

РОССИЙСКИЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР
"КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ"



История Атомной Энергетики

Советского Союза и России



ВЫПУСК 1

Москва
ИНАТ
2001

РОССИЙСКИЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР
«КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ»

ИСТОРИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ СОВЕТСКОГО СОЮЗА И РОССИИ

ВЫПУСК 1

Москва

ИздАТ

2001

УДК 621.039
ББК 31.4

И 85 История атомной энергетики Советского Союза и России.
Под редакцией Сидоренко В.А. М., ИздАТ, 2001 — 256 с.

ISBN 5-86656-119-0

Книга представляет собой 1-ый выпуск серии изданий РНЦ «Курчатовский институт» по истории атомной энергетики Советского Союза и России. В первом выпуске собраны авторские очерки, представляющие общий обзор истории атомной энергетики, ее основных направлений и проблем. В последующих выпусках будут собраны исторические очерки по отдельным направлениям и проблемам.

УДК 621.039
ББК 31.4

ISBN 5-86656-119-0

© Авторы очерков., 2001
© Оформление ИздАТ, 2001

ПРЕДИСЛОВИЕ РЕДАКТОРА К 1-МУ ВЫПУСКУ

Предлагаемая вниманию читателя «История атомной энергетики Советского Союза и России» представляет собой продолжение серии публикаций Российского научного центра «Курчатовский институт» по истории атомного проекта.

Данная серия задумана как ряд сборников («выпусков») авторских очерков по отдельным вопросам, проблемам или событиям, связанным с развитием атомной энергетики в Советском Союзе (и частично в России). Авторами являются непосредственные участники событий и разработок. Материал может быть в форме научно-технического очерка с ретроспективным анализом либо в форме воспоминаний участника и очевидца. Собранные «свидетельства из первых рук» полезны для всестороннего представления особенностей отечественной атомной энергетики и ее развития и той обстановки, в которой она развивалась, позволяют лучше понять что и почему в ней происходило; они могут претендовать на объективную характеристику работ, проводившихся по различным направлениям. Эти публикации в дальнейшем могут быть использованы для любых целей как источник первичной информации по представленным темам.

Первый выпуск ограничен изложением общих рамок этой «Истории» и краткой характеристикой основных направлений и проблем атомной энергетики. Редактор счел нужным и уместным включить в 1-ый выпуск ранее публиковавшиеся материалы, привязанные к авторству основоположников и руководителей как Института атомной энергии, так и атомной энергетики — И.В. Курчатова и А.П. Александрова. Эти материалы помогают выделить важные приоритеты и факторы, повлиявшие на всю логику развития атомной энергетики Советского Союза.

В последующих выпусках будут представлены более детальные материалы (технические, архивные, воспоминания о событиях и их участниках), касающиеся основных технических направлений.

Поскольку в них предполагается изложить работы и события, связанные в первую очередь с деятельностью Курчатовского института, соответствующие очерки 1-го выпуска не содержат многих

деталей (в том числе практически отсутствуют фамилии участников). В то же время очерки, посвященные работам, связанным прежде всего с деятельностью Физико-энергетического института, и необходимые в 1-м выпуске для более полного охвата всех реакторных направлений отечественной атомной энергетики, даны в развернутой редакции, подготовленной авторами – сотрудниками ФЭИ; там присутствует и их представление о важнейших элементах разработок и основных участниках.

Тексты И.В. Курчатова, А.П. Александрова и В.В. Гончарова даны в полном авторском варианте без какого бы то ни было редактирования. Присутствующие здесь и в других очерках повторения оправданы сохранением оригинальных текстов авторов, определявших важность той или иной информации, и лишь помогают почувствовать и подчеркнуть те акценты событий и проблем, на которые авторы считали нужным обратить внимание.

Последующие выпуски будут формироваться по мере подготовки материалов авторами, которые выразили готовность участвовать в этой работе.

СИДОРЕНКО В.А.

ВВЕДЕНИЕ К 1-МУ ВЫПУСКУ

Сидоренко В.А.

Вскоре после начала практических работ по созданию в Советском Союзе ядерного оружия и необходимой для этого атомной промышленности были начаты проработки возможных вариантов использования процесса деления ядер для получения полезной энергии.

Первые документально зарегистрированные официальные поручения И.В.Курчатова проработать возможность энергетического применения графитового реактора с водяным охлаждением относятся к 1946 году.

К 1948 году были выполнены проработки и обсуждены несколько вариантов:

- газо-корпусной с графитовым замедлителем (институт Физпроблем - Москва);
- корпусной высокотемпературный с окисью бериллия;
- на быстрых нейтронах с натриевым охлаждением (лаборатория В - Обнинск).

В 1949 году в Лаборатории № 2 (ныне Курчатовский институт) был выпущен отчет о возможных направлениях создания энергетических реакторов для транспорта и стационарной энергетики.

К 1949 году относится начало работ по проектированию "опытной атомной станции" (соответствующее постановление Правительства - 16 мая). Постановлением 29 июля 1950 года Лаборатории В предписано приступить к подготовительным работам для строительства в Обнинске первой опытной АЭС. Физические расчеты реактора проводились в ЛИПАНе (так тогда назывался Курчатовский институт).

В середине 1951 года одобрено проектное задание на сооружение АЭС и определены основные исполнители: научным руководителем назначен Курчатов, заместителями Блохинцев и Красин, главным конструктором реактора Доллежалъ (НИИ-8), проект АЭС поручено выполнить ГСПИ, проект парогенератора ОКБ "Гидропресс".

Пуск станции состоялся 27 июня 1954 года; от этого события ведется отсчет отечественной атомной энергетики.

Предлагая вниманию читателя некоторую сжатую схему "дорожки развития атомной энергетики", хотелось бы предварительно подчеркнуть некоторые оценки результатов ретроспективного анализа этого развития.

Прежде всего, хотелось бы отметить исключительно целенаправленную работу в первый период развития проблемы. В этом проявился весь стиль работ, развитый в предыдущий период по проблеме ядерного оружия. Он характеризовался быстрым принятием решений, скоростью разработок, определенной выработанной глубиной первичных проработок и способами доработки принимаемых технических решений. Хотелось бы сразу обратить внимание на то, что продление некоторых элементов такого "аккордного" стиля на период дальнейшего планомерного развития проявилось к сожалению хроническими недостатками в отечественной атомной энергетике, которые пришлось устранять позже.

Этот первичный период развития характеризуется широким охватом вариантных и страхующих направлений. В результате был создан богатый и разнообразный научно-технический потенциал отрасли.

50-е и 60-е годы представляли собой период активного изучения возможных вариантов реакторных систем, удовлетворяющих потребностям большой атомной энергетики. Спектр изучавшихся реакторов был очень широк. Некоторые объекты начинали сооружаться, но не реализовывались, некоторые реакторные системы остались в единичных опытных или опытно-промышленных экземплярах. В ряде случаев возникали специфические конструктивные направления, прекратившие, однако, дальнейшее развитие. Опробовались различные теплоносители, конструктивные схемы активных зон и систем охлаждения реакторных установок. Интересно упомянуть некоторые из этих разработок с различной судьбой, поскольку на новом витке развития, формируя новую перспективу, разработчики иногда возвращаются к прежнему опыту с новыми целями и конструктивными решениями.

В единственном экземпляре работает корпусный легководный реактор с естественной циркуляцией кипящего теплоносителя (ВК - 50). Был реализован прототип реактора с органическим теплоносителем. Активно разрабатывалась энергетическая установка с реактором, охлаждаемым диссоциирующим газом. Был создан и эксплуатировался в Чехословакии энергетический реактор с тяжеловодным замедлителем и газовым (двуокись углерода) теплоносителем. Последовательно и интенсивно разрабатывались и изучались реакторные установки с газовым охлаждением (как с двуокисью

углерода, так и с гелием), решения о сооружении которых остались пока нереализованными.

Вся работа велась в условиях жесткой изоляции, практически параллельно с аналогичными работами за рубежом, подчиняясь системе внутренних политических и хозяйственных факторов, специфическим закономерностям развития атомной технологии, опираясь на возможности отечественной промышленности.

Можно проследить единую логическую линию развития этого "дерева атомной энергетики" от начала до сегодняшнего дня. Но в этот процесс трагически вошла чернобыльская авария и для всего мира разделила атомную энергетику на две эпохи: "до Чернобыля" и "после Чернобыля". Сегодняшнее состояние - результат взаимодействия двух процессов: процесс развития атомной энергетики в его объективной роли в энергообеспечении человечества и процесс ликвидации всех последствий и учета опыта чернобыльской трагедии.

Вернемся к 1954 году.

Еще до пуска "первой в мире АЭС", в 1953 году было проведено изучение возможных типов реакторов для электростанций. В 1954 году форсировано прорабатывались два направления двухцелевых реакторов, которые бы могли сочетать выработку электроэнергии и наработку оружейного плутония: графитоводяной с циркониевыми или стальными трубами, который можно считать прототипом РБМК, и водяной корпусной - прототип ВВЭР.

Реальное развитие двухцелевого направления пошло по логичному пути быстрой реализации энергетических целей в привязке к основной задаче - производству делящихся материалов, т.е. по пути графитовых реакторов с водяным охлаждением.

Первый двухцелевой реактор ЭИ-2 был создан в период 1954-1958 годов, а освоение его энергетического режима проведено в 1958-1960 годы.

Решение о сооружении промышленных двухцелевых реакторов типа АДЭ состоялось в 1956 - 1957 годах и начавшееся в 1957 году строительство завершилось освоением проектных режимов на четырех реакторах в 1964-1969 годах.

Практически одновременно были начаты проектные работы по газо-охлаждаемым графитовым реакторам. Первые варианты проработок 1947-1955 годов ориентировались на использование в качестве первичного теплоносителя гелия, и работы были прекращены после 1955 года, когда было принято решение о развитии направления ВВЭР. В 1957 году проектные работы были возобновлены с ориентировкой на другой теплоноситель - углекислый газ.

Проектные работы по этому направлению были весьма многовариантными, несколько раз приостанавливались и возобновлялись

и продолжались вплоть до 1968 года, когда конкурировали с реакторами РБМК и ВВЭР при выборе реакторных установок для Курской и Чернобыльской АЭС.

Достаточно глубокие научно-исследовательские и проектные работы по газо-охлаждаемым реакторам продолжались и велись до последнего времени. При этом видоизменялись целевые задачи этого направления и основные черты реакторных установок.

Реальное развитие промышленной атомной электроэнергетики пошло по двум линиям реакторов на тепловых нейтронах с использованием водяного теплоносителя: канального с графитовым замедлителем и корпусного с легководным замедлителем, а также реакторов на быстрых нейтронах с натриевым охлаждением.

В период создания опытно-промышленных реакторов на первых блоках Ново-Воронежской и Белоярской АЭС происходило формирование первых этапов государственной политики в области атомной энергетики, в процессе которого рассматривались различные варианты развития и различные типы реакторных установок.

Первая программа развития была объявлена Курчатовым на период 1956-1960 годов с перспективой на 2-2,5 млн. кВт. установленной мощности АЭС. В 1958 году план был пересмотрен и ограничен сооружением только первых блоков на Ново-Воронежской и Белоярской АЭС.

В 1962 году программа развития атомной энергетики была восстановлена и в нее были включены кроме АМБ и ВВЭР также газографитовый реактор и тяжеловодный реактор с органическим теплоносителем. Впоследствии тяжеловодный реактор был заменен водо-водяным, а газографитовый - реактором на быстрых нейтронах (БН). 1963-1964 годы характеризуются резким усилением внимания к топливообеспечению ожидаемой атомной энергетики и к роли бридеров на быстрых нейтронах.

В 1966 году был принят Государственный план строительства АЭС на 1966-1975 годы в объеме 11,9 млн. кВт., который стал основой создания серийных блоков первого поколения.

Последующие планы сооружения АЭС и соответствующие постановления Правительства объявлялись в 1971 и 1980 годах. В 1971 году была объявлена программа на 1971-1980 годы 26,8 млн. кВт. Постановление 1980 года предусматривало ввод в 1981-1990 годах 66,9 млн. кВт, а также обеспечение запаса, имея в виду довести в 1993 году мощности АЭС до 100 млн. кВт. Ориентируясь на этот уровень атомной энергетики были начаты работы по развитию предприятий ядерного топливного цикла и атомного энергомашиностроения.

В процессе работы по этим программам формировалось понимание места атомной энергетики в энергообеспечении страны, необходимой ее структуры и, что наиболее важно, формировалось современное понимание целей и требований безопасности и способов обеспечения безопасности широкомасштабной атомной энергетики. Те подходы в обеспечении безопасности атомных станций, которые представлялись приемлемыми применительно к единичным или малочисленным объектам не могли быть достаточными при массовом распространении новой потенциально опасной энергетической технологии.

Специфика атомного машиностроения и высокий уровень требований к надежности конструкций реакторных установок родил новый класс качества, зафиксированный в нормах.

Очень важным в формировании новых подходов и новой системы обеспечения безопасности АЭС явилось образование в 1983 году независимого государственного органа по регулированию безопасности АЭС - Государственного комитета по надзору за безопасностью в атомной энергетике.

К сожалению эти усилия уже не смогли предотвратить аварии на 4-м блоке Чернобыльской АЭС, обсуждение причин и уроков которой составляет отдельную большую тему.

Принципиальным является то, что при быстром нарастании масштабов гражданской атомной энергетики и расширении технических, организационных и административных структур, обеспечивающих ее функционирование и развитие, не успевала формироваться жизненно необходимая и обязательная для этой отрасли культура безопасности.

Положительные факторы полувоенной организации были утрачены, новые гражданские формы рождались медленно. В результате оказалось, что бесконтрольный монополизм технических решений, проявившийся в недостатках конструкций блока, наложился на недостатки в эксплуатации, которые отразили отсутствие культуры безопасности на этой стадии.

В течение всего периода развития атомной энергетики, предшествовавшего Чернобыльской аварии, положительную роль демонстрировали централизованные организационные структуры управления, которые позволяли концентрировать и использовать полученный опыт и научно-технический потенциал, обеспечивающий необходимый уровень всех работ. В условиях традиционных для нашей страны хозяйственных и организационных форм каждый случай разобщения участников работы и размывания ответственности приводил к отрицательным результатам. Самый трагичный из них - Чернобыльская авария.

Очень любопытно, что западные эксперты на основании собственного анализа отметили высокие показатели надежности эксплуатации АЭС с ВВЭР-440 (в том числе и 1-го поколения) и пришли к выводу, что этот результат обеспечила структура управления атомной энергетикой, отражающая централизованную структуру управления всей промышленностью. Этот фактор дополняется престижностью отрасли и возможностью использовать передовые технологии в период разработки этих проектов.

Очень важно сохранить эти факторы в дальнейшем.

Существенным достижением в отечественной атомной энергетике до чернобыльской аварии стала разработка качественно новых подходов в обеспечении безопасности атомных станций и создание на базе этих подходов атомной станции теплоснабжения АСТ. Научно-технической предпосылкой проекта АСТ - 500 стал опытный энергетический водо-водяной реактор с кипящим теплоносителем и естественной циркуляцией - ВК-50, введенный в эксплуатацию в 1965 году и работающий до сих пор. Сооружение двух таких станций было близко к завершению под Горьким и Воронежем, но волна антиядерных настроений после Чернобыля остановила их строительство. Парадоксальность этой ситуации в том, что использованные в этих проектах свойства самозащищенности реактора и применение пассивных систем и средств безопасности составляют сегодня основу обеспечения безопасности новых поколений станций следующего столетия во всем мире. Детальное изучение этого проекта экспертами из 13 стран в 1988 году подтвердило высокую безопасность этой установки. Общая концепция АСТ была разработана в 1975-1978 годах и первоначальный срок пуска блоков был ориентирован на 1985 год.

Предложенную схему "дерева развития атомной энергетики" следовало бы дополнить самостоятельной линией "малой атомной энергетики".

Внимание к малой атомной энергетике определялось специфическими территориально-климатическими условиями страны и в период динамичного поиска полезных применений атомной энергетики сопровождалось изучением и созданием разнообразных установок.

На стадии технического поиска в период до 1960 года было выполнено около 20 проектов малых АЭС в различных модификациях: на железнодорожных платформах, на плавучих средствах, на гусеничном ходу, стационарных блочно-транспортных.

Три проекта были реализованы. В 1961 году был пущен в эксплуатацию демонстрационный полномасштабный прототип крупноблочной транспортируемой АЭС, размещенный на четырех самоходных гусеничных платформах (электрическая мощность 1,5 МВт при тепловой 11 МВт).

В начале 60-х годов была создана с прицелом использования в Антарктиде и в районах Крайнего Севера энергетическая установка электрической мощностью 750 кВт с реактором, в котором теплоносителем и замедлителем служит высококипящая органическая жидкость. Установка АРБУС была запущена в Димитровграде в 1963 году. Установка имела много заманчивых достоинств: конструкционный материал активной зоны - алюминиевый сплав, конструкционный материал первого контура - углеродистая сталь; уникальная возможность обслуживания первого контура на любом уровне мощности и практическая безопасность протечек теплоносителя из-за отсутствия наведенной активности. При освоении установки были опробованы различные теплоносители, выбран оптимальный вариант, была практически отработана технология очистки активной зоны от продуктов коксувания теплоносителя. И все же дальнейшего развития это направления не получило, поскольку технология органического теплоносителя плохо увязывалась с требованиями надежности локального энергоисточника в удаленном районе.

По конструктивно-строительной схеме стационарной атомной теплоэлектроцентрали была создана Билибинская АТЭЦ с четырьмя блоками по 12 мВт электрических (первый блок был введен в эксплуатацию в 1973 году). Технологическая схема Белоярской АЭС применительно к Билибинской АТЭЦ была упрощена (без перегрева пара и с естественной циркуляцией теплоносителя), что позволило станции обеспечить надежное энергоснабжение изолированной энергосистемы.

Проводившиеся многочисленные технико-экономические исследования, разработки новых конструктивных разновидностей ядерных реакторов для малой энергетики так и не продвинули распространение ядерных энергоисточников в этот, казалось бы очевидный, сектор потребителей.

Анализируя причины этого торможения, можно было сделать вывод, что причины этого находятся не в области принципиальных научно-технических и конструкторских решений, а в области организации, инфраструктуры эксплуатации и обслуживания, ответственности и владения ядерными установками, требующими высокой квалификации и формирующими особые требования обеспечения безопасности.

С учетом этого понимания в начале 90-х годов было принято принципиальное решение: для реальной демонстрации достоинств ядерных энергоисточников в отдаленных изолированных районах сосредоточиться на создании атомной электростанции на плавучем средстве (барже), создаваемой полностью на заводе, перемещаемой к потребителю на достаточно длительный срок, возвращаемой в соответствии

с технологическим циклом на завод для ремонтов и замен топлива (при нескольких находящихся в обращении однотипных установках) и полностью находящихся во владении и обслуживании специализированной эксплуатирующей организацией, представляющей потребителю на определенных условиях необходимую энергию.

В качестве ядерной установки для такой плавучей АЭС была сознательно выбрана энергоустановка атомных ледоколов КЛТ-40, накопившая огромный опыт эксплуатации и продемонстрировавшая высокий уровень надежности и безопасности.

Препятствием для быстрой реализации этой цели (в течение 4-х лет) оказался экономический развал, из-за чего в последнее время было даже изменено место первоочередной привязки этой установки (вместо порта Певек - район Мурманской области). В то же время реализация этого проекта в районе Певека имеет значение для оптимального решения всей проблемы энергобеспечения этого региона, включая проблему о дальнейшей судьбе Билибинской АЭС. Вариант ее расширения блоками повышенной мощности того же типа потерял реальность, и в первую очередь - из-за неопределенности перспектив экономического развития района.

Также нельзя считать, что опыт Билибинской АЭС подтвердил экономическую целесообразность создания в изолированном северном районе атомной станции по модели стационарной установки со строительством на месте.

Еще можно привести пример того, как внедрение ядерных энергоисточников в малую энергетику формирует свои системно-экономические проблемы.

Для специальных нужд флота была создана автономная необслуживаемая ядерная энергоустановка с водо-водяным саморегулируемым реактором и термоэмиссионными электрогенерирующими элементами. Прототип такой установки работает и изучается в Курчатовском институте. На его базе была разработана автономная установка для небольшого потребителя мощностью 100 кВт электрических и 3 мВт тепловых (Шифр - "Елена"). При экономически оправданной эксплуатации серии таких энергоисточников, безусловно на началах полного владения и централизованного обслуживания эксплуатирующей организацией, неизбежно - для обеспечения высокого уровня надежности и безопасности эксплуатации таких необслуживаемых установок - создание и постоянная "сопровождающая" эксплуатация представительного натурного образца этой установки в центре технологического обеспечения. Понимание этой необходимости тянет за собой шлейф финансовых проблем начального периода внедрения такой линии малой атомной энергетики.

Таким образом, центральная задача развития малой атомной энергетики -убедительная демонстрация достоинств и приемлемости для потребителя любого варианта автономного ядерного энергоисточника. А области потребления возникают не только в приполярных районах, но и в "жаркой" зоне, имея в виду и опреснение воды.

* * *

Целесообразно попытаться сформулировать общие логические рамки развития атомной энергетики в Советском Союзе от ее зарождения до конца 20-го столетия.

Начальные шаги, направления разработок и научно-техническая база гражданской атомной энергетики практически полностью опирались на те усилия и возможности, которые были развиты в стране для создания ядерного оружия и затем атомного флота. Созданный потенциал подталкивал к демонстрации возможности использования процесса деления ядер для гражданских целей, а затем и для освоения надежных и конкурентоспособных энергоисточников. Эта задача была решена в СССР, как и в других странах, развивавших ядерную технологию для военных целей. Технологический успех естественным образом подтолкнул масштабное развитие этого направления энергетики, тем более что региональные условия экономической целесообразности и устранения зависимости от других источников энергии весьма способствовали этому. В результате проявилось ускоренное внедрение ядерного топлива в топливно-энергетический баланс многих промышленно развитых стран, в том числе и в Советском Союзе. Сейчас можно утверждать, что наращивание масштабов новой энергетической технологии не соответствовало объективным глобальным энергетическим потребностям и сохраняющимся возможностям экономически и технологически целесообразного наращивания энергетики на органических видах топлива. Сформировавшееся в ядерном сообществе суждение о том, что атомная энергетика достигла "зрелости", оказалось несколько преждевременным. Естественное настороженное отношение населения и общественного мнения к энергии деления ядер, рожденное ядерным оружием, быстро переросло в отрицание этого направления энергетики в результате произошедших крупных аварий на атомных электростанциях. Определяющими в этом повороте стали события на Чернобыльской АЭС.

В результате произошел резкий спад в дальнейших планах и реальном росте атомной энергетики в мире. В Советском Союзе и далее в России это проявилось самым трагическим образом.

Все это не означало остановки новой энерготехнологии, она перешла в фазу "равновесного развития", более соответствующего объективному балансу различных видов топлива, их экономической

конкурентоспособности и региональной обеспеченности. Центр тяжести атомной энергетики стал перемещаться в районы Азии и Дальнего Востока.

Свое место нашли и новые технологические решения, направленные на снижение аварийного радиационного риска от ядерных энергоисточников и последствий их эксплуатации.

Неизбежное дальнейшее развитие ядерной энергетики, наращивание доли ядерного топлива в топливно-энергетическом балансе получает широкое признание, а изменение общественного мнения должно опираться на практическую демонстрацию реальной "зрелости" и безопасности этой технологии. Переходный период характерен появлением крайних суждений в оценках развитых ядерных технологий и характера технологий, необходимых для следующего этапа развития, в "требованиях" к ядерным энергоисточникам и ядерному топливному циклу следующего этапа атомной энергетики.

Некоторые специалисты склонны объявлять ошибочным весь набор технических направлений атомной энергетики, навязанный решением военных задач, склонны объявлять мораторий в поступательном развитии и начать все с начала, подчиняя дальнейшее технические решения требованиям, диктуемым исключительно "мирным" развитием. Представляется, что такой подход является слишком односторонним. Неизбежно развитие и совершенствование ядерных энергоисточников в сторону "внутренне безопасных" конструкций, демонстрируемых, например атомными станциями теплоснабжения и модульными газоохлаждаемыми реакторами. Обязательна в этом процессе "преемственность" развития, включающая как эволюционное совершенствование освоенных технических решений, так и создание новых систем, обеспечивающих новое качество как в топливоиспользовании, потребительских свойствах, так и в демонстрируемой безопасности, принимаемой общественным мнением.

В понятие преемственности вкладываются различные слагающие технической политики:

- это прежде всего прямая технологическая преемственность, направленная на максимальную отдачу аккумулированных средств и накопленного потенциала (что немаловажно в кризисных условиях экономики);
- это непрерывность процесса разработок и реализации, когда новое создается параллельно с развитием освоенного;
- это последовательное развитие общих научно-технических и технологических концепций, а для атомной энергетики - в первую очередь - общей концепции безопасности в связи с растущими требованиями безопасности и разнообразием применения ядерных энергоисточников.

ПЕРВЫЙ ПЕРИОД РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ В СССР*

Гончаров В.В.

Часть 1

Первые поисковые работы по опытно-промышленным энергетическим реакторам в СССР были начаты в 1948 г. после ввода в эксплуатацию первого в СССР производственного плутониевого реактора "А", за которым последовало строительство более мощных канальных уран-графитовых плутониевых реакторов. Поисковые работы велись в первую очередь по разработке высокотемпературного уран-графитового реактора с гелиевым теплоносителем под давлением 100 атм. Намечалось, что корпус реактора будет иметь форму шара, поэтому его называли "Шариком". Другим вариантом являлся графитовый реактор канального типа, как и "А", с водяным теплоносителем под давлением 100 атм.

Из-за ряда преимуществ предпочтение было дано второму варианту, который и был принят для разработки. Проектные, конструкторские и исследовательские работы по созданию этого реактора АМ для первой АЭС широко развернулись в 1950 г.

В тот период уровень научных знаний в области физики и техники энергетических ядерных реакторов был совершенно недостаточен. Помимо теоретических и расчетных исследований требовались многообразные, широкие экспериментальные работы в обоснование проектирования реакторов. Главными из них являлись испытания тепловыделяющих элементов (основной, важнейшей части реакторов), различных конструкционных материалов и других ответственных узлов будущих реакторов в нейтронных полях высокой интенсивности. Возможность проведения таких испытаний тогда

* Очерк В.В. Гончарова издан в виде предпринта ИАЭ в 1990 году.

в нашей стране отсутствовала. В связи с этим И.В. Курчатовым и А.П. Александровым 23 июля 1949 г. за № 739 было внесено предложение о строительстве экспериментального реактора.

На основании этого предложения 6 апреля 1950 г. было принято решение о строительстве на территории Лаборатории № 2 АН СССР, впоследствии Института атомной энергии (ИАЭ), малогабаритного реактора МР (РФТ) мощностью 10 МВт.

Реактор РФТ с петлевыми установками и "горячей" материаловедческой лабораторией был введен в действие в апреле 1952 г., т.е. за очень короткий срок. Это была первая в СССР комплексная уникальная экспериментальная база в области радиационного материаловедения. Тогда реактор РФТ был также первым в мире петлевым материаловедческим реактором, работавшим с пятью петлевыми установками. Он был построен под руководством В.В. Гончарова, автора этих воспоминаний.

В реакторе РФТ в 1952 г. были начаты испытания опытных тепловыделяющих элементов для энергетических реакторов.

И.В. Курчатов был инициатором и непосредственным руководителем создания первой в мире атомной электростанции с уран-графитовым реактором АМ канального типа с водяным теплоносителем.

