны были к этому времени перейти в стадию набухания, а наружные — продолжали усаживаться, что должно было привести к возникновению растягивающих напряжений на

наружной поверхности графитового блока и, в конечном счете, образованию трещины.

Раскрытие трещин и «разворот» треснувших графитовых блоков (увеличение их поперечных габаритных размеров) должно было приводить к взаимодействию блоков соседних графитовых колонн (их «расталкиванию»), что в конечном итоге и приводило к искривлению графитовых ячеек и искривлению (распуханию) всей кладки в целом. Поскольку усилия, развиваемые распухающей кладкой, должны быть достаточно велики (практически непреодолимы сдерживающими металлоконструкциями – бандажами), то это в конце концов должно было приводить к фатальному исходу. Руководство комбината «Маяк» не склонно было верить этой неизбежности, полагая, что трещины в блоках имеют «рукотворную» природу – образовались в результате воздействия инструмента при периодической калибровке ячеек, и ситуацию можно исправить, укрепив кладку специальными каналами.

Для выяснения состояния графита кладки из блоков были выверлены образцы графита (керны) и проведены всесторонние исследования их физико-механических свойств с последующим опережающим дооблучением в исследовательском реакторе МР, которое показало правильность сделанных специалистами ИАЭ предположений, т.е. на самом деле графит внутренних слоев блоков перешел уже в стадию распухания. Время также подтвердило правильность гипотезы о неизбежности развала кладки: спустя несколько лет центральный бандаж, стягивающий кладку, лопнул, после чего вскоре эксплуатация реактора была прекращена.

Тем не менее, между появлением первых трещин (начала массового растрескивания блоков) и остановкой реактора в 1990 г. (после 37 лет эксплуатации) прошло достаточно много времени. Кинетика развития (деградации) состояния кладки реактора АВ-3 показана на рис.5. На основании анализа этих результатов в ИАЭ была предложена концепция растянутой во времени деградации графитовой кладки, которая может быть контролируемой.

Такой подход в принципе отличается от ситуации, например, с корпусом реактора ВВЭР, где достижение предельного состояния строго детерминировано. Впервые эта концепция была высказана в 1995 году на конференции в Bath University по проблеме графитовых кладок [16].

Таким образом, сейчас можно рассматривать 3 критерия жизнеспособности графитовых кладок:

- критический флюенс нейтронов для графита кладки;
- появление сквозных продольных трещин в блоках кладки – начало массового растрескивания блоков;

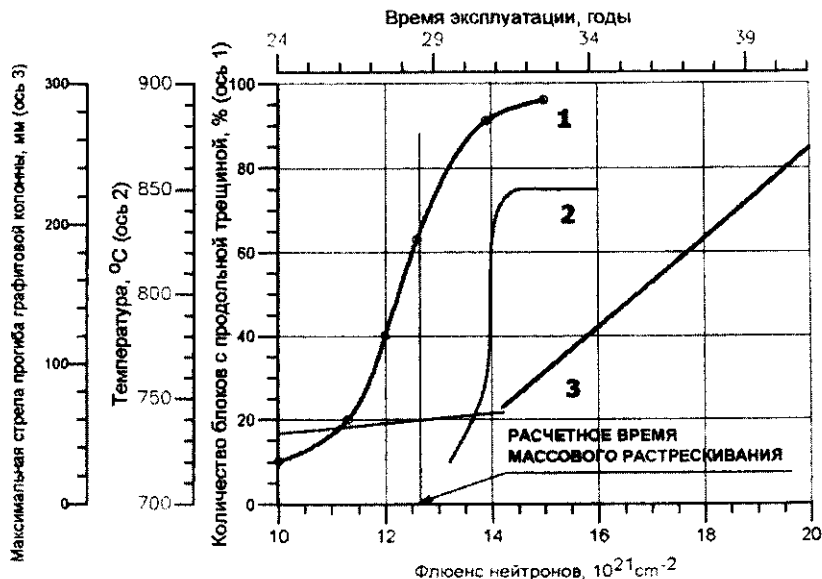


Рис. 5. Деграция кладки реактора ПО «Маяк»

- деформация всей кладки в целом, лимитируемая кривизной периферийных каналов, предельное значение которой определяется условиями безопасной работы реактора.

Разработанные в РНЦ КИ методы и методики расчета напряженно-деформированного состояния (НДС) графитовых блоков позволяют оценить время до появления в них сквозных трещин, при этом нельзя говорить о какой-то точной величине, а только о некотором интервале времени начала массового растрескивания блоков, поскольку прочность графитовых блоков даже в исходном состоянии имеет достаточно большой разброс.

На рис.5 отмечено расчетное время появления трещин в блоках реактора АВ-3, и видно, что это время укладывается в интервал времени, в течение которого развивается процесс растрескивания блоков всей кладки.

Проведенные в последние годы расчеты показывают, что время до появления первых трещин в наиболее напряженных по параметрам эксплуатации блоках кладки реактора РБМК составляет около 30 лет. Если принять упомянутую концепцию «растянутой во времени» деградации кладки, то по аналогии с промышленными реакторами срок службы кладки этого реактора должен составить около 40 лет, т.е. оба критерия дают примерно одну и ту же

величину. Вместе с тем есть определенные предпосылки считать эти критерии излишне консервативными.

Для уточнения этих критериев не хватает некоторых данных, как экспериментальных, так и расчетных. К сожалению, в 80-х годах и особенно после Чернобыльской аварии финансирование работ по графиту, в том числе и по «Нормам расчета на прочность...» полностью прекратились.

В то время среди многих специалистов и руководителей господствовало мнение, что все реакторы РБМК надо закрыть и, уж во всяком случае, не продлять их срок службы. Однако уже в начале 90-х годов после проведения мероприятий по повышению безопасности реакторов РБМК и в условиях новой «рыночной» экономики стало совершенно ясно, что срок службы всех реакторов, в том числе и реакторов первого поколения, нужно продлять.

Понимая, что обоснование продления срока службы кладки невозможно без продолжения исследования графита и не надеясь на положительную реакцию Минатома РФ, мы в 1992 г. обратились к дирекциям Ленинградской и Курской АЭС с предложением реализации программы исследований, направленных на обоснование продления срока службы графитовой кладки РБМК, однако никакой реакции на это обращение не было получено.

Работы по графиту в период начала 90-х годов были эпизодическими, например, исследование кернов из кладки КуАЭС. Единственной серьезной проблемой, предложенной для решения концерном «Росэнергоатом» была проблема замены сырья при производстве колец «твердого контакта», необходимых при замене технологических каналов. Эта задача успешно была решена в 2000 г. В результате расчетно – экспериментальных исследований было показано, что графит, изготовленный на основе пекового кокса (марка графита ВПГ-КП) не уступает по свойствам графиту ВПГ на основе нефтяного кокса КНПС, из которого кольца изготавливали ранее и которого теперь нет. Было также теоретически показано, что радиационная стойкость нового графита не должна уступать традиционному графиту ВПГ, однако радиационные испытания нового графита так и не были проведены к моменту написания этой статьи.

В конце 1990-х годов необходимость проведения дополнительных исследований для обоснования продления срока службы кладки 1-го блока ЛАЭС «овладела сознанием» руководства ЛАЭС, и с РНЦ КИ был заключен договор на исследование графитовой колонны, извлеченной из реактора 3-го блока ЛАЭС. Эта работа позволила сделать подробный анализ распределения свойств по графитовым блокам, провести оценку остаточных напряжений

в блоках, их формоизменение и т.д.. Эта работа, завершенная в 2001 г., показала реальность прогнозов ИАЭ на продление срока службы кладки.

В связи с активизацией работ по графиту, направленных на продление срока службы кладок, был организован Координационный совет по проблемам графита и графитовых кладок ядерных установок под председательством П.А.Платонова (заместитель – В.Д.Балдин), куда вошли наиболее компетентные специалисты – представители институтов, АЭС, Минатома и эксплуатирующей организации.

Что касается упомянутых выше критериев, нам представляется, что в них можно найти некоторый излишний консерватизм. В отношении критического флюенса нейтронов с помощью анализа существующих экспериментальных данных в 1999 году в РНЦ КИ совместно с НИКИЭТ было показано, что если учесть действие не только нейтронов, но и гамма-излучения, то критический флюенс нейтронов, принятый в настоящее время, определенный при облучении графита в реакторе МР, для условий облучения в РБМК может быть увеличен на 30-50%, что эквивалентно увеличению срока службы на 10-15 лет сверх проектного [17]. Эта работа была проведена по инициативе В.А.Николаенко и при поддержке Е.О.Адамова. В ней принимали участие В.А.Николаенко, В.Н.Кузнецов, В.И.Карпухин, П.А.Платонов, О.К.Чугунов, В.М.Алексеев, Я.И.Штромбах (РНЦ КИ), А.В.Субботин, Б.С.Родченков, Ю.Э.Хандомиров (НИКИЭТ), И.Г.Лебедев (НИИАР).

Количественной характеристикой, учитывающей действие гамма-излучения, был предложен так называемый фактор состава излучения (ФСИ) – отношение потока повреждающих нейтронов к потоку гамма-излучения. Было показано, что в рассматриваемой области температур (400-700°С) с увеличением ФСИ увеличивается критический флюенс нейтронов. На рис.6 показана зависимость критического флюенса нейтронов для облучения в реакторе МР (экспериментальная кривая) и расчетные зависимости для РБМК и БОР-60 [18]. Опираясь на этот анализ, НИКИЭТ (А.В.Субботин) совместно с РНЦ КИ (О.К.Чугунов) и НИИАР (А.С.Покровский) разработали в 1999 году программу исследований, направленную на экспериментальное определение критического флюенса нейтронов в зависимости от ФСИ. Эта программа в настоящее время реализуется (хотя и с большими трудностями) и, по-видимому, это единственное серьезное продолжение исследований реакторного графита после почти 15-ти летнего перерыва, направленное на обоснование продления срока службы графитовых кладок.

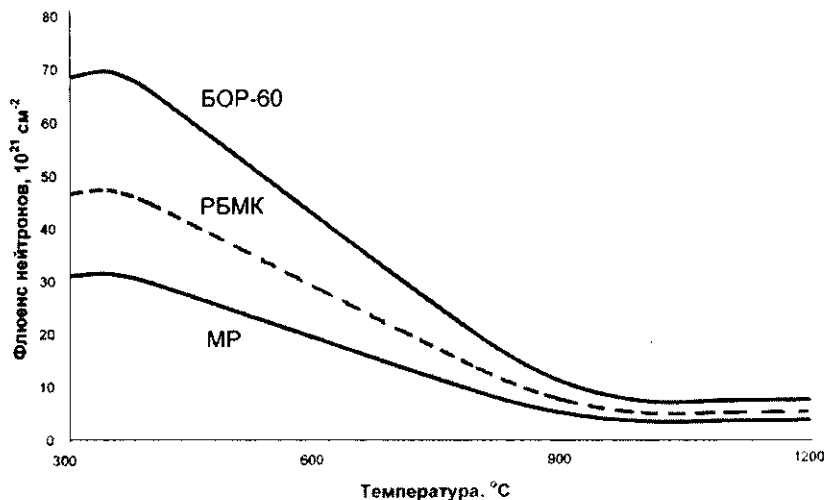


Рис. 6. Критический флюенс нейтронов для реакторов с различным соотношением состава излучения

Уже в процессе написания этой статьи появились первые результаты обследования кладки первого блока ЛАЭС после 29 с лишним лет эксплуатации. Эти результаты будут тщательно проанализированы, однако уже сейчас можно сказать, что прогнозы, сделанные РНЦ КИ в отношении поведения кладок качественно подтверждаются. Вместе с тем, расчетные методы, используемые в настоящее время, должны быть усовершенствованы на основе разработки трехмерных программ с учетом новой модели, базирующейся на представлении о субэлементах. Эти расчеты позволят уточнить радиационный ресурс кладок РБМК.

В то же время комплексное обследование реактора может выявить новые аспекты проблемы продления срока службы, которые, возможно, потребуют новых стратегических решений, касающихся, в частности, работоспособности технологических каналов за пределами их 20ти -летнего срока службы.

Автор благодарит сотрудников лаборатории исследования графита ОРМ ИРТМ — В.И.Карпухина, О.К.Чугунова, В.Н.Маневского, И.Ф.Новобратскую, В.М.Алексеева — за помощь в подготовке статьи.

Список литературы

1. Материалы сессии АН СССР по мирному использованию атомной энергии. «Атомная энергия», том 3, ноябрь 1957 г.
2. Н.А.Доллежал, И.Я.Емельянов. Канальный энергетический реактор. Москва, Атомиздат. 1980 г.
3. В.И.Клименков, Ю.Н.Алексенко. Изменение свойств графита под действием облучения нейтронами. В кн. Сессия Академии Наук СССР по мирному использованию атомной энергии. 1-5 июля 1955 г., Заседания отделения физико-математических наук, стр.322. Изд-во АН СССР. Москва, 1955 г.
4. В.В.Гончаров, Н.С.Бурдаков, Ю.С.Виргильев, В.И.Карпукhin, П.А.Платонов. Действие облучения на графит ядерных реакторов. М., Атомиздат. 1978 г.
5. Физика радиационных явлений и радиационное материаловедение. Под ред. Проф. А.М.Паршина, проф. И.М.Неклюдова, проф. Калмышанченко. Белгородский государственный университет. Москва – Санкт-Петербург – Белгород. 1998.
6. Симпозиум в ИАЭ им. И.В.Курчатова «Радиационные повреждения графита в ядерных реакторах». 30 июня – 2 июля 1965 г. Москва 1966 г. Препринт ИАЭ №1101.
7. П.А.Платонов, К.П.Дубровин, В.И.Карпукhin, Ю.С.Виргильев. «О радиационной ползучести урана и графита». Radiation damage in reactor materials. Proceedings of a simposium. Vienna. 2-6 June 1969, pp.417-428.
8. A.D.Amaev, R.S.Ambartsumyan, A.A.Kiselev et.al. «Influence of some reactors upon nitriding and variation of properties of zirconium alloy with 1% Nb used for fuel element cladding in water – moderated water – cooled power reactors. Third United Nations International Conference on the Peaceful Uses of Atomic Energy. A/conf.28/p/342 USSR. May 1964.
9. П.А.Платонов, И.А.Фролов, А.Н.Иванов. «Радиационная ползучесть труб из сплава циркония с 2,5 % ниобия». Отчет ИАЭ №62-1145. 1980.
10. И.А.Фролов «О количественном описании кристаллографических текстур канальных труб из сплавов циркония». Отчет ИАЭ №62-1100. 1980.
11. Прогноз поведения каналов и графитовой кладки реакторов РБМК после образования плотного контакта между ними. Доклад рабочей группы. ИАЭ, Инв. №60/251. 1986 г.
12. Л.А.Белянин, В.И.Лебедев, Л.В.Шмаков, Ю.Г.Скок. «Безопасность АЭС в изобретениях». Энергоатомиздат. Москва. 1998 г.
13. The calculation of the stress-strain state of graphite bricks of the uranium-graphite reactors and the prognosis of the destruction of the graphite stack RBMK– reactors. V.N. Manevski et.al. Transactions of the 12-th International Conference on Structural mechanics in reactor technology. Y.A., MPA, University of Stuttgart, 1993, F01/6, pp.121-127.
14. P.A.Platonov, E.I.Trofimchuk, O.K.Chugunov, V.I.Karpukhin,

- Yu.P.Tumanov, S.I.Alexeev «Anniling of radiation damage in graphite». Radiation Effects. 1975, Vol.25, pp. 105-110.
15. Ya. I. Shtrombakh, P.A.Platonov, B.A.Gurovich, V.M.Alekseev. «Radiation behaviour of graphite for HTGR». IAEA-TECDOC-901. Graphite moderator lifecycle behaviour. Proceedings of a specialists meeting held in Bath, United Kingdom, 24-27 September 1995.
 16. P.A.Platonov, O.K.Chugunov, V.N.Manevsky, V.I.Karpukhin «Radiation damage and life -time evaluation of RBMK graphite stack». IAEA-TECDOC-901. Graphite moderator lifecycle behaviour. Proceedings of a specialists meeting held in Bath, United Kingdom, 24-27 September 1995.
 17. В.А.Николаенко, П.А.Платонов и др. «Влияние состава излучения на радиационную повреждаемость графита». Атомная энергия. Т.87, вып.1, июль 1999 г., стр.24-28.
 18. П.А.Платонов и др. «Оценка состояния и прогнозирование ресурса графитовых кладок реакторов РБМК» в сб. докладов «Опыт конструирования ядерных реакторов». М.: ГУП НИКИЭТ. 2002.

РАЗВИТИЕ МЕТОДИКИ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКОГО РАСЧЕТА РБМК

Краюшкин А.В.

Методы, используемые в нейтронно-физическом расчете РБМК, за тридцатилетний период, прошедший от начала эксплуатации реакторов, существенно изменились.

Главным образом это было связано с фактором колоссального прогресса в средствах вычислительной техники, но также происходило и под влиянием задач, выдвигавшихся эксплуатацией реакторов и накопленного экспериментального материала.

Основной принцип нейтронно-физического расчета — разделение его на две части (этапы):

- расчет ячейки реактора;
- расчет реактора в целом;

сохраняется и поныне, хотя имеются и отступления от него. В настоящее время имеется возможность проводить расчет реакторов с использованием программ, реализующих метод Монте-Карло, в котором обе части расчета объединены. При таком подходе фактически решается уравнение переноса нейтронов во всем объеме реактора с минимумом геометрических упрощений. Это, однако, возможно для ряда модельных и пока только стационарных задач.

Основная же часть задач, по-прежнему, решается с разделением расчета на две части. Рассмотрим методики, использовавшиеся ранее и используемые сейчас на обоих этапах.

Методика расчета ячейки реактора

Программа ВРМ

На стадии проектирования реактора и в первые годы эксплуатации основной (и практически единственной) программой, использовавшейся для расчета ячеек РБМК, являлась программа ВРМ.

Назначение программы:

- расчет выгорания топлива и изотопного состава;
- расчет двухгрупповых сечений рабочих ячеек, а также параметров канала для гетерогенных программ, реализующих метод Галанина—Фейнберга.

При расчете тепловой области в программе ВРМ рассматривается двухзонная ячейка (канал-графит) в приближении Вигнера-Зейца. Поток нейтронов в ней рассчитывается аналитически в одnogрупповом P_1 приближении. Нейтронные сечения определяются с использованием формализма Весткотта (спектр нейтронов представляется в виде суммы максвелловского спектра с эффективной температурой нейтронов и спектра замедления Ферми). Эффективная температура нейтронов является функцией координат и рассчитывается специальным образом.

Микроход потока нейтронов по отдельным твэлам также рассчитывается в P_1 приближении. Быстрая и резонансная области энергии описывается с помощью коэффициента размножения на быстрых нейтронах μ и вероятности избежать резонансного захвата ϕ . В блоки расчета этих величин введены поправки на базе экспериментов и более точных расчетов.

Программа WIMS-D4

С начала 80-х годов для расчета ячеек РБМК начала использоваться программа WIMS-D4.

Программа WIMS-D4 предназначена для расчета ячеек реактора разного типа. Программа обеспечивает пользователю выбор физических моделей и методов решения. Решение уравнения переноса может проводиться методом дискретных ординат, либо методом вероятности столкновений. Используемые алгоритмы основаны на достаточно аккуратном описании тепловой и резонансной области энергий нейтронов и могут применяться также для малогруппового расчета.

Геометрические модули программы WIMS-D обеспечивают возможность одномерного расчета ячеек в плоской и цилиндрической геометрии, при этом предусмотрены специальные средства для расчета кластеров, а также возможность расчетов полиячеек.

Кроме задач на критичность программа WIMS-D позволяет проводить расчеты выгорания с изменением изотопного состава выгорающего материала а также получать скорости реакций и малогрупповые сечения рассматриваемых ячеек.

Программа WIMS использует 69-групповую библиотеку, в которой энергетические группы подразделяются следующим образом (в порядке убывания энергии): 27 эпитепловых групп, среди которых представлены 14 быстрых и 13 резонансных групп, и 42 тепловых группы. Программа WIMS использует различный подход при определении сечений в этих энергетических областях.

Для каждого изотопа в библиотеке представлены 69-групповые микросечения поглощения, деления (если требуются, только для делящихся) и рассеяния, в барнах. В тепловой области может быть задана температурная зависимость сечений.

Для учета температурной зависимости и резонансной блокировки сечений в 13 резонансных группах включены факторы блокировки Бондаренко, представленные в виде отдельных резонансных таблиц для изотопов, которые описаны как резонансные. В библиотеке допускается присутствие нескольких версий резонансных таблиц, каждая с собственным номером, для одного изотопа.

В программе WIMS не предусмотрена температурная зависимость сечений в быстрой энергетической области.

Термализационные P1-матрицы для основных замедлителей (H, D, C, O) включены в библиотеку в виде отдельного дополнительного блока.

Программа MCNP

Программа MCNP, реализующая метод Монте-Карло, применяется как для расчета ячеек РБМК, так и для решения ряда других, достаточно “тонких” задач вплоть до полномасштабных расчетов реактора.

Расчет ячейки с помощью MCNP позволяет верифицировать результаты, даваемые WIMS-D4, а также уловить эффекты, недоступные WIMS-D4.

В качестве примера показано (рис.1) расчетное распределение содержания Pu-239 по твэлам РБМК. Пространственно-энергетическое распределение потока нейтронов рассчитывалось по MCNP, а изменение изотопного состава по программе CHAIN.

Программа MCNP применяется также для расчета полей нейтронов за пределами реактора. Данная задача возникает в связи с подготовкой к выводу реактора из эксплуатации, когда необходимо определять активность металлоконструкций реактора. В качестве

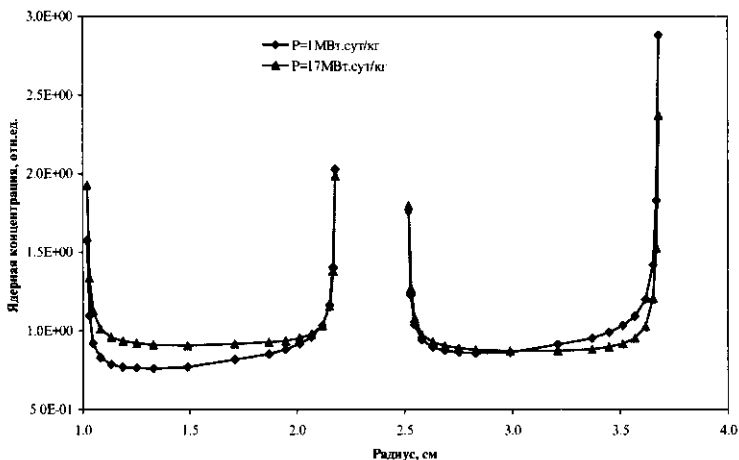


Рис.1. Относительное распределение содержания Pu-239 по ТВЭЛам

примера на рис.2 показан рассчитанный в двух приближениях (гомогенная модель, точная геометрия) ход потока нейтронов в верхней плите реактора (схема Е).

Видно, что точный учет геометрии изменяет результат на порядки.

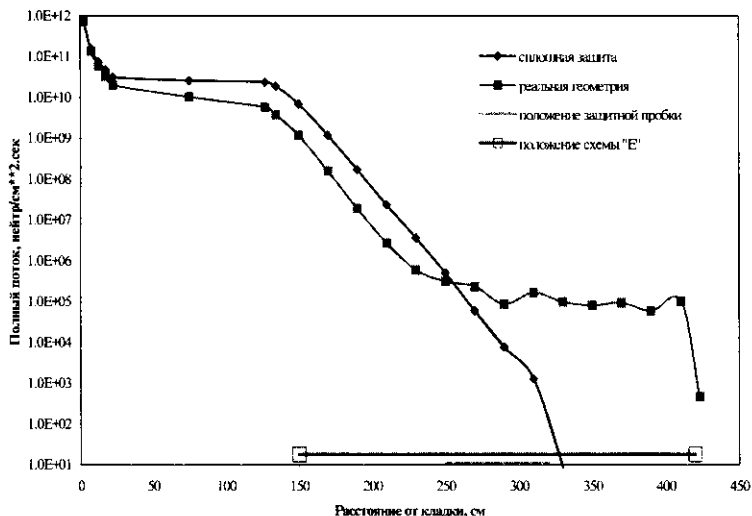


Рис.2. Изменение плотности потока нейтронов при прохождении верхней защиты

Методика расчета реактора

Расчет реактора на этапе проектирования выполнялся с помощью достаточно простых гомогенных программ, описывающих активную зону в одномерной или двумерной R-Z геометрии (программа ДСП). Кроме того, для расчета полиячеек и малых сборок применялись гетерогенные программы, решающие уравнение Галанина-Фейнберга (программы УГ и ГЭ).

К моменту пуска 1-го блока РБМК были разработаны полномасштабные двумерные программы, производящие расчет реактора в x-y геометрии:

- БОКР — двухгрупповая программа, использующая представление активной зоны в виде набора гомогенных ячеек и конечно-разностный метод решения уравнений диффузии;
- QUAM — двухгрупповая программа, использующая оригинальный «квазиальбедный метод», позволяющий применять методику Галанина-Фейнберга к системам с большим числом каналов.

В настоящее время расчеты РБМК выполняются в трехмерной геометрии. Для расчетов используются программы STEPAN (РНЦ КИ), SADCO (НИКИЭТ), ТРОУКА (ВНИИАЭС).

Перечисленные программы имеют следующие общие черты:

- используется двухгрупповое диффузионное приближение;
- реактор представляется в виде набора гомогенных ячеек;
- библиотека двухгрупповых нейтронных сечений, как правило, генерируется с помощью программы WIMS-D4.

Отличия между ними заключаются:

- в методах решения двухгрупповых уравнений диффузии;
- в методах учета теплогидравлической обратной связи;
- в возможностях решения различных задач.

Несколько особняком стоит программа BARS-COTT, также использующаяся для реакторных расчетов РБМК. В отличие от выше упомянутых программ она использует гетерогенный метод описания активной зоны, базирующийся на уравнениях Галанина-Фейнберга в совокупности со специальным методом, позволяющим получить «коротко действующую» форму сеточных уравнений. Последнее (аналогично программе QUAM) позволяет использовать метод Галанина-Фейнберга для систем с большим числом каналов.

Библиотека двухгрупповых параметров каналов для программы генерируется с помощью программы расчета ячейки TRIFON.

На примере программы STEPAN, которая была одной из первых трехмерных программ расчета РБМК, рассмотрим более подробно используемую методику расчета и перечень решенных задач.

Программа STEPAN в настоящее время использует два варианта решения двухгрупповых диффузионных уравнений.

Конечно-разностный метод с одной точкой на ячейку. При этом для ликвидации погрешности грубой сетки и, частично, погрешности гомогенизации применяется специальная процедура коррекции коэффициентов диффузии. Поправочные множители к ним (а также к некоторым сечениям нерабочих ячеек) получены на основе сопоставления с экспериментом на критических сборках и с расчетами полиячеек методом Монте-Карло.

Метод Асхью-Такеда представляет собой простейший нодальный метод и не требует упомянутой выше коррекции сечений.

В стадии разработки находится версия программы, использующая нодальный метод более высокого порядка.

При решении стационарных задач для учета теплогидравлической обратной связи в программе STEPAN используется полномасштабная статическая теплогидравлическая программа КОНТУР.

С помощью программы STEPAN решаются следующие задачи:

- статический расчет нейтронного поля (задача на k_{eff}), в том числе с обратной связью по теплогидравлическим параметрам;
- восстановление нейтронного поля по показаниям внутризонных нейтронных датчиков;
- расчет коэффициентов и эффектов реактивности (коэффициенты реактивности рассчитываются с применением теории возмущений);
- расчет нейтронного поля в подкритическом реакторе с источником нейтронов (за счет спонтанного деления);
- моделирование выгорания и перегрузок топлива;
- моделирование ксеноновых переходных процессов;
- моделирование быстрых переходных процессов, включая анализ аварий (в данной задаче расчет выполняется совместно с теплогидравлическим модулем KOBRA).

Статический расчет

Применение программы STEPAN к расчету критическихборок, исследовавшихся на стенде РБМК, дает следующие результаты.

Среднее отклонение K_{eff} от единицы — 0.3%

Максимальное отклонение K_{eff} от единицы — 0.6%

Среднее отклонение расчетных нейтронных потоков от измеренных — 6%

Критические сборки, с точки зрения расчета, являются простейшими системами. При расчете нейтронных полей в действующих

реакторах отклонения от измеренных полей оказываются несколько больше из-за большей сложности задачи (обратная связь, распределение выгорания и т.д.).

Восстановление нейтронного поля

Малые отклонения в нейтронных сечениях могут давать большие отклонения в нейтронном распределении в РБМК и других больших реакторах. Даже если K_{eff} определяется достаточно хорошо, расхождения в нейтронных распределениях, полученных в расчете и измеренных внутризонными детекторами, обычно достигают величины порядка 15%. Анализ показывает, что отклонения имеют гладкую форму. Таким образом, можно заключить, что малые ошибки расчетной модели приводят к возбуждению низших гармоник нейтронного распределения.

Данные малые ошибки могут возникать по следующим причинам:

- отклонения в технологических параметрах от средних величин, которые не учитываются в расчетах потому, что они не известны или их трудно учесть;
- ошибки самой расчетной модели из-за ее недостаточной адекватности.

Причины подобных ошибок практически невозможно исключить полностью. Чтобы, тем не менее, иметь возможность проводить аккуратные расчетные предсказания, применяется процедура восстановления нейтронных распределений по показаниям внутризонных датчиков путем малых коррекций нейтронных сечений. Значения допустимых коррекций ограничиваются некоторой разумной величиной. Таким образом, в процедуре восстановления практически требуется решить задачу максимального приближения расчетного распределения к измеренному за счет мелких вариаций параметров, влияющих на расчет. Данная задача является нелинейной оптимизационной задачей.