Первая АЭС в мире сыграла роль первенца в развитии атомной энергетики в СССР. Пуск станции был осуществлен под руководством И.В. Курчатова и А.П. Александрова.

А.П. Александров в связи с 20-летием со дня пуска первой АЭС писал 1 июля 1974 г. в "Правде": "Идея конструкции активной зоны уран-графитового канального реактора этой станции была предложена академиком И.В. Курчатовым и профессором С.М. Фейнбергом. Главным конструктором являлся академик Н.А. Доллежал".

Первая АЭС строилась в Обнинске на базе Лаборатории "В" (Физико-энергетический институт (ФЭИ)). Огромная работа по созданию станции велась в ФЭИ и в других организациях. В Институте атомной энергии проводились испытания образцов тепловыделяющих элементов в материаловедческом реакторе РФТ.

Хотя мощность первой станции была невелика - всего 5000 кВт (эл.), до сих пор канальные реакторы в нашей атомной энергетике играют важную роль, достигнув мощности в миллион киловатт. Атомная энергетика всего за два десятка лет преодолела по развитию единичных мощностей путь, который был пройден обычной энергетикой примерно за целый век.

Научным руководителем АЭС был назначен Д.И. Блохинцев, а заместителем А.К. Красин.

Испытания твэлов для реактора АМ первой АЭС проводились под руководством автора в реакторе РФТ с октября 1952 г.

Разработкой вариантов конструкции и технологии изготовления твэлов для реактора АМ занимались параллельно три организации: ИАЭ, НИИ-9 и Лаборатория "В" (ФЭИ).

Всего в РФТ было проведено 12 длительных испытаний твэлов для АМ, из них три конструкции Лаборатории № 2, три - НИИ-9 и шесть Лаборатории "В".

В некоторых случаях опытные твэлы испытывались при тепловых нагрузках, превышающих проектные нагрузки АМ. Часть твэлов при испытаниях преждевременно выходила из строя (из-за нарушения герметичности стальных оболочек), в основном это были твэлы НИИ-9 и Лаборатории № 2.

Результаты испытаний в РФТ тепловыделяющих элементов АМ различных типов, проводившихся до апреля 1954 г., позволили выбрать лучший вариант элементов для применения в реакторе АМ. Такими оказались элементы конструкции Лаборатории "В", которые обладали необходимой работоспособностью и достаточной надежностью при проектных параметрах АМ и даже допускали возможность превышения тепловой нагрузки на 70% в течение 1500 ч.

Следует отметить, что в докладе № 239 Д.И. Блохинцева и Н.А. Николаева "Первая атомная электростанция СССР и пути развития атомной энергетики" на Первой Международной конференции ООН по мирному использованию атомной энергии (Женева, 1955г.) было указано:

"Среди большого комплекса работ особое значение имеют работы, выполненные на экспериментальном реакторе РФТ, который был специально предназначен для физических и теплотехнических исследований, применительно к энергетическим реакторам.

Наиболее важными были испытания тепловыделяющих элементов в водяной петле реактора РФТ. Испытания длились тысячи часов, после чего тепловыделяющие элементы изучались в "горячей" лаборатории. Эти испытания позволили выбрать наиболее надежный и устойчивый вариант тепловыделяющего элемента для первой атомной электростанции".

Таким образом, испытания твэлов АМ в реакторе РФТ и исследования их в "горячей" лаборатории существенно способствовали успешному пуску 27 июня 1954г. в Обнинске первой в мире электростанции электрической мощностью 5 МВт. Ввод ее в действие явился реальным шагом в мирном использовании атомной энергии.

В сообщении Совета Министров СССР о пуске первой промышленной АЭС, опубликованном в газете "Правда" 1 июля 1954 г., указывалось, что "советскими учеными и инженерами ведутся работы по созданию промышленных электростанций на атомной энергии мощностью 50 - 100 тыс. киловатт".

27 июня 1955 г. И.В. Курчатов и А.П. Александров представили Министру среднего машиностроения СССР А.П. Завенягину предложения о развитии атомной энергетики в СССР, предусматривающие строительство одной атомной электростанции с замедлителем и теплоносителем из простой воды полезной мощностью около 150 тыс. кВт и одной атомной электростанции по типу действующей (в Обнинске) полезной мощностью до 75 тыс. кВт, а также реактора для электростанции мощностью 50 тыс. кВт с замедлителем из тяжелой воды и газовым теплоносителем и реактора для электростанции с графитовым замедлителем и газовым теплоносителем.

В предложениях отмечалось, что проектирование, сооружение и опыт эксплуатации этих четырех типов атомных электростанций позволит определить, по какому пути должно быть направлено развитие атомной энергетики крупного масштаба в течение ближайших 10 - 20 лет.

И.В. Курчатов внес весьма значительный вклад в разработку программы сооружения мощных АЭС и опытных энергетических реакторов в шестой пятилетке (1955 - 1960). Эта программа была включена в директивы XX съезда КПСС.

На XX съезде КПСС в феврале 1956 г. И.В. Курчатов заявил: "Я остановлюсь на работах по одному из важнейших разделов советской науки - на предстоящих работах по атомной энергии.

Объем этих работ очень велик, но и силы наши теперь велики. На смену небольшому отряду ученых, которые начинали работу, выросла воспитанная армия ученых, инженеров, конструкторов, сильная, молодая, способная решать труднейшие задачи.

Нужно доложить съезду, как будет решаться в текущем пятилетии записанная в проекте Директив задача получения 2-2,5 миллиона киловатт в электрической мощности за счет атомной энергии.

Наши атомные электростанции в текущем пятилетии строятся еще в порядке большого эксперимента, проводимого государством с целью найти более технически надежные и экономичные пути создания атомных электростанций. Нам нужно надежно определить, какой объем в седьмой и последующих пятилетках должна занять атомная энергетика в общей энергетике нашего социалистического государства.

Дело строительства и освоения атомных электростанций - все-народное дело. Особенно большая работа должна быть выполнена конструкторами, инженерами и рабочими Министерства электростанций, строительных министерств и министерств тяжелого машиностроения, машиностроительной и электротехнической промышленности. Но мы получим полноценные результаты только в том случае, если и многие другие министерства горячо поддержат новую атомную технику.

Перед нами большая программа работ по атомным электростанциям и атомным силовым установкам, но советские ученые - специалисты по атомному ядру не должны ограничивать свою деятельность решением только этих задач. Необходимо и дальше развивать атомную теоретическую науку с тем, чтобы были надежно освещены пути будущей техники".

Выдержки из текста выступления И.В. Курчатова приведены в приложении 1.

В апреле 1956 г. И.В. Курчатов сделал доклад в Харуэлле (Англия) и написал статью "Некоторые вопросы развития атомной энергетики в СССР", опубликованную в газете "Правда" 18 мая 1956 г., в которых отметил:

"В наши дни основным источником энергии служит органическое топливо (уголь, нефть, торф и т.п.). Перед многими странами уже сейчас реально встает угроза истощения запасов топлива и возникает новая проблема - найти и использовать другие источники энергии. В разрешении этой проблемы важную роль призвана сыграть атомная энергия.

В своем докладе я хотел бы осветить главные направления, по которым развиваются в СССР работы в области атомной энергетики, а также рассмотреть некоторые вопросы физики атомных реакторов с замедлением нейтронов водой.

Мы ставим задачу создать атомную энергетику, которая, по крайней мере для условия Европейской части Союза, будет экономически более выгодной, нежели угольная энергетика.

В связи с этим намечается строить крупные атомные электростанции мощностью на первое время около 400-600 тыс. кВт каждая, с тем чтобы накопить опыт атомной энергетики с массовым производством тепловыделяющих элементов и их переработкой. Ясно, что только на крупных атомных электростанциях можно достигнуть экономически выгодных показателей энергетики.

Станции будут построены с реакторами, работающими на медленных нейтронах.

Строительство крупных атомных электростанций и их эксплуатация дадут также возможность проверить, какие из установок будут наиболее безвредны и безопасны для окружающего населения. Экономические характеристики и эти данные определяют тип атомных электростанций и масштабы атомной энергетики на период 1960 - 1970 гг.

Две станции будут построены с реакторами, работающими на тепловых и эпитепловых нейтронах с водяным замедлителем и теплоносителем. Электрическая мощность, получаемая от одного реактора станции, составит 200 тыс. кВт.

Теперь я хочу более подробно остановиться на физических вопросах, связанных с реакторами с замедлением нейтронов водой, которыми я непосредственно занимаюсь. Такие реакторы сравнительно невелики по размерам и просты по конструкции. Это позволяет рассчитывать на то, что затраты на сооружение атомной станции с водяным замедлителем будут минимальными. Кроме того, есть основания думать, что эти реакторы будут экономичными и по использованию урана.

Физическим вопросам, связанным с реакторами, в которых замедление нейтронов происходит в воде, в продолжение последних лет уделялось большое внимание со стороны ученых Института, директором которого я являюсь. Руководящая роль в разработке теории этих вопросов принадлежит профессору С.М. Фейнбергу. Наиболее важные экспериментальные результаты получены в лаборатории В.И. Мостового и П.Е. Спивака.

Физика реактора, работающего на тепловых или на быстрых нейтронах, в настоящее время относительно хорошо разработана. Этого нельзя сказать о реакторах с водяным замедлителем, где возникают специфические условия из-за большого влияния на физические процессы эпитепловых нейтронов.

В связи с возможностью глубокого выгорания урана, и в том числе в одной кампании, огромную практическую важность приобретает вопрос о создании тепловыделяющего элемента, способного к длительной работе под облучением.

Мы считаем, что спеченная двуокись урана вследствие устойчивости при облучении и нерастворимости в горячей воде является прекрасным материалом для уран-водной решетки. Выполненные нами длительные опыты на реакторе РФТ показали, что окисные блоки даже в условиях негерметичности их оболочки работают удовлетворительно: не происходит загрязнения контура продуктами деления; небольшая газовая активность быстро исчезает после остановки реактора".

В соответствии с директивами XX съезда КПСС по шестому пятилетнему плану намечалось строительство в 1956-1960 гг. четырех АЭС и опытных энергетических реакторов, включающих две АЭС с реакторами ВВЭР электрической мощностью по 200 тыс. кВт и водяной кипящий реактор ВК-50 электрической мощностью 50 тыс. кВт.

23 мая 1956 г. в газете "Известия" была опубликована беседа с начальником Главного управления по использованию атомной энергии при Совете Министров СССР Е.П. Славским. В беседе Е.П. Славский рассказал, что под руководством академиков И.В. Курчатова и А.П. Александрова производятся работы по

реакторам с простой водой, которые представляют интерес для будущего атомной энергетики, так как они открывают возможности построения реакторов, простых по конструкции, небольших по размерам и экономичных по использованию урана.

По инициативе и под руководством И.В. Курчатова была подготовлена и проведена в июле 1955 г. сессия АН СССР, посвященная мирному использованию атомной энергии. На этой сессии было прочитано 80 докладов, в которых впервые были сообщены результаты важных исследований, в частности, по уран-графитовым реакторам, проводившихся в ИАЭ. Эти работы вызвали большой интерес и оказались полезными для ученых других стран.

И.В. Курчатов возглавил подготовку докладов на Первую международную конференцию по мирному использованию атомной энергии, состоявшуюся в августе 1955 г. в Женеве.

Доклады на июльской сессии АН СССР и Женевской конференции явились вкладом советской науки в вопросы мирного использования атомной энергии. Среди докладов, представленных на Женевскую конференцию, важное место занимали доклады о Первой атомной электростанции, о путях развития ядерной энергетики, о реакторе для физических и технических исследований (РФТ), теории реакторов и ряд других. На конференцию, на которой присутствовали представители 79 стран, Советский Союз представил 102 доклада.

С трибуны XX съезда КПСС в 1956 г. И.В. Курчатов заявил: "Мы получили большое удовлетворение в связи с тем, что на этой конференции доклады наших ученых и инженеров получили высокую оценку мировой научной общественности.

На этой конференции мы отчетливо увидели и некоторые свои слабые стороны. Иностранная промышленность демонстрировала большое количество приборов, лучших, чем наши. Нужно принять меры к тому, чтобы приборы, изготовленные в Советском Союзе, и в первую очередь приборы для атомной техники, были лучше зарубежных".

Для обоснования проектов энергетических реакторов различного типа, дальнейшего развития атомной науки и техники, новых направлений атомной энергетики очень важное значение имело проведение исследований в нейтронных полях высокой интенсивности основных конструктивных узлов реакторов, в первую очередь тепловыделяющих элементов и материалов. В связи с этим требовалось значительное расширение экспериментальной базы.

Учитывая эти обстоятельства, И.В. Курчатов направил 25 июля 1955 г. письмо А.П. Завенягину об организации филиала Лаборатории № 2 в районе Обнинска.

В филиале предусматривалось сооружение реактора со сверхмощным нейтронным потоком для решения технологических задач реакторостроения, новых исследований в области ядерной физики, получения трансурановых элементов, а также "горячих" лабораторий.

К сожалению, постановление о строительстве филиала не было принято, но позднее часть поставленных вопросов была решена иным путем.

В июле 1956 г. было принято постановление правительства о разработке водо-водяного реактора ВВЭР-2 электрической мощностью 70 тыс. кВт для Германской демократической республики.

6 июня 1957 г. И.В. Курчатов и А.П. Александров представили М.Г. Первухину и Е.П. Славскому предложения ИАЭ по ускорению работ, связанных с созданием реактора ВВЭР и ВК-50.

В письме указывалось, что выпущенный технический проект реактора ВВЭР, разрабатываемый в ОКБ Гидропресс (главный конструктор Б.М. Шолкович), не получил еще никакого экспериментального подтверждения (за исключением испытаний тепловыделяющих элементов в РФТ).

В письме отмечалось также, что в ИАЭ требуется усилить проведение экспериментальных работ по изучению физических и теплотехнических вопросов по новым реакторам. Поэтому необходимо оказание помощи в расширении экспериментальной базы Института.

К сожалению, выполнение решений о строительстве атомных электростанций задерживалось.

В 1958 г. в ИАЭ под председательством И.В. Курчатова было проведено выездное заседание Научно-технического совета Министерства среднего машиностроения СССР, посвященное развитию атомной энергетики. На этом заседании присутствовали зам. Председателя Совмина СССР, председатель Госплана СССР И.И. Кузьмин, Министр электростанций А.С. Павленко и многие руководители различных ведомств.

В целях ускорения работ по атомной энергетике и изготовлению оборудования для атомных электростанций И.В. Курчатов обращался с письмами в обкомы КПСС, к руководителям министерств, Совнархозов и ведомств.

И.В. Курчатов не ограничивался только письменными обращениями, он приглашал в ИАЭ многих секретарей обкомов КПСС, министров, председателей Совнархозов, показывал им Институт, разъяснял стоящие задачи в области атомной энергетики и просил об оказании помощи в этом деле. Беседы заканчивались дома у И.В. Курчатова за чашкой чая.

Так он принимал секретаря свердловского обкома КПСС А.П. Кириленко, министров Н.С. Казакова, П.И. Паршина, А.С. Павленко, М.А. Лесечко, секретаря Ленинградского обкома КПСС И.В. Спиридонова вместе с председателем Ленинградского Совнархоза В.Н. Новиковым (впоследствии зам. председателя Совмина СССР) и зам. Председателя Совнархоза С.А. Афанасьева (назначенного потом министром общего машиностроения), секретаря Новосибирского обкома КПСС Ф.С. Горячева и других.

В 1959 г. возникли серьезные задержки в изготовлении оборудования для атомных электростанций, поэтому И.В. Курчатов 2 марта 1959 г. направил письмо зам. Председателю Госплана СССР И.И. Кузьмину с просьбой рассмотреть вопрос о возможных мерах ускорения строительства электростанций и, в особенности, производства оборудования для них.

К сожалению, положительного результата не было достигнуто. Более того, И.И. Кузьмин представил предложение в Совет Министров СССР о ликвидации строительства некоторых АЭС, сокращении количества строящихся реакторов на атомных станциях с двух до одного и переносе сроков сооружения оставляемых реакторов на два года.

В связи с этим были назначены правительственные комиссии для подготовки соответствующих решений.

И.В. Курчатов начал принимать решительные меры, чтобы не допустить принятия решений по предложениям комиссий.

В упомянутых ранее предложениях, представленных М.Г. Первухину и Е.П. Славскому 6 июня 1957 г., И.В. Курчатов и А.П. Александров сообщали также, что "в связи с очень большим объемом работ по испытанию твэлов в РФТ необходимо соорудить на заводе № 12 в г. Электростали второй материаловедческий реактор типа РФТ, но с большей мощностью". Однако это не было осуществлено.

В 1957-1958 гг. для расширения фронта исследовательских работ по атомной энергетике, проводившихся под руководством автора, реактор РФТ был реконструирован. Это дало возможность повысить мощность с 10 до 15 - 20 МВт. Для реконструированного реактора были разработаны тепловыделяющие элементы новой конструкции с сильно развитой поверхностью охлаждения и ураном, обогащенным изотопом-235 до 90% (вместо 10%). В результате удалось освободить в активной зоне 12 рабочих каналов с ТВС (из 37) для экспериментальных целей и повысить плотности потоков нейтронов.

Позднее И.В. Курчатов поставил задачу о разработке исследовательского реактора (СМ-2) с очень высоко плотностью потоков нейтронов (свыше 10^{15} нейтр./см²с).

Реактор СМ-2 предназначался для материаловедческих испытаний, физических исследований и получения новых трансурановых элементов.

Под руководством С.М. Фейнберга был выполнен большой комплекс расчетных и экспериментальных работ (на критической сборке) по созданию предложенного нового типа реактора на промежуточных нейтронах мощностью 50 МВт с плотностью потоков тепловых нейтронов в центральной полости (ловушке нейтронов) $2,2 \cdot 10^{15}$ нейтр./см²·с. Техническое решение на проектирование этого реактора было выпущено в 1956 г.

Такой уникальный реактор оригинальной конструкции был сооружен в г. Димитровграде (НИИАР). Физический пуск СМ-2 состоялся в октябре 1961 г. После модернизации СМ-2 на нем были получены наиболее высокие в мире плотности потоков тепловых нейтронов. Позже мощность реактора СМ-2 была повышена до 100 МВт, и тогда максимальная плотность потоков тепловых нейтронов достигла $5 \cdot 10^{15}$ нейтр./см²·с.

Помимо сооружения СМ-2, у И.В. Курчатова возникла идея создания мощного материаловедческого петлевого реактора МИР для развития экспериментальных работ в области атомной энергетики (для испытаний опытных твэлов различных энергетических реакторов и конструкционных материалов). По его предложению в 1956 г. была начата разработка такого реактора, а в 1957 г. под научным руководством ИАЭ в НИИ-8 (НИКИЭТ) началось проектирование самого реактора. Реактор МИР проектной мощностью до 100 МВт был построен и пущен в г. Димитровграде в 1966 г. Сейчас он работает с 12 петлевыми каналами.

В 1960 г. в ИАЭ им. И.В. Курчатова началась под руководством В.В. Гончарова разработка петлевого материаловедческого реактора МР для замены РФТ.

Реакторы МР и МИР явились новой разновидностью петлевых реакторов. Это были реакторы канального типа, погруженного в бассейн с водой. Такие реакторы обладают большими преимуществами по сравнению с петлевыми реакторами других типов.

Реактор МР с 8 петлевыми установками был сооружен в ИАЭ в очень короткий срок, физический пуск его состоялся в декабре 1963 г., а вывод на мощность в июле 1964 г. МР был первый в мире канальный реактор погруженного типа. Конструкция МР, разработанного силами ИАЭ, существенно отличалась от конструкции реактора МИР.

Проектная мощность реактора МР была 20 МВт, затем в 1967 г. проводилась его реконструкция для дальнейшего значительного расширения его экспериментальных возможностей. В результате

мощность была увеличена до 40 МВт (без петель), а количество петлевых каналов возросло с 13 до 26. Дополнительно созданы две новые петлевые установки. Это, фактически, равнозначно созданию второго петлевого реактора.

Еще в процессе сооружения реактора СМ-2 у И.В. Курчатова возникла идея добиться еще более высоких значений потоков нейтронов в реакторе, работающем в импульсном режиме. Предполагалось получить сверхвысокие потоки нейтронов во вспышке (в течение короткого промежутка времени) в реакторе при невысокой средней мощности, не имеющем системы охлаждения. Для некоторых экспериментов работа в импульсном режиме более выгодна, чем работа при постоянном уровне мощности.

Так, по инициативе И.В. Курчатова был создан импульсный гомогенный графитовый реактор (ИГР) оригинальной конструкции, предназначенный для изучения динамики и безопасности реакторов при введении больших реактивностей и испытаний конструкций реактора при высоких температурах. ИГР был пущен в 1960 г. Главным конструктором реакторов СМ-2, МИР и ИГР был Н.А. Доллежалъ.

При активном участии И.В. Курчатова проходила подготовка и ко Второй международной конференции по мирному использованию атомной энергии в сентябре 1958 г. в Женеве.

На этой конференции учеными ИАЭ были доложены результаты изучения в ИАЭ водо-водяных реакторов.

На конференции было заслушано 10 докладов о работах, выполненных в ИАЭ по водо-водяным реакторам. В их числе: "Выгорание горючего в водо-водяных энергетических реакторах и эксперименты с уран-водной решеткой" (№ 2145) - С.М. Фейнберг и др.; "Измерение спектра нейтронов в уран-водных решетках (№ 2152) - В.И. Мостовой и др., "Водо-водяные энергетические реакторы (ВВЭР) в СССР" (№ 2184) - С.А. Скворцов; "Тепловыделяющие элементы для водо-водяных реакторов атомных электростанций" (№ 2196) - Р.С. Амбарцумян, А.М. Глухов, В.В. Гончаров и др.; "Саморегулирование мощности в водо-водяном энергетическом реакторе" (2186) - В.А. Сидоренко.

Доклады советских ученых об опыте работы Первой атомной электростанции, о сооружении атомного ледокола "Ленин", проектах новых атомных электростанций с водо-водяными реакторами, а также с уран-графитовыми реакторами с перегревом пара высокого давления (АМБ), об экспериментальных быстрых реакторах БР, о создании промежуточного исследовательского реактора СМ-2 с высокой плотностью потоков тепловых нейтронов, о реконструкции существующих исследовательских реакторов РФТ и др., о разработке

стержневых тепловыделяющих элементов для реакторов типа ВВЭР и многие другие доклады вызвали очень большой интерес. Особенно сильное впечатление произвело неожиданное сообщение о пуске в Советском Союзе, в Сибири, первой очереди (100 тыс.кВт) новой атомной электростанции.

Высокий научный уровень представленных докладов обеспечил престиж Советского Союза.

Интересно при этом привести мнение о развитии атомной энергетики в СССР одного из крупнейших в мире американского ученого в области атомных реакторов д-ра Цинна: "Советский Союз делает быстрый технический прогресс в области развития атомной энергетики, проводя большую и активную программу строительства. СССР, по-видимому, проводит широкую программу развития атомной энергетики, исследуя практически все основные типы реакторов, изученные в Соединенных Штатах. В отношении некоторых разработок СССР продвинулся дальше, чем США".

Таковы некоторые основные выводы, которые Цинн сделал на основе материалов, представленных Советским Союзом на вторую Женевскую конференцию по мирному использованию атомной энергии. Свое мнение о русских материалах он изложил в отчете для объединенного комитета Конгресса США по атомной энергии.

Он указал в отчете, что самое сильное впечатление производит "тот факт, что советский технический прогресс является быстрым и что он тесно увязан с программой сооружения реакторов промежуточной и большой мощности".

Мнение Цинна о советском технологическом прогрессе отчасти расходится с поздними официальными оценками в США советской программы по атомной энергетике. Руководящие работники Комиссии по атомной энергии США стремятся подчеркнуть тот факт, что советская программа отстает от намеченных целей, как указание на то, что советские ученые столкнулись с технологическими трудностями в разработке энергетических реакторов.

Цинн считал, что если советская строительная программа будет проводиться в соответствии с намеченными планами, то в течение следующих двух-трех лет будет получен опыт эксплуатации крупномасштабных установок для большинства важных типов энергетических реакторов.

В качестве примера быстрого советского технологического прогресса Цинн указывал на то обстоятельство, что на Первой Женевской конференции по мирному использованию атомной энергии в 1955 г. советский Союз не имел программы по реакторам кипящего типа, а в настоящее время сооружает кипящий реактор на 50 тыс. кВт.

Другой пример таков: три года тому назад у Советского Союза не было металлического циркония, пригодного для использования в реакторах, а в этом году русские продемонстрировали тепловыделяющий элемент, в котором применен цирконий.

Цинн также отметил, что советская технология изготовления корпусов давления реактора "по-видимому, вполне передовая", причем стальные контейнеры изготавливаются быстро и дешево путем штамповки на большом гидравлическом прессе.

В одном советском реакторе успешно применен перегрев пара непосредственно в реакторе для повышения его температуры и давления. В США аналогичное мероприятие еще не осуществлено.

Реактор мощностью в 100 тыс. кВт, о котором советский Союз с эффектом объявил на конференции, имеет некоторые новшества, но основным его назначением, вероятно, является производство плутония, а не электроэнергии.

До Второй Женевской конференции в 1957г. С.А. Скворцовым был сделан доклад (№ 8) "Проект атомной электростанции мощностью 420 тыс. кВт" (т.е. НВ АЭС) на Мировой энергетической конференции в Белграде.

Быстрые реакторы - это проблема широкомасштабного развития атомной энергетики будущего века. Научным руководителем по быстрым реакторам был А.И. Лейпунский. Под его руководством с 1947 г. выполнялись теоретические и расчетные исследования возможности создания быстрых реакторов. Быстрые реакторы должны обеспечить расширенное воспроизводство ядерного горючего с использованием не только урана-235, но и значительной части всего природного урана, а также тория с коэффициентом воспроизводства более единицы.

Под руководством А.И. Лейпунского для изучения физики быстрых реакторов и экспериментального подтверждения правильности первоначальных предположений в ФЭИ в 1949 г. приступили к подготовке создания быстрых реакторов. Было сооружено четыре исследовательских реактора серии БР.

Первый в СССР быстрый физический реактор БР-1 мощностью 100 Вт был пущен в 1955 г.

В 1959 г. соорудили опытный быстрый реактор БР-5 с натриевым теплоносителем тепловой мощностью 5 МВт.

Проведенные исследования, а также накопленный опыт эксплуатации четырех реакторов БР, в особенности длительного использования реактора БР-5, позволили изучить особенности цепной реакции на быстрых нейтронах, измерить основные физические константы и проверить первоначальные теоретические основы.

Достигнутые успешные результаты испытаний на БР-5 обещали возможность перехода к созданию быстрых реакторов большой мощности.

В 1969 г. в г. Димитровграде (НИИАР) был введен в эксплуатацию экспериментальный реактор БОР-60 тепловой мощностью 60 МВт и электрической 12 МВт. Бор-60 был первой атомной электростанцией в СССР на быстрых нейтронах. На БОР-60 и БР-5 была решена очень важная и сложная задача по конструкции мощных промышленных реакторов на быстрых нейтронах.

В 1973 г. в г. Шевченко был пущен промышленный реактор БН-350 тепловой мощностью 720 МВт для производства электроэнергии (150 МВт) и опреснения морской воды (120 тыс. т пресной воды в сутки). Позднее (в 1980 г.) был пущен реактор БН-600 электрической мощностью 600 МВт на Белоярской АЭС, недалеко от Свердловска.

Под руководством А.И. Алиханова проводились работы по тяжеловодным реакторам (с тяжелой водой в качестве замедлителя и теплоносителя). Преимущество применения тяжелой воды заключалось в хорошей замедляющей способности и малом вредном захвате тепловых нейтронов, а также в возможности применения природного урана.