Для ее решения в программе STEPAN используется следующий алгоритм. Активная зона делится на области V_i , каждая из которых соответствует определенному детектору или группе детекторов.

Предположим, что Φ_i — расчетная величина нейтронного потока в области V_i , соответствующая показанию детектора (или группы детекторов) в этой области, Φ_i^* — аналогичная величина, полученная в измерениях.

Расчет проводится итерационно. При этом параметр (P_i), управляющий нейтронными свойствами в области V_i слегка изменяется на каждой итерации:

$$P_i = \varepsilon(\Phi_i - \Phi_i^*)$$

где ε — эмпирический коэффициент.

Максимальное изменение параметра P_i в процессе расчета ограничено:

$$P_{i \min} \leq P_i \leq P_{i \max}$$

В качестве управляющего параметра в описываемой версии процедуры восстановления используется сечение генерации нейтронов в тепловой группе $\nu\Sigma_{12}$.

Таким образом, в результате работы процедуры восстановления формируется трехмерная функция $\Delta\nu\Sigma_{f_2}(\vec{r})$ поправок к сечению генерации в тепловой группе. Данные поправки обеспечивают существенное уменьшение отличий расчетного нейтронного поля от данных измерений.

Сходная процедура восстановления применяется и в других программах (SADCO, TROYKA, BARS-COTT).

Расчет коэффициентов и эффектов реактивности

Эффекты реактивности типа «весов» стержней или подкритичности рассчитываются прямым решением исходной и «возмущенной» задачи на K_{eff} . Коэффициенты реактивности, которые подразумевают малые возмущения параметров, рассчитываются с помощью теории возмущений, для чего решается сопряженная задача.

Большинство эффектов и коэффициентов реактивности рассчитываются с удовлетворительной точностью, не выдвигая перед расчетчиками особых проблем. Исключением является паровой эффект (и коэффициент) реактивности. Расчет данного эффекта представляет собой довольно сложную задачу. Условно паровой эффект может быть представлен в виде суммы двух составляющих:

$$\rho = \rho^{оп} + \rho^п$$

где $\rho^{оп}$ — вклад изменения свойств однородной решетки рабочих каналов при изменении паросодержания;

$\rho^п$ — вклад изменения поглощения нейтронов в ячейках с нерабочими каналами (стержни СУЗ, дополнительные поглотители и т.д.) при изменении паросодержания.

Происхождение составляющей ρ^{Π} объясняется тем, что при изменении паросодержания изменяется длина диффузии нейтронов и, соответственно, утечка в поглотители.

Трудность заключается в том, что составляющие $\rho^{\text{оп}}$ и ρ^{Π} сравнимы по величине, но различны по знаку ($\rho^{\text{оп}} > 0$; $\rho^{\Pi} < 0$).

В свою очередь составляющая $\rho^{\text{оп}}$ может быть представлена в виде составляющих:

$$\rho^{\text{оп}} = \rho^{\mu} + \rho^{\eta\theta} + \rho^{\varphi}$$

в соответствии с формулой 4-х сомножителей.

Где ρ^{μ} — вклад размножения на быстрых нейтронах;

$\rho^{\eta\theta}$ — вклад процессов в тепловой области;

ρ^{φ} — вклад резонансной области.

Например, для случая топлива 2% обогащения при выгорании 10МВт*сут/кг значения данных составляющих даны ниже в процентах

$\rho^{\text{оп}}$	ρ^{μ}	$\rho^{\eta\theta}$	ρ^{φ}
2.54	2.05	5.53	-5.04

Здесь, опять, положительные и отрицательная составляющие близки по величине и противоположны по знаку.

Таким образом, паровой эффект является «дважды разностным» эффектом и ошибки при его вычислении возможны как на стадии расчета ячейки так и на стадии расчета реактора.

Использувавшаяся на ранней стадии расчетных исследований программа ВРМ занижала паровой эффект на однородной решетке, переоценивая роль резонансной области. Кроме того, существовавшие в то время методики не позволяли достаточно аккуратно оценить и роль поглотителей. Имеющиеся в настоящее время методики, основанные на использовании WIMS-D4 и трехмерных реакторных программ, обеспечивают значительно лучшее согласие расчетных результатов с фактическими данными по паровому эффекту. Тем не менее и сегодня его расчет требует особого внимания.

Заметим, что, традиционно, паровой коэффициент реактивности представляется в единицах (β). Так же как и паровой эффект. Это объясняется тем, что при определении парового коэффициента изменение реактивности относится к изменению объемного паросодержания, которое (тоже традиционно) представляется в относительных единицах и изменяется в интервале 0-1 (0-вода, 1-чистый пар).

Моделирование выгорания и перегрузок топлива

Данная задача чрезвычайно важна в нынешней ситуации, когда производится перевод реакторов на уран-эрибиевое топливо и необходимо прогнозировать изменение нейтронно-физических свойств на несколько лет вперед. Задачу можно отнести к разряду медленной динамики. В программе STEPAN она решается с помощью специальной версии, называемой STEPAN-R.

Схема работы программы следующая. На первом этапе работы в программу вводятся исходные данные, описывающие текущее состояние реактора. На основании этих данных проводится расчет реактора. Решается задача нахождения $K_{эфф}$, рассчитываются радиальное и высотное поля нейтронов и поле энерговыделения в реакторе. Следующим шагом в программе осуществляется расчет поправок к нейтронным сечениям и восстановление поля энерговыделения в реакторе в соответствии с показаниями штатной системы внутризонных датчиков. Из расчета определяется оперативный запас реактивности $\Delta_{ОЗР}^0 = K_{эфф}^0 - 1$. В дальнейшем определенная таким образом величина оперативного запаса будет поддерживаться неизменной.

Далее программа находит топливные каналы, пригодные для перегрузки. Выбор и сортировка списка каналов-кандидатов под перегрузку осуществляется по комплексному критерию. Программа учитывает выгорание ТВС в топливном канале (ТК), ближайшее окружение этого ТК, район реактора, в котором он расположен, мощность тепловыделения в районе этого ТК, поля нейтронов в холодном подкритическом состоянии и в горячем состоянии с извлеченными стержнями. Перегрузка каждого канала рассматривается отдельно. Для определения перемещений стержней, необходимых для компенсации перегрузки в программе используется методика локальной оптимизации поля энерговыделения в районе, окружающем перегрузку. Формируется задача линейного программирования с ограничениями на мощность перегруженного канала, мощности ещё нескольких каналов в его окрестности, постоянство утечки из зоны, окружающей перегрузку, постоянство аксиального поля в районе перегрузки. Если оказывается невозможным соблюдение хоть одного из этих условий, перегрузка канала откладывается и программа переходит к следующему каналу из списка.

После перегрузки партии ТК программа рассчитывает изменение оперативного запаса реактивности ($\Delta_{ОЗР}^* = K_{эфф}^* - 1$). Затем программа вычисляет, как долго реактор может работать без перегрузок на заданной мощности, чтобы оперативный запас реактивности

снизились до исходного значения. После определения шага по времени программа вычисляет приращение выгорания топлива в реакторе за это время. Затем работает блок глобальной оптимизации поля мощностей в реакторе, рассчитывается заново величина подкритичности и поля энергосвыделения в холодном подкритическом состоянии и состоянии с извлеченными стержнями СУЗ при рабочих параметрах реактора, и программа переходит к следующему шагу, т.е., рассчитывает перегрузку следующей партии ТК. Моделирование перегрузок топлива малыми партиями с последующей работой реактора без перегрузок позволяет с большой точностью воспроизводить процесс непрерывных перегрузок топлива в реакторе РБМК. Работа блока перегрузки топлива, расчет времени работы реактора и приращения выгорания является шагом работы программы STEPAN-R.

Моделирование ксеноновых переходных процессов.

Общая схема моделирования ксенонового процесса представлена на рис.3.



Рис.3. Схема моделирования ксенонового переходного процесса

Расчет начинается с выбранного стационарного состояния, как это делается обычно в программе STEPAN. Далее выполняется восстановление нейтронного поля по показаниям внутризонных датчиков (Восстановление-1). Одновременно производится расчет теплогидравлических параметров в теплогидравлическом блоке КОНТУР.

После этого программа переходит к моделированию собственно ксенонового переходного процесса в соответствии с заданным графиком изменения мощности реактора. Здесь возможны два варианта:

- 1) Рассматривается процесс подъема мощности после остановки реактора и прохождения йодной ямы.
- 2) Рассматривается процесс изменения мощности, начиная с исходного стационарного состояния на мощности.

После окончания заданного моделирования ксенонового процесса осуществляется расчет набора коэффициентов и эффектов реактивности. Перед выполнением этого расчета производится второе обращение к процедуре восстановления (Восстановление-2).

Смысл этого второго обращения состоит в следующем. При моделировании ксенонового процесса производится серия статических расчетов, в каждом из которых решается, в частности, задача поддержания критичности. Однако, в конце моделирования ксенонового процесса K_{eff} может все-таки немного отличаться от единицы. Для расчета же коэффициентов реактивности необходима достаточно точная «выгонка на критичность». Это и достигается в процедуре восстановления. Если при первом обращении (Восстановление-1) процедура использует внутризонные датчики для коррекции исходного нейтронного распределения, то при втором обращении (Восстановление-2) осуществляется только «выгонка на критичность».

Остановимся более подробно на собственно схеме моделирования ксенонового переходного процесса (расчета одного шага процесса), представленной на рис.4.

Как видно из приведенной схемы, при выполнении временного шага используются элементы явной схемы решения уравнений для температуры графита и концентраций. Действительно, если новое значение мощности реактора в начале шага определено, то новое распределение мощности по активной зоне получается только в конце шага. Для пересчета же значений температуры графита и концентраций используется распределение с предыдущего временного шага, которое перенормируется на новый уровень мощности.

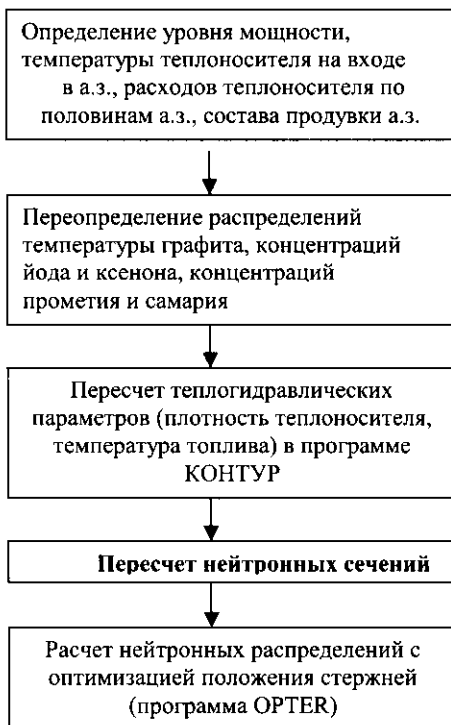


Рис.4. Схема выполнения временного шага при моделировании ксенонового переходного процесса.

Данный прием применяется для экономии счетного времени.

В процессе изменения мощности изменяется температура теплоносителя на входе в активную зону. Данное изменение моделирует изменение расхода питательной воды, вызванное изменением паропроизводительности. Зависимость от времени температуры теплоносителя на входе в реактор задается в программу извне. Изменяются также расходы теплоносителя по половинам реактора, что отражает возможное изменение количества работающих ГЦН. Это изменение также задается в программу. Что касается поканальных расходов теплоносителя, то они определяются в расчете на каждом временном шаге, основываясь на значениях прикрытия ЗРК на каждом канале. Эти значения определяются в начале расчета при расчете исходного состояния с заданными поканальными расходами. По величинам этих расходов и мощностей каналов, полученных при восстановлении, программа КОНТУР определяет степень

прикрытия ЗРК, которые потом используются на протяжении всего расчета.

Изменение мощности ведет к отклонению от критичности и искажению пространственного распределения энерговыделения. Для возврата в критическое состояние и коррекции пространственного распределения в программе STEPAN применяется специальный блок оптимизации положений стержней СУЗ, называемый OPTER.

Моделирование быстрых переходных процессов

Нейтронный блок, которым является собственно программа STEPAN, использующий неявную схему для дискретизации уравнений по времени и 24 группы запаздывающих нейтронов (по 6-ть групп для каждого из 4-х делящихся изотопов U-235, U-238, Pu-239, Pu-241), функционирует совместно с теплогидравлическим блоком KOBRA.

KOBRA является нестационарной теплогидравлической программой, в которой используется система 4-х дифференциальных уравнений, описывающих сохранение массы, импульса, энергии двухфазной смеси и, отдельно, энергии жидкой фазы.

С помощью одномерных уравнений теплопроводности рассчитываются температуры твэла, а также графита и канальной трубы.

Программа KOBRA описывает течение двухфазного теплоносителя во всех параллельных каналах активной зоны. Наиболее часто она используется в варианте с граничными условиями на входе и выходе из активной зоны. Однако, имеется и вариант, допускающий описание КМПЦ.

Программа STEPAN/KOBRA использовалась для анализа Чернобыльской аварии.

Авария, происшедшая 26 апреля 1986 г. на 4-ом блоке Чернобыльской АЭС, может служить исходным материалом для валидации связанных программ. Моделирование аварии проводилось с использованием программы STEPAN/KOBRA. Расчеты сравнивались с реально полученными данными. Результаты сравнения приводятся ниже.

Моделирование 1-й фазы аварии начиналось с момента 1 час 23 мин 04с, когда начался эксперимент по выбегу ГЦН. Расход теплоносителя через реактор уменьшился до уровня на 10% ниже первоначального за временной интервал в 36 с до момента нажатия кнопки АЗ-5 в 1 час 23 мин. 40 с. Одновременное увеличение давления в КМПЦ и ввод стержней АР удержали уровень мощности реактора неизменным. Расчет этой стадии процесса проводился в соответствии с зафиксированными данными.

Ввод всех стержней, кроме УСП, моделировался в момент времени 1 час 23 мин. 40с.

Анализ показаний приборов перед аварией показал, что:

- разгону реактора после нажатия кнопки АЗ-5 предшествовало кратковременное снижение мощности (на 10-20% от исходного в течение около 3-х секунд);
- через 3 с после команды АЗ-5 появились сигналы достижения уставок по превышению мощности.

Эти сигналы были получены по боковым ионизационным камерам (БИК), расположенным за пределами бокового отражателя.

Показания БИК определялись также и в расчете.

Результаты моделирования даны на рис. 5.

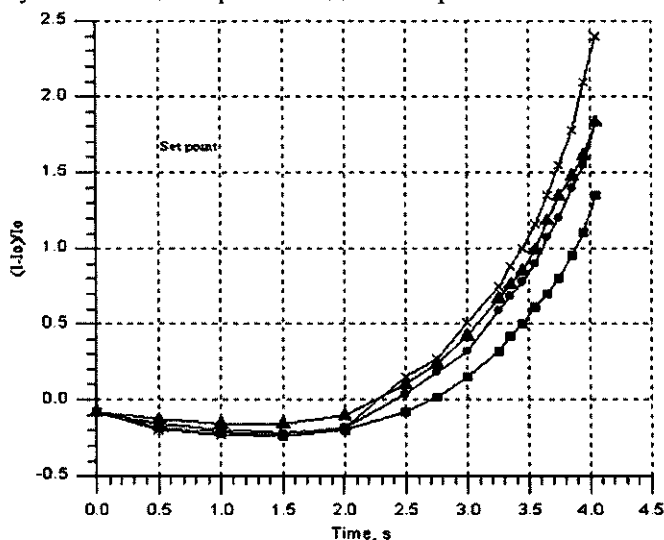


Рис. 5. Результаты моделирования показаний боковых ионизационных камер

Видно, что расчет действительно воспроизводит вначале небольшое снижение мощности, а затем ее рост. Объяснение этому явлению может быть следующим. Стержни вводят незначительную отрицательную реактивность в первые секунды погружения, но одновременно они резко изменяют форму аксиального нейтронного распределения, перемещая точку его максимума к низу активной зоны. После этого эффекта начинает работать положительный выбег реактивности за счет вытеснения нижних столбов воды стержнями РР. Нейтронная мощность начинает увеличиваться, причем ее рост усиливается действием положительного парового эффекта. Полученные при моделировании поведение реактивности, нейтронной мощности и расхода теплоносителя через реактор представлены на рис. 5-7.

Нейтронная мощность к 7-ой секунде достигает уровня порядка 100 номиналов. Этот результат согласуется с оценками, полученными при анализе аварии другими авторами. Такой уровень мощности позволяет объяснить наблюдаемое разрушение реактора. Таким образом, моделирование с помощью программы STEPAN/KOBRA дает результаты, совпадающие с реальными данными. Отметим, что после достижения такого уровня мощности теплогидравлические параметры достигли таких значений, что программа прекратила работу.

Расход теплоносителя после 4-й секунды начинает быстро снижаться. Последнее может быть объяснено быстрым возрастанием гидравлического сопротивления активной зоны за счет роста мощности и парообразования, и хорошо согласуется с зафиксированными данными.

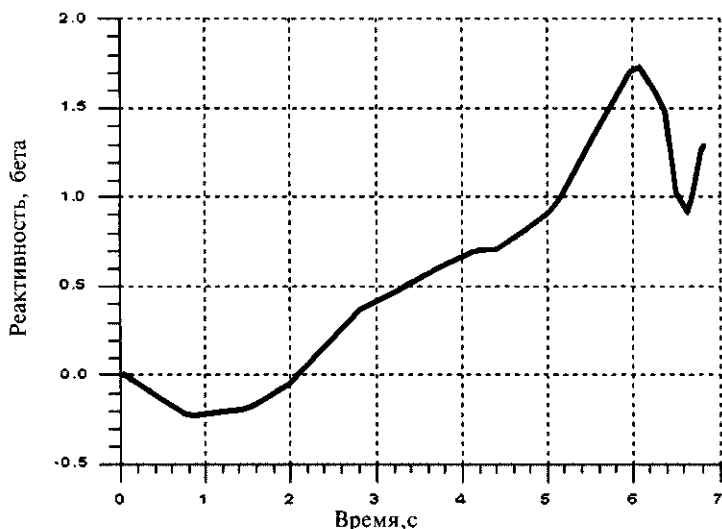


Рис. 6. Изменение реактивности в ходе процесса.
($t=0$ соответствует моменту времени 1 час 23 мин. 40 с).

Таким образом, моделирование Чернобыльской аварии при помощи программы STEPAN/KOBRA показало в целом хорошее совпадение расчетных результатов с зафиксированными данными. Описание некоторых подробностей процесса также находится в соответствии с зафиксированной информацией.

К недостаткам моделирования можно отнести тот факт, что в программе STEPAN/KOBRA не воспроизводится асимметрия в увеличении давления между двумя петлями реактора. Этот факт

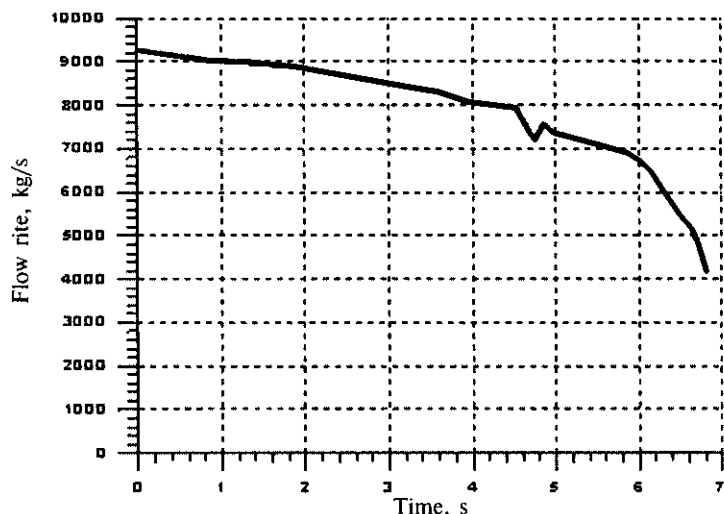


Рис. 7. Изменение расхода через ГЦН в ходе аварии (0 — 1 час 23 мин. 40 с).

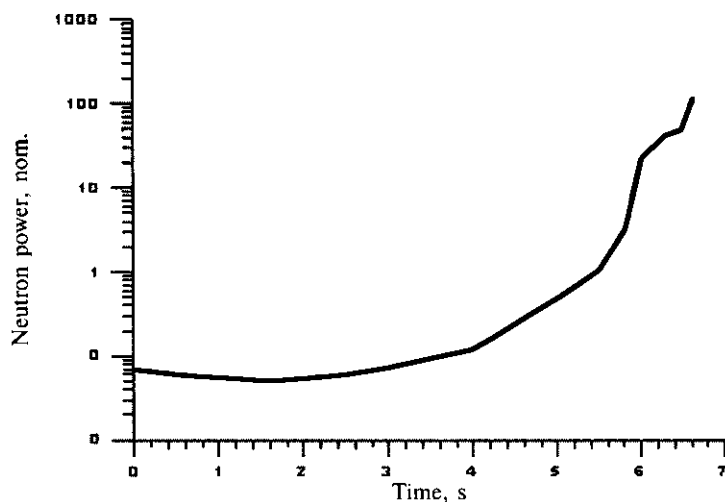


Рис. 8. Изменение нейтронной мощности

требуется дополнительного анализа. Стоит также заметить, что результаты анализа аварии с использованием STEPAN/KOBRA были включены в доклады, представленные от России.

В настоящее время STEPAN/KOBRA интенсивно используется для анализа реактивных аварий при подготовке отчетов по Углубленной Оценке Безопасности.

О ПОЛНОМАСШТАБНОМ ТРЕНАЖЕРЕ ДЛЯ ЛЕНИНГРАДСКОЙ АЭС

Малкин С.Д.

Впервые о необходимости создания полномасштабного тренажера для Ленинградской АЭС заговорили задолго до того, как она была построена. Инициатором этих разговоров был Анатолий Петрович Александров.

В 1967 году в филиале Института атомной энергии имени И.В. Курчатова (впоследствии — НИТИ) в городе Сосновый Бор произошло знаменательное событие. Как водилось в ту пору, к 50-летию Октябрьской социалистической революции была пущена в эксплуатацию имитационная установка для ядерного энергоблока со свинцово-висмутовым теплоносителем, который должен был, после соответствующей отработки, использоваться для высокоскоростной атомной подводной лодки проекта 705. Целями создания этой имитационной установки были: отработка алгоритмов управления этой комплексно-автоматизированной подводной лодки, апробация вариантов технических решений на всережимной математической модели, а также ускоренная обработка результатов испытаний и экспериментов на стенде-прототипе реальной ядерной энергетической установки.

Как было изначально задумано, для обеспечения безопасности проведения этих испытаний и экспериментов все эти программы работ должны были сначала быть проверены действующими операторами и исследователями на имитационной установке — математической модели ядерной энергетической установки.

Операторы должны были научиться и уметь предотвращать или локализовать аварийные ситуации, которые могли произойти во время проведения этих испытаний и экспериментов, а это значит, что, в первую очередь, они должны были получить навыки по управлению несуществующей еще ядерной установкой в нештатных и аварийных ситуациях.

В свою очередь, исследователи должны были иметь возможность достаточно быстрого проведения многовариантных расчетов с приемлемой для поставленных задач точностью.

Для того, чтобы удовлетворить этим требованиям, всережимная математическая модель должна была по точности быть близкой к расчетным моделям, используемым для проектных целей, а ее реализация должна была производиться в реальном масштабе времени.

Очевидно, что с точки зрения оперативного персонала имитационная установка по своей сути представляла собой тренажер, а с точки зрения проектанта или исследователя — программно-технический комплекс, весьма удобный для многовариантных расчетов. Термин «имитационная установка» был выбран нами, чтобы подчеркнуть особенности этого комплекса по сравнению с тренажерами и другими типами моделирующих систем.

Для того, чтобы в то время реализовать такую сложную систему в реальном масштабе времени, использование даже самых лучших аналоговых вычислительных машин было невозможно из-за их недостаточной точности, а цифровых — из-за относительно низкой скорости счета. Единственным вариантом решения этой проблемы было создание гибридной, или комплексной вычислительной системы.

Весьма удачным было решение об использовании в этой системе именно универсальных, а не специализированных вычислительных машин. Это давало возможность использовать уже имеющиеся расчетные программы и программные комплексы как для целей верификации, так и для расчетных целей.

Еще одной важной особенностью разработанного у нас программно-вычислительного комплекса было то, что вычислительная система была единой для всех созданных у нас имитационных установок.

Анатолий Петрович постоянно интересовался этой работой и придавал ей большое значение. Для нас каждая встреча с ним была как бальзам на душу. Ведь среди весьма авторитетных начальников и даже известных специалистов (которых сейчас называли бы VIP) были такие, которые не верили, что у нас что-нибудь получится. Поразительно, но у нас была полная уверенность в том, что АП не сомневается в том, что мы, вчерашние выпускники ВУЗов, справимся с этими новыми, чрезвычайно сложными и никогда не решавшимися ранее проблемами.

Несмотря на высокую секретность проекта 705, АП заставил нас опубликовать информацию о созданной у нас имитационной установке, и в 1969 году в журнале «Атомная энергия» была

опубликована статья: «Имитатор ядерной энергетической установки на базе комплексной вычислительной системы». Параллельно по указанию АП были начаты работы по созданию полномасштабного тренажера для ЛАЭС. Через некоторое время Министром Ефимом Павловичем Славским был подписан Приказ по Минс-редмашу, предписывающий выполнение этой работы с ее завершением до пуска 1-го энергоблока. Был заказан и поставлен второй комплект Блочного Щита Управления, спроектирована пристройка, в которой должен был размещаться тренажер, и начата разработка математической модели энергоблока с учетом модели Северо-западной энергосистемы.

Математическая модель Северо-западной энергосистемы должна была войти в состав полномасштабного тренажера ЛАЭС для того, чтобы можно было отрабатывать взаимодействие операторов энергоблока и диспетчера энергосистемы. Этот вопрос беспокоил тогда АП, так как доля ЛАЭС в Северо-западной энергосистеме была весьма велика.

К сожалению, не все руководители МСМ понимали важность и необходимость выполнения этой работы. Некоторые из них даже были убеждены, что тренажер нужен только до пуска настоящего, реального энергоблока, а после пуска необходимость в тренажере полностью пропадет.

Такая философия привела к тому, что, в конце концов, работы по проекту создания тренажера ЛАЭС были сорваны, пристройка к зданию, где должен был размещаться тренажер, так и не была построена, БЩУ продан, а специалисты, имеющие большой опыт создания сложнейших тренажерных систем, продолжили работы по созданию тренажеров и тренажерных комплексов в интересах ВМФ.

В те времена существовал весьма серьезный барьер между оборонными и гражданскими работами, в том числе между оборонными и гражданскими работами, которые велись по тренажерам. В то время, как для ВМФ создавались тренажерные системы, позволяющие обучать и отрабатывать действия личного состава не только, например, обслуживающего ЯЭУ, но и, практически, весь объект в целом, в гражданской атомной энергетике России не было создано ни одного полномасштабного тренажера для АЭС, удовлетворяющего международным требованиям. (Ссылка на международные требования обусловлена тем, что у нас в стране отечественных стандартов для гражданских тренажеров, предназначенных для АЭС, раньше просто не было).

Так продолжалось до Чернобыльской аварии.

Роль аварий в развитии тренажеростроения чрезвычайно велика. Например, только после серьезных аварий лица, принимающие

решения, начинают осознавать, что цена аварии на таком потенциально-опасном объекте, как ядерный энергоблок, может быть несоизмеримо выше цены даже самого «крутого» тренажера.

После Чернобыльской аварии руководство страны, естественно, обратило внимание на состояние дел с тренажерами для АЭС. В результате этого «внимания» было принято Решение Правительства о выделении 20 миллионов долларов на создание современных тренажеров. Конечно, хорошо, что Правительство, хотя и поздно, но приняло правильное решение. Однако использование этих денег было весьма странным и достаточно удивительным.

Авария произошла на одном из реакторов типа РБМК. Казалось бы, с точки зрения здравого смысла, в первую очередь нужно было бы создать тренажер для этого типа реакторов. Однако, вопреки этому, в первую очередь деньги были направлены на создание двух тренажеров для АЭС с реакторами типа ВВЭР. Другая странность заключается в том, что к этой работе не были привлечены разработчики, имеющие к тому времени более чем двадцатилетний опыт создания уникальных тренажерных систем.

Особое место в решении тренажерных проблем занимала Ленинградская атомная электростанция. Ведущие специалисты и руководство ЛАЭС отлично знали наши работы в области тренажеростроения и пытались организовать тендер на создание полномасштабного тренажера. К сожалению, из этого ничего не вышло из-за явного нежелания «пустить на свою территорию чужаков».

И все же, несмотря на отчаянное сопротивление, усилиями ЛАЭС был организован тендер «де-факто» среди зарубежных фирм. Это было очень правильное и своевременное решение. Оно позволило выбрать лучшую из имеющихся в мире в те времена зарубежных технологий создания тренажеров и использовать лучшие наши достижения в области создания математических моделей и моделирующих комплексов.

Однако сразу после тендера «де-факто» началась проза жизни. Прежде всего надо было решить проблему обеспечения финансирования.

Американский Экспортно-Импортный банк мог дать кредит ЛАЭС, но при условии использования одной из кредитных линий и получения гарантий Правительств России и США.

Задача была головоломной. Чтобы понять это, достаточно вспомнить, что за время решения этой проблемы в России сменилось три правительства. Благодаря поразительной активности и самоотверженности сотрудников Ленинградской АЭС М. Худякова, А. Глебова и М. Карягина, которых поддерживало как руководство

ЛАЭС, так и руководство РНЦ «Курчатовский институт», все проблемы финансирования были решены, и началась напряженная работа по созданию этого уникального тренажера.

С организационной точки зрения предоставление ЛАЭС льготного кредита было обусловлено рядом ограничений для российской стороны.