Вначале в Теплотехнической лаборатории (ИТЭФ) был сооружен и пущен в 1949 г. исследовательский реактор ТВР на природном уране мощностью 500 кВт, разработанный ОКБ Гидропресс. В 1957 г. он был реконструирован с повышением мощности до 2500 кВт.

В 50-х гг. был создан первой промышленный реактор с тяжелой водой в качестве замедлителя и теплоносителя с высокими физическими и теплофизическими характеристиками. Разрабатывался вариант тяжеловодного кипящего реактора на природном уране (в виде суспензии) с использованием получаемого плутония в качестве дополнительного горючего. Мощность реактора 280 МВт (эл.), давление 40 атм. Разрабатывался также тяжеловодный реактор канального типа на природном уране с органическим теплоносителем. Наряду с этим под руководством А.И. Алиханова проводились работы по созданию энергетического тяжеловодного реактора с газовым охлаждением (углекислый газ). В 50-е гг. велась разработка технического проекта такого реактора.

Тяжеловодный реактор (КС-150) с газовым теплоносителем (углекислый газ) электрической мощностью 150 МВт сооружен с помощью СССР в Чехословакии (г. Богунице) и пущен в декабре 1972 г.

Трудной проблемой для этого реактора явилась разработка тепловыделяющих элементов. Элементы представляли собой стержни

(диаметром 6,3 мм и длиной 6,3 м) из металлического урана в оболочках из магний-бериллиевого сплава, предназначенные для работы при температуре до 500 °С.

Испытания тепловыделяющих элементов проводились в газовой петле ПГ реактора МР, а затем сборок твэлов натуральных размеров на специально сооруженной газовой петле КС-60 в реакторе АИ (на Уральском комбинате).

Необходимо также отметить и другое важное направление атомной энергетики - на основе высокотемпературных уран-графитовых реакторов с газовым теплоносителем. В шестой пятилетке (1955 - 1960 гг.) предусматривалась разработка для АЭС реактора ЭГ с газовым теплоносителем и графитовым замедлителем электрической мощностью 50 - 100 тыс. кВт.

Высокотемпературные уран-графитовые реакторы с гелиевым теплоносителем могли не только вырабатывать электроэнергию, но и обеспечивать промышленность высокопотенциальным теплом и паром.

В ВИАМе была разработана технология изготовления твэлов для реактора ЭГ и выпущены опытные партии, которые испытывались в РФТ, Однако реактор ЭГ не был построен.

В 60-х гг. в ИАЭ под руководством Н.Н. Пономарева-Степного выполнялись расчетные и экспериментальные исследования по физике высокотемпературных газографитовых реакторов, а также проектные проработки. Проводились испытания на теплотехнических стендах и физическом стенде активных зон с твэлами шаровой формы.

В ампульных каналах МР испытывались образцы тепловыделяющих элементов, проводились дореакторные и послереакторные испытания партии шаровых элементов, изготовленных по технологии, разработанной в Харькове (ХФТИ) и в Подольске (ПНИТИ). В 1977 г. для значительного расширения фронта испытаний шаровых твэлов в реакторе МР была создана крупная петлевая установка ПГ с гелиевым теплоносителем.

Под научным руководством ИАЭ в МОЦКТИ разрабатывался технический проект высокотемпературного графитового реактора АБТУ с гелиевым охлаждением.

В мае 1974 г. было принято решение о строительстве под Обнинском высокотемпературного газографитового реактора АБТУ-Ц (ВГР-50) тепловой мощностью 140 МВт и электрической 50 МВт. Но и он тоже не был построен, от сооружения его впоследствии отказались. В июле 1987 г. вышло постановление о строительстве промышленного реактора (ВГ-400) электрической мощностью 400 МВт (вместо ВГР-50).

Кроме создания крупных АЭС, в СССР проводились работы по созданию энергетических реакторов небольшой мощности - до нескольких десятков МВт, предназначенных для отдаленных трудно-доступных районов, в первую очередь для Крайнего Севера страны. Предполагалось использовать их не только для выработки электроэнергии, но и для теплоснабжения. Они должны были быть более экономичными, чем энергетические установки на органическом топливе, из-за исключения дальней транспортировки такого топлива.

В 1961 г. в ФЭИ была пущена в эксплуатацию транспортируемая установка ТЭС-3 электрической мощностью 1,5 МВт с реактором с водой под давлением.

Под научным руководством ФЭИ в поселке Билибино Якутской АССР была сооружена разработанная в НИКИЭТ АТЭЦ с четырьмя однотипными блоками, которая успешно работает до настоящего времени. Каждый из блоков представляет собой уран-графитовый реактор электрической мощностью 12 МВт с водяным кипящим теплоносителем и паропроизводительностью 95 т/ч при температуре питательной воды 104 °С. Конструкция реакторов аналогична реактору АМ первой АЭС.

Помимо этого разрабатывались энергетические установки с органическим теплоносителем. В 1968 г. в г. Димитровграде (НИИАР) была пущена созданная под научным руководством ИАЭ установка "Арбус" с органическим теплоносителем электрической мощностью 750 кВт.

Часть II

В первой части был сделан общий обзор хода работ по атомной энергетике в СССР на первом этапе. На этом этапе и в дальнейшем очень большое внимание уделялось первой АЭС в мире и водородным реакторам ВВЭР, а также опытно-промышленным реакторам других типов. Широко проводились работы по графитовым реакторам АМБ канального типа с кипящим водяным теплоносителем (главный конструктор Н.А. Доллежалъ). Реактор АМ первой АЭС и двухцелевые реакторы Сибирской АЭС послужили основой АМБ.

Большие усилия вкладывались в создание экспериментальной базы с исследовательскими реакторами.

Далее на основании многих фактических документов подробно освещается, как происходил процесс развития атомной энергетики в СССР в этот период.

Приводимые документы показывают, как преодолевались систематически возникавшие большие затруднения и решались все проблемы.

27 июля 1955г. А.П. Александров по указанию И.В. Курчатова направил А.П. Завенягину письмо и предложения для представления правительству, в которых указывалось:

"Опыт годовой работы нашей экспериментальной атомной электростанции доказал, что задача получения электрической энергии из атомного горючего решена на практике. Атомная электростанция работает надежно, проста и удобна в эксплуатации. Степень автоматизации технологического процесса заметно выше, нежели на угольных паросиловых установках.

Атомная энергетика находится в периоде зарождения. Поэтому неудивительно, что стоимость электроэнергии атомной электростанции пока что превышает стоимость электроэнергии на угольных электростанциях".

В мае 1955 г. в Министерстве среднего машиностроения состоялось совещание руководителей министерства с ведущими физиками и конструкторами в области атомной энергетики, в котором участвовали: А.П. Завенягин, Е.П. Славский, И.В. Курчатов, А.П. Александров, А.И. Алиханов, Д.И. Блохинцев, Н.А. Доллежалъ, С.М. Фейнберг, С.А. Скворцов и другие, рассмотревшее состояние физических, проектных и опытно-конструкторских работ по атомным электростанциям.

На совещании из всех представленных проектных разработок были отобраны и рекомендованы для дальнейшего проектирования и строительства четыре варианта атомных реакторов для электростанции:

- реактор КС для электростанции мощностью 50 тыс.кВт с замедлителем из тяжелой воды и газовым теплоносителем; работает на естественном уране;
- реактор ВВЭР для электростанции мощностью 150 тыс. кВт с замедлителем и теплоносителем - обычной водой под давлением; использует уран, слабо обогащенный ураном-235;
- реактор АМБ для электростанции мощностью 75 тыс. кВт с графитовым замедлителем. Он проектируется по типу реактора первой атомной электростанции и работает на уране с обогащением 1,5 - 2 %;
- реактор ЭГ для электростанции мощностью до 75 тыс. кВт с графитовым замедлителем и газовым теплоносителем; работает на естественном уране.

Как показывают предварительные расчеты, стоимость электроэнергии, вырабатываемой с помощью этих реакторов, будет колебаться в пределах от 12 до 18 коп. за киловатт-час. В дальнейшем можно ожидать, что, по крайней мере, некоторые из рассматриваемых вариантов реакторов позволят существенно снизить стоимость электроэнергии.

Только проектирование, сооружение и опыт эксплуатации всех этих четырех типов атомных реакторов позволит определить, по какому пути должно быть направлено развитие атомной энергетики крупного масштаба в течение ближайших 10 - 20 лет.

Подобного масштаба производственные эксперименты ведутся также в США и Англии. В США в г. Питсбурге строится атомная электростанция мощностью в 60 тыс. кВт и проектируются другие атомные электростанции большой мощности. В Англии в Колдерхолле строится атомная электростанция на 50 тыс. кВт. Запланировано также в течение ближайших лет строительство других атомных электростанций значительной мощности.

Сооружение у нас намеченных четырех реакторов позволит приобрести богатейший практический опыт и создаст широкую базу для дальнейшего развития атомной энергетики в нашей стране.

Реактор типа КС Министерство среднего машиностроения намечает построить на Уральском комбинате вместо плутониевого реактора завода № 3, а также предлагает его для строительства в Чехословакии.

Реактор ЭГ предполагается предложить для сооружения в Польской Народной Республике.

Электростанции с реакторами ВВЭР и АМБ намечено построить в СССР.

Для осуществления изложенной обширной программы атомной энергетики, кроме Министерства среднего машиностроения, на котором по-прежнему лежит задача разработки физических и технических основ ядерной энергетики, необходимо широкое привлечение Министерства тяжелого машиностроения как основной базы для проектирования и изготовления ядерных реакторов и теплоэнергетического оборудования, а также Министерства электростанций для освоения и эксплуатации атомных электростанций.

Эти предложения были приняты и соответствующее решение вышло 8 августа 1955 г.

Проектное задание по этим АЭС предполагалось составить к 1 апреля 1956г. Генеральное проектирование АЭС возложили на Министерство электростанций, а разработку реакторов - на Министерство среднего машиностроения. Министерство тяжелого машиностроения по техническим заданиям Министерства электростанций и Министерства среднего машиностроения должно было разработать эскизные проекты реакторов для АЭС в ноябре 1955 г.

В соответствии с директивами XX съезда КПСС по шестому пятилетнему плану и постановлением Совета Министров СССР от 15 марта 1956 г. и учитывая успешное развитие атомного реакторостроения, наличие запасов урана и возможность экономически

выгодного получения электроэнергии на АЭС, предусматривалось строительство и пуск в 1956 - 1960 гг. следующих АЭС:

- Белоярской АЭС на Урале мощностью 400 тыс. кВт с двумя реакторами типа АМБ;
- Уральской АЭС мощностью 400 тыс. кВт с двумя реакторами типа КС;
- Московской атомной ТЭЦ (Ховрино) мощностью 400 тыс. кВт с двумя реакторами типа ВВЭР;
- Ленинградской атомной ТЭЦ мощностью 200 тыс. кВт с одним реактором типа ВВЭР.

Наряду с этим в целях своевременного проведения экспериментальных работ для энергетических реакторов А.П. Завенягин 20 июля 1956 г. поручил соорудить в г. Мелекесе (в будущем НИИАР) опытные экспериментальные реакторы мощностью 50 МВт: на быстрых нейтронах (БН-50), гомогенный на тории и уране (ТГ-50), водяной кипящий (ВК-50) и графитовый с натриевым теплоносителем (ГН-50).

Приказами министерства среднего машиностроения А.П. Завенягина от 15 марта 1956 г., 28 марта 1956 г. и 16 августа 1956 г. научным руководителем по реакторным установкам ВВЭР и ВК-50 был назначен А.П. Александров.

20 декабря 1956 г. И.В. Курчатов направил А.П. Завенягину и копию Е.П. Славскому письмо, в котором указывалось: "Проектирование энергетических реакторов ВВЭР, ВВЭР-2 для Германской Демократической Республики и ВК-50 велось в предположении применения циркониевых сплавов для покрытия элементов и изготовления остальных деталей активной зоны.

Экспериментальные работы показали, что циркониевые сплавы будут работать при проектных параметрах реакторов.

Однако 23 ноября 1956 г. Лаборатория № 2 получила письмо от Е.П. Славского, в котором предложено заменить цирконий в проектах всех запроектированных энергетических реакторов на алюминиевые сплавы или другие материалы.

Мы примем меры к тому, чтобы избежать применения дорогостоящего циркония, но нет уверенности, что это можно будет надежно сделать, хотя по алюминиевым сплавам нами совместно с ВИАМом работы ведутся уже около двух лет.

Партия элементов с покрытием из алюминиевого сплава удачно проходит с февраля 1956 г. испытания в петле МР при температуре поверхности оболочек 275 °С. Надо выяснить, насколько удовлетворительно будут работать такие оболочки при проектных параметрах ВВЭР - температуре 300 - 310 °С с возможным возникновением поверхностного кипения. Труднее решить задачу изготовления осталь-

ных конструкций активной зоны из алюминиевого сплава, обладающего низкими механическими свойствами при температуре 300 °С.

Мы не можем сейчас указать точное количество циркония, которое потребуется для всех энергетических аппаратов, разрабатываемых нами, так как еще неизвестно, в какой мере удастся осуществить мероприятия по сокращению циркония в активной зоне реакторов. Поэтому целесообразно исходить из реальных возможностей организации производства циркония на заводе № 12 в г. Электростали, где в существующих освобождаемых помещениях может быть создан цех с годовой производительностью 60 тонн в год. Имеющегося запаса сырья при такой мощности цеха хватит примерно на 2,5 года.

В связи с изложенным прошу Вас дать указание о выделении на 1957 г. ассигнований заводу № 12 для создания производства циркония и об ускорении хода проектных и подготовительных работ".

В дополнение к письму от 20 декабря 1956 г. А.П. Александров сообщил (28 декабря 1956 г.) А.П. Завенягину и Е.П.Славскому следующее: "С т. Славским Е.П. мы совместно приняли решение о том, что активная зона всех реакторов ледокола должна изготавливаться из циркониевых сплавов. Это решение даст большой экономический эффект, так как замена стали на цирконий даст экономии загрузки около 30% по урану-235.

Учитывая эти обстоятельства, считаю, что сооружение цеха по производству циркония на заводе № 12, который должен обеспечить потребность в цирконии для аппаратов ВВЭР, ВК-50, а также ледоколов, должно быть всемерно ускорено.

В связи с изложенным со своей стороны прошу Ваших указаний о выделении для этой цели ассигнований заводу № 12 и форсировании проектных и строительных работ".

Предложение о строительстве на заводе № 12 цеха по изготовлению циркония не было принято, и вместе этого было создано крупное циркониевое производство на заводе Министерства среднего машиностроения в г. Глазове.

4 октября 1956 г. принято скорректированное решение о плане строительства атомных электростанций в 1956 - 1960 гг. При этом предусматривалось сооружение Нововоронежской АЭС мощностью 400 тыс. кВт с вводом в эксплуатацию в шестой пятилетке и исключалось строительство Московской атомной ТЭЦ. Кроме того, с целью сокращения потребления донецкого угля намечалось выбрать площадки для строительства двух АЭС на юге страны, в том числе одной на Украине.

4 апреля 1957 г. было принято решение о мероприятиях по строительству атомных электростанций Министерства электростанций.

Предусматривалось обеспечить изготовление и полное окончание комплектной поставки оборудования для атомных электростанций, для Белоярской - I блока в I квартале 1959 г., и II блока в III квартале 1959 г.; Нововоронежской - I блока I квартале 1959 г. и II блока в I квартале 1960 г. Ленинградской - I блока во втором полугодии 1960 г.

Однако в решении отсутствовал перечень основного оборудования, которое должно изготавливаться рядом основных министерств, и не указывались промежуточные сроки поставки таких важных позиций, как турбины, внутренние конструкции реактора, парогенераторы, трубопроводы, крупногабаритная арматура из нержавеющей стали (\varnothing 550 мм), аппаратура СУЗ, генераторы и т.п.

При таком положении вряд ли можно было рассчитывать на получение этого оборудования ранее установленного конечного срока комплектной поставки (II квартал 1959 г.).

В то же время по изготовлению другой части оборудования сроки были установлены, В частности, по поставке корпуса реактора, изготавливаемого Ижорским заводом - II квартал 1958 г., по специальным бессальниковым циркуляционным электронасосам (опытного образца) - IV квартал 1957 г., двух штук - во II квартале 1959 г. и четырех штук - в II квартале 1959 г. Сложный механизм для перегрузки кассет должен быть изготовлен во II квартале 1958 г.

Корпус реактора является наиболее сложным во всем проекте ВВЭР и его изготовление представляет собой новую и чрезвычайно трудную техническую задачу. Несмотря на это он будет поставлен во II квартале 1958 г. Поэтому неоправдано было затягивать сроки поставки остального технологического оборудования до II квартала 1959 г.

Имелась возможность пересмотреть сроки и по поставкам бессальниковых электронасосов. Заканчивая изготовление опытного насоса в IV квартале 1957 г. (на испытание которого потребуется около 6 месяцев), Ленинградский Кировский завод может изготовить все насосы, необходимые для первого реактора ВВЭР, в 1958 г.

Поставку труб из нержавеющей стали \varnothing 550 мм, арматуры и парогенераторов также можно было ускорить, и монтаж установки мог быть начат ранее обусловленного срока. Первая опытная партия труб \varnothing 550 мм и испытания головных образцов арматуры должны быть окончены в IV квартале 1957 г.

4 апреля 1957 г. правительство сочло совершенно нетерпимым, что за последнее время ослабло внимание к выполнению заказов для атомной промышленности, атомных электростанций со стороны

заводов и научно-исследовательских организаций, занятых этими заказами, а также со стороны ряда министерств, в том числе: приборостроения и средств автоматизации, машиностроения, авиационной промышленности, оборонной промышленности, судостроительной промышленности, радиотехнической промышленности, электротехнической промышленности, тяжелого машиностроения, черной металлургии СССР.

В связи с этим обязали руководителей заводов, научно-исследовательских, конструкторских и проектных организаций, а также министерств и ведомств, выполняющих заказы для атомной промышленности, атомных электростанций и атомных двигателей, установить особый контроль за выполнением указанных работ и в первоочередном порядке выделять для них необходимые ресурсы.

Предупредили руководителей предприятий и организаций, а также министерств и руководителей ведомств об их личной ответственности за своевременное и качественное изготовление оборудования и материалов, выполнение проектных и исследовательских работ для атомной промышленности, атомных электростанций и атомных двигателей.

Обязали Госплан СССР и Госэкономкомиссию СССР предусматривать в народнохозяйственных планах первоочередное и комплектное снабжение атомной промышленности, атомных электростанций и атомных двигателей необходимыми материалами и оборудованием.

6 июня 1957 г. И.В. Курчатовым и А.П. Александровым были представлены М.Г. Первухину и Е.П. Славскому следующие предложения ИАЭ по ускорению работ, связанных с созданием атомных реакторов.

По энергетическим реакторам ВВЭР

Реакторы ВВЭР занимают важное место в пятилетнем плане развития атомной энергетики в Советском Союзе.

В соответствии с решением правительства от 4 апреля 1957 г. должны быть построены 2 атомных электростанции с реакторами ВВЭР общей электрической мощностью 800 тыс. кВт.

На Нововоронежской станции должны быть введены в действие в 1960 г. реакторы ВВЭР общей электрической мощностью 400 тыс. кВт и в 1961 - 1962 гг. - третий реактор мощностью 200 тыс. кВт.

На Ленинградской атомной электростанции, строительство которой должно быть начато в 1958 г., предполагается ввести в эксплуатацию в 1961 г. реактор ВВЭР мощностью 200 тыс. кВт.

Реактор типа ВВЭР электрической мощностью 70 тыс. кВт должен быть сооружен также в Германской Демократической Республике.

Надо признать, что технический проект реактор ВВЭР, выпущенный ОКБ Гидропресс, не получил никакого экспериментального подтверждения, за исключением испытания тепловыделяющих элементов в РФТ (это уже указывалось в части I), так как ОКБ Гидропресс и Подольский завод им. Орджоникидзе затянули сооружение всех запланированных стендов. План экспериментальных работ, подлежащих выполнению предприятиями Министерства тяжелого машиностроения, был утвержден 7 января 1956 г. Бобыревым и Славским.

12 мая 1956 г. министром тяжелого машиностроения К.Д. Петуховым был утвержден новый план, включавший те же работы, но с более поздним сроками выполнения. Этими планами предусматривалось сооружение: 7-канального стенда для исследования гидродинамики, вибрации пучка кассет и движения кассет СУЗ, одноканального стенда для исследования теплового режима работы, стенда для исследования разъема узлов после длительного пребывания в горячей воде, стенда для испытания уплотнения крышки корпуса реактора и др. Сооружение этих стендов крайне затянулось и несмотря на то, что давно истекли последние, не раз откладывавшиеся сроки, ни один стенд до сего времени не пущен.

Необходимо коренным образом изменить положение и добить-ся пуска в кратчайший срок стендов на Подольском заводе.

Разработку важных механизмов управления и регулирования СУЗ для ВВЭР и других энергетических аппаратов ведет ЦКБ Электропривод, слитое в настоящее время с НИИ-627. ЦКБ Электропривод впервые приступило к таким работам и не приобрело еще необходимого опыта. Необходимо усилить работу этой организации.

Вышедшими решениями правительства определены сроки поставки только части основного оборудования, необходимо установить сроки поставки с указанием заводов-изготовителей для всего оборудования. Также следует зафиксировать сроки выпуска рабочих чертежей. При этом, как отмечалось ранее, выявляется возможность не только пустить станцию в намеченное время, но и сделать это досрочно. Для ускорения хода работ целесообразно выделить премиальный фонд.

По кипящему реактору ВК-50

Кипящий энергетический реактор тепловой мощностью 200 тыс. кВт и электрической мощностью 50 тыс. кВт должен быть

построен в Мелекесе. Разработку реактора ВК-50 также ведет ОКБ Гидропресс и в отношении этого проекта можно сделать те же замечания, как и по аппарату ВВЭР. Положение здесь еще хуже, потому что испытания тепловыделяющих элементов поставить негде.

Процессы, происходящие в кипящем реакторе, сложны и при пуске и освоении его могут встретиться большие трудности. На заседаниях секции и Научно-технического совета неоднократно рассматривался вопрос о необходимости постройки экспериментального реактора мощностью 10 тыс. кВт. Однако единого мнения достигнуто не было. Сейчас рассмотрев, в связи с письмом к Вам, еще раз этот вопрос, мы пришли к заключению о необходимости соорудить такой реактор в Мелекесе.

Вследствие отставания со стороны ОКБ Гидропресс и Подольского завода в проектировании и проведении стендовых испытаний по аппаратам ВВЭР и ВК-50 целесообразно поручить параллельно разработку ВК-50 заводу в г. Горьком.

В дополнение к проектируемой на аппарате АИ Уральского комбината петле с охлаждением углекислым газом (для испытания элементов энергетического реактора КС, строящегося в Чехословакии) и водяной петли с давлением до 300 атм, необходимо запроектировать водяную кипящую петлю для испытания элементов ВК-50.

По научно-исследовательским работам

В настоящее время испытания разрабатываемых образцов тепловыделяющих элементов почти для всех проектируемых реакторов производятся на аппарате МР. Объем работ стал настолько большим, что МР не справлялся с этими испытаниями. Для расширения фронта экспериментальных работ по тепловыделяющим элементам необходимо соорудить опытный реактор типа МР, но с большей мощностью, на заводе № 12 (об этом указывалось в части I), который полностью переключается на разработку, освоение технологии и выпуск тепловыделяющих элементов новых типов для всех строящихся реакторов. Это мероприятие не решит вопроса на ближайшие два года. Поэтому в связи с выявившимися после первого этапа реконструкции новыми возможностями, на аппарате МР следует соорудить четыре дополнительные петли (в том числе, гелиевую, с органическими теплоносителями и водяную с кипением) для испытания тепловыделяющих элементов новых реакторов.

В нашем Институте неудовлетворительно обстоит дело с проведением экспериментальных работ по изучению физических и теплотехнических вопросов по новым реакторам.

К такому рода работам относятся:

- исследования ядерных физических констант различных решеток новых реакторов при температуре до 300 °С;
- нейтронно-физические исследования тепловыделяющих элементов и определение температурных эффектов;
- исследования характеристик органов регулирования;
- исследование теплопередачи и гидродинамики водяных и пароводяных сред при высоких параметрах в близкритической и закритической областях;
- длительные опыты по изучению коррозионных свойств конструкционных материалов и отдельных узлов реакторов.

Нам срочно нужно возвести пристройку к существующему зданию для размещения установок.

Строительные работы по пристройке и по сооружению дополнительных петель на МР титульными списками не предусмотрены. Для осуществления этих работ необходимо увеличить план по строительству, выполняемому Главмосстроем, и ассигнования по строительным работам. Что касается приобретения оборудования, то средства для него согласно обещанию Е.П. Славского будут выделены из других имеющихся в министерстве источников".

26 ноября 1957 г. И.В. Курчатов направил письмо Н.С. Хрущеву, в котором указывалось:

"Директивами XX съезда КПСС в IV пятилетии предусмотрена большая программа строительства атомных электростанций. Однако работа в этом направлении у нас проводится плохо. В настоящее время с изготовлением основного оборудования первого контура атомных электростанций (реакторов, парогенераторов и других аппаратов) создались большие трудности из-за неподготовленности производства тонкостенных и особотонкостенных труб, а также листового металла и поковок из специальных нержавеющих сталей.

На 1958 г. основным изготовителям оборудования - Подольскому заводу им. Орджоникидзе и Ленинградскому металлическому заводу - не выделены фонды на трубы, листовой металл и поковки. Потребность этих заводов в специальных трубах и металле для выполнения указанного задания на оставшиеся годы пятилетки, и в том числе на 1958 г., составляет:

	До 1960г. (включительно)	На 1958г.
Трубы:		
тонкостенные, тыс. пог./м	2265	770
особотонкостенные, пог./м	470	138
горячекатанные, т	3700	1210
Листовой, сортовой металл и поковки	17750	5914

Без решения вопросов о производстве и поставке труб и металла из нержавеющей сталей не будет изготовлено оборудование не только для атомных электростанций, строящихся в СССР, но также и поставляемых за границу.

Ввиду особой важности этого вопроса я счел необходимым обратиться лично к Вам с просьбой поручить Госплану СССР, совместно с соответствующими Совнархозами, срочно рассмотреть баланс производства и потребности в специальных трубах и металле и обеспечить изготовление их в 1958 г. и последующие годы в количествах, необходимых для строительства атомных электростанций.

С целью повышения ответственности за сроки поставки и качество труб и металла следовало бы обязать заводы поставлять трубы строительству АЭС наравне с поставками, выполняемыми для Минсредмаша".

26 ноября 1957 г. И.В. Курчатова послал письмо секретарю Ленинградского обкома КПСС Ф.Р. Козлову, в котором указывалось: "Как научный руководитель работ по развитию атомной энергетики, я обеспокоен ходом конструирования и изготовления основного оборудования для атомных станций.

На Ижорский и Ленинградский металлургические заводы решением Совета Министров СССР от 4 апреля 1957 г. возложено производство оборудования для строящихся атомных станций большой мощности. Эта работа проводится с большим опозданием вследствие того, что Ленинградстрой не выполняет возложенных на него работ по строительству на Ижорском заводе нагревательной и термической печей, а также по реконструкции одного из цехов и сооружению испытательных стендов на Ленинградском металлургическом заводе.

Несвоевременное выполнение работ по поставке оборудования приведет к опозданию пуска крупных атомных электростанций в нашей стране.