Во-первых, было определено, что генеральным подрядчиком должна быть американская фирма. И, во-вторых, требовалось, чтобы львиная доля денег была передана американской стороне. Эти условия были довольно жесткими, но, если вспомнить в каком году это было, то станет ясно, что других вариантов у нас на самом деле не было.

Нам было очень интересно работать совместно с американскими специалистами.

Нам было интересно понять, почему и мы и они на создание среднего полномасштабного тренажера затрачивают одно и то же время, несмотря на разную компьютерную оснащенность. Конечно не все, что следовало бы «взять на вооружение», мы взяли. Наверное, иногда нам мешали какие-то наши внутренние установки, которые мы не могли преодолеть. Но и у нас можно было заметить такие черты, которые могли бы быть полезны американцам.

Свои рабочие отношения мы построили в точном соответствии с контрактными документами. Мы не пытались вступать в дискуссии по поводу организации работ. Конечно, в жизни бывало всякое, но установки, которые мы давали нашим специалистам, были именно такими.

Американские специалисты восприняли наш подход. Они пытались разобраться с математическим моделированием РБМК в целом, с нейтронной кинетикой, с теплогидравликой, системами управления и так далее. Они ревностно относились к своим обязанностям руководить всеми работами. Когда они оказывались в особенно сложных ситуациях, мы предлагали им свою помощь, но они старались все делать самостоятельно.

Однако, в конце концов, сложность РБМК и математических моделей нейтронно-физических, теплогидравлических и других процессов в этих реакторах взяли свое. Через, примерно, месяц они сами обратились к нам с просьбой взять на себя работы, практически, по всем ключевым проблемам математического моделирования. Мы, естественно, согласились, и это решение было закреплено юридически при корректировке контракта.

В качестве объекта моделирования был выбран 3-й энергоблок ЛАЭС, т.е. одна из разновидностей энергоблока второго поколения.

Отличительной особенностью нашего полномасштабного тренажера является моделирование тяжелых, в том числе запроектных аварий в реальном масштабе времени. Это очень деликатная проблема.

Прежде всего, надо четко представлять себе, зачем это нужно делать. Усложнение математической модели очевидно. А каков эффект?

Тренажер служит для отработки навыков управления при нештатных и аварийных ситуациях. Инженеров управления (или операторов) надо научить предотвращать аварии и/или обеспечить их локализацию с тем, чтобы уменьшить отрицательные последствия от этих аварий. В идеале эти навыки надо довести до автоматизма.

Но среди тяжелых запроектных аварий есть такие, которые оператор не в состоянии ни предотвратить, ни локализовать.

Простейший пример (достаточно актуальный в настоящее время) — диверсионный акт с использованием подрыва наиболее чувствительных компонентов реакторной установки. Ясно, что оператор не в состоянии ни предотвратить, ни локализовать такую аварию. Однако, если у оператора есть достаточное количество времени в процессе развития аварии и ее перерастания из нештатной ситуации в тяжелую аварию, все может существенно измениться. Могут появиться, так называемые, предвестники тяжелых аварий, выявленное наличие которых может создать благоприятные условия для того, чтобы обучить операторов распознавать эти предвестники и, тем самым, предотвратить неблагоприятное развитие событий.

Чрезвычайно большой проблемой при моделировании тяжелых аварий является верификация математических моделей, используемых для полномасштабного моделирования тяжелых аварий.

Слава Богу, тяжелые аварии — довольно редкое явление в ядерной энергетике. Очевидно, что в этих условиях необходимо крайне аккуратно относиться к данным, которые удалось зафиксировать при имевших место реальных авариях, а также в процессе экспериментальных исследований на специальных стендах и установках. Для целей верификации сложных математических моделей можно использовать и более детальные математические модели и численные эксперименты. Довольно часто, в условиях отсутствия каких-либо экспериментальных данных, этот способ верификации для полномасштабных тренажеров остается единственным способом обоснования адекватности этих моделей.

В целях комплексной верификации математической модели, предназначенной для моделирования тяжелых аварий, на тренажере Ленинградской АЭС нами использовались данные, зафиксированные во время Чернобыльской аварии.

Важно отметить, что Чернобыльская авария является одной из наиболее полно «зафиксированных» тяжелых запроектных аварий.

Полнота полученной информации объясняется тем, что эта авария произошла во время проведения на ЧАЭС эксперимента по «выбегу» главных циркуляционных насосов. Поэтому к оборудованию энергоблока были подключены дополнительные регистрирующие устройства, а многие штатные средства регистрации параметров опрашивались с существенно большей, чем обычно частотой.

На полномасштабном тренажере ЛАЭС был проверен тестовый режим, с максимальной детальностью воспроизводящий процесс развития аварии на Чернобыльской АЭС 26 апреля 1986 года в реальном масштабе времени.

Суть этого тестового режима заключалась в том, чтобы убедиться в следующем: если характеристики ядерного реактора четвертого энергоблока ЧАЭС были такими же, как перед аварией, то при тех действиях, которые совершил оперативный персонал энергоблока, и тех условиях, в которые попал сам энергоблок, взрыв реактора был неизбежен.

Для того чтобы провести этот тестовый режим, в математическую модель энергоблока для Ленинградской АЭС были внесены изменения, которые были необходимы для того, чтобы все его характеристики соответствовали характеристикам, присущим четвертому блоку Чернобыльской АЭС до аварии.

С методической точки зрения достаточно очевидно, что если бы при этом на математической модели не произошел бы взрыв, признать эту модель верифицированной было бы невозможно. Однако тестовый режим показал, что на математической модели полномасштабного тренажера четвертого энергоблока ЧАЭС можно воспроизвести весь процесс развития этой катастрофической аварии в реальном масштабе времени, включая взрыв реактора.

Большой методический интерес представляло решение двух других задач:

- проверка достаточности технических решений, принятых для исключения возможности повторения аварии, подобной той, которая произошла на Чернобыльской АЭС;
- проверка возможностей реальных операторов по предотвращению этой аварии.

Второй тестовый режим был предназначен для того, чтобы убедиться в том, что даже если бы операторы действовали бы так, как это было в апреле 1986 года, модернизированный реактор и его система управления и защиты не позволили бы развиваться аварии с катастрофическими последствиями.

Комплексная проверка принятых решений по модернизации энергоблоков с РБМК послужила дополнительным подтверждением их достаточности.

Третий тестовый режим был связан с оценкой возможностей реальных операторов по предотвращению или локализации последствий рассматриваемой аварии.

Действительно, чрезвычайно важным и ценным делом, имеющим принципиальное значение, является получение данных о том, могли ли в принципе операторы предотвратить эту аварию, если бы они анализировали подобные сценарии ранее и имели возможность тренироваться на тренажере с математической моделью, описывающей тяжелые реактивностные аварии.

Результаты этой работы оказались весьма впечатляющими.

Группа операторов Ленинградской АЭС после двухнедельных тренировок сумела предотвратить взрыв на модели реактора четвертого энергоблока Чернобыльской АЭС примерно за 20 секунд до того, как этот взрыв должен был произойти.

Для того чтобы получить этот результат, необходимо было детально разобраться в характере протекания сложнейших нейтронно-физических и теплогидравлических процессов, участвовать в восстановлении процесса развития этой аварии и ее перерастания из обычной нештатной ситуации в тяжелую аварию. И, разумеется, необходима была четкость и быстрота реакции при управлении реактором, находящимся в неравновесном состоянии.

Возникновение условий для развития взрывного процесса, в основном, связано особенностями протекания процессов разрушения реактора.

Например, если происходит процесс диспергирования ТВЭЛ, и мелкодисперсная фракция топлива попадает в технологический канал, процесс принимает разрушительный характер только в том случае, если в канале есть достаточное количество воды, так как именно бурное вскипание воды из-за ее взаимодействия с мелкодисперсной топливной фракцией и приводит к паровому взрыву. Осушение технологических каналов может привести к невозможности создания необходимых условий для развития взрывного процесса.

Анализ рассмотренных выше трех тестовых режимов показывает, что с самого начала наш полномасштабный тренажер использовался не только для подготовки персонала. Он показал свою высокую эффективность и при проведении сложных исследовательских работ.

Да и по другим параметрам полномасштабный тренажер для Ленинградской АЭС выделяется среди других тренажеров в мире.

Даже по числу каналов ввода/вывода, этот тренажер превосходит все другие тренажеры в мире для ядерной энергетики.

Огромную роль в его создании сыграло руководство ЛАЭС: А.П. Еперин и В.И. Лебедев, а также другие, уже упомянутые выше, а также многие неупомянутые ведущие специалисты станции. Команда разработчиков и создателей этого тренажера из РНЦ «Курчатовский институт», завода «Электропульт», а также наши американские коллеги из фирмы GSE, вложили в создание этого тренажера весь свой талант и возможности.

Когда возник вопрос о продлении ресурса работы первого энергоблока ЛАЭС, было решено разработать новый полномасштабный тренажер с тем, чтобы учесть при подготовке персонала конкретные особенности первого энергоблока и исключить возможные коллизии, связанные с отличиями энергоблоков первой и второй очереди.

Этот новый тренажер был недавно успешно сдан в опытную эксплуатацию.

Между тем и первый полномасштабный тренажер продолжает развиваться и совершенствоваться. В декабре 2002 года была сдана в опытную эксплуатацию комплексная тренажерная система, включающая в себя полномасштабный тренажер для энергоблока № 3 и тренажер разгрузочно-загрузочной машины, созданный на базе технологии виртуальной реальности. Все это послужит существенно-му росту безопасности при эксплуатации действующих энергоблоков ЛАЭС и сослужит хорошую службу на этапе выбора новых замещающих мощностей Ленинградской АЭС.

СОРОК ЛЕТ С РБМК

Кузьмин А.Н.

1. Начало

В 1964–65 гг под руководством профессора С.М. Фейнберга была разработана концепция канального кипящего реактора большой мощности с графитовым замедлителем и с ориентацией на применение циркониевых сплавов в трубах технологических каналов и оболочках ТВЭЛ.

Основной вклад в разработку концепции внесли: Н.С. Богачев, Е.П. Кунегин, В.С. Романенко. По предложению С.М. Фейнберга к существовавшей уже тогда аббревиатуре РБМ (реактор большой мощности для опреснения морской воды) была добавлена буква К (реактор большой мощности кипящий). Проектная электрическая мощность одного энергоблока АЭС с реактором РБМК составила 1000 МВт.

Для реализации огромного количества вариантных расчетов с целью выбора оптимального шага решетки и обогащения топлива В.С. Романенко была создана программа ВРМ. В разработке программы ВРМ также участвовали Ю.Н. Занков, А.К. Калугин.

С. М. Фейнберг уделял большое внимание экспериментальному обоснованию нового канального реактора. По его личному поручению уже в 1964 году на реакторе Ф-1 были начаты экспериментальные исследования различных по конструкции вариантов ТВС, отличающихся количеством и геометрией расположения ТВЭЛ-ов. Работы выполнялись под руководством М.Б. Егiazарова. С целью расширения комплекса исследований по обоснованию технического проекта РБМК были внесены изменения в конструкцию сооружаемого стенда УГ, представлявшего собой полномасштабную модель промышленного реактора. В центральной части

графитовой кладки стенда был организован вкладыш с зоной РБМК на 81 технологический канал с шагом 25 см.

С начала 1965 года по указанию первого Заместителя министра среднего машиностроения А.И. Чурина ОКБ завода «Большевик» (ныне Государственное предприятие «Обуховский завод») начал разработку технического проекта РБМК по техническому заданию ИАЭ им. И.В. Курчатова. А в 1966 году выходит постановление Совета Министров СССР (№800-252 от 29 сентября) о строительстве Ленинградской АЭС, которым определены: Научный руководитель проекта – ИАЭ им. И. В. Курчатова, Главный конструктор реакторной установки – НИКИЭТ. Приказом Министра среднего машиностроения Е.П. Славского (№ 0939 от 11 ноября) персонально назначены: Научный руководитель – А.П. Александров, Заместители научного руководителя – С.М. Фейнберг, В.В. Гончаров, Главный конструктор – Н.А. Доллежалъ.

В соответствии с утвержденным техническим проектом (1967г.) в качестве ТВС использовалась конструкция из 18 ТВЭЛ-ов с центральным несущим стержнем, в качестве топлива – двуокись урана 1.8 % обогащения по урану-235.

Расположение ТВС по высоте технологического канала было представлено несколькими вариантами конструкции тепловыделяющей кассеты (ТВК):

- 10 ТВС длиной по 700 мм,
- 2 ТВС длиной по 3500 мм,
- ТВК с ТВЭЛ-ами длиной по 7000 мм (скорее экзотический вариант).

Немаловажное значение в принятии решения об окончательной конструкции ТВК, наряду с техническими и экономическими факторами, имел вопрос о всплесках энерговыделения на торцах ТВЭЛ в местах разрыва топлива. Эффект всплесков трудно поддавался расчету (в то время) и поэтому он был детально исследован на стенде УГ в зоне РБМК.

Была получена полуэмпирическая формула, описывающая зависимость амплитуды всплеска плотности потока нейтронов от величины разрыва по топливу, обогащения топлива и наличия воды в технологическом канале. С точки зрения уменьшения величины всплеска предпочтительней (из двух первых вариантов) оказался вариант ТВК из двух ТВС: в этом случае компенсационный объем в ТВЭЛ-ах выносился за пределы активной зоны в отражатель.

Итак, концепция активной зоны РБМК была определена:

- начальная загрузка топливом из двуокиси урана 1,8% обогащенная с компенсацией избыточной реактивности путем установки дополнительных поглотителей в технологические каналы,

- извлечение поглотителей по мере выгорания топлива,
- режим устанавливающихся перегрузок с использованием разгрузочно-загрузочной машины с подгрузкой свежего топлива 1,8% обогащения.

Но основной вопрос — о диапазоне изменения парового коэффициента реактивности (α_{ϕ}) оставался открытым.

В 1968-70 годах были выполнены экспериментальные исследования эффекта реактивности при обезвреживании топливных каналов (аналог парового коэффициента) в зависимости от обогащения топлива (ϵ). Было установлено, что для двуокиси урана 2% обогащения эффект обезвреживания отрицательный. По мере уменьшения среднего обогащения топлива по активной зоне эффект обезвреживания уменьшается и при $\epsilon < 1.7\%$ изменяет знак на противоположный. Экспоненциальным методом зависимость эффекта обезвреживания от обогащения была изучена в диапазоне $0.71\% \leq \epsilon \leq 2\%$. Однако критические эксперименты с активными зонами, содержащими ТВС со средним обогащением $\sim 1\%$ (что соответствовало режиму установившихся перегрузок на реакторе РБМК) выполнить не удалось ввиду малых размеров зоны РБМК на стенде УГ.

В 1969 году по инициативе М.Б. Егiazарова, Н.С. Богачева и при поддержке С.М. Фейнберга были разработаны несколько вариантов технических заданий на проектирование крупномасштабного критического стенда РБМК в ИАЭ им. И.В. Курчатова.

Убедить министерство в необходимости финансирования проекта и сооружения стенда РБМК в то время не удалось. Экономические соображения оказались сильнее.

Заданный в техническом проекте диапазон изменения парового коэффициента реактивности был выбран на основании расчетов: $\alpha_{\phi} = -3\beta \div +3\beta$.

И несколько слов о системе управления и защиты (СУЗ) реактора РБМК.

Техническим заданием предусматривалось традиционное построение СУЗ, применявшееся на промышленных реакторах:

- аварийная защита со стержнями АЗ,
- система автоматического регулирования со стержнями АР,
- система ручного регулирования распределения энерговыделения и компенсации эффектов реактивности со стержнями РР.

Предусматривалась проработка конструкции стержней СУЗ, обеспечивающей пленочное охлаждение каналов СУЗ (за исключением каналов АР).

В процессе проектирования были разработаны и внедрены новые принципы и технические решения построения СУЗ.

- Для обеспечения регулирования аксиального распределения энерговыделения были применены укороченные стержни-поглотители (УСП), которые вводились в активную зону снизу.
- Пленочный вариант охлаждения каналов СУЗ был отвергнут из-за значительного увеличения выбросов активности в венттрубу.
- Для уменьшения потерь нейтронов в воде при полном заполнении каналов СУЗ были применены вытеснители воды на всех стержнях СУЗ (кроме АР) .
- Скорость перемещения стержней СУЗ во всех режимах нормальной эксплуатации и аварийных ситуациях была установлена одинаковой – 0.4 м/с.
- Интегральная и скоростная эффективность аварийной защиты в режиме полного быстрого заглушения (АЗ-5) обеспечивалась вводом всех стержней СУЗ (кроме УСП), в том числе большим числом частично погруженных в активную зону стержней, обеспечивающих оперативный запас реактивности в соответствии с требованиями Регламента.
- Количество стержней АЗ было значительно увеличено и часть из них была использована для реализации режимов ускоренного управляемого снижения мощности с номинала до более низких уровней мощности (АЗ-1, АЗ-2, АЗ-3, АЗ-4). В этих режимах в помощь к АР автоматически подключались группы стержней АЗ для перекомпенсации (ПК АЗ).

Следует подчеркнуть, что проект разрабатывался в условиях, когда «Технологический регламент эксплуатации реактора» являлся законом. Ситуации, выходившие за рамки Регламента, в проекте не рассматривались.

2. Физический пуск реактора головного энергоблока Ленинградской АЭС

Под физическим пуском реактора понимается комплекс работ, связанных с загрузкой реактора, измерением нейтронно-физических характеристик, необходимых для эксплуатации реактора и формированием начальной загрузки, обладающей необходимым запасом реактивности для вывода реактора на энергетический уровень мощности.

Учитывая, что реактор Ленинградской АЭС являлся головным в серии РБМК было принято решение для обеспечения надежного контроля за состоянием реактора в процессе загрузки, управления и аварийной защиты при выходах в критическое состояние на промежуточных загрузках использовать пусковую СУЗ в дополнение к штатной СУЗ.

Пусковая СУЗ была спроектирована и изготовлена заводом «Большевик» по техническому заданию ИАЭ им. И.В. Курчатова. Практически пусковая СУЗ была аналогом СУЗ критического стенда УГ. Она содержала свои датчики, приборы контроля и аварийной защиты, исполнительные органы и источник нейтронов с приводами, ключами управления и указателями положения. Пусковая СУЗ вырабатывала сигнал на срабатывание аварийной защиты штатной СУЗ. Пульт и приборы пусковой СУЗ размещались в центральном зале реактора.

Пусковая СУЗ настолько хорошо зарекомендовала себя в части повышения безопасности, а также в плане стажировки персонала, что она была использована при физических пусках последующих энергоблоков ЛАЭС.

По заказу Курской, Чернобыльской, Игналинской и Смоленской АЭС аналогичные пусковые СУЗ были изготовлены заводом «Большевик» для обеспечения физических пусков реакторов.

В обоснование «Программы физического пуска реактора РБМК 1го блока Ленинградской АЭС» на стенде УГ в начале 1973г. были проведены критические эксперименты со штатными ТВС и штатными дополнительными поглотителями (ДП). Были получены два главных результата:

- определена минимальная критмасса из ТВС 1,8% обогащения,
- установлено, что эффект реактивности при обезвоживании технологических каналов начальной загрузки реактора отрицательный при любом составе ДП.

По причинам, которые упоминались выше, определить на стенде УГ состав ДП, обладающий необходимой компенсирующей способностью было невозможно.

«Программа физического пуска» содержала следующие этапы:

- набор минимальной критмассы для проверки характеристик графита на основании сравнения с данными по стенду УГ,
- набор промежуточных критмасс для определения требуемого состава ДП,
- полномасштабная загрузка реактора с водой в технологических каналах.

«Программа физического пуска» была поддержана С.М. Фейнбергом, но не была согласована с НИКИЭТ и ЛАЭС, которые предлагали проводить загрузку реактора без воды в технологических каналах. Причина этих предложений была обоснована: после опрессовки контура, очевидно, будут обнаружены дефекты и для того, чтобы их устранять, заполнять контур водой нельзя.

«Программа физического пуска» была откорректирована и загрузка реактора велась без воды в контуре. Для исключения трения

в загружаемые каналы через душирующее устройство подавалась вода, которая сразу дренировалась.

В процессе подготовки к пуску С.М. Фейнберг, являясь председателем комиссии по физпуску, неоднократно бывал на ЛАЭС, и его авторитет был очень высок. Вот один из примеров. «Программой физического пуска» предусматривалась сушка графитовой кладки работающими главными циркуляционными насосами до 150 °С до начала загрузки реактора (мощность одного ГЦН равна мощности первой в мире АЭС — 5МВт, а всего ГЦН-ов восемь штук на один реактор).

Руководители ЛАЭС и Министерства стали возражать: «Зачем сушить? На мощность выйдем и вода вся испарится! Всегда так пускали промышленные реакторы». Вмешался С.М. Фейнберг: «Нам нужно убедиться в чистоте графитовой кладки, мы для этого набираем минимальную критмассу из ТВС». И вопрос был снят.

Перед самым началом физического пуска пришла трагическая весть: не стало С.М. Фейнберга. Заместителем научного руководителя был назначен Е.П. Кунегин, председателем комиссии по физпуску — Л.В. Константинов (НИКИЭТ).

В комиссию по физическому пуску, которая осуществляла руководство и несла ответственность за безопасную реализацию «Программы», входили М.Б. Егiazаров (зам. председателя), А.Н. Кузьмин, В.С. Романенко (ИАЭ), В.И. Рябов (зам. председателя), Б.А. Воронцов (ЛАЭС), Ю.М. Серебренников, А.П. Сироткин (НИКИЭТ).

Комиссия готовила ежедневные оперативные задания для персонала смен, которые утверждались главным инженером ЛАЭС А.П. Епериным. Для обеспечения контроля за правильностью выполнения оперативных заданий в смены были введены контролирующие физики — Н.Н. Андриященко, П.М. Каманин, В.П. Катков, Ю.П. Мильков, А.А. Осипов (ИАЭ), Л.В. Решетин, В.Ф. Сачков (НИКИЭТ). Наладку и обслуживание пусковой СУЗ, наряду с персоналом завода “Большевик” и ЛАЭС, осуществлял инженер СУЗ стенда УГ Ю.С. Шатилов. При каждом выходе реактора в критическое состояние (за время физпуска это было не один десяток раз) рядом со старшим инженером управления реактором находился инженер-оператор стенда УГ О.К. Малюгин: его практические советы, знания, и уверенность действий были чрезвычайно полезны для подготовки операторов к работе на блочном щите управления реактором.

Загрузка реактора 1-го энергоблока ЛАЭС началась 10-го сентября 1973 года. Физпуск продолжался 50 дней и ночей. Для расчетного сопровождения физпуска была организована группа

анализа в составе Ю.И. Зорина, Ю.И. Лавренова (ИАЭ), В.П. Борщева, В.И. Пушкарева (НИКИЭТ). Группа анализа выполняла расчеты в процессе загрузки реактора и выдавала рекомендации комиссии по физическому пуску по дальнейшей загрузке. Так, после загрузки $\sim 1/4$ от общего количества технологических каналов (300 ТВС и 50 ДП) группа анализа выдала рекомендацию о необходимости увеличения поглощающей способности ДП ни много, ни мало — в три раза! Загрузка реактора была приостановлена; все ДП, как уже загруженные, так и подготовленные к загрузке, были перебраны в соответствии с расчетным составом.

Кульминационный момент физпуска наступил после загрузки 900 ТВС и 150 ДП, когда в соответствии с «Программой» впервые должны были заполняться водой технологические каналы. Поскольку эффект реактивности при заполнении согласно расчету был отрицательный, а сам процесс заполнения водой очень длительный, комиссия по физпуску уехала отдыхать в гостиницу в Сосновый бор. Тем более, на блоке появилось много начальства, которое хотело наблюдать, как контур с загруженным реактором заполняется водой. Среди ночи в гостинице раздался звонок. Е.П. Кунегин: «Сэр, Вы изволите спать, а я за вас работаю. Реактиметр Ваш сломался и показывает ерунду: при заполнении водой начал показывать рост реактивности. Приезжайте разбираться».

Когда приехали, уже был заполнен ~ 1 м нижней части активной зоны. Реактиметр ПИР-2 показывал монотонный рост реактивности. Я был уверен в правильности показаний ПИР-2, тем более, что на стенде УГ при заполнении водой всегда реактивность увеличивалась.

Здесь хотелось бы сказать несколько слов о самом приборе ПИР-2 и его создателях. Реактиметры серии ПИР разработаны под руководством А.А. Воронина и изготавливались в ИАЭ им. И.В. Курчатова малой серией. Эти реактиметры отличались очень высокой надежностью и устойчивостью к помехам. ПИР представлял собой аналоговую машину, вычислявшую реактивность на основании обработки входных токов датчиков. Причем, он измерял реактивность не только в критическом состоянии и при сбросе мощности, но и в подкритическом состоянии. После завершения физпусков реактиметры ПИР занимали свое постоянное место на блочных щитах управления всех реакторов всех АЭС. Они являлись нештатными приборами, но персонал к ним привык и им верил.

Однако вернемся к физпуску 1-го блока ЛАЭС. Вода в технологических каналах достигла отметки середины активной зоны. Увеличение нейтронного потока зарегистрировали все датчики пусковой СУЗ. Показания реактиметра ПИР-2 приближались к тому

значению подкритичности, когда дальнейшие операции по заполнению водой становились недопустимыми. Все стержни штатной и пусковой СУЗ, кроме АЗ, были погружены в активную зону. А еще надо заполнять водой половину зоны по высоте! Остановить насосы и слить воду? Это будет сделано немедленно, если подкритичность будет уменьшаться. Но реактиметр перестал менять показания вплоть до полного заполнения каналов. После выхода в критсостояние эффект воды был определен точно — он оказался положительным. Расхождение с расчетом оказалось столь значительным, что вновь было принято решение приостановить загрузку реактора. После выполнения многовариантных расчетов решили увеличить число ДП в активной зоне путем выполнения замен ТВС на ДП и за счет установки ДП на периферии активной зоны. К чести расчетчиков, выбранная картограмма полномасштабной загрузки больше не менялась. После завершения загрузки и измерения характеристик реактора физпуск был завершен.

14 ноября 1973 года реактор головного блока ЛАЭС был выведен на минимально контролируемый уровень мощности. Начался энергетический пуск ЛАЭС, в котором также принимали участие многие сотрудники ИАЭ, но бесспорным лидером являлся А.Я. Крамеров. Предложенный А.Я. Крамеровым метод пуска энергоблока на «скользящих» параметрах оказался настолько технологичным, что он в дальнейшем был включен в Регламент.

3. Проблемы и решения

В октябре 1975 года на реакторе РБМК 1-го блока Ленинградской АЭС произошла авария. При попытке вывести на мощность сваливающийся в «йодную яму» реактор был сожжен технологический канал с выбросом активности в окружающую среду. Причиной аварии, помимо ошибок персонала, были и физические аспекты. К этому моменту для компенсации выгорания из реактора уже были извлечены почти все дополнительные поглотители, что привело к значительному увеличению парового коэффициента реактивности. По данным измерений величина α_{ϕ} достигла $+5\beta$. Рост парового коэффициента вызвал неустойчивость полей энерговыделения. Система автоматического регулирования не справлялась с возникающей азимутальной неустойчивостью радиального распределения энерговыделения.

Начиная с 1976 года начались проработки мероприятий, направленных на повышение устойчивости и безопасности работы реакторов РБМК. Среди этих мероприятий основными были:

- внесение изменений в «Технологический регламент эксплуатации реактора»;
- введение ограничения на минимальное количество ДП в активной зоне (не менее 80 ДП);
- переход на топливо 2% обогащения;
- разработка и внедрение систем локального автоматического регулирования (ЛАР) и локальной аварийной защиты (ЛАЗ), работающих от внутризонных безинерционных датчиков.

Были и другие, более кардинальные, предложения. Так, ИАЭ им. И.В. Курчатова предлагал рассмотреть:

- внедрение быстрой аварийной защиты;
- уменьшение средней плотности графита за счет организации полостей в углах графитовых блоков для сооружаемых реакторов (равносильно уменьшению шага решетки).

Эти предложения не были приняты (в то время).

В программу физического пуска реактора 1го энергоблока Курской АЭС в 1976 году были включены эксперименты по исследованию пространственных распределений полей нейтронов, что было важно с точки зрения практики управления реакторами РБМК. Изучалась трансформация аксиальных полей нейтронов при групповом перемещении стержней УСП (ход стержней УСП был 7,0 м). Напомню, что стержни УСП вводятся в активную зону снизу. Было обнаружено, что при смещении группы стержней УСП выше центра активной зоны возникает значительная аксиальная неравномерность поля с максимумом в нижней части зоны.

С учетом результатов этих исследований было принято техническое решение:

- ограничить ход стержней УСП и установить верхний концевик на 3,5 м по указателю положения, что соответствовало центру активной зоны;
- обеспечить автоматический ввод всех стержней УСП до верхних концевиков по сигналу аварийной защиты АЗ-5.

В 1976 году дирекция института убедила министерство в необходимости финансирования работ по экспериментальному обоснованию перевода реакторов РБМК на повышенное обогащение топлива. В ИАЭ им. И.В. Курчатова началось сооружение крупномасштабного критического стенда РБМК. Определяющий вклад в сооружение стенда РБМК внесли руководители отдела А.К. Калугин, А.А. Тутнов и лично Л.Г. Олитский.

На стенде РБМК была применена новая экспериментальная технология: разработана и впервые внедрена на критстенде автоматизированная система внутриреакторного контроля «Кентавр» на базе малогабаритных камер деления. Система обеспечивает

измерение стационарных и нестационарных распределений объёмных полей нейтронов, позволяет исследовать пространственные эффекты реактивности.

А внедрение топлива 2% обогащения на АЭС с РБМК шло опережающими темпами. После загрузки в реакторы 1го и 2го энергоблоков Ленинградской АЭС значимого количества ТВС 2% обогащения (более 600 ТВС на реактор) обозначилась новая физическая проблема — недостаточная компенсирующая способность (эффективность) стержней СУЗ. А при пуске реактора 3-го энергоблока ЛАЭС, загрузка которого состояла только из ТВС 2% обогащения, проблема стала определяющей.