Обращаюсь к Вам с просьбой помочь нам в этом деле и обязать Ленинградстрой обеспечить выполнение в кратчайший срок строительных работ на указанных заводах в соответствии с постановлением Совета Министров СССР от 4 апреля 1957 г.

Был бы Вам очень признателен, если бы Ленинградский обком КПСС взял под особое наблюдение работ по атомной энергетике Ленинградскими предприятиями.

За Ваш ответ буду Вам благодарен".

9 декабря 1957 г. И.В. Курчатова послал Секретарю ЦК КПСС Л.И. Брежневу письмо следующего содержания:

"В связи с решением президиума ЦК КПСС от 29 ноября 1957 г. о назначении комиссии во главе с Вами для разработки предложений

по моему письму на имя т. Хрущева Н.С. я, не имея возможности из-за болезни принять участие в работе комиссии, считаю нужным сообщить Вам следующее:

1. Советский Союз, введя в действие в 1954 г. атомную электростанцию мощностью 5 тыс. кВт, обеспечил себе тогда первое место в мире по использованию атомной энергии в мирных целях, что имело важнейшее политическое значение.

Однако в последующие годы этот успех не был закреплен, и сейчас наша страна в сооружении атомных электростанций значительно отстала от Англии, США и отстает от Франции. В Англии с 1956 г. работает атомная электростанция с двумя реакторами суммарной мощностью 92 тыс. кВт. Строятся еще три атомных электростанции мощностью по 300 тыс. кВт.

На дня получено сообщение, что в США запущена Шиппинг-портская атомная электростанция мощностью более 60 тыс. кВт.

Во Франции с 1956 г. работает первый энергетический реактор мощностью 5 тыс. кВт, строятся две атомные электростанции: первая электрической мощностью 60 тыс. кВт (пуск ее состоится весной 1958г.) и вторая мощностью 82 тыс. кВт.

Отставание Советского Союза в строительстве крупных, промышленных атомных электростанций и потеря его ведущей роли в этом важнейшем направлении мирного использования атомной энергии наносит большой политический ущерб нашей стране.

2. Директивами XX съезда партии и постановлением правительства от 4 октября 1956 г. предусматривалось ввести в эксплуатацию в шестой пятилетке атомные электростанции общей мощностью 2175 тыс. кВт. Предполагалось, что первые промышленные атомные станции Министерства электростанций СССР начнут входить в строй с 1958 г.

В связи с некоторыми задержками, решением правительства от 4 апреля 1957 г. мощность атомных электростанций, вводимых в действие до 1960 года, была снижена до 1300 тыс. кВт (в системе МЭС и МСМ); установлено, что общий план в 2175 тыс. кВт должен быть выполнен до 1962 г. включительно. Согласно этому решению крупные станции МЭС - Белоярская с двумя реакторами мощностью по 100 тыс. кВт должна войти в строй в 1959 г., а Нововоронежская с двумя реакторами мощностью по 200 тыс. кВт в 1960 г.

Выражается сомнение в возможности осуществления этой пересмотренной программы, но я считаю, что если сейчас будут приняты необходимые меры, то обе эти станции могут быть введены в эксплуатацию в сроки, предусмотренные решением правительства от 4 апреля 1957 г.

Составление рабочего проекта энергетических реакторов для Нововоронежской станции закончено, и хотя некоторые узлы еще

должны пройти экспериментальную проверку, однако подавляющую часть оборудования можно было бы запускать в производство, если бы заводы изготовители были снабжены требующимся металлом (трубами, листом и поковками из нержавеющей стали).

В настоящее время возросшая потребность в тонкостенных электрополированных трубах из нержавеющей стали не удовлетворяется не только для строительства атомных электростанций, но и для других отраслей народного хозяйства, что объясняется недостаточной мощностью существующих трубопрокатных заводов - Первоуральского и Никопольского.

Создавшее положение частично объясняется и тем, что бывшее Министерство черной металлургии не выполнило постановление СМ СССР от 4 апреля 1957 г. о разработке в двухмесячный срок мероприятий по обеспечению серийного производства в 1958 - 1959 гг. труб из нержавеющей стали в количествах необходимых для сооружения реакторных установок.

Не выполнено также постановление от 4 апреля 1957 г. о выпуске опытных партий электрополированных труб длиной до 15 м и катанных труб диаметром 550/500 мм.

Чтобы обеспечить изготовление оборудования для Нововоронежской атомной станции (как научный руководитель проекта станции этого типа я более подробно осведомлен о ходе ее строительства) следует осуществить мероприятия, которые я направляю на Ваше рассмотрение.

Необходимые пояснения в качестве представителя Института атомной энергии и лица, заменяющего меня, может сделать В.В. Гончаров, начальник Главатомэнерго МЭС К.Д. Лаврененко, а также директор Подольского завода им. Орджоникидзе Ф.И. Китов.

Помимо обеспечения трубами и металлом имеются и другие трудности, тормозящие сооружение атомных электростанций, относительно которых я позволю себе обратиться к Вам позднее, после моего выздоровления".

После обращения И.В. Курчатова в ЦК КПСС к Н.С. Хрущеву (письмо от 26 ноября 1957 г.) и работы комиссии под председательством Л.И. Брежнева было принято постановление от 8 марта 1958 г., в котором отмечалось, что строительство Белоярской и Нововоронежской АЭС велось неудовлетворительно. Состояние работ по изготовлению оборудования и строительству этих электростанций не обеспечивало пуск их в установленные сроки.

Госплан СССР не обеспечил первоочередное и комплектное выделение для строительства АЭС необходимых материалов, что сдерживает изготовление реактора и другого оборудования.

В связи с этим И.В. Курчатов просил в частичное изменение ранее принятых постановлений Совета Министров СССР обязать Министерство электростанций обеспечить пуск в 1960 г. по одному блоку Белоярской и Нововоронежской атомных электростанций общей мощностью 310 тыс. кВт.

Министерству электростанций принять меры к выполнению ранее установленного задания о доведении в 1962 г. общей мощности атомных электростанций до 1200 тыс. кВт. В связи с этим Госплану СССР предусмотреть в проекте плана на 1959 - 1965 гг. соответствующий ввод мощностей и материально-техническое обеспечение.

В обширном постановлении от 8 марта 1958 г. были предусмотрены полностью все необходимые мероприятия по обеспечению поставок материалов и изготовлению оборудования.

В частности, объем и сроки выдачи технической документации на оборудование для двух указанных АЭС, а также перечень экспериментально-исследовательских работ по Нововоронежской, Белоярской и Ленинградской (с реакторами ВВЭР) атомным электростанциям. Основными работами по ВВЭР являлись: исследования и отработка конструкций на стенде "Р", исследования прочности корпуса, разработка антикоррозионного покрытия и методов сварки корпуса, проверка работоспособности уплотнения крышки корпуса, испытание и отработка механической части СУЗ с электродвигателями, исследования тепловых и гидравлических характеристик кассет и отдельных элементов, проверка коррозионной стойкости материалов, эксперименты, связанные с поверхностным кипением.

Первоначально для Ленинградской АЭС предлагалось разработать водо-водяной реактор ВВЭР-Л мощностью 200 МВт. На секции НТС МСМ 24 июня 1958 г. (письмо от 5 августа 1958 г.) был одобрен эскизный проект этого реактора. При разработке проекта реактора ВВЭР-Л секция предложила принять в качестве основного вариант с частичной и аварийной перегрузкой кассет без съема крышки через отверстия СУЗ в крышке аппарата.

Министр среднего машиностроения СССР Е.П. Славский 23 июля 1958 г. для более оперативного научного руководства проектированием атомных энергетических установок и реакторов со стороны Института атомной энергии и повышения ответственности руководящего персонала за своевременное решение научно-технических вопросов по разрабатываемым проектам, и учитывая большую загрузку академика А.П. Александрова по научному руководству проектированием, отработкой и испытанием атомных судовых установок, освободил его от обязанностей научного руководителя по проектированию реакторов ВВЭР, ВК-50 и СМ-2, оставив за ним научное руководство другими проектами.

Этим же приказом были назначены научными руководителями по проекту реакторов ВВЭР и ВК-50 С.А. Скворцов и по нейтронной физике С.М. Фейнберг. Заместителем научного руководителя по разработке и испытанию тепловыделяющих элементов реактора ВВЭР, ВК-50, ледоколов и СМ-2 - В.В. Гончаров.

Тем не менее А.П. Александров продолжал заниматься рядом вопросов, связанных с созданием АЭС, работы по которым в ИАЭ интенсивно продолжались.

21 июня 1958 г. И.В. Курчатов обратился к Секретарю ЦК КПСС Л.И. Брежневу с письмом, где указывалось, "что после моего обращения в ЦК КПСС в результате принятых мер при Вашей помощи положение с сооружением атомных электростанций значительно улучшилось". Однако после этого дело вновь ухудшилось (содержание письма приведено в Приложении 2).

В связи с задержкой строительства Ленинградской АЭС, где предусматривалось сооружение реактора ВВЭР электрической мощностью 200 МВт, И.В. Курчатова поставил вопрос перед Министром электростанций СССР А.С. Павленко в письме от 21 ноября 1958 г. о разработке для этой станции реактора ВВЭР-М с увеличенной в два раза мощностью (400 МВт). Практически это было первое предложение о сооружении мощного реактора, послужившее основой создания в последующем серийных реакторов ВВЭР-440.

В письме И.В. Курчатова от 21 ноября 1958 г. указывалось: "В Советском Союзе разработан сейчас один тип реактора водяного типа для крупной атомной энергетики - реактора ВВЭР Нововоронежской станции. Для следующей атомной электростанции подобного типа, Ленинградской, до настоящего времени предусматривалось создание реактора, повторяющего в основных чертах первый.

Мы считаем, что для Ленинградской станции, окончание которой теперь отодвигается, должен быть разработан новый проект реактора водо-водяного типа с улучшенными рабочими характеристиками. Эти улучшения должны быть направлены по следующим путям.

Организация частой перегрузки топлива без остановки реактора и соблюдение определенного режима выдержки топлива в активной зоне позволит значительно выровнять поле тепловыделения и за счет этого повысить мощность реактора. Накопившийся в настоящее время опыт (наш и, главным образом, американский) работы тепловыделяющих элементов с циркониевым покрытием в режиме интенсивного поверхностного кипения, показывающий, что такой режим работы вполне допустим,

облегчает выполнение этой задачи. Для уменьшения искажений поля тепловыделения должна быть конструктивно изменена система регулирования в сторону использования различных систем "мягкого" регулирования. Для того, чтобы избежать увеличения общего расхода воды через реактор при значительном увеличении мощности, должны быть установлены регуляторы расхода воды в каждой кассете с твэлами. Все перечисленные меры позволяют поднять мощность реактора при неизменных размерах активной зоны в 1,5 - 2 раза. Переход на режим поверхностного кипения в активной зоне позволяет также поднять температуру теплоносителя, это приведет к повышению температурного напора в парогенераторе и позволит, не увеличивая расхода нержавеющей стали в парогенераторах, обеспечить необходимую паропроизводительность.

Увеличение мощности одного реактора и укрупнение оборудования установки позволяет снизить стоимость установленного киловатта и составляющую эксплуатационных расходов на Ленинградской атомной электростанции. Значительное снижение топливной составляющей стоимости электроэнергии достигается за счет увеличения кампании тепловыделяющих элементов при одновременном учащении перегрузки топлива (10 - 15 раз за кампанию). Современные значения по устойчивости двуокисных тепловыделяющих элементов с покрытием из легированного циркония позволяют рассчитывать на более длительную их работу, чем предполагалось ранее, до трех лет вместо полутора. В этих условиях более целесообразно становится использование окиси урана 2%-ного обогащения. При 2%-ном уране средняя глубина выжигания составит 25 кг/т, что значительно снизит величину топливной составляющей стоимости электроэнергии.

Следует подчеркнуть, что даже при 300 тыс. кВт электрической мощности в случае применения 2%-ного урана не потребуются увеличить начальную загрузку реактора обогащенным ураном, а годовой расход последнего будет меньшим, нежели запроектированный для реактора Воронежской станции мощностью в 200 тыс. кВт.

По нашему мнению, в основу переработки проекта необходимо положить характеристики, перечисленные в таблице.

Предлагаемые мероприятия по усовершенствованию аппарата ВВЭР позволяют считать, что Ленинградская станция будет экономически конкурентноспособной с тепловыми станциями обычного типа, даже если они применяют дешевые виды угля. Строительство станций целесообразно провести в пределах семилетки с пуском ее в 1963 г.

Характеристики	ВВЭР-М	ВВЭР-1
Мощность тепловая, МВт	1500	760
Мощность электрическая, МВт	400	210
Давление в первом контуре, ата	100	100
Давление во втором контуре, ата	32	32
Температура воды на входе, °С	267	251
Температура воды на выходе, °С	307	274
Поверхность охлаждения, м ²	2500	1300
Максимальная теплонапряженность поверхности, ккал, м ² , ч	1.47.10 ⁶	1.47.10 ⁶
Максимальная температура сердечника ТВЭ, °С	2200	2200
Загрузка урана, т	40	40
Начальная загрузка, т:		
естественного урана	17,8	13
урана 1,5%-ного обогащения	-	27
урана 2%-ного обогащения	22,2	-
Годовой расход обогащенного урана, т:		
1,5%-ного	-	26
2,0%-ного	20,0	-
Глубина выгорания, кг/т	23,5	9,0
Длительность кампании на плато в эффективных годах (1 год = 7000 рабочих часов)	1,8	1,54 (средняя)
Годовой расход циркония, т	7,5	10
Поверхность теплообмена в парогенераторах, м ²	6100	6100

Прошу рассмотреть эти соображения на коллегии МЭС и секции НТС МСМ". В таблице приводились основные технические характеристики реактора для НВАЭС (ВВЭР-1) и предлагаемого реактора для Ленинградской станции (ВВЭР-М). Фактически предложение И.В. Курчатова об удвоении мощности было реализовано позже и не на реакторе ВВЭР Ленинградской АЭС (на которой вместо реакторов ВВЭР началось строительство реакторов типа РБМК-1000), а на Воронежской АЭС (реакторы ВВЭР-365 и ВВЭР-440).

28 августа 1963 г. Государственным производственным комитетом по энергетике и электростанций СССР было утверждено проектное задание на строительство второго блока НВАЭС электрической мощностью 365 МВт.

Проектное задание было разработано в соответствии с постановлением Совета Министров СССР от 30 августа 1962 г., по которому начало строительства определено в 1964 г. и окончание в 1967 г.

Указанным постановлением мощность второго блока была установлена 300 МВт, затем по совместному решению с Госкомитетом по использованию атомной энергии СССР было выдано задание на повышение мощности реактора (ВВЭР-3) до 365 МВт. В отличие от реактора ВВЭР-1 впервые предусматривалась очистка воды первого контура с помощью ионитовых фильтров.

Стоимость установленного киловатта составляла 199,5 руб. вместо 325,54 руб. на первом блоке (ВВЭР-1). Стоимость отпущенного киловатт-часа (без учета топливной составляющей) 0,326 коп. вместо 0,65 коп. на первом блоке.

Для изыскания возможных путей по улучшению технико-экономических показателей были разработаны проектные соображения варианта с установкой дополнительно двух огневых пароперегревателей. При этом электрическая мощность должна была увеличиться с 365 до 690 МВт. Однако при утверждении проектного задания огневой перегрев из-за дефицита природного газа и мазута был отклонен.

Предполагалось в комплекс сооружения второго блока включить опытную многоцелевую радиационно-химическую установку, но от нее впоследствии отказались.

Было решено корпус реактора из перлитной стали выполнять без наплавки антикоррозионного слоя, как это делалось на первом блоке.

На втором блоке предусматривалось применение стержневых твэлов с оболочками из циркониевого сплава 110 с винтовым ребрением для дистанционирования. Было разработано техническое задание на изготовление ребристых труб (оболочек) методом пресования и путем приварки ребер к гладкой трубе.

На более поздней стадии конструкторских и технологических проработок решили остановиться на гладкостержневых твелах. Причем для увеличения поверхности теплообмена наружный диаметр твэлов был уменьшен с 10,2 (на первом блоке) до 9,1 мм.

В связи с тем, что с начала 1959 года производство оборудования для строящихся атомных электростанций начало заметно отставать от установленных планов, и в основном потому что на первое полугодие 1959 г. для изготовления оборудования Госплан СССР почти не выделил нержавеющей трубы и другие необходимые материальные ресурсы, И.В. Курчатов 2 марта 1959 г. направил письмо зам.председателя Совмина СССР, председателю Госплана СССР И.И. Кузьмину следующего содержания:

"Строящиеся в настоящее время в Советском Союзе промышленные атомные электростанции должны явиться основой для выбора наиболее экономических и надежных типов реакторных установок при последующем строительстве, а также для получения опыта эксплуатации атомных электростанций и подготовки эксплуатационного персонала.

В ближайшие годы важнейшей задачей является также создание конструкторских кадров и освоение заводами энергетического машиностроения производства оборудования для атомных

электростанций с тем, чтобы в последующем обеспечить выпуск необходимого количества оборудования для них.

В 1957 - 1958 гг. решались основные вопросы, связанные с организацией производства оборудования и строительства атомных электростанций, и в этом деле были достигнуты определенные успехи

Однако с начала 1959 г. производство оборудования для этих электростанций заметно отстает от установленных планов в основном потому, что в первом полугодии 1959 г. для производства оборудования почти не выделяются нержавеющие трубы и другие необходимые материальные ресурсы.

Мне представляется, что развитие атомной энергетики может оказаться перспективным. Достаточно указать на опыт строительства электростанций в Англии, где сооружение первой станции в Колдер-Холле и опыт ее эксплуатации позволил перейти к строительству семи более мощных атомных электростанций (мощность единичного реактора увеличена до пяти раз) с соответствующим снижением капитальных затрат.

В США развернуто строительство нескольких мощных электростанций с водо-водяными реакторами, из которых одна, электрической мощностью 180 МВт, должна войти в эксплуатацию в 1959 г.

Я считаю, что строительство начатых электростанций у нас не должно задерживаться с тем, чтобы ускорить создание предпосылок для развития экономичной атомной энергетики.

Прошу Вас рассмотреть вопрос о возможных мерах ускорения строительства указанных электростанций и в особенности производства оборудования для них.

Было очень желательно в ближайшие дни собрать у Вас совещание по этим вопросам с моим участием".

Однако, как указывалось, И.И. Кузьмин внес в правительство прямо противоположное предложения, а именно: о сокращении количества строящихся реакторов на атомных станциях с двух до одного (на Нововоронежской и Белоярской АЭС), ликвидации строительства Ленинградской атомной станции и переносе сроков сооружения оставляемых реакторов на два года, а затем предложил вообще ликвидировать строительство и НВАЭС.

Такое предложение И.И. Кузьмина вызвало крайнее удивление, так как И.И. Кузьмин в 1958 г. был на выездном заседании НТС Министерства среднего машиностроения, посвященном развитию атомной энергетики, проводившемся в ИАЭ под председательством И.В. Курчатова. На этом заседании он остро критиковал Министерство электростанций за то, что оно намечает в недостаточных масштабах дальнейшее строительство атомных

электростанций. А спустя некоторое время сам И.И. Кузьмин предложил урезать и без того скромную программу, составляющую около 50% того, что намечалось осуществить по линии Министерства электростанций по решению XX съезда КПСС (1956 г.).

Чтобы выйти из создавшегося тяжелого положения, надо было предпринять решительные и срочные меры с обращением в высшие инстанции.

16 апреля 1959 г. И.В. Курчатов направил письмо по этому вопросу секретарю ЦК КПСС Ф.Р. Козлову, в апреле 1959 г. секретарю ЦК КПСС А.И. Кириченко, 24 апреля 1959 г. А.Н. Косыгину (см. Приложение).

4 июня 1959 г. И.В. Курчатов вместе с А.П. Александровым еще раз поставили вопрос перед А.Н. Косыгиным, Ф.Р. Козловым и А.И. Кириченко о продолжении строительства НВАЭС. В письме указывалось:

"Мы считаем необходимым еще раз обратиться к Вам по вопросу строительства Воронежской атомной электростанции.

В письме, направленном Вам 24 апреля, мы привели подробные сведения о состоянии с изготовлением оборудования и обеспечением материалами, показывающие, что дело зашло далеко, и прекращение строительства технически и экономически нецелесообразно.

Мы по-прежнему считаем, что строительство Нововоронежской станции не должно прекращаться и в связи с этим считаем необходимым дополнительно отметить следующее:

1. Необходимо рассматривать Воронежскую АЭС как опытно-промышленную установку, открывающую дорогу крупному направлению атомной энергетики - водо-водяным реакторам.

В этом направлении мы имеем уже опыт.

Имеющиеся данные об успешной эксплуатации первой американской АЭС этого же типа в Шиппингпорте и значительное число новых АЭС этого типа, строящихся в США, подтверждает наше мнение о перспективности развития направления водо-водяных реакторов для атомной энергетики.

Мы считаем, что это направление атомной энергетики должно иметь большое будущее.

2. Обсуждая перспективы атомной энергетики, следует иметь в виду возможность использования отработанных тепловыделяющих элементов Воронежской станции для целей радиационной химии. В настоящее время больше сорока научных учреждений СССР разрабатывают технологические процессы радиационно-химических производств, в том числе получение полиэтилена и привитых полимеров. Работы сейчас переходят в масштаб укрупненных

установок и через 3 - 4 года, если реакторы Воронежской станции будут построены, эту область можно будет развивать в промышленном масштабе.

Учитывая все изложенное, мы настаиваем на продолжении начатого строительства Воронежской станции. Временные затруднения с ресурсами позволяют считать целесообразным ограничение первой очереди только одним реактором, с целью сооружения в дальнейшем второго реактора более усовершенствованного типа".

В результате огромных усилий И.В. Курчатова и А.П. Александрова и предпринятых ими мер удалось не допустить ликвидации строительства Нововоронежской атомной электростанции с реакторами ВВЭР.

21 июля 1959 г. Совет Министров СССР принял постановление о создании опытных атомных реакторов и развитии научно-исследовательской базы реакторов Главного управления по использованию атомной энергии при Совете министров СССР (ГКАЭ). При этом отмечалось, что работы по созданию опытных атомных реакторов и строительство научно-исследовательской базы реакторов Главного управления по использованию атомной энергии при Совете Министров СССР в Мелекесском районе Ульяновской области ведутся неудовлетворительно. Состояние научно-исследовательских, опытно-конструкторских и проектных работ не обеспечивает сооружение реакторов в установленные сроки.

В последующих постановлениях от 4 апреля 1957 г. и 6 августа 1957 г. Главному управлению по использованию атомной энергии поручалось:

- обеспечить сооружение в Научно-исследовательском институте атомных реакторов: исследовательского реактора с высокой плотностью нейтронного потока СМ-2 в 1960 г.; комплекса радиохимических и металловедческих лабораторий в 1960-1962 гг.; опытной энергетической атомной установки с гетерогенным кипящим реактором ВК-50, электрической мощностью 50 тыс. кВт в 1962 г.
- представить в III квартале 1960 г. мероприятия по обеспечению строительства двухцелевой реакторной установки на быстрых нейтронах БН-50, электрической мощностью 50 тыс. кВт, и поставками оборудования для этой установки;
- закончить разработку технического проекта экспериментального гомогенного ториевого реактора и представить в IV предложения о строительстве реактора этого типа".

По этим постановлениям значительный объем проектных, научно-исследовательских и опытно-конструкторских работ по созданию опытного кипящего энергетического реактора ВК-50

возлагался на Институт атомной энергии (разработка задания на проектирование реактора, проектирование кассет активной зоны реактора - рабочих, компенсирующих, регулирующих и аварийной защиты, выдача задания на проектирование электрической части СУЗ и электродвигателей для них, исследование кипения в нестационарных условиях для определения запаздывания теплоперехода и влияния его на устойчивость и надежность работы реактора ВК-50 и другие)

25 мая 1960 г. А.П. Александров направил письмо первому заместителю Министра среднего машиностроения А.И. Чурину, в котором указывалось:

"Постановлением правительства от 8 марта 1958 г. предусматривалось сооружение на Нововоронежской атомной станции двух одинаковых блоков с реакторами ВВЭР. В дальнейшем было признано нецелесообразным сооружение двух одинаковых реакторов и строительство второго блока приостановлено. В настоящее время Министерством строительства электростанций выдвигается предложение продолжить строительство второго блока Нововоронежской АЭС ввиду большого объема средств, уже использованных на строительные работы и на изготовление части оборудования второго блока.

В случае возобновления строительства второй очереди Нововоронежской АЭС реактор должен быть усовершенствован с учетом накопленных экспериментальных данных о работе элементов оборудования. В первую очередь усовершенствование должно идти по линии увеличения мощности установки, поскольку это привело бы к уменьшению удельных капитальных затрат и снижению стоимости вырабатываемой электроэнергии".

29 сентября 1966 г. Совет Министров СССР принял постановление о плане строительства и ввода в действие атомных электростанций на 1966 - 1975 гг. При этом отмечалось, что опыт проектирования, строительства и эксплуатации атомных электростанций, накопленный к настоящему времени в СССР и за рубежом, позволяет приступить к более широкому строительству в нашей стране крупных атомных электростанций. Вместе с тем темпы развития отечественной атомной энергетики еще недостаточны. Строительство и ввод в действие атомных электростанций затягивается на длительное время. На машиностроительных и металлургических заводах не созданы производственные мощности, необходимые для изготовления в возрастающих объемах специального оборудования и материалов для атомных электростанций.

Для ускорения развития атомной энергетики и доведения экономических показателей атомных электростанций до уровня показателей современных крупных тепловых электростанций было принято предложение Госплана СССР, Министерства среднего машиностроения и Министерства энергетики и электрофикации СССР о строительстве и вводе в действие в 1966 - 1975 гг. атомных электростанций общей мощностью 11,9 млн кВт, в том числе в 1966 - 1970 гг. - 1,6 млн кВт и в 1971 - 1975 гг. - 10,3 млн кВт, на основе применения следующих типов энергетических реакторов:

- водографитовых на тепловых нейтронах единичной мощностью 1000 тыс. кВт с использованием опыта строительства и эксплуатации водографитовых реакторов на объектах Министерства среднего машиностроения (главный конструктор академик Н.А. Доллежал);
- водо-водяных реакторов на тепловых нейтронах единичной мощностью 400 тыс. кВт по типу реактора, действующего на Нововоронежской атомной электростанции (главный конструктор В.В. Стекольников);
- реакторов на быстрых нейтронах единичной мощностью 250 и 600 тыс. кВт - для решения проблемы о топливной базе для дальнейшего развития атомной энергетики (ФЭИ и ОКБ Гидропресс);
- реакторов на тепловых нейтронах единичной мощностью 12 тыс.кВт для северо-восточных районов страны с использованием отечественного опыта эксплуатации действующих реакторов.

Научное руководство работами по созданию водо-водяных и водографитовых реакторов мощностью 1000тыс. кВт для АЭС возложили на Институт атомной энергии им. И.В. Курчатова.

Министр среднего машиностроения СССР Е.П. Славский приказом от 11 ноября 1966 г. научное руководство работами по созданию этих реакторов возложил на А.П. Александрова. Заместителями научного руководителя по водо-водяным реакторам был назначен С.А. Скворцов, по водографитовым реакторам типа РБМ-К С.М. Фейнберг, по вопросам твэл реакторов РБМ-К и ВВЭР В.В. Гончаров.

Как следует из изложенного ранее, в мирном развитии атомной энергетики в СССР сложились два основных направления: сооружение АЭС с водо-водяными корпусными реакторами ВВЭР и сооружение уран-графитовых реакторов канального типа с водяным теплоносителем.