Дело в том, что стержни СУЗ состояли из пяти поглощающих звеньев (общей длиной ~5 метров) и пяти звеньев — вытеснителей, соединенных телескопической штангой. Для увеличения эффективности стержней их конструкция была изменена. Новые стержни стали содержать шесть поглощающих звеньев и четыре звена — вытеснителя, соединенных телескопической штангой. Поскольку общая длина стержня СУЗ (поглотитель, плюс телескопическая штанга, плюс вытеснитель) не могла быть увеличена, то в извлеченном состоянии под вытеснителем образовывался столб воды высотой ~1,3 метра.

После внедрения стержней СУЗ новой конструкции и системы ЛАР-ЛАЗ все реакторы РБМК были переведены в режим установившихся перегрузок без ДП с подгрузкой ТВС 2% обогащения. При этом система ЛАР-ЛАЗ обеспечила надежное управление реактором, имеющим положительный паровой коэффициент реактивности ~5 β .

Темпы сооружения и ввода мощностей на АЭС с реакторами РБМК были очень высокими. За десять лет, начиная с 1975 года, введено 14500 МВт установленной мощности (три блока на Ленинградской АЭС, четыре блока на Курской АЭС, четыре блока на Чернобыльской АЭС, два блока на Смоленской АЭС и один блок с реактором РБМК-1500 на Игналинской АЭС).

Для обеспечения пуска серии реакторов РБМК состав комиссии по физическому пуску был значительно расширен (на некоторые годы приходилось по два и даже по три пуска). В состав комиссии в разные годы входили: М.Б. Егiazаров, П.М. Каманин, В.М. Качанов, А.Н. Кузьмин, Ю.И. Лавренев, В.С. Романенко, Ю.А. Тишкин (ИАЭ), Л.В. Решетин, Ю.М. Серебренников, А.П. Сироткин (НИКИЭТ), В.Е. Дружинин, И.М. Кисиль, И.Ф. Моисеев, А.А. Шкурпелов, Ю.В. Шмонин (ВНИИАЭС) и др.

Программы физических пусков по-прежнему содержали экспериментальные исследования, позволяющие получить максимально

возможную информацию, необходимую для безопасной эксплуатации реакторов.

В 1983 году во время физического пуска реактора РБМК-1500 1-го энергоблока Игналинской АЭС при измерении градуировочных характеристик стержней АЗ и РР был обнаружен т.н. «положительный выбег реактивности» в начальный момент движения стержня с верхнего концевика. «Положительный выбег» был связан с вытеснением воды в нижней части канала СУЗ. Заметная величина выбега усугублялась аномальным перекосом аксиального поля нейтронов в нижнюю часть активной зоны из-за дополнительных стальных интенсификаторов теплосъёма, установленных в верхней части ТВС РБМК-1500.

В 1984 году по инициативе А.К. Калугина были начаты работы по разработке конструкции стержней СУЗ с 7-метровым вытеснителем, исключающей возможность появления «положительных выбегов реактивности» в начальной фазе движения стержней СУЗ с верхних концевиков.

В процессе физических пусков реакторов 4го энергоблока Чернобыльской АЭС и 2го энергоблока Смоленской АЭС градуировочные характеристики стержней СУЗ были детально исследованы. Для отдельных стержней РР также наблюдались «положительные выбеги реактивности». При групповом сбросе с верхних концевиков большого количества стержней РР при регламентном аксиальном распределении «положительные выбеги реактивности» зарегистрированы не были.

В 1985 году НИКИЭТ разработал новую конструкцию стержня СУЗ с использованием ленточного звена поглотителя и с 7-метровым вытеснителем. В апреле 1986 года завод «Полиметалл» изготовил макет ленточного звена для проведения исследований его физической эффективности на стенде РБМК.

4. Горькая трава полынь

После аварии на 4-ом энергоблоке Чернобыльской АЭС были разработаны первоочередные мероприятия по снижению величины парового коэффициента реактивности до величины не более $+1\beta$ и по исключению появления «положительных выбегов реактивности» на стержнях СУЗ:

- верхние концевики всех стержней СУЗ (кроме УСП) были установлены на отметку 1,2 метра по указателю положения;
- обеспечен ввод стержней УСП в активную зону по сигналу АЗ-5;

- увеличен регламентный ОЗР с 30 стержней до 45 стержней;
- в реактор загружены дополнительные поглотители в количестве не менее 80 ДП.

Внедрение первоочередных мероприятий на всех энергоблоках сопровождалось измерением основных характеристик реакторов для подтверждения возможности их работы в энергетических режимах.

Моральная и физическая нагрузка и на персонал АЭС, и на специалистов из Москвы была неимоверно велика. Все задания и команды исполнялись безукоризненно и в установленное время, как на войне.

Я до этого никогда не летал на вертолетах. Осенью 1986 года пришлось налетать много. У физической комиссии был «свой» борт 26 — боевой вертолет МИ-8. Командир экипажа — полковник В.С. Постников. Маршруты: аэропорт Жуляны под Киевом — вертолетная площадка в Чернобыле — военный аэродром под Смоленском.

Природа переживала по своему: «рыжий» лес, ковры из яблок на улицах, никому уже не нужные грибные поля...

По лесу вокруг «Сказочного» ходили с дозиметрами конструкции В.И. Шарапова, уже зная основную особенность радиационной обстановки — пятнистость! Кругом чисто (в пределах «фона») и вдруг дозиметр начинает пищать. Значит: внимание, где-то рядом пятно. И точно: пятно буквально меньше квадратного метра. И там сотня доз, а то и больше!

Но самое большое потрясение от пустоты покинутого людьми города Припять, улицы которого знакомы и исхожены за десять лет все. Это был шок. Может быть, ещё днем что-то сравнимое с безмолвием белых ночей. Но наступали сумерки и было жутко.

Были разработаны и стратегические мероприятия по повышению безопасности реакторов РБМК:

- внедрение быстрой аварийной защиты со стержнями, работающими в пленочном режиме охлаждения, и полным временем срабатывания не более 2,5 секунды;
- перевод реакторов на топливо с 2,4% обогащения;
- введение в аварийную защиту сигнала по снижению ОЗР менее 30 стержней;
- внедрение стержней новой конструкции с 7-ми метровым вытеснителям и ленточным звеном;
- реализация на вновь вводимых реакторах перехода на модернизированную кладку, содержащую полости в углах графитовых блоков, уменьшающие среднюю плотность графита на 20%.

На стенде РБМК выполнена большая экспериментальная программа по обоснованию мероприятий и получению данных для верификации расчетных программ.

- Измерение градуировочных характеристик стержней СУЗ в критсборках, имеющих значительные аксиальные неравномерности полей нейтронов со смещением максимума в нижнюю и верхнюю часть активной зоны.
- Исследования с использованием системы «Кентавр» трансформации объемных полей нейтронов в процессе ввода стержней СУЗ для верификации нестационарной версии программ нейтронно-физического расчета.
- Измерение физической эффективности различных вариантов ленточного звена стержня СУЗ.
- Исследование критсборок, содержащих ТВС 2,4% обогащения.
- Исследование эффективности различных вариантов быстрой аварийной защиты (стержни БАЗ в жаростойком исполнении с оболочкой из нержавеющей стали; газовая защита с He^3 и быстродействием $\sim 0,15\text{с}$).
- Исследование нейтронно-физических характеристик критсборок в модернизированной графитовой кладке, содержащей полости.

5. Преодоление

Очевидно, что мероприятия, упомянутые в главах 3 и 4, были направлены только на повышение безопасности реакторов РБМК и не имеют отношения к концепции совершенствования активной зоны.

Какие задачи надо решить, чтобы выйти на современную концепцию реактора РБМК? Основные из них следующие:

- реализовать принцип внутренней самозащищенности, т.е. обеспечить безопасность реактора за счет физических свойств активной зоны;
- существенно увеличить глубину выгорания топлива относительно первоначального проектного значения 18 МВтс/кг ;
- кардинально изменить конструкцию стержней СУЗ;
- обеспечить наличие двух независимых систем остановки реактора.

Именно на решение первых двух задач и было направлено основное внимание Е.В. Бурлакова. Под руководством А.В. Краюшкина был выполнен комплекс расчетных исследований использования в топливе РБМК различных вариантов выгорающих поглотителей. По результатам исследований, в качестве выгорающего поглотителя был предложен эрбий, имеющий резонанс в «тепловой» области, работающий как стабилизирующий фактор: рост паросодержания в топливном канале вызывает увеличение поглощения нейтронов в топливе.

Переход на уран-эрбиевое топливо явился существенным шагом в развитии топливного цикла реакторов РБМК. Использование эрбия позволяет избавиться от дополнительных поглотителей в активной зоне, повысить безопасность, а также улучшить экономичность реактора за счет увеличения глубины выгорания топлива до 30 МВт-сут/кг (топливо с обогащением 2,6% и содержанием эрбия 0,41%).

Быстрое внедрение нового топлива стало возможным благодаря совместным усилиям РНЦ «Курчатовский институт», НИКИЭТ, ВНИИНМ, Электростальского машиностроительного завода.

Длительные поиски НИКИЭТ оптимальной конструкции стержней СУЗ завершились разработкой кластерного регулирующего органа (КРО). Заводом «Полиметалл» освоена технология серийного изготовления КРО для оснащения ими всех реакторов РБМК.

Кластерная конструкция представляет собой неподвижный охлаждаемый вытеснитель в виде алюминиевой гильзы с 12 сухими каналами, в которых перемещается пакет поглощающих элементов. Каждый поглощающий элемент имеет длину 7 метров и состоит из двух звеньев.

Одним из основополагающих требований правил ядерной безопасности является наличие не менее чем двух независимых систем остановки реактора. В соответствии с современной концепцией реакторы РБМК оснащаются двумя системами остановки:

- система быстрого снижения мощности на основе КРО;
- система аварийной остановки с использованием стержней АЗ с плечным охлаждением.

Предусматривается также дополнительная жидкостная система удержания реактора в подкритическом состоянии (ЖСУ). Система ЖСУ обеспечивает дистанционный ввод жидкого поглотителя нейтронов во все каналы СУЗ реактора.

Выполненные мероприятия по повышению безопасности реакторов РБМК и реализация концепции совершенствования активной зоны позволяют сохранить созданный энергетический потенциал и обеспечить устойчивую работу АЭС с канальными реакторами. В настоящее время в России работают 11 энергоблоков с реакторами РБМК, которые вырабатывают не менее 50% электроэнергии, производимой всеми АЭС России.

Учитывая, что перспектива дальнейшего наращивания мощностей на АЭС с канальными реакторами весьма ограничена, то сохранить существующий паритетный уровень производства электроэнергии на АЭС с канальными реакторами возможно за счет:

- опережающего повышения коэффициента использования установленной мощности (КИУМ);

- продления сроков эксплуатации энергоблоков.
Для повышения КИУМ необходимо:
- использовать в полной мере основное преимущество канальных реакторов — возможность перегрузки на мощности;
- реализовать сокращение времени простоя реакторов после незапланированных остановок за счет ускоренного прохождения «йодной ямы», используя свойства уран-эрбиевого топлива;
- сокращать время вывода реакторов в критическое состояние за счет внедрения дополнительных систем контроля подкритичности, оборудованных внутризонными датчиками.

Продление сроков эксплуатации — это слишком упрощенное понятие для эксплуатации энергоблоков атомных электростанций. Более правильное понятие — управление сроком эксплуатации. Управление сроком эксплуатации энергоблока — комплекс проектно-конструкторских, технологических и внутростанционных работ по определению и обоснованию периода времени, после которого заканчивается эксплуатация энергоблока и начинается вывод энергоблока из эксплуатации.

Важный фактор в дальнейшей эксплуатации парка АЭС с РБМК: уже десять лет 11 ГВт электрических мощностей на АЭС с РБМК производят электроэнергию, используя в загрузке регенерированное топливо, уже отработавшее на водо-водяных энергетических реакторах и переработанное на заводах РТ. Работа в общей связке двух ветвей атомной энергетики России продолжается.

Память

Моя мама, О.А. Базилевская, после вручения ей Ленинской премии сказала корреспонденту: «Может быть, Вам интересно узнать, что мой отец А.П. Базилевский, 1874 года рождения, тоже был физиком, как и мой муж Н.А. Кузьмин. В институте атомной энергии работает мой старший сын Р.Н. Кузьмин, а младший сын А.Н. Кузьмин сейчас учится в МИФИ».

Воспоминания о тех далеких годах живы по сей день. В доме часто собирались физики. Это была неповторимая атмосфера юмора пополам с мегаджоулем. И интерес ко всему, что ещё непонятно и что ещё неизвестно.

Воистину, память — это рай из которого нас не могут изгнать.

Все 40 лет моей работы в РНЦ «Курчатовский институт» так или иначе были связаны с РБМК.

Конечно, все это дорого и все это близко, потому что это вся жизнь.