В сборнике "Атомная энергетика СССР" (Атомиздат, 1974 г.), выпущенном в связи с 20-летием атомной энергетике, отмечено, что:

"После пуска первой в мире АЭС были начаты разработки корпусного водо-водяного энергетического реактора (ВВЭР). Они показали, что использование легководного замедлителя позволяет получить компактный и дешевый реактор; вода как теплоноситель была к тому времени достаточно освоена.

В 1954 - 1955 гг. Институт атомной энергии под непосредственным руководством академика И.В. Курчатова выдал задание конструкторским организациям на выполнение эскизного и последующего технического проекта реактора тепловой мощностью 760 МВт для Нововоронежской атомной станции.

В Институте атомной энергии были сооружены физические стенды, на которых проводились эксперименты с натурным тепловыделяющими элементами и топливными кассетами, выявлялась эффективность органов регулирования и защиты реактора, уточнялась компоновка активной зоны и изучались особенности физических свойств активной зоны большого энергетического реактора.

Одновременно продолжались работы по конструированию и испытаниям тепловыделяющих элементов, изучению технологических процессов получения циркония и его сплавов и их коррозионных свойств и др."

В книге "Атомная наука и техника в СССР" (Атомиздат, 1977), посвященной 60-летию Великой Октябрьской Социалистической революции, в главе о водо-водяных реакторах указано:

"одно из основных направлений развития атомной энергетике на ближайшие десятилетия - водо-водяные энергетические реакторы (ВВЭР). Уже первые отечественные ВВЭР продемонстрировали правильность заложенных в них научных и технических основ и проектно-конструкторского осуществления. Жизненность и перспективность направления прежде всего проявились в том, что были подтверждены характеристики, на которых основываются экономические показатели АЭС и от дальнейшего совершенствования которых зависит улучшение этих экономических показателей.

Высокая эффективность легкой воды как замедлителя нейтронов позволила получить большую мощность реактора при малых размерах активной зоны и разработать на базе этого компактную энергетическую установку с корпусным реактором. Выбор в качестве топливной композиции спеченной двуокиси урана оказался перспективным в двух отношениях. Этот вид ядерного топлива устойчив к размыванию водой реакторного теплоносителя и

обеспечивает поэтому наилучшие радиационные условия и наименьшее загрязнение первого контура в случае выхода из строя твэлов. Второе полезное свойство твэлов из двуокиси урана - сохранение ими работоспособности при достаточно глубоком выгорании, что создает хорошую перспективу дальнейшего улучшения топливного цикла реакторов.

В качестве основного конструкционного материала активной зоны был применен специально разработанный для этой цели циркониевый сплав. Ориентировка на цирконий позволила обеспечить достаточно высокие параметры реакторного теплоносителя и тем самым удовлетворительную термодинамическую эффективность топливного цикла, в то же время удалось сохранить достаточно благоприятный нейтронный баланс в активной зоне, ограничив вредное поглощение нейтронов в конструкционных материалах.

Решающим фактором, определившим мощность первого промышленного ВВЭР - реактора блока I НВАЭС - 210 МВт (Э), стал максимально возможный размер корпуса реактора (внешний диаметр 3,8 м при длине 12 м), принятый из условий возможности перевозки по железным дорогам.

Для корпуса реактора применена высокопрочная низколегированная сталь, обеспечивающая его минимальные габариты и массу.

Первый блок Нововоронежской АЭС был введен в эксплуатацию в сентябре 1964 г. В год пуска это была самая мощная АЭС в мире".

Дальнейшее развитие водо-водяных реакторов шло в несколько этапов по пути увеличения единичной мощности реактора и повышения теплотехнических параметров, а также с целью уменьшения удельных капитальных затрат.

Так создавался II блок НВАЭС с реакторами ВВЭР электрической мощностью 365 МВт (1969 г.), III блок НВАЭС электрической мощностью 440 МВт (1971 г.), в корпусах практически тех же габаритов.

В дальнейшем реакторы ВВЭР-440 получили наиболее широкое распространение в СССР и за рубежом. Конструкция этих реакторов разрабатывалась ОКБ Гидропресс В.В. Стекольниковым.

В 1978 г. был создан реактор ВВЭР-1000 следующего поколения (V блок НВАЭС). После этого ВВЭР-1000 начали сооружаться на многих АЭС в СССР, а также и за рубежом. Повышения мощности в реакторах ВВЭР-1000 удалось достигнуть при незначительном увеличении габаритов их корпусов, сохранивших возможность перевозки на железных дорогах. Столь значительное увеличение единичной мощности позволило значительно увеличить глубину выгорания ядерного горючего и в совокупности с укрупнением основных узлов и устройств АЭС (петель, циркуляционных насосов,

турбогенераторов) обеспечило существенное улучшение экономических показателей.

Уместно здесь отметить успешное проведение в апреле 1968 г. в ИАЭ им. И.В. Курчатова симпозиума СЭВ "Состояние и перспективы развития АЭС с водо-водяными реакторами".

На пленарном заседании и на четырех секциях: "Проектирование и эксплуатация АЭС с водо-водяными реакторами", "Экспериментальные и расчетные работы, выполненные в обоснование разрабатываемых реакторов", "Разработка и создание твэл для водо-водяных реакторов", "Динамика водо-водяных реакторов и проблемы регулирования" - было заслушано 59 докладов. Труды симпозиума были изданы в двух томах (на 992 страницах).

АЭС с уран-графитовыми реакторами и водяным теплоносителем

Первыми уран-графитовыми канальными реакторами с водяным теплоносителем, созданными в СССР, являлись промышленные реакторы по производству плутония. Затем в середине 50-х годов были созданы промышленные двухцелевые реакторы, вырабатывающие основной продукт и электроэнергию. Так же началось двухцелевое использование этих реакторов для отопления одного из городов.

В частности, в 1958 г. была пущена первая очередь Сибирской АЭС электрической мощностью 100 МВт (из общей 600 МВт) с уран-графитовым реактором и водяным теплоносителем.

Реактор первой в мире АЭС был также канального типа. На основе его и двухцелевых реакторов были созданы уран-графитовые канальные реакторы АМБ для Белоярской АЭС мощностью 100 и 200 МВт. Дальнейшее развитие канальных уран-графитовых реакторов привело к созданию мощных реакторов РБМК электрической мощностью 1000 МВт (РБМК-1000), сооруженных на Ленинградской и других АЭС.

На этом этапе с целью существенного улучшения физических характеристик, технических и экономических показателей реакторов РБМК-1000 вместо стальных технологических каналов и стальных оболочек твэлов, как в АМБ, были применены циркониевые.

Уран-графитовые канальные реакторы с высокой единичной мощностью (1000 МВт) были сооружены на ряде советских АЭС. Канальные реакторы РБМК проектировались академиком Н.А. Доллежалеком в НИКИЭТ.

Дальнейшее развитие канальных уран-графитовых реакторов привело к созданию более мощных реакторов РБМК-1500 с повышенными показателями, также конструкции НИКИЭТ.

Очень важное значение для развития атомной энергетики в СССР, особенно в первом периоде, имело проведение испытаний тепловыделяющих элементов и конструкционных материалов в интенсивных полях излучения. Для этой цели, как уже отмечалось, был создан реактор РФТ.

Петлевой реактор РФТ с "горячей" лабораторией, а затем МР в течение 10 лет являлись единственной в СССР экспериментальной базой в области радиационного материаловедения.

На реакторах РФТ и МР за длительный период их использования был выполнен весьма обширный объем исследований опытных твэлов различного типа для реакторов: АМ первой АЭС, КС-150 (АЭС в ЧССР), ВВЭР-210, ВВЭР-2 (АЭС в ГДР), ВК-50, ВВЭР-365, ВВЭР-440 и атомных ледоколов. Широко проводились исследования делящихся и конструкционных материалов (графита, корпусных сталей, нержавеющей стали для оболочек твэлов).

В последующем в большом объеме выполнялись работы по испытаниям твэлов реакторов РБМК-1000, ВВЭР-1000, атомных станций теплоснабжения, РБМК-1500, высокотемпературных графитовых реакторов с гелиевым теплоносителем.

Для реакторов РБМК-1000 и РБМК-1500 в широких масштабах испытывались технологические каналы (для этой цели нержавеющие петлевые каналы всех водяных петель МР были заменены на циркониевые); проводились также исследования и отработка водно-химических и газовых режимов теплоносителей первых контуров энергетических реакторов различного типа.

Многолетние испытания в РФТ и МР циркониевых сплавов оболочек твэлов и технических каналов открыли путь для широкого использования в атомной энергетике разработанных в ВИАМе под руководством Р.С. Амбарцумяна цирконий-ниобиевых сплавов, которые по своим свойствам превосходят американские циркалои.

Только применение циркониевых сплавов могло обеспечить экономичность большой атомной энергетики с реакторами на тепловых нейтронах. Советские цирконий-ниобиевые сплавы успешно применяются и в ряде реакторов зарубежных АЭС.

Все перечисленные ранее весьма обширные испытания в РФТ и МР позволили получить очень ценные результаты для проектирования и сооружения АЭС и дальнейшего развития атомной энергетики в СССР.

Заключение

Подводя итоги всего изложенного, следует отметить, что:

1. В плане шестой пятилетки (1955 - 1960 гг.) предусматривалось строительство атомных электростанций общей электрической мощностью 2175 тыс. кВт. В 1957 г. план вводимых АЭС до 1960 г. был снижен до 1300 тыс. кВт. При этом было установлено, что общий план в 2175 тыс. кВт должен быть выполнен до 1962 г.

Фактически не были сооружены предусмотренные в плане (от которых потом отказались) Вторая уральская АЭС с двумя тяжеловодными реакторами КС с газовым теплоносителем (CO_2) мощностью по 200 МВт, Московская АТЭЦ (в Ховрине) с двумя реакторами типа ВВЭР, энергетические реакторы КС-50 на Уральском комбинате, графитовый реактор ЭГ-50 с гелиевым теплоносителем, гомогенный реактор ТГ-50 на тории и уране (в г. Димитровграде), графитовый реактор ГН-50 с натриевым теплоносителем (в г. Димитровграде), реакторы ВВЭР на Ленинградской АЭС, позднее замененные на РБМК.

2. Отказ от строительства Второй Уральской АЭС с тяжеловодными реакторами КС-200, а также реакторы КС-50 на Уральском комбинате нельзя считать упущением в программе строительства АЭС. Это соображение подтвердилось в дальнейшем отрицательными результатами пуска (в 1972 г.) и эксплуатации реактора КС-150 проектной мощностью 150 МВт (эл.) в Чехословакии. Реактор КС-150 был очень сложным, дорогим, с рядом конструктивных недостатков, При этом возникали аварийные ситуации. Из-за выхода реактора из строя в ЧССР его закрыли и начали строить реакторы ВВЭР.

Вызывает сожаление, что не был построен уран-графитовый реактор ЭГ мощностью 50 МВт (эл.) с гелиевым теплоносителем. Благодаря этому на несколько лет задержались работы по перспективному направлению высокотемпературной атомной энергетики с реакторами, обеспечивающими выработку электроэнергии и тепла (пара) для промышленности.

3. В ходе шестой пятилетки возникли значительные трудности и задержки в изготовлении и поставке технологического оборудования и нестандартных материалов, отставание строительных и монтажных работ на АЭС, неоднократно пересматривались принятые решения.

Наша промышленность не смогла в установленные сроки организовать производство нового вида оборудования для атомных станций. Действительно новое оборудование было очень сложным, и изготовление его впервые началось в нашей стране. Например, корпус реактора ВВЭР со съемной крышкой, изготавливавшийся на

Ижорском заводе, имел длину 12 м и диаметр 3,8 м, вес 104 т. Толщина стенок корпуса достигала 180 мм. Это определялось тем, что корпус был рассчитан на работу при температуре воды в нем 260 °С и давлении 100 атм. Парогенераторы были длиной 12,3 м, диаметром 3 м и весили 104 т. Бессальниковые циркуляционные насосы высотой 5,1 м весили 20 т. На Ижоре в год можно было выпустить 4 реактора, длительность производственного цикла их была 3 года.

Большие затруднения возникли и в отношении материально-технического обеспечения, особенно с поставкой труб из нержавеющей стали.

4. И.В. Курчатов постоянно интересовался положением на строительстве атомных электростанций, особенно на НВАЭС. При возникновении трудностей с поставкой оборудования и материалов он, располагая подробной информацией со станций, обращался в ЦК КПСС и Совет Министров СССР с просьбой об оказании помощи с подробным перечислением всего необходимого и добивался положительного результата. Он даже ставил вопрос перед ЦК КПСС о необходимости освобождения от должности слабо проявившего себя начальника строительства НВАЭС, предлагая взамен более подходящую кандидатуру. Более того, он обращался к некоторым секретарям обкомом КПСС с просьбой об оказании помощи предприятиям, которые задерживали изготовление оборудования для АЭС, и на счет установления контроля за этими заказами.

Несмотря на все принимаемые меры, скорректированный план шестой пятилетки по атомной энергетике не был выполнен.

5. Seriously отразились на ходе работ в шестой пятилетке по атомной энергетике предложения Госплана СССР, внесенные в ЦК КПСС и Совет Министров СССР, о прекращении, точнее закрытии строительства Нововоронежской АЭС с реакторами ВВЭР, сокращении строительства реакторов на некоторых АЭС с двух до одного.

Благодаря огромными усилиями со стороны И.В. Курчатова и А.П. Александрова, многократных обращений в ЦК КПСС и Совет Министров СССР удалось добиться сохранения строительства Нововоронежской АЭС с реакторами ВВЭР. В противном случае одно из наиболее важных перспективных направлений развития атомной энергетике на основе водо-водяных реакторов закрылось и тогда мы потеряли бы много лет.

Все же следует подчеркнуть, что предложения о прекращении и ограничении строительства АЭС были не случайными. В стране в то время не хватало материальных ресурсов, особенно нержавеющей тонкостенных труб и неправильно оценивались ресурсы урана.

6. Несмотря на сложившиеся трудности надо признать, что

начиная с 1955 г. был выполнен большой объем работ по созданию нового сложного технологического оборудования для АЭС. Была также подготовлена, хотя с запозданием, производственная база для изготовления этого уникального оборудования в больших масштабах. Было также освоено изготовление циркониевых изделий из отечественного циркониевого сплава, а также организовано производство твэлов в циркониевых оболочках. Создана экспериментальная база для радиационных испытаний и материаловедческих исследований.

Все это позволило в дальнейшем построить до 1970 г. две атомных электростанции - НВАЭС с двумя реакторами ВВЭР (проект ИАЭ и ОКБ Гидропресс) и Белоярскую с двумя реакторами АМБ (проект ФЭИ и НИИ-8), а также два энергетических реактора ВК-50 и БОР-60 и резко нарастить в 1970 - 1975 гг. число вводимых в эксплуатацию реакторов ВВЭР-440 до 9 (на пяти АЭС), в том числе и за рубежом.

Необходимо отметить, что канальные уран-графитовые реакторы АМБ с кипящим водяным теплоносителем не получили дальнейшего распространения из-за ряда серьезных недостатков, выявленных в процессе эксплуатации, и неудовлетворительных экономических показателей, вызванных применением в активной зоне нержавеющей стали. Но все же работа двух реакторов АМБ позволила накопить определенный полезный опыт, который был использован при создании канальных реакторов РБМК большой мощности (1000 МВт) с технологическими каналами и оболочками твэлов из циркония (вместо нержавеющей стали).

7. Успешно развивались работы по реакторам на быстрых нейтронах. Исследования на созданных в ФЭИ трех физических реакторах БР и на реакторе БР-5, а также на БОР-60 в НИИАР позволили получить все необходимые данные и приступить в начале 60-х гг. к разработке первого мощного промышленного быстрого реактора БН-350, а затем БН-600.

Строительство реактора БОР-60 по плану намечалось завершить в шестой пятилетке, фактически он был пущен в 1969 г.

8. Выдающаяся роль в разработке программы и плана развития атомной энергетики в СССР в первый период принадлежит И.В. Курчатову, а также А.П. Александрову. Ими были определены типы реакторов для сооружения на АЭС и опытно-промышленных энергетических реакторов. Особое внимание И.В. Курчатов уделял водородным реакторам, которыми он непосредственно занимался.

В результате были разработаны перечисленные в последовательном ряду по возрастанию мощности водо-водяные реакторы ВВЭР-210, ВВЭР-365 и ВВЭР-440 (при жизни И.В. Курчатов), а после - реактор ВВЭР-1000.

И.В. Курчатов принимал активные меры по созданию реактора ВВЭР-440 задолго до окончания строительства первого реактора ВВЭР-210 на НВАЭС. Так он был уверен в достоинствах водородных реакторов и их потенциальных возможностях.

В создание реакторов ВВЭР для АЭС, в первую очередь для Нововоронежской, внесли на первом этапе огромный вклад С.М. Фейнберг, С.А. Скворцов, В.А. Сидоренко, В.В. Гончаров, А.Н. Новиков, В.С. Осмачкин, Г.Л. Лунин, Ю.В. Марков, Е.П. Рязанцев, А.Д. Амаев, К.П. Дубровин; со стороны ОКБ Гидропресс - Б.М. Шолкович, А.А. Хохлачев, В.В. Стекольников, В.П. Денисов, Н.И. Ермаков, Б.С. Язвенко и Е.В. Куликов; со стороны Теплопроекта - А.Б. Сухов, В.П. Татарников; со стороны ВИАМ - Р.С. Амбарцумян, А.М. Глухов; со стороны НВАЭС - Н.А. Роговин, Ф.Я. Овчинников; со стороны ЦНИИ-48 и Ижорского завода - А.С. Завьялов, Г.И. Капырин, И.В. Горынин, А.А. Любченко, О.Ф. Данилевский и со стороны Подольского машиностроительного завода, которому первоначально подчинялось ОКБ Гидропресс - А.А. Долгий, Н.М. Жаданов, Д.С. Ключенко, Ф.И. Китов.

Следует при этом отметить, что первые водо-водяные реакторы в СССР для транспортных атомных энергетических установок и атомного ледокола "Ленин", введенного в эксплуатацию в 1959 г., были созданы под руководством А.П. Александрова с участием С.М. Фейнберга, И.И. Африкантова, Н.С. Хлопкина, Г.А. Гладкова.

Приложение 1

На XX съезде КПСС в своем выступлении, опубликованном 22 февраля 1956 г. в газете "Правда" (№ 53) И.В. Курчатов заявил:

"Я остановлюсь на работах по одному из важнейших разделов советской науки - на предстоящих работах по атомной энергии. Достигнутый сейчас уровень разработки атомной техники показывает, что хотя капиталовложения на единицу установленной мощности атомных электростанций приблизительно в полтора раза больше соответствующих капиталовложений угольных электростанций, стоимости киловатт-часа мощной атомной и угольной электростанций могут быть приблизительно одинаковыми, это связано в большей степени с тем, что расход топлива на атомных электростанциях ничтожно мал. В то время как для угольной станции мощностью в 500 тысяч киловатт требует за год не менее 100 тысяч вагонов угля, для атомной электростанции такой же мощности достаточно в год лишь несколько вагонов урана.

Целесообразно в первую очередь строить атомные электростанции в районах с дальнепривозным топливом. В текущем пятилетии

намечено поэтому строить на Урале две атомные электростанции общей мощностью один миллион киловатт. Вблизи Москвы также будет построена атомная станция мощностью 400 тысяч киловатт. Мощность электростанций на атомной энергии, которые должны быть пущены в текущем пятилетии, будет сравнима с мощностью крупнейших в мире электростанций, например, Куйбышевской.

В отличие от обычного топлива - угля и нефти - ядерное топливо, сжигаемое в атомных реакторах, позволяет получать новые вещества - плутоний и другие, которых нет в природе и которые также являются ядерным топливом. Это так называемый процесс воспроизводства ядерного горючего. Количество образующихся новых веществ зависит от условий проведения цепной ядерной реакции. Есть условия, в которых новое ядерное топливо образуется в больших количествах, чем количество сгоревшего в цепном процессе исходного ядерного топлива. Это - процесс расширенного воспроизводства. Получается как бы так, что сожжешь в топке уголь, а выгребешь вместе с золой еще больше угля.

Процесс воспроизводства в атомных реакторах ядерного топлива обеспечивает возможность экономического получения ядерной энергии и использование не только урана, но и тория.

К настоящему времени нами подробно изучены зависимость вероятности деления разных атомных ядер от скорости нейтронов, законы изменений веществ в нейтронных и гамма-полях, законы замедления нейтронов и их взаимодействия с продуктами расщепления урана. Но многие вопросы могут быть решены только в действующих реакторах того или иного типа.

В текущем пятилетии намечалось построить до 10 типов атомных реакторов электрической мощностью от 50 до 200 тысяч киловатт каждый. Будут построены реакторы на быстрых и медленных нейтронах, на нейтронах промежуточных энергий, с замедлителями из графита, бериллия, тяжелой и простой воды, с газовым, водяным и металлическим охлаждением. Будет построен мощный реактор с использованием тория.

По атомным реакторам мы ведем работы совместно с учеными и инженерами стран социалистического лагеря, которые с участием Советского Союза создают у себя атомные реакторы для научных целей и намечается строительство атомных электростанций, наша общая с учеными стран социалистического лагеря работа будет расширяться и углубляться и, несомненно, приведет к выдающимся результатам.

Для атомных реакторов и тесно связанного с ними радиохимического производства требуется большое количество новых металлов и материалов, отличных от обычных, применяемых в любой

другой отрасли промышленности. В атомных реакторах и на радиохимических заводах металлы и материалы подвергаются большому нейтронному и гамма-облучению, вследствие чего они теряют свои первоначальные свойства: у металлов резко меняются пределы текучести, временное сопротивление и вязкость, некоторые металлы становятся хрупкими и при ударах рассыпаются, как стекло.

В создании новых материалов мы ждем большой помощи от Министерства черной металлургии.

Для связанного с атомными реакторами радиохимического производства характерны методы сорбции и экстракции, требующие большого разнообразия материалов и реагентов, стойких относительно радиоактивных излучений.

Министерству химической промышленности предстоит дальнейшая неустанная работа в этой области.

В августе 1955 г., как вы знаете, в Женеве состоялась международная конференция по мирному использованию атомной энергии, где присутствовали представители 79 стран. Советским Союзом было представлено 102 доклада. Мы получили большое удовлетворение в связи с тем, что на этой конференции доклады наших ученых и инженеров получили высокую оценку мировой общественности.

Но на этой конференции мы отчетливо увидели и некоторые свои слабые стороны. Иностранная промышленность демонстрировала большое количество приборов, лучших, чем наши. Министерству приборостроения и средств автоматизации (тов. Лесечко) и Министерству радиотехнической промышленности (тов. Калмыкову) нужно принять меры к тому, чтобы приборы, изготовленные в советском Союзе, и в первую очередь приборы для атомной техники, были лучше зарубежных. Мы надеемся, что товарищи Шереметьев, Тихомиров, Лесечко, Калмыков, конструкторы, инженеры и рабочие руководимых ими министерств окажут самую горячую поддержку ученым и инженерам, работающим в СССР по использованию атомной энергии.

Проект Директив XX съезда по шестому пятилетнему плану предусматривает применение атомной энергии не только для создания атомных электростанций. В проекте Директив говорится: "Развернуть работы по созданию атомных силовых установок для транспортных целей. Построить ледокол с атомным двигателем".

В ядре сконцентрирована громадная энергия. При ядерном расщеплении - делении одной тонны урана-235 - будет выделяться столько же энергии, как при сгорании двух миллионов тон угля. На атомной энергии возможно поэтому создать силовые установки, которые обеспечат на транспорте большие дальности без дополнительной заправки горючим. Для примера можно привести

данные по ледоколу с атомным двигателем, технический проект которого в настоящее время заканчивается разработкой. Ледокол с атомным двигателем будет проводить суда по Северному морскому пути, взламывая лед, без пополнения топливом в течении 2 - 3 лет.

Нужно шире открыть дорогу атомной энергии для транспортных целей.

В текущем пятилетии должны быть широко развиты работы по атомным силовым установкам не только для ледокола, но и для других кораблей, для авиации и сухопутного транспорта.

Нужно подумать и об организационной стороне дела. Если раньше инициатива в постановке новых задач принадлежала почти всегда ученым и инженерам атомной промышленности, теперь инициатива должна перейти к инженерам и конструкторам министерств судостроительной промышленности, авиационной промышленности и транспортного машиностроения.

Такую перестройку провести не просто. Нужно подготовить новые кадры, развить в этих министерствах новую экспериментальную и техническую базу. Но сделать эту перестройку необходимо, иначе мы затормозим новую технику и не полностью используем для коммунистического строительства величайшее открытие современной науки.

В атомных реакторах в результате деления атомного ядра урана образуется огромное количество радиоактивных элементов. К концу текущей пятилетки количество радиоактивных элементов в атомных реакторах Советского Союза будет эквивалентно по крайней мере 10 тысячами тонн радия. Если вспомнить, что во всем мире к началу работ по атомной энергии имелось только несколько килограммов радия, то станет ясным, что за истекшее время в деле использования радиоактивных веществ происходит крупнейшая революция.

Общеизвестны применения радиоактивных изотопов в технике для дефектоскопии, изучения износа, изучения технических процессов в химии и металлургии, в нефтяной промышленности и в медицине. Эти применения, хотя польза их несомненна, еще совершенно не соответствуют созданным запасам радиоактивных веществ.

Расширение работ по применению радиоактивных веществ и излучений в биологии даст, вероятно, в ближайшие годы глубокие принципиальные результаты. Они не могут не отразиться существеннейшим образом на важнейших для сельскохозяйственной практики вопросах урожайности, на внедрении новых сортов и пород, в защите от вредителей и т.д.

Учитывая масштабы нашего сельскохозяйственного производства, можно ожидать в этой области крупнейших экономических

эффектов, но пока мы не приложили в этом направлении достаточных усилий.

На основе уже накопленных знаний в ближайшие годы можно получить годовую экономию в миллиарды рублей, если взяться по-настоящему за это дело и широко привлечь к нему научно-исследовательские организации, Гостехнику, Министерство сельского хозяйства, совхозов, промышленности продовольственных товаров и некоторые другие министерств.

Перед нами - большая программа работ по атомным электростанциям и атомным силовым установкам, но советские ученые - специалисты по атомному ядру не должны ограничивать свою деятельность решением только этих задач. Необходимо и дальше развивать атомную теоретическую науку с тем, чтобы были надежно освещены пути будущей техники.

Перед нами пример работы по решению советскими учеными и инженерами задачи использования атомной энергии урана и других тяжелых элементов. Наши успехи в этом деле были в значительной мере обусловлены тем, что в институтах, о создании которых еще в 1918 - 1920 годах заботился великий Ленин, все время шла упорная теоретическая работа по изучению законов строения атома, законов цепной реакции, законов строения атомного ядра, теоретическая работа, которая определила развивающиеся у нас сейчас пути атомной техники".

Приложение 2

Письмо И.В. Курчатова от 21 июня 1958 г. Л.И. Брежневу.

"Как выяснилось на совещании, проводившемся у меня с участием представителей Министерства электростанций - начальника Главатомэнерго т. Лаврененко и начальника Главэнергостроймонтажа т. Тарасова, строительно-монтажные работы на Нововоронежской станции в текущем году выполняются не удовлетворительно, что видно из следующих данных:

	І квартал	Апрель	Май
План строительно-монтажных работ, млн.руб.	17,0	6,2	7,0
Фактическое исполнение	10,3	4,5	5,9
В % от плана	60,5	71,8	84,1

Неудовлетворительное выполнение плана строительно-монтажных работ объясняется в основном тем, что строительство в начале текущего года не располагало возможностью увеличения числа рабочих из-за недостатка жилья. Кроме того, с начала года на строительстве не доставало стеновых материалов и сборного железобетона.

В настоящее время на строительстве развернуты следующие работы: строительство производственных баз, жилья, железных и автомобильных дорог и подземных коммуникаций. В мае с.г. начаты работы на промышленной площадке, где производятся земляные работы по главному корпусу и заканчивается сооружение бетонного завода.

С начала июля с.г. стройка имеет возможность приступить к производству бетонных работ по главному корпусу. Вследствие отставания строительства железных дорог, выполняемых Министерством транспортного строительства (трест Югостранстрой) создается опасность, что на промплощадку нельзя будет в июле с.г. подать инертные материалы, цемент и металл, потребные для производства работ. Стройка обеспечена необходимыми материальными ресурсами, автотранспортом и строительными механизмами. На строительстве занято в настоящее время 4200 человек.

Наряду с указанными недостатками, как мне сообщили т. Лаврененко и Тарасов, руководители строительства - начальник и главный инженер не справляются с руководством резко растущего коллектива и не могут обеспечить надлежащее руководство строительством такого масштаба. Поэтому Министерство электростанций в настоящее время направляет на строительство Нововоронежской АЭС в качестве главного инженера т. Турчина Н.Я., который до настоящего времени был главным инженером строительства Череповецкой ГРЭС сверхвысоких параметров.

По мнению представителя МЭС, целесообразно направить в качестве начальника строительства Нововоронежской АЭС т. Дробышева А.И., который дал согласие на это. Тов. Дробышев в настоящее время работает заместителем председателя Карагандинского Совнархоза, а до назначения на эту должность работал на строительстве крупных тепловых электростанций и заместителем Министра по строительству тепловых электростанций.

Для ускорения хода работ на строительстве Нововоронежской атомной электростанции необходимо:

1. Обязать Министерство транспортного строительства закончить строительство железной дороги к промышленной площадке и развитие путей на ней, не позднее июля с.г.
2. Заменить начальника строительства, желательно на эту работу назначить инженера с большим опытом, каким является т. Дробышев А.И.

Обращаюсь к Вам с просьбой оказать помощь в решении этих вопросов".

Приложение 3

Письма И.В. Курчатова секретарю ЦК КПСС Ф.Р. Козлову от 16 апреля 1959 г., секретарю ЦК КПСС А.И. Кириченко от 6 апреля 1959 г., А.Н. Косыгину от 24 апреля 1959 г.

"1. При рассмотрении вопроса о сооружении Нововоронежской атомной электростанции на заседании Президиума ЦК КПСС 10 апреля 1959 года указывалось, что основной трудностью в осуществлении этого строительства является отсутствие труб из нержавеющей стали. Однако в действительности положение здесь удовлетворительное.

По сведениям Министерства строительства электростанций и Подольского завода им. Орджоникидзе, уже имеющееся в настоящее время в наличии на заводе количество труб обеспечивает возможность изготовления 55 - 65% оборудования одного блока Нововоронежской станции (с одним реактором):

	Требуется на сооружение одного блока (по спецификациям)	Имеется в Налиции
Трубы катаные, т	401	219
Трубы тонкостенные (всего), тыс.пог. м	287	191
В том числе электрополированные, Тыс. пог. м.	174	95

Учитывая, что предполагалось перенести срок окончания первого блока с 1960 г. на 1961 г. или 1962 г., можно рассчитывать, что недостающее количество труб будет поставлено в течение этого срока.

2. Второй реактор Нововоронежской АЭС, по моему мнению, не должен быть повторением первого. Учитывая, что Нововоронежская станция строится с целью накопления эксплуатационного опыта в промышленном масштабе, целесообразно второй реактор осуществить с внесением ряда усовершенствований, вытекающих из последних проектных и экспериментальных разработок. Габариты основного оборудования при этом останутся прежними.

Эскизный проект этого варианта может быть выполнен в текущем году, а техно-рабочий проект с экспериментальным подтверждением выбранных конструкций - к концу 1961 г.

Введение в эксплуатацию второго блока могло бы быть осуществлено в 1964г. Удлинение сроков строительства по сравнению с установленным ранее позволит избежать трудностей, связанных с обеспечением поставки труб из нержавеющей стали.

На основании изложенного прошу Вас утвердить решение о продолжении строительства Нововоронежской АЭС с установкой на втором блоке усовершенствованного реактора".

В письме, подготовленном на имя секретаря ЦК КПСС А.И. Кириченко И.В. Курчатова 6 апреля 1959 г. написал следующее:

"Комиссия, образованная Президиумом ЦК КПСС 17 марта 1959 г., приняла решение прекратить строительство Нововоронежской атомной электростанции и ограничиться в текущем семилетии постройкой лишь одной промышленной атомной электростанции с двумя реакторами в Белоярске.

По моему мнению, при принятии решения комиссией не были учтены следующие весьма важные обстоятельства:

1. Развитие атомной энергетики в СССР нельзя ориентировать лишь на одно направление - сооружение на Белоярской АЭС реакторов с графитовым замедлителем и водяным охлаждением по типу Первой атомной станции, пущенной в 1954 г.

Водо-водяные реакторы, запроектированные для Нововоронежской АЭС, относятся к одному из наиболее обещающих вариантов энергетических реакторов. На первой промышленной атомной электростанции в США реактор этого типа успешно работает с конца 1957 г. Прекращение строительства Нововоронежской атомной станции означало бы отказ от осуществления энергетических реакторов, успех работы которых наиболее вероятен.

2. Выбор реакторов водо-водяного типа для энергетических целей тесно связан с разработкой транспортных установок объектов, в которых используются реакторы того же типа. Опыт эксплуатации реакторов на электростанциях позволил бы накопить данные, полезные для развития транспортного реакторостроения.

3. По данным, которые мне сообщили в Министерстве строительства электростанций, в строительство Нововоронежской АЭС уже вложено 285 млн. руб., из них 125 млн. руб. израсходованы на строительно-монтажные работы и 35 млн. руб. на оборудование для стройплощадки, кроме того, 125 млн. руб. составляет стоимость задела оборудования на заводах. Общая стоимость сооружения составляет по смете 690 млн. руб. Таким образом, для ведения в эксплуатацию на Нововоронежской АЭС 420 000 кВт установленной электрической мощности потребуется в семилетии затратить не больше, чем при строительстве любой обычной станции. Прекращение же строительства приведет к потере значительной части затраченных средств.

По постановлению правительства от 8 марта 1958 г. оборудование для Нововоронежской электростанции должно быть изготовлено в основном в течение 1959 г., вследствие чего в настоящее время на всех заводах подготовка к производству практически завершена и изготовление оборудования полностью развернуто. Вложены значительные средства на сооружение

и расширение заводских цехов и опытных стендов. Специальное оборудование установлено на Ижорском заводе (печи и резервуары для закалки и отжига корпусов реакторов, автоматы для сварки корпусов, промышленный стенд для испытания уплотнения корпуса и т.д.). На Подольском заводе им. Орджоникидзе построены новые цеха, предназначенные для выпуска оборудования атомных электростанций, организован опытный цех испытания разрабатываемого оборудования, сооружается здание для стендов сборки реактора.

На Ленинградском Кировском заводе сооружен крупный стенд для испытания бессальниковых насосов Нововоронежских станций, смонтированы вспомогательные устройства к нему и произведено переоборудование механосборочных цехов.

На заводе в г. Глазове построен цех для выпуска циркония в промышленных масштабах, рассчитанный, главным образом, на обеспечение цирконием и изделий из него Нововоронежской АЭС и последующих энергетических водо-водяных реакторов.

На проведение экспериментальных работ, включая сооружение стендов, израсходовано 51 млн. руб., на проектные работы истрачено 16 млн. руб. Затраты на подготовку производства и задел оборудования, а также на проектные и экспериментальные работы окажутся в существенной части бесполезными при прекращении строительства Нововоронежской атомной станции.

4. Реактор такого же типа, что и для Нововоронежской станции, изготавливается в СССР для атомной электростанции ГДР со сроком поставки на один год позднее установленного срока пуска реактора на Нововоронежской станции.

Не имея у нас в Союзе опыта пуска и эксплуатации станции, мы будем поставлять в ГДР непроверенное оборудование. Возможные неполадки в работе оборудования, поставляемого без предварительной его проверки, могут потребовать внесения изменений, что вызовет неприятную реакцию и затруднит выполнение наших международных обязательств.

5. Прекращение строительства Нововоронежской АЭС может нанести значительный политический ущерб. На Белградской энергетической конференции в 1957 г., на Второй Женевской атомной конференции в сентябре 1958 г. и в ряде других публикаций было объявлено о том, что Советский Союз считает развитие реакторов водо-водяного типа технически и экономически перспективным. Полное прекращение работ по водо-водяным энергетическим реакторам создаст, безусловно, невыгодное для нас впечатление.

О строительстве трех промышленных станций - Нововоронежской, Ленинградской и Уральской было заявлено в Женеве. Сокращение этой программы до одной станции поставить под сомнение правительственные заявления о стремлении к мирному использованию атомной энергии. Наша позиция на третьей Женевской конференции, которая состоится в 1961 г., будет крайне тяжелой.

6. При том размахе, который приобрело строительство энергетических атомных установок во всем мире, особенно в Англии и США, сооружение в СССР в текущем семилетии лишь одной атомной электростанции привело бы к серьезному отставанию в развитии атомной энергетики в Советском Союзе.

На основании изложенного я прошу Вас пересмотреть решение Комиссии с тем, чтобы сооружение Нововоронежской атомной АЭС велось в запроектированном ранее объеме".

24 апреля 1959 г. И.В. Курчатов направил письмо А.Н. Косыгину, в котором указывалось:

"В связи с обсуждением вопроса о строительстве Нововоронежской атомной электростанции на заседании, происходившем 21 апреля с.г. под председательством Ф.Р. Козлова, я собрал дополнительные данные о состоянии с изготовлением оборудования и обеспечением материалами выполняемых работ по строительству.

В виду того, что по постановлению Совета Министров СССР от 8 марта 1958 г. оборудование для Нововоронежской станции должно было быть изготовлено в основном в течении 1959 г., на всех заводах-поставщиках изготовление оборудования полностью развернуто.

Строительство Нововоронежской станции и изготовлению оборудования для нее, как видно из приводимых данных, зашли настолько далеко, что прекращение строительства было бы технически и экономически нецелесообразным".

Письма аналогичного содержания были И.В. Курчатовым посланы 24 апреля 1959 г. секретарю ЦК КПСС т. Кириченко А.И., секретарю ЦК КПСС т. Козлову Ф.Р., а копия письма - т. Славскому Е.П. (от 24 апреля 1959 г.).

НЕКОТОРЫЕ ВОПРОСЫ РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ В СССР*

Курчатов И.В.

Я рад представившейся мне возможности сделать доклад в стенах учреждения, деятельность которого в области мирного применения атомной энергии известна ученым и инженерам всего мира.

В своем докладе я хотел бы осветить главные направления, по которым развиваются в СССР работы в области атомной энергетики, а также рассмотреть некоторые вопросы физики атомных реакторов с замедлением нейтронов водой.

В Советском Союзе в ближайшие годы будет осуществляться большое энергетическое строительство. Мы располагаем разнообразными природными энергетическими ресурсами на просторах Сибири, где имеются обширные и легкодоступные залежи каменных углей и хорошие условия для создания каскадов крупнейших гидроэлектростанций. Богатые водные ресурсы позволяют получать в Сибири дешевую гидроэнергию, а на базе открытых угольных карьеров - дешевую электрическую и тепловую энергию. В ближайшие 15-20 лет в пределах Ангаро-Енисейского бассейна намечается создать энергосистему мощностью в 250-300 млрд. квт-часов в год.

Однако большая часть населения и промышленности СССР сосредоточена в настоящее время на равнинах европейской части страны. Дешевые гидроресурсы здесь будут скоро исчерпаны, а добыча и транспортирование ископаемых углей на большие расстояния требуют больших затрат. Вместе с тем быстро растущие промышленность и сельское хозяйство будут требовать большого увеличения производства электрической и тепловой энергии.

На ближайшие десятилетия имеющихся у нас ресурсов будет достаточно, но в несколько более отдаленном будущем атомная

* Доклад, сделанный И.В. Курчатовым в Харуэлле (Англия) в апреле 1956г.

энергия может оказаться тем практически неисчерпаемым и относительно дешевым источником, который обеспечит изобилие энергии в Европейской части СССР.

Мы ставим задачу создать атомную энергетику, которая, по крайней мере для условий Европейской части Союза, будет экономически более выгодной, нежели угольная энергетика.

В связи с этим намечается строить крупные атомные электростанции мощностью на первое время около 400-600 тыс. квт каждая, с тем чтобы накопить опыт атомной энергетики с массовым производством тепловыделяющих элементов и их переработкой. Ясно, что только на крупных атомных электростанциях можно достигнуть экономически выгодных показателей атомной энергетики.

Строительство крупных атомных электростанций и их эксплуатация дадут также возможность проверить, какие из установок будут наиболее безвредны и безопасны для окружающего населения. Экономические характеристики и эти данные определяют тип атомных электростанций и масштабы атомной энергетики на период 1960-1970 гг.

В пятилети 1955-1960 гг. намечено построить 5 опытных атомных электростанций. По этой программе станции будут входить в строй с конца 1958 г.; часть их начнет работать в 1959, а некоторые, в 1960 г.

Две станции будут построены с реакторами, работающими на тепловых и эпитепловых нейтронах с водяным замедлителем и теплоносителем. Электрическая мощность, получаемая от одного реактора станции, составит 200 тыс. квт. Турбины мощностью в 70 тыс. квт каждая будут работать на насыщенном паре при давлении около 30 ата.

Будет построена станция с реакторами того типа, который осуществлен на первой действующей атомной электростанции Академии наук СССР; доклад об этой первой станции был сделан проф. Блохинцевым на Женевской конференции. Работающие на тепловых нейтронах реакторы будут иметь графитовый замедлитель; тепло будет отводиться водой и паром. Реактор будет производить пар с давлением около 90 ата. перегретый до 480-500 °C, для питания турбин общей мощностью в 200 тыс. квт.

На атомной электростанции третьего типа будет установлен гетерогенный реактор с замедлением нейтронов тяжелой водой. Отвод тепла будет осуществляться циркуляцией газа. На Нью-Йоркской национальной конференции в октябре 1955 г. проф. Владимирский доложил основные характеристики этого типа реактора. Каждый реактор будет производить пар с давлением около

30 ата и температурой около 400 °С для питания турбин общей мощностью в 200 тыс. квт.

Кроме этих трех типов мощных атомных электростанций, в течение 1959-1960 гг. мы построим и введем в действие несколько экспериментальных атомных установок с электрической мощностью в 50-70 тыс. квт каждая.

К таким установкам относятся:

1. Реактор на тепловых нейтронах с замедлением водой и с турбиной, работающей на слабо радиоактивном паре, идущем прямо из реактора.
2. Гомогенный реактор с замедлением нейтронов тяжелой водой для расширенного воспроизводства ядерного горючего в цикле уран-233 - торий-232.
3. Реактор на тепловых нейтронах с замедлителем из графита и отводом тепла при помощи натрия.
4. Реактор на быстрых нейтронах с натриевым охлаждением для расширенного воспроизводства ядерного горючего в цикле плутоний-239 - уран-238.

Мы рассчитываем, что выполнение этой программы опытного строительства атомных электростанций обеспечит возможность отбора лучших типов и позволит также разобраться во многих не вполне еще ясных вопросах физики реакторов.

Мы надеемся, что проводимые нами работы окажутся полезными для тех государств, где по состоянию природных ресурсов необходимо неотложное развитие атомной энергетики.

Теперь я хочу более подробно остановиться на физических вопросах, связанных с реакторами, в которых замедление нейтронов происходит в воде. Этим вопросам в продолжение последних лет уделялось большое внимание со стороны ученых института, директором которого я являюсь. Реакторы с водяным замедлителем соединяют высокий коэффициент воспроизводства ядерного горючего с простотой и компактностью конструкции. По нашему мнению, они являются перспективными для большой атомной энергетики ближайшего будущего.

Физика реактора, работающего на тепловых или на быстрых нейтронах, в настоящее время относительно хорошо разработана. Этого нельзя сказать о реакторах с водяным замедлителем, где возникают специфические условия из-за большого влияния на физические процессы эпитепловых нейтронов. В уран-водной решетке относительно большая доля нейтронов может поглощаться с размножением в области, простирающейся приблизительно от 0,1 до 3-5 эв, лежащей выше тепловых энергий и ниже области нижних резонансных уровней урана-238. Эта доля,

в зависимости от параметров решетки и глубины выгорания, может достигать 80%.

Простейшее теоретическое рассмотрение реактора, работающего в заметной мере на эпитепловых нейтронах, приведено проф. Фейнбергом в докладе на сессии Академии наук в июле 1955 г. В своих расчетах он исходил из элементарной теории замедления, пренебрегая наличием химической связи между протонами замедлителя; тем не менее эта схема позволяет выяснить основные качественные особенности эпитеплового реактора. Они возникают главным образом в связи с наличием мощного резонансного пика в сечении Pu^{239} при 0,3 эв.

Пока в активной зоне нет плутония, расчетная величина коэффициента размножения k_{∞} -решетки мало зависит от того, учитываете вы или нет наличие эпитеплового поглощения нейтронов. Однако при глубоком выгорании урана, когда в нем накапливается значительное количество плутония, учет эпитепловой области оказывается важным. Несмотря на уменьшение η плутония в резонансе 0,3 эв, возрастание захвата эпитепловых нейтронов приводит к росту k_{∞} .

Рассмотрим для иллюстрации в качестве примера две решетки с шагом 50 мм и металлическими блоками из обогащенного урана и урана-238 с плутонием-239.

Таблица 1

Состав блока	k_{∞}	
	без учета эпитепловых нейтронов	с учетом эпитепловых нейтронов
0,9% U^{235} + 99,1% U^{238}	1,079	1,047
0,73% Pu^{239} + 99,27% U^{238}	1,079	1,272

Как видно из табл. 1, захват нейтронов в эпитепловой области имеет большое значение для достижения глубокого выгорания урана в реакторе с водяным замедлителем.

η плутония внутри эпитепловой области, особенно у ее нижнего края, сильно зависит от энергии; поэтому важно знать детальный вид спектра нейтронов и прежде всего уяснить, в какой степени элементарная теория дает близкие к действительности решения.

Первый вопрос, который должен быть решен для точного расчета процесса формирования спектра нейтронов в интересующей нас области энергии, сводится к изучению механизма соударения нейтрона с химически связанным в молекуле воды протоном. Теоретические работы, выполненные Дроздовым и Горюновым,

позволили получить зависимость от энергии поперечных сечений упругого и неупругого рассеяния нейтронов на молекулах водорода и воды при энергиях нейтрона ниже 0,5 эв. Расчеты предполагали рассеяние нейтронов на свободных молекулах водорода и воды. Учитывались ротационные и колебательные уровни молекул. На рис. 1 представлены некоторые из этих результатов. Там, где это возможно, теоретические значения сравниваются с экспериментальными данными.

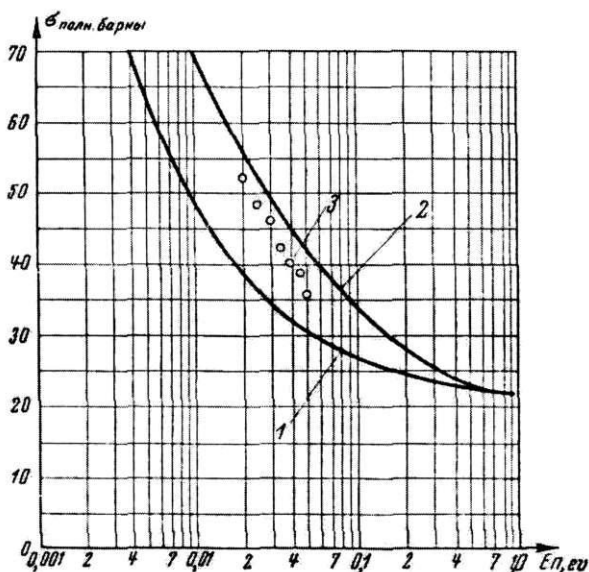


Рис. 1. Сравнение экспериментальных и расчетных значений для полного сечения рассеяния нейтронов на связанном водороде.

- 1 - экспериментальная кривая для молекулярного водорода;
- 2 - экспериментальная кривая для воды;
- 3 - расчетные значения по Горюнову

Другой путь проверки элементарной теории заключался в экспериментальном определении важнейших характеристик процессов, имеющих место в эпитепловой области, и сопоставлении их с расчетами.

Столяровым, Никольским, Катковым и Анциферовым облучались мишени из тонких слоев Pu^{239} и U^{235} , нанесенных на тонкие никелевые подкладки. Мишени помещались в разрезы блоков подкритической уран-водной решетки (рис. 2). По активности осколков деления, собираемых на бумажные диски, можно было определить относительное изменение эффективного сечения Pu^{239}

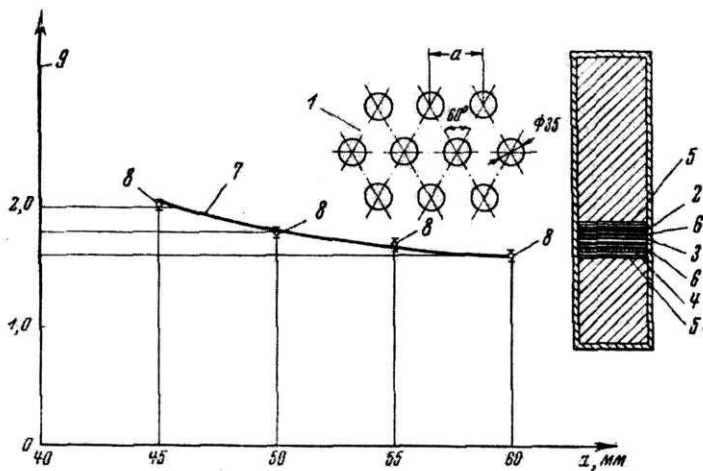


Рис. 2. Эффективные сечения Pu^{239} и U^{235} в подкритической уран-водной решетке.

1 - подкритическая уран-водная треугольная решетка из блоков природного урана диаметром 35 мм с шагом "а", размеры подкритической решетки много больше длины миграции нейтрона, поэтому спектр нейтронов в частях, удаленных от границ, устанавливается; 2 - никелевый диск с нанесенным на нем слоем Pu^{239} , 3 - бумажный диск для определения фона; 4 - никелевый диск с нанесенным на нем слоем U^{235} ; 5 - медные диски для защиты от осколков деления; 6 - бумажные диски для собирания осколков деления; 7 - теоретическая кривая; 8 - результаты эксперимента по данным Столярова, Никольского, Каткова и Анциферова; 9 - $\sigma/Pu^{239} / \sigma/U^{235}$ в условных единицах.

и U^{235} как функцию степени жесткости спектра нейтронов в решетке. На рис. 2 экспериментальные результаты сопоставлены с ожидаемыми по схеме Фейнберга. Конечно, эти результаты не могут рассматриваться как доказательство адекватности элементарной схемы замедления природе явления, но они показывают практическую удовлетворительность этой схемы для оценки проблемы глубокого выгорания в реакторе с водяным замедлителем. Измерения длины замедления нейтронов от энергии первого индиевого резонанса до тепловой, выполненные Барковым и Мухиным, также не указывают на большое влияние химической связи на перемещение нейтронов в процессе замедления.

Комиссаров, Тарабанько и Катков экспериментально определили коэффициент воспроизводства Pu^{239} в решетке по образованию U^{239} для начального момента работы реактора, т. е. тогда, когда в активной зоне еще нет Pu^{239} . Экспериментальные и расчетные значения коэффициента воспроизводства как функции шага

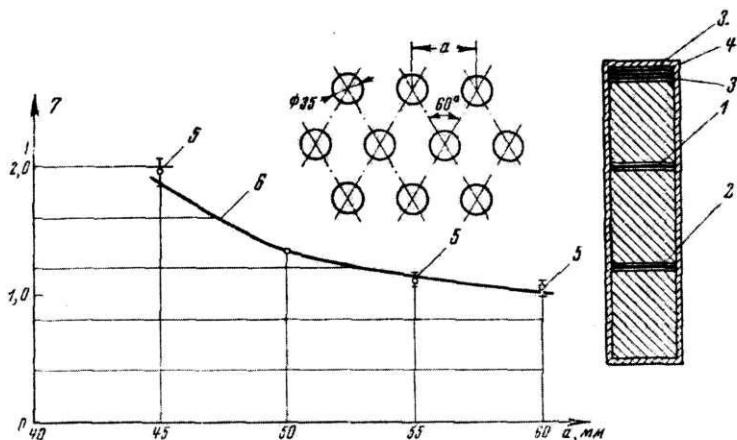


Рис. 3. Коэффициент воспроизводства (К. В.) ядерного горючего в подкритической уран-водной решетке.

1 - бумажный диск для собирания осколков деления; 2 - урановый диск для последующего измерения β -активности U^{239} ; 3 - бумажные диски для защиты от осколков деления; 4 - бумажный диск для определения фона; 5 - результаты эксперимента по данным Тарабанько, Комиссарова, Каткова; 6 - теоретическая кривая; 7 - отношение К. В. $H_2O/K.V.C$

решетки приведены на рис. 3. Совпадение с расчетом и в этом случае можно считать удовлетворительным.

Основываясь на всем изложенном, Фейнберг, Левина, Осмачкин, Новиков, Саульев провели на электронной вычислительной машине академика Лебедева серию расчетов глубокого выгорания в уран-водных решетках. Для этих расчетов были использованы ядерные константы, полученные Мостовым, Певзнером и их сотрудниками на механическом селекторе, а также Спиваком, Ерозолимским, Кутиковым и другими на графитовой призме. Немалое значение для расчета рассматриваемых процессов имеет правильный учет поглощения нейтронов в накапливающемся Pu^{240} . Результаты расчетов заметно зависят от принятых значений ядерных констант и предположений о деталях спектра поглощаемых нейтронов.

С точки зрения возможности выгорания U^{238} большой интерес представляет процесс рециркуляции ядерного горючего, т. е. последовательность кампаний выгорания в уран-водной решетке. Повидимому, есть основания ожидать, что уран-водная решетка позволит достигнуть большого использования U^{238} в процессе рециркуляции ядерного горючего.

Принимая во внимание неизбежные и значительные потери ядерного горючего в многочисленных актах химического и металлургического передела, возможности уран-водной решетки сближаются с возможностями систем с расширенным воспроизводством ядерного горючего на быстрых нейтронах. Дальнейшее уточнение, констант, более детальное изучение процессов замедления и, главное, изучение работы реакторов с водяным замедлителем при больших накоплениях плутония-239 дадут возможность сделать по этому важному вопросу достоверные выводы.

В связи с возможностью глубокого выгорания урана, и в том числе в одной кампании, огромную практическую важность приобретает вопрос о создании тепловыделяющего элемента, способного к длительной работе под облучением.

Мы считаем, что спеченная двуокись урана, вследствие устойчивости при облучении и нерастворимости в горячей воде, является прекрасным материалом для уран-водной решетки. Выполненные нами длительные опыты на реакторе РФТ показали, что окисные блоки даже в условиях негерметичности их оболочки работают удовлетворительно: не происходит загрязнения контура продуктами деления; небольшая газовая активность быстро исчезает после остановки реактора.