ПРИЛОЖЕНИЯ

ЭНЕРГОБЛОКИ АЭС С РЕАКТОРАМИ РБМК

АЭС	Блок	Тип реактора	Включение в сеть
1. Ленинградская	1	РБМК-1000	21.12.73
2. Ленинградская	2	РБМК-1000	11.07.75
3. Курская	1	РБМК-1000	30.12.76
4. Чернобыльская	1	РБМК-1000	27.09.77
5. Чернобыльская	2	РБМК-1000	27.12.78
6. Курская	2	РБМК-1000	28.01.79
7. Ленинградская	3	РБМК-1000	07.12.79
8. Ленинградская	4	РБМК-1000	09.02.81
9. Чернобыльская	3	РБМК-1000	03.12.81
10. Смоленская	1	РБМК-1000	09.12.82
11. Курская	3	РБМК-1000	17.10.83
12. Чернобыльская	4	РБМК-1000	22.12.83
13. Игналинская	1	РБМК-1500	31.12.83
14. Смоленская	2	РБМК-1000	31.05.85
15. Курская	4	РБМК-1000	02.12.85
16. Игналинская	2	РБМК-1500	18.08.87
17. Смоленская	3	РБМК-1000	17.01.90

СОЗДАНИЕ АЭС С РЕАКТОРАМИ РБМК ДВАЖДЫ ОТМЕЧЕНО ГОСУДАРСТВЕННЫМИ ПРЕМИЯМИ СССР

1975 год. За разработку АЭС с реактором РБМК-1000

1. Шавлов М.В.	ЛАЭС
2. Фейнберг С.М.	ИАЭ
3. Крамеров А.Я.	ИАЭ
4. Доллежалъ Н.А.	НИКИЭТ
5. Емельянов И.Я.	НИКИЭТ
6. Кузнецов С.П.	НИКИЭТ
7. Федоров К.Я.	ВНИПИЭТ
8. Новинский Э.Г.	ОКБМ
9. Егiazаров М.Б.	ИАЭ
10. Тестов Н.Н.	ОКБ ГП
11. Долкарт В.М.	ВНИИЭМ
12. Сироткин А.П.	НИКИЭТ

**1976 год. За внедрение и освоение мощности головного энергоблока
АЭС с реактором РБМК-1000**

1. Рябов В.И.	ЛАЭС
2. Негривода Г.П.	ЛАЭС
3. Вешняков Н.Ф.	ВНИПИЭТ
4. Постников В.В.	НИКИЭТ
5. Кунегин Е.П.	ИАЭ
6. Романенко В.С.	ИАЭ
7. Яковлев И.Я.	ЛОТЭП
8. Глушкин Л.Я.	«ПРОМЕТЕЙ»
9. Кулов Е.В.	16 ГУ МСМ
10. Климов С.А.	ЦНИИПСК
11. Рудаков В.И.	Спецэнергомонтаж
12. Иценко Ю.С.	НИКИМТ

СОДЕРЖАНИЕ

ОБ ЭВОЛЮЦИИ КАНАЛЬНЫХ ВОДО-ГРАФИТОВЫХ РЕАКТОРОВ В КУРЧАТОВСКОМ ИНСТИТУТЕ <i>Крамеров А.Я.</i>	5
РАЗРАБОТКА ПРОЕКТА И СОЗДАНИЕ ПЕРВОГО ЭНЕРГОБЛОКА С РЕАКТОРОМ РБМК-1000 <i>Василевский В.П., Петров А.А., Полушкин К.К., Черкашов Ю.М.</i>	61
ОБ ИССЛЕДОВАНИЯХ ТЕПЛОФИЗИЧЕСКИХ ПРОБЛЕМ РЕАКТОРОВ РБМК НА СТЕНДЕ КС ИАЭ им. И.В. КУРЧАТОВА <i>Осмачкин В.С.</i>	102
РАБОТОСПОСОБНОСТЬ ГРАФИТОВОЙ КЛАДКИ РБМК <i>Платонов П.А.</i>	110
РАЗВИТИЕ МЕТОДИКИ НЕЙТРОННО-ФИЗИЧЕСКОГО РАСЧЕТА РБМК <i>Краюшкин А.В.</i>	130
О ПОЛНОМАСШТАБНОМ ТРЕНАЖЕРЕ ДЛЯ ЛЕНИНГРАДСКОЙ АЭС <i>Малкин С.Д.</i>	147
СОРОК ЛЕТ С РБМК <i>Кузьмин А.Н.</i>	156
ПРИЛОЖЕНИЯ	171

РОССИЙСКИЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР
"КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ"

ИСТОРИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ
СОВЕТСКОГО СОЮЗА И РОССИИ

ВЫПУСК 3

ИСТОРИЯ РБМК

Под редакцией В.А. Сидоренко

Компьютерная вёрстка: Б.И. Оводов

Подписано в печать 25.01.2003. Формат 60х90/16
Бумага офсетная. Усл. печ. л. 12. Тираж 1000 экз.
Заказ № 7467

Издательство по Атомной науке и технике ИздАТ
Международной Ассоциации Союзов "Чернобыль-Атом"
123182, Москва, ул. Живописная, д. 46: тел. 19090 97

Отпечатано в ППП "Типография "Наука"
121099, Москва, Г-49, Шубинский пер. 6





1976 г. Центральный зал реактора РБМК-1000 1-го блока Курской АЭС.
Директор АЭС В.К.Горелихин докладывает о начале загрузки
реактора ядерным топливом. На переднем плане А.Н.Кузьмин
и Ю.М.Серебренников



1981 г. Пуск критического стенда РБМК в ИАЭ им. И.В.Курчатова.

На переднем плане инженер-оператор О.К.Малюгин.

Слева направо: Н.С.Богачев, В.А.Сидоренко, Ю.В.Деменко, А.А.Тутнов, Н.Е.Кухаркин, Л.Г.Олитский, А.Н.Кузьмин, Н.Н.Фролов, Ю.С.Шатилов, А.К.Калугин, Л.А.Смирнова, М.А.Булгатов, В.С.Романенко. Ю.П.Мильков, Е.В.Бурлаков, Ю.Н.Занков



На Курской АЭС. Э.Н.Поздышев, В.М.Качанов, начальник смены
М.Б.Егiazаров, А.Н.Кузьмин, Л.В.Решетин, А.К.Калугин,
Ю.М.Черкашов



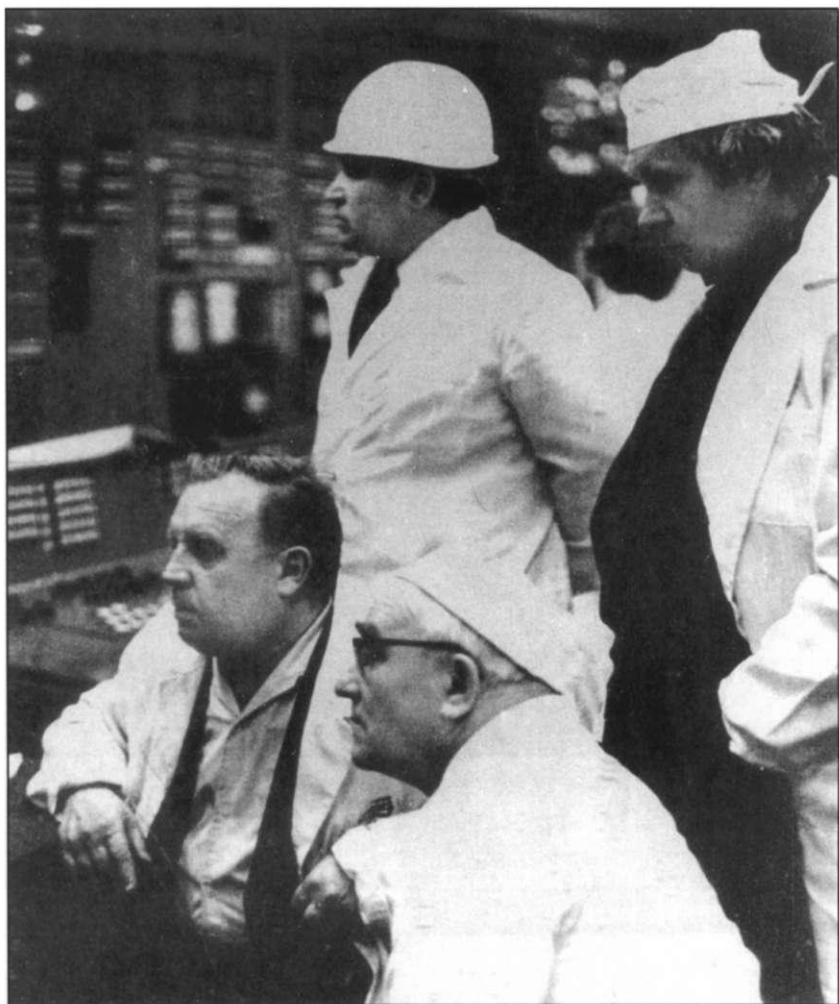
1966 г. Пуск критического стенда УГ в ИАЭ им. И.В.Курчатова.
Слева направо в первом ряду: П.Н.Костин, Ю.С.Аборин, Н.С.Богачев,
М.Б.Егиазаров, А.Н.Кузьмин, В.И.Ободзинский, Л.М.Макаров,
А.И.Васин, В.И.Меркин, Н.А.Лазуков, Е.П.Кунегин.
Второй ряд: Н.Н.Андрюшенко, К.С.Губина, О.П.Тесленко, А.Т.Дмитраш,
Ю.П.Мильков, А.К.Калугин, Н.Д.Бондарев, Г.В.Ротфельдер,
Ю.Н.Занков, В.П.Турченков, Д.М.Парфанович, В.С.Романенко,
Д.С.Клочков, С.А.Трофимов



1973 г. Пуск ТГ-2 состоялся! Группа строителей, монтажников, эксплуатационников в машзале 1-го блока ЛАЭС с руководителями главных институтов Н.А.Доллежалем и А.П.Александровым



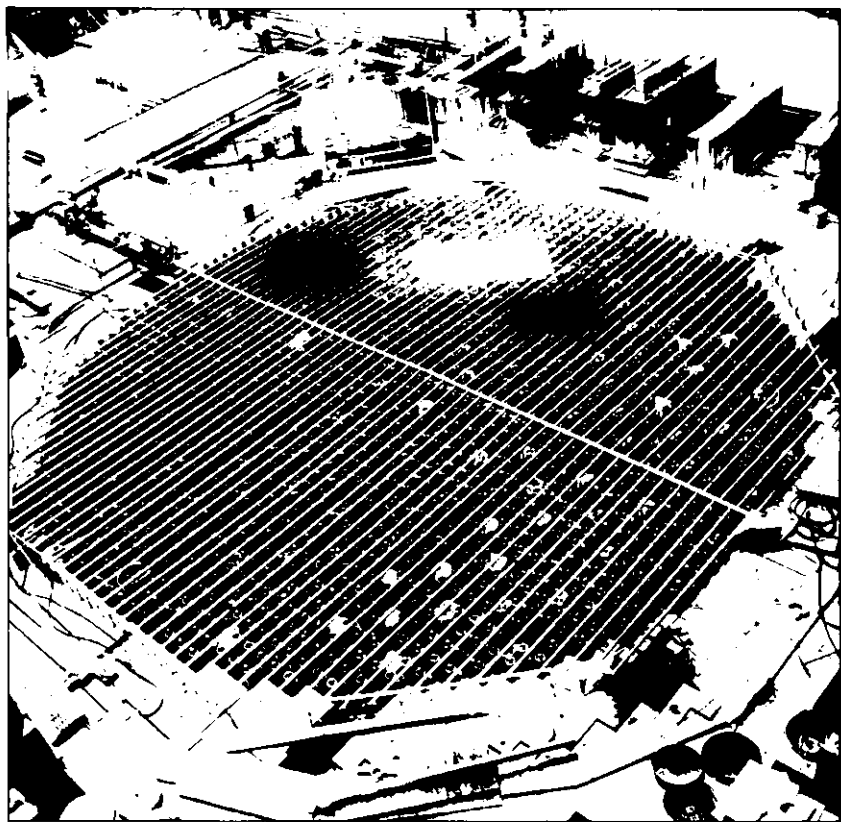
Строительство 1-го блока ЛАЭС. Кураторы монтажно-строительных работ (слева направо): И.А.Варовин (ЛАЭС), Ю.Н.Клементьев и К.К.Полушкин (НИКИЭТ)



1973 г. БЩУ 1-го блока ЛАЭС. В.И.Рябов, А.П.Еперин,
И.Я.Емельянов, Е.П.Кунегин



Начало...



Один из этапов монтажа реактора РБМК-1000



Машинный зал



1983 г. А.П.Александров и А.П.Еперин



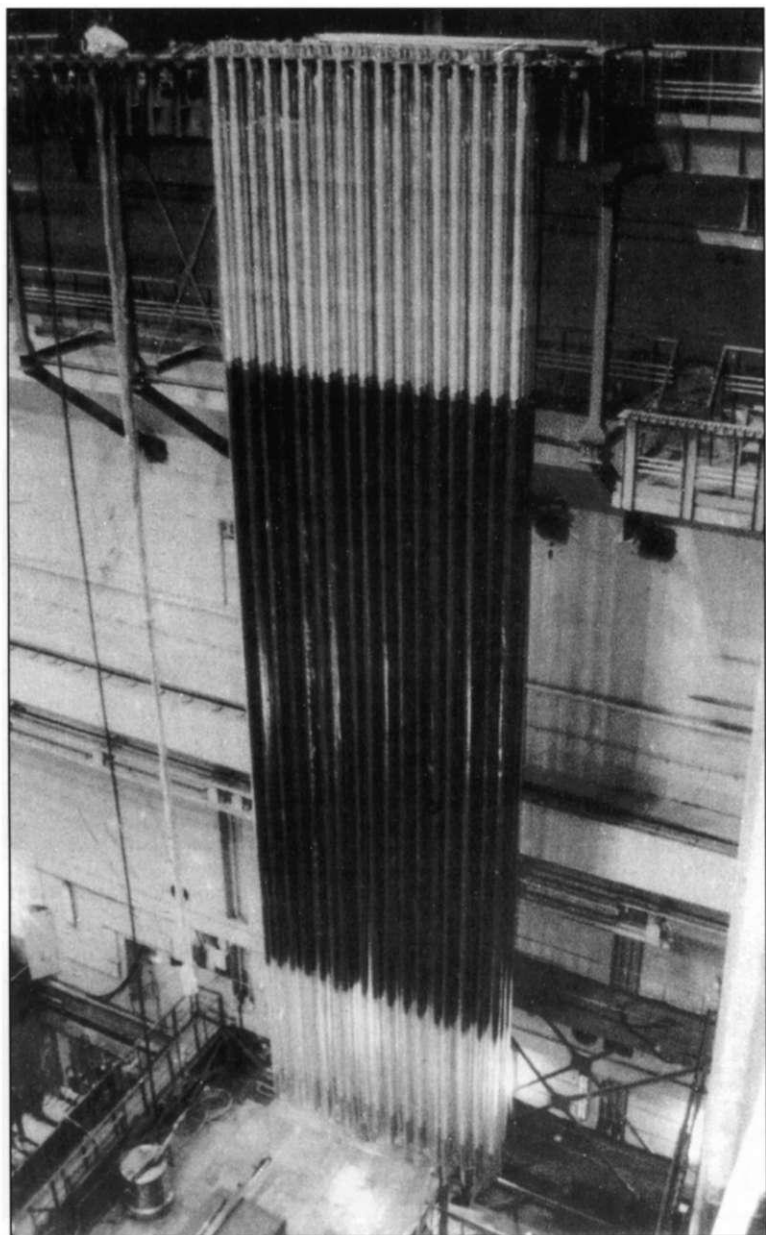
ЛАЭС. Работает комиссия по физпуску.
Идет наладка аппаратуры временной СУЗ



1981 г. Пущен 4-й блок ЛАЭС! Г.В.Романов, А.Г.Мешков,
А.П.Александров, Н.Ф.Луконин



1983 г. А.П.Александров — Почетный гражданин г. Сосновый Бор



Технологические каналы готовы к постановке в реактор



12 октября 1977 г. 1-й блок Курской АЭС выведен на проектную мощность 1 миллион киловатт!

Слева направо: Е.С.Иванов, Б.В.Дядякин, В.В.Карнаухов, А.П.Сироткин, В.В.Шевченко, М.А.Альтшулер, В.В.Постников, Ю.М.Черкашов, Е.В.Павлов, С.П.Кузнецов, Ю.Н.Филимонцев, Т.П.Николаев, Г.Г.Алкснис, А.Я.Крамеров, Н.В.Жуков, Л.Н.Подлазов, А.Н.Застрогин, Б.Н.Тюнин



1977 г. На БЩУ 1-го блока КуАЭС.

Слева направо: В.В.Шевченко, А.И.Горелов, Ю.Б.Мураков, С.П.Кузнецов, А.Я.Крамеров, Б.Н.Тюнин, М.А.Альтшулер, Н.В.Жуков, Г.Г.Алкснис, А.Н.Застрогин



Пуск тренажёра 3-го блока ЛАЭС



На тренажёре 3-го блока ЛАЭС