Применение двуокиси ведет к заметному снижению коэффициента воспроизводства в уран-водной решетке. Поэтому мы не прекращаем работ по созданию устойчивых блоков из металлического урана. После ряда неудач группе советских ученых удалось разработать технологию приготовления хороших металлических блоков. При глубине выгорания 3 кг на тонну в таких блоках все еще не заметны изменения формы, и кажется вполне возможным в будущем ориентироваться на применение металлического урана в уран-водной решетке.

В заключение я хотел бы остановиться на применении обыкновенной воды в ториевой системе.

Неоднократно обсуждалась проблема расширенного воспроизводства урана-233 из тория в реакторах на тепловых нейтронах с замедлителем из тяжелой воды и в реакторах на быстрых нейтронах. В нашем институте, по инициативе Фейнберга, Кунегина и Немовского, были проведены исследования, которые показывают, что, применяя простую воду как замедлитель в системе $U^{233} - Th$, можно получить коэффициент воспроизводства, близкий к 1,2, и, таким образом, достигнуть полного сжигания тория.

Реактор рассматриваемого типа мыслится состоящим из активной зоны с пластинчатыми тепловыделяющими элементами, содержащими U^{233} , окруженной зоной воспроизводства, содержащей

блоки из Th или ThO₂. Замедлителем в этом гетерогенном реакторе служит легкая вода при температуре 300 °С и давлении около 100 ата, протекающая между пластинчатыми тепловыделяющими элементами, поверхностная тепловая нагрузка которых очень велика.

Оценка возможностей такой системы основана на расчетах коэффициента воспроизводства при различных соотношениях между водой и ураном-233 в решетке, с различными количествами конструктивных материалов. В качестве последних рассматривались алюминий, цирконий, нержавеющая сталь и др. Существенная особенность ториевой системы - это практическое постоянство ηU^{233} в весьма широкой области энергии, где оно равно 2,3.

Коэффициент воспроизводства ядерного горючего К. В. может быть определен простой формулой

$$К. В. = \eta - 1 - \delta,$$

где δ - доля потерь нейтронов в воде, конструктивных материалах, накапливающихся продуктах деления, в зоне воспроизводства и вследствие накопления изотопов урана: 234-го, 236-го и даже 235-го. Величина δ сильно зависит как от вида спектра нейтронов в реакторе, так и от глубины выгорания ядерного горючего в одной кампании.

Таблица 2

Зависимость η от энергии нейтронов для изотопа U^{233} *

Область энергии нейтронов	η	Источник нейтронов
Тепловые	$2,28 \pm 0,02$	Участки спектра, выделенные Фильтрами
0,15 - 0,5 эв	$2,28 \pm 0,09$	То же
0,4 - 3 эв	$2,24 \pm 0,05$	
0,6 - 6 эв	$2,24 \pm 0,05$	
2,5 - 25 эв	$2,28 \pm 0,05$	
8-130 эв	$2,28 \pm 0,05$	
30 кэв	$2,25 \pm 0,07$	Фотонейтроны
140 кэв	$2,43 \pm 0,12$	
250 кэв	$2,45 \pm 0,12$	
900 кэв	$2,60 \pm 0,13$	

* Данные приведены по работам Сливака, Ерозолимского, Дорофеева, Лавренчика, Кутикова, Добрынина.

Потери нейтронов в воде и конструктивных материалах падают вместе с уменьшением количества воды и конструктивных материалов в решетке. Достаточно малые вредные потери получаются при изменении α - отношения атомов водорода к атомам U^{233} в пределах от 20 до 1.

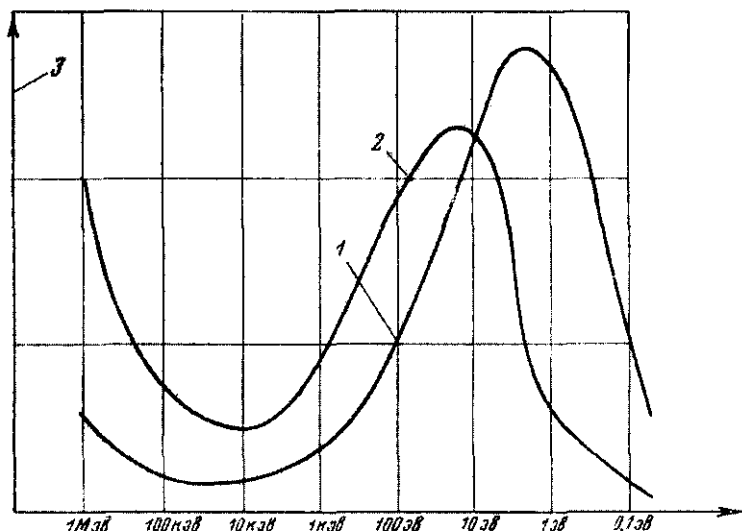


Рис. 4. Спектр поглощения нейтронов в системе $Th^{232} - U^{233}$ в зависимости от отношения концентраций атомов водорода к атомам урана.

- 1 - для отношения концентраций атомов водорода к атомам урана 20 : 1;
- 2 - для отношения концентраций атомов водорода к атомам урана 5:1;
- 3 - плотность поглощения нейтронов в произвольном масштабе.

При этом спектр поглощения нейтронов в активной зоне получается довольно жестким даже при $\alpha = 20$ (тепловой области достигает лишь несколько процентов всего количества поглощаемых в решетке нейтронов) и близок к спектру реактора на быстрых нейтронах при $\alpha = 2$ (рис. 4). При таких α отравление He^{135} значительно меньше, нежели в реакторах на тепловых нейтронах.

Значительный вклад в δ могут дать U^{234} , U^{235} и U^{236} . При 30%-ной глубине выгорания количество U^{234} , накапливающегося в одной камлании, составит около 3%. Количество U^{235} , накапливающегося за кампанию, будет $\sim 0,5\%$. Так как резонансный интеграл U^{234} , вероятно, не менее чем в 5 раз меньше резонансного интеграла U^{233} , вклад в δ от последнего не превысит 0,005. С течением времени во многих последовательных кампаниях U^{233} в последнем будут накапливаться все большие количества других изотопов урана.

Зависимость η от энергии нейтронов для изотопа U^{235} *

Область энергии нейтронов	η	Источник нейтронов
Тепловые	$2,06 \pm 0,02$	Участки спектра, выделенные фильтрами
0,15 – 0,5 эВ	$2,06 \pm 0,06$	То же
0,4 – 3 эВ	$1,60 \pm 0,04$	“
0,6 – 6 эВ	$1,50 \pm 0,04$	“
2,5 – 25 эВ	$1,52 \pm 0,04$	“
8 – 130 эВ	$1,48 \pm 0,04$	“
30 кэВ	$1,86 \pm 0,04$	Фотонейтроны
140 кэВ	$2,12 \pm 0,10$	“
250 кэВ	$2,21 \pm 0,15$	“
900 кэВ	$2,28 \pm 0,08$	“

* данные приведены по работам Спивака, Ерозолимского, Дорофеева, Лавренчика, Кутикова, Добрынина.

Если рассмотреть стационарное состояние системы, которое наступит через значительный промежуток времени, и принять $\eta^{235} = 1,5$ (табл. 3) на закадмиевом спектре нейтронов, то величина δ не превысит 0,2. Можно уменьшить δ , выделяя U^{233} из смеси изотопов урана. Этот путь представляется технически и экономически целесообразным потому, что количество перерабатываемого в изотопно-разделительной установке урана относительно невелико.

Таким образом, величина коэффициента воспроизводства при цикле $U^{233} - Th^{232}$ в эпитепловом реакторе, может составить от 1,10 до 1,20 при глубине выгорания 30% в одной кампании.

Помимо высокого коэффициента воспроизводства для экономически выгодной ядерной энергетики необходимо иметь высокую удельную тепловую мощность на единицу веса ядерного горючего. Применяя замедлитель из простой воды, теплонапряженность единицы объема активной зоны можно довести до 1000-2000 квт на литр при теплонапряженности на единицу веса горючего 2000-5000 квт на килограмм.

Такие теплонапряженности характерны и для активной зоны реакторов на быстрых нейтронах, но можно указать на одно преимущество рассматриваемого типа реактора. Ядерное горючее в нем может быть разбавлено значительным количеством конструктивных материалов, например алюминиием, практически без сколько-нибудь заметной потери в коэффициенте воспроизводства, что упрощает задачу создания долгоживущих тепловыделяющих элементов. Кстати нужно сказать, что торий в реакторе ведет себя значительно лучше, чем уран. Даже при накоплении в

тории больших количеств U^{233} мы не обнаружили ни одного случая выхода из строя блоков из тория и каких-либо изменений, похожих на те, которые хорошо известны для урана.

Вы в Англии весьма осторожно относитесь к водяным системам; отчасти поэтому я доложил состояние наших работ в этой области в несколько более радужных тонах, чем этого обычно требует осторожность экспериментатора. В дополнение к докладу я буду иметь удовольствие передать вам более подробные материалы и стану ждать ваших замечаний.

ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА И ЕЕ РОЛЬ В ТЕХНИЧЕСКОМ ПРОГРЕССЕ*

Александров А.П.

Уважаемые коллеги! Мне выпала высокая честь выступить перед вами на пленарном заседании VII Мирового энергетического конгресса - наиболее представительном и квалифицированном собрании энергетиков всего мира.

Энергетика является одной из важнейших для человечества областей научно-технического творчества. Это творчество - процесс по существу коллективный. В нем участвуют ученые, инженеры, рабочие и деятели промышленности многих стран, сотрудничающих или соревнующихся друг с другом.

Интеллект в этом научно-техническом творчестве выступает на равных правах с техническим потенциалом, и поэтому все страны, не только большие, но и малые, вносят в это коллективное творчество свой вклад, иногда очень весомый или решающий, как это показывает история энергетики.

Всесторонний обзор результатов технического творчества в области энергетики во всем мире и путей его дальнейшего развития, являющийся целью конгресса, имеет важное значение и будет стимулировать дальнейший прогресс.

Этот конгресс проходит в знаменательный период, когда техника начала применять для пользы человечества новые энергетические ресурсы, энергию, освобождаемую при превращениях атомных ядер.

Хотя в настоящее время за счет ядерных ресурсов покрывается менее 1% мирового потребления энергоресурсов, это важный зачаток нового крупнейшего направления развития энергетики.

* Генеральный адрес, зачитанный А.П. Александровым на конференции VI Мирового энергетического конгресса. Москва 1968 г.

Возможность технического использования энергии, освобождающейся при делении тяжелых ядер, и энергии синтеза легких ядер в принципе изменила ситуацию, существовавшую в первой половине нашего века. Дамоклов меч топливной недостаточности, угрожавший развитию материальной культуры уже в сравнительно недалеком будущем, устранен на практически неограниченное время.

Конечно, принципиальная возможность привлечения новых энергетических ресурсов еще не является решающей. Кроме физической и технической возможности, необходимо, чтобы использование новых ресурсов было экономически целесообразно, чтобы они были конкурентоспособны с традиционными. За 14 лет, прошедших со времени пуска в СССР первой экспериментальной атомной электростанции, большой творческий вклад в развитие атомных электростанций, внесенный Великобританией, СССР, США, Францией и рядом других стран, способствовал тому, что энергия деления тяжелых ядер сделалась вполне конкурентоспособной с традиционными видами энергии в тех районах, где ее стоимость повышена за счет стоимости дальней транспортировки топлива.

Более того, предложено несколько соревнующихся технических концепций использования энергии деления, что является залогом быстрого технического усовершенствования создаваемых систем и улучшения их экономичности. Так, например, с хорошо зарекомендовавшими себя корпусными реакторами с легкой водой, получившими особенное развитие в США и СССР, и традиционными для Великобритании реакторами корпусного типа с углекислотным охлаждением сейчас конкурируют реакторы с трубами под давлением, бескорпусные, имеющие тяжеловодный (как в канадских, английском, итальянском, индийском и японском вариантах) или графитовый замедлитель (как это было в реакторах первой атомной станции, а затем Белоярской и строящихся новых станций большой мощности в СССР). Ряд новых вариантов как тепловых, так и быстрых реакторов с разными теплоносителями (газами, расплавленными солями, металлическими композициями), с неподвижным или циркулирующим топливом разрабатываются в Великобритании, СССР и странах социалистического содружества, США, Франции, ФРГ, Швеции и ряде других стран, в некоторых случаях объединяющих свои усилия.

Нет сомнения, что многие из этих разработок, как, например, реактор с расплавленными солями и высокотемпературные реакторы с газовым охлаждением, найдут свои области применения.

На грани конкурентоспособности находятся и возможности использования колоссальных ресурсов ^{238}U и ^{232}Th , экономическое

превращение которых, в делящиеся элементы ^{239}Pu и ^{233}U вступило в стадию инженерной доработки.

Более отдаленной рисуется перспектива использования энергии термоядерного синтеза легких элементов, однако и здесь, в труднейшей области физической теории и эксперимента, усилия научных коллективов разных стран ошутимо приблизили решение, и, я думаю, хотя мне хорошо известны данные о продолжительности жизни, у меня есть большие шансы увидеть первые устройства с самоподдерживающейся управляемой реакцией синтеза тритий-дейтериевой смеси.

Значение введения в эксплуатацию ресурсов ядерной энергии не исчерпывается тем, что практически навсегда будет снята угроза топливной недостаточности.

Ядерная энергетика будет иметь и важное социальное значение. Смягчение остроты топливной проблемы несомненно приведет и к снижению значения этой проблемы как фактора политической напряженности.

Использование ядерной энергии приведет к более равномерному развитию стран, пользующихся в настоящее время дорогостоящим импортируемым топливом. Благодаря исключительно высокой энергоемкости ядерного горючего стоимость транспортировки его в любые места земного шара относительно низка. Поэтому районы и страны, обделенные природой и не имеющие традиционных топливных ресурсов, смогут получать относительно недорогие ядерные энергоресурсы. Это будет способствовать более быстрому техническому прогрессу в них вместо депрессии, ожидавшейся вследствие роста стоимости привозного топлива. В перспективе же, когда будет экономичен процесс сжигания всего ^{238}U , почти каждая страна будет в состоянии иметь в достатке собственное ядерное топливо для своего развития.

Однако, несмотря на эти оптимистические прогнозы, в целом достаточно обоснованные, дело обстоит не так просто, и для реализации предоставленных физикой возможностей необходимо еще пройти трудный путь, на этом пути перед нами открывается огромное поле научной и технической деятельности.

Все существующие в настоящее время АЭС основаны на делении ^{235}U и очень малом (около 1%) попутном использовании ^{238}U . Хотя в ближайшие 10-20 лет с использованием ^{235}U , вероятно, будут созданы мощности электроэнергетики того же масштаба, что существуют сейчас в мире, ввод в действие ресурсов ^{235}U не является решающим с точки зрения общей величины мировых энергоресурсов. Атомные электростанции на тепловых нейтронах сейчас прежде всего экономически целесообразны. Во многих случаях

строительство их - это наиболее рациональный путь снижения дефицита традиционных видов топлива. Нужно подчеркнуть, что происходящее сейчас ускоренное развитие ядерной энергетики с реакторами на тепловых нейтронах не исключает обычной энергетики, а облегчает задачи энергоснабжения бедных топливом районов, и, таким образом, обычная и ядерная энергетика взаимно дополняют друг друга на данном этапе развития.

Кроме того, энергетика на тепловых реакторах подготавливает будущее развертывание энергетики с реакторами-размножителями на быстрых нейтронах, использующими большую часть ^{238}U . Когда мы говорим о практически неисчерпаемых энергоресурсах ядерного горючего, то имеем в виду необходимость и возможность ввода в игру вторичного горючего - плутония и использования благодаря этому большей части запасов ^{238}U .

Без этого не может быть речи о длительном развитии ядерной энергетики в тех масштабах, которые определяются современными темпами технического прогресса, так как ресурсы ^{235}U для этого будут недостаточны.

Масштабом наработки плутония в тепловых реакторах определится масштаб возможного и рационального начального создания экономически конкурентоспособных реакторов на быстрых нейтронах, поэтому о роли тепловых реакторов как конверторов урана в плутоний нельзя забывать. Накопление плутония в реакторах на тепловых нейтронах имеет первостепенное значение для будущего энергетики, хотя сейчас экономически выгоднее путем глубокого выгорания ядерного горючего достигать более низкого значения стоимости топливной составляющей, что сильно уменьшает выход плутония. Однако этот процесс управляем и может быть приведен к оптимизации соответствующей политикой цен или налогов. Будущая крупная ядерная энергетика должна быть способной (в смысле ядерного топлива) к саморазвитию, т.е., используя процесс размножения плутония в реакторах на быстрых нейтронах, должна обеспечить полное снабжение себя вторичным ядерным горючим - плутонием с подачей в топливный цикл извне только недефицитного ^{238}U .

Советский Союз, США, Англия, Франция и некоторые другие страны в настоящее время строят или проектируют относительно крупные реакторы на быстрых нейтронах, которые предназначаются, в сущности, для отработки инженерных аспектов технологии. Можно ожидать, что в 1975-1980 гг. конкурентоспособность быстрых реакторов будет достигнута. Но для того, чтобы ядерная энергетика могла развиваться, необходимо добиться не только экономической конкурентоспособности реакторов на быстрых

нейтронах, что, конечно, является необходимым условием, но и обеспечить настолько быстрый темп наработки вторичного плутония, чтобы возможный темп нарастания мощностей энергетики па "собственном" вторичном горючем был бы не ниже необходимого для данной страны или совокупности стран темпа развития энергетики.

Существующие и создаваемые сейчас реакторы на тепловых нейтронах в ближайшие 10-15 лет дадут возможность обеспечить плутонием относительно небольшое число реакторов на быстрых нейтронах, что позволит примерно за десятилетие после 1975 - 1980 гг. создать мощности реакторов на быстрых нейтронах примерно того же порядка, какие будут существовать к тому времени в той или иной стране на тепловых реакторах. Дальнейший рост энергетики может идти только за счет собственного расширенного воспроизводства плутония на созданных быстрых реакторах.

Рассуждения о том, что первую загрузку быстрых реакторов целесообразно делать из двуокиси ^{235}U , имеют крайне ограниченное значение, так как очень низкий коэффициент воспроизводства в этом топливном цикле делает его экономически менее эффективным, чем при первоначальной зарядке плутонием, накапливающимся в тепловых реакторах, и, кроме того, при этом невозможно обеспечить должный темп развития. Поэтому загрузка ^{235}U целесообразна только для расширения фронта отработки инженерных проблем.

Так как время удвоения мощностей электроэнергетики для Советского Союза составляет около 7 лет, а для США - около 10 лет, а темпы развития ядерной энергетики на быстрых нейтронах должны опережать темпы развития обычной энергетики, реакторы на быстрых нейтронах должны удваивать количество вложенного в них плутония за 5-7 лет. При этом нужно иметь в виду, что эти 5-7 лет должны являться фактическим сроком удвоения с учетом коэффициента нагрузки АЭС, распределения воспроизводства в разных зонах реактора и потерь при переработке.

Ясно, что производство плутония для возрастающего по экспоненте развития энергетики может быть осуществлено только на реакторах-размножителях на быстрых нейтронах, работающих в режиме базовой нагрузки. При этом они не только должны будут нарабатывать плутоний для развития мощностей базовых станций, но некоторая часть его должна выделяться для обеспечения необходимого темпа развития мощностей и работы АЭС, работающих в режиме регулирования. В целом это приводит к требованию, чтобы расчетное время удвоения плутония на базовых станциях было не более 3-4 лет.

Только в этом случае переход к ядерной энергетике с использованием реакторов на быстрых нейтронах, который в заметной мере начнется с 80-х годов, сможет произойти без снижения темпов развития энергетики и, следовательно, без задержки технического прогресса.

Существующие и строящиеся реакторы на быстрых нейтронах обеспечат время удвоения плутония в 2-4 раза хуже, чем требуется. Это определяется главным образом несовершенным топливным циклом: пригодные для высокотемпературных реакторов окисные и в меньшей степени карбидные твэлы из-за меньшей удельной плотности плутония в активной зоне дают низкий коэффициент воспроизводства. Загрузка же активной зоны металлическим плутонием исключает возможность получения высоких параметров пара. Кроме того, удобный для получения высоких параметров пара теплоноситель - натрий - вызывает смягчение спектра нейтронов, что также уменьшает коэффициент воспроизводства. Таким образом, создание реакторов-размножителей с современными для обычной энергетики параметрами рабочих тел приводит к низкой эффективности таких реакторов, как размножителей плутония, что недопустимо в принципе. Другие теплоносители-водяной пар и газ, - по-видимому, не улучшают положения. Для преодоления всех этих технических противоречий придется пройти еще большой путь, и, мне кажется, в концепции реакторов на быстрых нейтронах следует ожидать расщепления идеи. Я думаю, что в близком будущем, кроме развития существующих реакторов на быстрых нейтронах, будут создаваться специализированные реакторы для обеспечения плутониевой топливной базы энергетики на быстрых нейтронах с временем удвоения плутония порядка 2-4 лет, совмещенные с установками химического выделения плутония и изготовления из него твэлов. Для преодоления материаловедческих трудностей эти реакторы, видимо, целесообразно создавать на сравнительно низких параметрах пара.

Я представляю себе, что реакторы на тепловых нейтронах не потеряют своего значения и после создания экономически конкурентоспособных с тепловыми реакторов-размножителей. Я думаю, что они останутся наиболее выгодными для АЭС, работающих в режиме регулирования, из-за меньшей стоимости топливной загрузки. Это не означает, что быстрые реакторы современных типов не имеют перспектив. Я полагаю, что в течение длительного переходного периода преимущественного развития ядерной энергетики они могут сыграть довольно значительную роль, особенно если удастся реализовать время удвоения порядка 5-7 лет.

При реальных временах удвоения больше 10 лет роль этих реакторов в энергетическом балансе ближайших 15-20 лет будет малозаметной.

По этой же причине топливные циклы на ^{233}U , по-видимому, будут иметь ограниченное значение. Небольшой коэффициент воспроизводства в этом цикле сможет обеспечить только очень медленное развитие энергетики, с временами удвоения порядка 20 лет. Поэтому в будущем применение ^{233}U , вероятно, будет наиболее целесообразно в регулирующих АЭС, а мощности их будут наращиваться за счет плутония базовых реакторов и вводимого в баланс извне ^{235}U . Значение ториевого цикла сможет резко возрасти, если при дальнейшем развитии темпы роста электроэнергетики понизятся. Однако признаков такого понижения пока не существует, и, видимо, такая тенденция может появиться только в наиболее энергообеспеченных странах к концу нашего столетия. Вместе с тем отмечу, что разрабатываются новые тепловые реакторы-размножители, производящие ^{233}U из тория с малым временем удвоения за счет высокой удельной тепловой нагрузки делящегося вещества, превышающей на порядок тепловую нагрузку в быстром реакторе-размножителе. Оптимисты надеются, что такие тепловые реакторы-размножители в экономическом отношении превзойдут быстрые и обеспечат вовлечение ториевых ресурсов в энергетику.

Что же, тем лучше: чем больше конкурирующих концепций, тем короче путь к прогрессу.

Надо, однако, сказать, что наиболее отработанный сейчас метод преобразования ^{238}U в плутоний в быстрых реакторах является не единственно возможным для создания топливной базы крупной энергетики. Физики предлагают еще две возможности. Первая из них - это так называемый электроядерный метод конверсии ^{238}U в плутоний путем захвата ^{238}U нейтронов, рождающихся во множестве в мишени ускорителя под действием частиц, ускоренных до энергии порядка 1 ГэВ. Второй способ - это использование для того же процесса конверсии нейтронов, рождающихся в процессе термоядерного синтеза легких элементов, взрывного или регулируемого. Ускорительный метод, хотя физическая возможность его давно установлена, раньше не мог рассматриваться сколько-нибудь серьезно. Однако в последнее время успехи, достигнутые в разработке ускорителей с сильными токами и высоким КПД, позволяют вновь вернуться к этим идеям. Проработка этого вопроса канадскими учеными, а также новые идеи в области сильноточных ускорителей, включающие возможность использования новых сверхпроводящих материалов с высокой критической температурой, по-видимому, создают в этой области интересные

перспективы. Однако до экономического технологического процесса еще далеко.

Что же касается физически ясной идеи использования для конверсии термоядерных нейтронов, то, я думаю, этот вопрос не поздно будет обсудить на следующем мировом энергетическом конгрессе.

Во всяком случае, хотя эти пути пока крайне неопределенны, они не упущены в общем развитии научно-технических исследований. Таким образом, кроме главного направления - накопления плутония в реакторах-размножителях, - имеются и резервные пути, которые, может быть, и будут полезны, если возникнут очень большие сложности получения коротких времен удвоения плутония.

Если действительно удастся, как мы в этом твердо убеждены, полностью вовлечь ^{238}U в топливный баланс, то человечество окажется перед еще одной важной проблемой.

Дело в том, что ядерную энергию деления или синтеза наиболее заманчиво использовать в первую очередь в электроэнергетике. Электроэнергетика же сейчас в общем потреблении энергоресурсов занимает приблизительно одну четверть. Остальные три четверти энергетических ресурсов расходуются для получения промышленного и бытового тепла, на транспорт и, наконец, в виде химических компонентов металлургических и химических процессов.

При таком положении даже полный перевод всей электроэнергетики на ядерное топливо сэкономят бы только четверть традиционных энергоресурсов и не мог бы играть той принципиальной роли устранения перспективы топливной недостаточности, о которой я упоминал в самом начале.

Однако в мире идет процесс ускоренного развития электроэнергетики по сравнению с общим использованием энергоресурсов. Если удвоение использования энергоресурсов происходит примерно за 25 лет, то удвоение использования электроэнергии - в среднем за 10 лет. Это означает, что все большее число процессов, связанных с расходом энергоресурсов, переводится на электроэнергию.

Происходящая на наших глазах мощная электрификация транспорта (включая зарождение электромобилестроения), широкое развитие электроемких процессов в металлургии, получение огромных количеств металлов путем электролиза и существенное увеличение удельного веса электрохимических производств являются достаточной иллюстрацией этой общей технической тенденции. Темпы этого процесса определяются отработкой экономических видов электротехнологии (конечно, на него существенно влияют тенденции снижения или повышения цен на электроэнергию), а также специфическими свойствами энергоресурсов.

Конечно, получение пара и тепла для промышленных и бытовых целей, как и в традиционной электроэнергетике, легко увязывается с ядерной энергетикой. Поэтому естественно, что все те области энергоснабжения, которые присущи современной электроэнергетике, сохраняются и для ядерной энергетики.

Возможности расширения области применения ядерной электроэнергетики будут определяться прежде всего ее экономикой.

Ядерная энергетика представляет собой очень молодую область энергетики. Еще десять лет назад возможность создания конкурентоспособной ядерной энергетики вызывала у многих большие сомнения. Сейчас эти сомнения позади и всем ясно, что более чем на двух третях населенных территорий мира использование ядерной энергетики экономически целесообразно. Этот процесс, несомненно, будет продолжаться, причем будет происходить конкуренция ядерной энергетики не только с традиционными отраслями энергетики, но и между разными техническими направлениями самой ядерной энергетики. Как в обычной энергетике соревнование между углем, нефтью и газом привело за последние двадцать лет к существенному улучшению экономических показателей во всех этих областях и существенному изменению структуры топливного баланса, так и в ядерной энергетике в результате соревнования можно ожидать существенного снижения себестоимости.

К этому же будет приводить и общая техническая тенденция увеличения единичных мощностей. Как известно, связанное с этим удешевление в области ядерной энергетики более эффективно, чем в обычной энергетике. Таким образом, в период постоянной стоимости урана мы должны ожидать устойчивого снижения себестоимости "атомной" электроэнергетики, как за счет снижения удельных капитальных вложений, так и за счет улучшения топливного цикла. Ожидаемое снижение себестоимости атомной электроэнергии к 1980 г. составит около 30%. Важно, что повышение цен на уран, которого можно ожидать в связи с исчерпанием легкодоступных месторождений к концу нашего столетия, по-видимому, не должно повлечь за собой повышения стоимости атомной электроэнергии. К этому времени вовлечение ^{238}U обязательно примет значительные масштабы и не будет надобности в больших количествах добывать естественный уран. Уже добытого на сегодня урана при полном использовании ^{238}U хватит на многие десятки лет. Кроме того, прогнозы, касающиеся возможного повышения цен на уран в связи с исчерпанием доступных месторождений, кажутся весьма шаткими. Земной шар еще в очень малой степени обследован на содержание урана. Пока затронуты почти исключительно поверхностные слои, и то далеко не полностью.

Уместно вспомнить прогнозы относительно истощения запасов нефти. Намечавшийся еще в начале столетия срок истощения запасов нефти 20-30 лет остается и сейчас, хотя с тех пор прошло уже около 50 лет, и масштабы добычи нефти непредвиденно колоссально возросли. Такая же история, скорее всего, повторится с ураном. Поэтому я уверен, что тенденция снижения себестоимости атомной электроэнергии будет длительной и устойчивой, а это создаст новые возможности расширения электротехнологии.

Так как АЭС практически равной экономичности могут создаваться в любой точке земного шара, то в результате приближения их к источникам сырья, несомненно, произойдет дальнейшее ускорение электрификации технологических процессов. Возникнет и ряд новых технологических процессов, которые сейчас еще невыгодно электрифицировать из-за высокой стоимости электроэнергии.

Так, например, перспектива снижения себестоимости электроэнергии даст возможность решить грандиозную задачу промышленного получения опресненной воды для районов, где она дефицитна. Нужно сказать, что дефицит пресноводных ресурсов быстро нарастает и захватывает районы с развитой промышленностью и сельским хозяйством. Поэтому усилия по развитию технологии опреснения вод в крупных масштабах, предпринимаемые в СССР, США и некоторых других странах, имеют очень актуальное значение и, несомненно, приведут к возникновению новой, весьма энергоемкой отрасли энергетики.

Строительство первой крупной промышленной двухцелевой атомной электростанции с быстрыми реакторами, совмещенной с опреснительной установкой, завершается в СССР в г. Шевченко, на пустынном побережье Каспийского моря. Эта станция позволит в большом масштабе получать пресную воду и обеспечить жизнь целого города.

Важным и энергоемким является применение обычных видов топлива в металлургии, где оно служит одновременно восстановителем и источником тепла.

Ядерная энергетика в этом случае может заменить обычную только в том случае, если использовать ее не только как поставщика топлива, но и для восстановительных процессов. Например, легко себе представить металлургический процесс производства металла - титана или циркония, где восстановление осуществляется магниетермическим методом, а магний восстанавливается электролитически. Это замкнутый процесс, который станет безусловно осуществимым при использовании энергии атомных электростанций, хотя, может быть, прямое получение этих металлов электролизом и будет рентабельнее.

Возможно, замкнутые процессы такого типа с электрохимическим производством восстановителя и его регенерацией после использования при низкой стоимости электроэнергии найдут широкое применение.

Расширение областей применения реакторов по мере снижения стоимости электроэнергии является естественным процессом, имеющим большое экономическое значение.

Но ядерная энергетика имеет и некоторую специфическую особенность, на которую я хочу обратить ваше внимание. Любой ядерный реактор является мощным источником γ -излучения и производителем большого числа радиоактивных элементов. Существуют технические приемы, позволяющие путем применения циркуляционных контуров с легко активируемыми в нейтронном поле реактора веществами выносить мощное γ -излучение в специальные радиационно-химические реакторы. Кроме того, радиационно-химические реакторы могут быть конструктивно совмещены и с активной зоной ядерного реактора. Уже сейчас в некоторых странах ведется интенсивная отработка радиационно-химических процессов получения химических веществ или изделий. В Советском Союзе, США организованы опытные и промышленные радиационно-химические производства, хотя и не совмещенные с реакторами. Экспериментальные и проектные работы, ведущиеся в СССР в специально созданном Радиационно-химическом центре Министерства химической промышленности, показывают, что использование радиационно-химических процессов дает возможность получать на атомной электростанции за счет использования только γ -излучения, выведенного из реактора, химическую продукцию, стоимость которой вполне сопоставима со стоимостью электроэнергии, вырабатываемой на этой АЭС. Эти расчеты проводились по отношению к полимеризационным процессам, процессам сшивки полимеров, получению привитых полимеров и модификации древесины.

Все это сравнительно малоэнергоемкие процессы, и их преимуществом является легкость организации производства.

Проектная разработка индий-галлиевого радиационного контура для четвертой очереди Нововоронежской АЭС показала полную целесообразность такого комплексного производства. В этом контуре, который вызовет некоторое увеличение капитальных затрат, будет осуществляться модификация низкосортной древесины для замены ценных твердых пород, сшивка полиэтилена и полипропилена в изделиях и стерилизация медицинских материалов. По проекту дополнительные капиталовложения будут возвращены в трехлетний срок, а чистый доход от всей радиационно-химической продукции составит около 80% себестоимости произведенной за этот период электроэнергии.

В Советском Союзе ведутся исследования по использованию и высокоэнергетических радиационно-химических производств с применением радиационно-химических реакторов, встроенных в активную зону ядерного реактора.

По имеющимся пока предварительным данным, такие важные процессы, как связывание атмосферного азота для получения удобренных, представляются целесообразными, однако еще не ясно, следует ли предпочесть прямой контакт с делящимся веществом, или ускорительную, или плазменную электротехнологию.

Наконец, как известно, в народное хозяйство всех стран все шире внедряются радиоактивные изотопы, извлекаемые из осколков деления ядерного горючего или специально изготавливаемые на реакторах.

Большая часть осколочных радиоактивных веществ, получающихся на АЭС, является предметом лишних забот для персонала, однако представляется, что уже в близком будущем эти материалы будут довольно полно использоваться, так как использование их дает значительный экономический эффект, хотя области применения еще недостаточно разработаны.

Таким образом, в перспективе ядерная энергетика вырисовывается как энергетика многоцелевых комплексных производств электроэнергии и других видов продукции. Сейчас перспектива комплексных производств, связанных с использованием ядерной энергии, не может быть оценена достаточно детально, экономическая целесообразность многих совмещенных или электрифицированных производств и видов радиационной технологии неясна.

Однако на основании определившихся экономических тенденций уже с уверенностью можно ожидать, что современная граница целесообразной электрификации (около 25 % общего энергопотребления) будет ускоренно смещаться к большим значениям, которые, как показывают оценки председателя атомной комиссии США профессора Сиборга, к концу столетия достигнут не менее 50% общих энергозатрат. Наши оценки дают еще более высокую долю - до 70% с учетом широких масштабов опреснения и возможности построения замкнутой электрометаллургии с производством и электрической регенерацией восстановителей.

Ясно, что разработка и всемерное расширение видов технологических процессов, которые могут быть переведены на ядерные энергоресурсы, является одной из важнейших практических задач, стоящих перед нашим поколением наряду с разработкой быстрых реакторов-размножителей с высоким коэффициентом воспроизводства и временем удвоения плутония 2-4 года.

Это вторая неотъемлемая сторона проблемы экономии традиционных энергоресурсов для тех нужд, где они совершенно

незаменимы, за счет широкого привлечения неисчерпаемых ядерных ресурсов. Работы в этих двух направлениях должны поддерживаться во всех странах. Международное сотрудничество и обмен в области создания быстрых реакторов уже развиваются. Здесь, как мне кажется, перед нами повое поле широкого сотрудничества, и приятно, что наш конгресс будет одним из важных этапов развития этого сотрудничества.

Заканчивая, я хочу обратить ваше внимание на одно знаменательное обстоятельство.

В начале нашего века Альберт Эйнштейн установил фундаментальное соотношение между массой и энергией $E = mc^2$. Оно сейчас лежит в основе расчета энергетического выхода всех ядерных превращений и, в частности, энергетического выхода тех реакций деления и синтеза, которые мы используем и будем использовать, и именно на этом конгрессе отмечается капитальное значение ресурсов ядерной энергии.

Хотя в начале тридцатых годов уже было известно много ядерных превращений и запасы энергии внутри атомного ядра были оценены, однако надежд на использование внутриядерной энергии еще не было. Сам Альберт Эйнштейн - автор идеи эквивалентности энергии и массы - в своем генеральном адресе на Мировом энергетическом конгрессе в Берлине, излагая основы теории относительности - свойства поля, времени и пространства, - даже не упомянул о возможной огромной практической значимости для всего человечества и особенно лучшей его части - энергетиков - установленного им принципа. Не прошло и десяти лет, как принципиальная возможность использования ядерной энергии была установлена в связи с открытием деления ядер и образования при этом нескольких нейтронов, и сейчас мы наблюдаем крупнейшие, революционные изменения в энергетике в результате этого сюрприза науки.

Сюрпризы науки могут быть обращены и на пользу, и во вред человечеству, и это в особенности относится к применениям энергии ядра.

Позвольте мне выразить надежду, которую разделяют, вероятно, все энергетики, что у человечества, сумевшего открыть и поставить себе на службу могущественнейшие силы ядерных превращений, хватит ума, чтобы сделать эти силы орудием невиданного технического прогресса, а не орудием самоубийства, уничтожения наших детей. В этой связи мне приятно повторить слова научного руководителя атомной проблемы в нашей стране покойного академика И. В. Курчатова: "Я счастлив, что родился в России и посвятил свою жизнь атомной науке великой Страны Советов. Я глубоко верю и твердо знаю, что наш народ, наше правительство только благу человечества отдадут достижения этой науки".

К ИСТОРИИ СОЗДАНИЯ ОБНИНСКОЙ АЭС

Кочетков Л.А.*

Постановление Правительства 1950 г. определило сооружение в лаборатории "В", в г. Обнинске установки "АМ" - атомной электростанции с реактором с графитовым замедлителем и водным теплоносителем тепловой мощностью 30000 кВт и электрической - 5000 кВт.

Работа над проектом началась в НИИХИММАШе в 1949 г.; в 1951 г. был выпущен технический проект реактора, без солидного экспериментального обоснования и даже без разработки многих важнейших его компонентов, в том числе и ТВЭЛ. В ходе проектных работ представления о назначении и конструкции реактора изменились. Он стал рассматриваться как прототип будущей промышленной АЭС и получил статус атомной электростанции. В 1951 г. научное руководство по разработке проекта было передано Лаборатории "В". Разработка проекта в целом, нестандартного оборудования, изготовление опытных образцов оборудования, экспериментальные работы и даже строительные работы - все выполнялось одновременно и это приводило к частым изменениям в проекте.

Среди множества возникших в то время проблем стоит отметить нейтронно-физическое обоснование активной зоны и разработку тепловыделяющего элемента. Хотя к решению первой из них была привлечена Лаборатория измерительных приборов АН СССР (ЛИП АН СССР), а второй - ЛИП АН, НИИ-9 - ныне ВНИИНМ, Харьковский ФТИ, ВИАМ, основная тяжесть работ по этим проблемам легла всё же на Лабораторию "В". Недостаточность и зна-

* Кочетков Лев Алексеевич — участник и руководитель НИОКР по реакторам АМ, АМБ-2, ЭГП-6, инженер, начальник смены и главный инженер Первой АЭС, научный руководитель энергопусков реакторов 1-ой очереди БАЭС.

чительные погрешности ядерных констант, методов физического расчета гетерогенной структуры активной зоны, особенно в части учета резонансного поглощения нейтронов, были причиной неуверенности в оценке основных физических параметров, в том числе и тех, которые определяют безопасность. Уже на поздней стадии проекта стала отчетливо видна опасность, связанная с попаданием в графитовую кладку реактора аварийной воды в результате возможных разрывов труб топливных каналов. Треугольный шаг решетки топливных каналов - 120 мм был далеко не оптимален, и поэтому попадание воды в кладку реактора в пределах большей части активной зоны приводило к повышению реактивности и мощности реактора.

Пришлось вернуться к разработке быстрой аварийной защиты, хотя это не устранило негативное явление само по себе. На всех стадиях проекта важное значение имела экспертиза проводимых в Лаборатории "В" под руководством Д.И. Блохинцева, А.К. Красина и М.Е. Минашина физических исследований со стороны ЛИП АН СССР и, в частности, по оценке роли "аварийной" воды, а также по решению проблемы биологической защиты. К экспертизе проекта привлекались и другие организации и, в том числе, ИТЭФ.

Только за три месяца до пуска АЭС в Лаборатории "В" была создана критическая сборка с натуральными твэл реактора "АМ". На ней были проведены первые экспериментальные исследования физических характеристик реактора.

Не менее драматическая ситуация складывалась с разработкой тепловыделяющего элемента. Уже в 1952 г. стало ясно, что основной вариант твэл, разрабатываемый ЛИП АН, не может быть запущен в производство, так как он не выдержал тепловых испытаний. Ещё в 1951 г. в Лаборатории "В" были начаты работы по созданию запасного варианта твэл: исследовались различные варианты конструктивных и технологических решений, различные способы обеспечения теплового контакта. Во всех вариантах в качестве основного конструкционного материала была выбрана сталь ЭЯ1Т (типа 18-8), в качестве топливного материала - металлический уран, а в качестве материала теплопроводной матрицы исследовались эвтектический сплав свинца с висмутом, кальций, натрий и магний. Параллельно отрабатывались технология изготовления тонкостенных нержавеющей труб для твэл, топливных каналов и каналов СУЗ, технология их сварки, создавались стенды для тепловых испытаний твэл в НИИХИММАШе, а затем, более совершенный в Лаборатории "В", подготавливались реакторные испытания твэл на реакторе "АИ" в Челябинске-40 и на

реакторе МР, сооружение которого закончилось в ЛИП АН в 1952 г. На электростальском Машиностроительном заводе в отдельном цехе готовилось производство твэл; на Московском заводе ЭЗХМ - производство топливных каналов и на Московском электродном заводе - изделий из графита. В конце 1952 г. - начале 1953 г. были приняты окончательные решения по варианту твэл - в производство запускался твэл трубчатого типа разработки Лаборатории "В", в котором топливо в виде "тертой" крупки из уран-молибденового сплава (9% вес Мо - рекомендация НИИ-9) заливалось расплавленным магнием, твэл окончательно герметизировался и поступал на стенд тепловых испытаний. Этот вариант твэл успешно выдержал все предусмотренные тепловые и реакторные испытания. В результате впервые был создан оригинальный тип твэл трубчатого типа с теплопроводной матрицей и прочной внутренней трубкой, которая одновременно выполняла и роль оболочки твэл, и роль прочного контура.

В течение двух лет 1951-1952 гг. шла очень напряженная разработка не только твэл, но и другого оборудования, в том числе парогенераторов в ОКБ Гидропресс, основных циркуляционных насосов первого контура на Московском заводе им. М.И.Калинина, арматуры первого контура на Ленинградском заводе "Знамя труда".

Негерметичные главные циркуляционные насосы (ГЦН) первого контура на всасе и напоре имели гидравлическое уплотнение, куда подавалась от поршневых насосов нерадиоактивная вода более высокого давления, чем вода первого контура. ГЦН были другой ахиллесовой пятой проекта: в случае отказа поршневых насосов, горячая вода первого контура будет вытекать вдоль вала наружу; в результате его разогрева за 2-3 минуты зазор между валом и корпусом насоса исчезнет и появится угроза самосваривания вала с корпусом насоса. Особенно опасная ситуация могла возникнуть в случае потери электропитания от обоих питающих линий Мосэнерго. Так это однажды и случилось, но операторам удалось сохранить в работе один из всех остановившихся ГЦН.

В 1953 и начале 1954 гг. было изготовлено и смонтировано все оборудование, изготовлены топливные каналы, завершены строительные и наладочные работы. С конца 1953 г. интенсивно доукомплектовывается и обучается персонал, к инженерной группе, которая была создана под руководством А.Н. Григорьянца и Ю.В. Архангельского, в начале 1953 г. добавилась большая группа опытных инженеров и техников из Челябинска-40, включая будущего первого директора АЭС Н.А. Николаева.

18 мая 1954 г. в реакторе "АМ" впервые был осуществлен цепной процесс реакции деления и затем выполнены физические

измерения по программе физического пуска. 26 июня 1954 г. можно считать днем рождения атомной энергетики. В этот день пар, выработанный за счет энергии ядерных реакций, сопровождаемый шуточным поздравлением И.В.Курчатова - "с легким паром" - был подан на турбину Первой АЭС.

Начало эксплуатации АЭС было наиболее трудным и не предвещало ничего хорошего:

- частые, иногда по две за смену, остановки реактора от ложных сигналов аварийной защиты из-за отказов датчиков расхода теплоносителя в топливных каналах и электроники; многочисленные течи трубопроводов из нержавеющей стали, подводящих воду к топливным каналам, в результате межкристаллитной коррозии;
- увеличивающаяся суммарная течь трубок топливных каналов и каналов СУЗ внутри реактора. Последнее представляло наибольшую опасность не только по причине возможного неблагоприятного воздействия на реактивность. Образующийся от соприкосновения воды с горячими поверхностями труб топливных каналов и графита водяной пар подвергался радиолизу. В гелии, заполняющем графитовую кладку, появились кроме паров воды кислород, углекислый газ, водород. Это стало причиной ухудшения теплопроводности газа в зазорах между графитовыми блоками и топливными каналами и повышения температуры графита до $650\div 700\text{ }^{\circ}\text{C}$ вместо $500\div 550\text{ }^{\circ}\text{C}$ по проекту, что, в свою очередь, интенсифицировало процессы окисления (разгара) графита и его формоизменения. Кроме этого, присутствие влаги в реакторе стало причиной интенсивного коррозионного поражения труб топливных каналов и каналов СУЗ. Стало очевидным, что течь рождала новые течи; необходимо было определить и удалить топливные каналы и каналы СУЗ с дефектами трубок. Наконец, образование и накопление кислорода и водорода в газовой среде реактора создавало угрозу образования и взрыва гремучей смеси. В отдельные дни было зафиксировано повышение содержания кислорода в газе реактора до 14%; правда содержание водорода было относительно невысоким, менее 1%. В конце июля 1954 г. создавшаяся ситуация обсуждалась на выездной сессии НТС Министерства. Сессия проходила в Лаборатории "В" под председательством И.В. Курчатова. Были заслушаны сообщения Д.И. Блохинцева и Н.А. Николаева об итогах физического и энергетического пусков и первых днях эксплуатации. В процессе обсуждения были высказаны предложения:

- реактор немедленно остановить и прекратить эксплуатацию АЭС;
- реактор остановить для реконструкции с переходом на натриевый теплоноситель;
- реактор остановить, выполнить необходимые ремонтные работы с удалением из реактора всех дефектных каналов и продолжить эксплуатацию, по крайней мере, до конца кампании.

Это последнее предложение впоследствии и было принято. Уже к концу 1954 г. после завершения ремонтных работ реактор и АЭС были выведены на проектный уровень...

С созданием реактора "АМ" Физико-энергетический институт получил по тем временам мощный источник нейтронов, который использовался для физических и материаловедческих исследований и для производства радиационной продукции. С этой целью на реакторе проектом были предусмотрены пучок нейтронов, тепловая колонна, "кривые" каналы - для производства изотопов, горячая камера. Проектом также были предусмотрены помещения с проходками через боковую защиту в шахту реактора для экспериментальных петель. Позднее в этих и других помещениях было смонтировано более десятка петель, на которых проходили испытания тепловыделяющие элементы для реакторов самого различного назначения.

В первые годы наибольший объем исследовательских работ на реакторе "АМ" и его петлях был выполнен в связи с освоением режимов кипения и перегрева пара водного теплоносителя, режима естественной циркуляции, а также по испытанию твэл в этих режимах для первой очереди Белоярской АЭС и Билибинской АТЭЦ - прямых наследников Первой в мире. Были исследованы особенности водного режима при кипении теплоносителя и, в частности, понят механизм резкого увеличения содержания кислорода за счет радиолиза водного теплоносителя. Исследовались различные сорта графита и новые поглощающие материалы в условиях облучения и высоких температур ($>700\text{ }^{\circ}\text{C}$), новые датчики нейтронного потока и, в частности, здесь получили путевку в жизнь первые датчики прямой зарядки, был понят феномен удивительной работоспособности испарителей парогенераторов, чья теплопередающая поверхность, выполненная из нержавеющей стали ЭЯИТ, не имеет за 42 года ни одного коррозионного поражения при содержании хлоридов в котловой воде более 1000 мкг/кг , тогда как на трубках топливных каналов, трубках пароперегревателей парогенераторов и др., изготовленных из той же стали, в условиях упаривания чистой воды по содержанию хлоридов воды идет неумолимый процесс коррозии под напряжением.

В последние годы наиболее значительной и интересной была работа по созданию петель и испытанию твэл и сборок реакторов космического назначения с термоэлектрическим и термоэмиссионным преобразованием энергии.

На протяжении всех долгих лет эксплуатации реактора "АМ" на нем шел непрерывный процесс усовершенствований, направленных на повышение его экономической эффективности (повышение выгорания топлива с 5000 МВт с/т до 25000 МВт сут/т, переход на более экономичное двуокисное топливо, производство изотопной продукции, производство тепловой энергии для отопления города, повышение исследовательских возможностей реактора) и безопасности. За последние годы реактор и АЭС трижды подвергались комплексной проверке комиссией экспертов Министерства и трижды получали разрешение на продление эксплуатации. Важно констатировать, что за 42 года эксплуатации АЭС, расположенная в черте 100-тысячного города, не была причиной профессиональных заболеваний и тем более жертв ни своего персонала, ни окружающего населения.

Конечно, создание АЭС было естественным и соблазнительным делом ученых и инженеров - атомщиков, политических и хозяйственных руководителей любой страны, в которой подготовлен необходимый технический и научный фундамент. Мы можем гордиться тем, что, используя накопленный при создании ядерного оружия "разгон" и потенциал, наша страна первой продемонстрировала использование атомной энергии для достижения гражданских целей, сделала первый шаг к открытости в опасной области ядерных технологий.

К ИСТОРИИ ПРОМЫШЛЕННЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УРАН-ГРАФИТОВЫХ РЕАКТОРОВ

Федуленко В.М.

Идеи создания реакторных установок с использованием атомной энергии для производства электрической стали озвучиваться буквально с начала работ по урановому проекту в Советском Союзе.

Уже в декабре 1945 года в письме П.Л. Капицы Первому заместителю Председателя СНК СССР В.М. Молотову о проблемах использования атомной энергии говорилось, что "...главное значение в применении атомной энергии лежит в мирных культурных целях, где ей предстоит революционизировать энергетику...". В те годы главное внимание уделялось созданию реакторов для производства оружейного плутония, однако проблемы атомной энергетики если и отодвигались, но не забывались.

В ноябре 1949 года в протоколе совещания в Первом Главном управлении (ПГУ) СМ СССР о проектах энергетических графитовых реакторов сказано: "...совещание решило:

1. Рекомендовать для разработки проектов реакторов в НИИ-ХИММАШе следующие варианты, предусматривающие использование тепла для энергетических целей:

а) Проект реактора типа АВ с одновременным использованием тепла для энергетических целей и производством плутония..." (Слушали сообщение Н.А. Доллежала о том, что в НИИХИММАШе, ныне НИКИЭТ, ведется разработка предварительного проекта реактора для энергетических целей на основе задания, выданного ЛИПАН СССР, ныне РНЦ "Курчатовский институт").

В докладной записке ПГУ в Спецкомитет при СМ СССР по "Использованию тепла для энергосиловых установок" в декабре 1949 года за подписью И.В. Курчатова предлагается "работы в области использования тепла в ядерных процессах вести в следующих направлениях:

...1. Разработка и осуществление атомного котла для производства плутония с использованием дарового тепла для электростанции...".

27 января 1950 г. в записке членов НТС ПГУ и Спецкомитета при СМ СССР председателю Спецкомитета Л.П. Берия о создании энергетических реакторов и развитии других направлений мирного использования атомной энергии предлагается начать:

"1. Разработку проектов уран-графитовых атомных котлов на природном уране при повышенной температуре охлаждающей воды, позволяющих наряду с производством плутония использовать тепло охлаждающей воды для выработки электроэнергии".

Однако на ближайшие годы были рекомендованы работы по разработке и строительству энергетического уран-графитового реактора АМ на обогащенном уране, который был пущен в июне 1954 года в составе первой в мире АЭС в г. Обнинске.

К началу работ по созданию атомных реакторов для электростанций в Советском союзе успешно работали несколько промышленных уран-графитовых реакторов так называемого проточного типа, производящие оружейный плутоний. Опыт работы проточных реакторов, первый из которых был пущен в июне 1948 г., свидетельствовал о возможности повышения параметров воды на входе и выходе реактора с последующим съемом тепла замкнутого 1-го контура в парогенераторах второго контура. При этом ставилась задача обеспечения основного назначения реактора - производство оружейного плутония без изменения технологии радиохимического передела тепловыделяющих элементов для выделения оружейного плутония.

Активная зона проточных промышленных уран-графитовых реакторов выполнена из следующих конструктивных элементов и материалов:

- замедлитель - искусственный реакторный графит высокой чистоты; графитовая кладка заполнена азотом с содержанием кислорода не более 0,02 %.
- трубы технологических каналов - сплав алюминия с минимальным легированием и слабым поглощением нейтронов;
- тепловыделяющие элементы (ТВЭЛ) с сердечником из естественного металлического урана в оболочке из коррозионно-стойкого сплава алюминия;
- теплоноситель - вода низких параметров с максимальной температурой на выходе реактора до 97 °С, на входе - с температурой озерной воды.

Оболочки ТВЭЛ из сплава алюминия позволяли сравнительно просто организовать химический передел топлива с извлечением из них накопленного оружейного плутония для атомных бомб.

Группа промышленных УГР была построена между городками Кыштым и Касли на Южном Урале (ныне химкомбинат или Производственное объединение "Маяк") на берегу красивейших озер.

Вода для охлаждения реакторов бралась и возвращалась в озеро без стоков, загрязняя озерную воду радиоактивными продуктами.

В начале 50-х годов были приняты планы продолжения строительства промышленных реакторов вблизи Томска (г. Томск-7, ныне Сибирский химический комбинат в г. Северск) и вблизи Красноярска (Красноярск-26, ныне Горно-химический комбинат в г. Железногорске).

На этих площадках первые два реактора начали проектировать проточными (И-1 и АД). Для последующих была поставлена задача: уменьшить радиоактивные сбросы в реки Томь и Енисей и использовать энергию реакторов для производства технологического пара и электроэнергии без изменения технологии химического выделения плутония.

Вначале для изготовления труб технологических каналов и оболочек твэлов рассматривался цирконий, позволяющий значительно повысить параметры охлаждающей воды. (ВТУ на трубы ТК из циркония были составлены в ЛИПАНе в декабре 1954 г.).

Однако быстро выяснилось, что оболочки твэлов делать из циркония не только дорого, но и нельзя, не изменив технологии переработки топлива. Поэтому материалы активной зоны (трубы ТК и оболочки твэлов) оставили из сплавов алюминия, поставив задачу повысить их коррозионную стойкость.

Первый проточный реактор "А" проектировался НИИХИМ-МАШем (НИИ-8, ныне НИКИЭТ). Последующая серия реакторов типа "АВ" - конструкторским бюро завода 92 в г. Горьком (ныне ОКБМ им. И.И. Африкантова в Нижнем Новгороде). Следующие по времени проточные реакторы проектировались в НИИ-8 (реактор И-1 для Томска-7) и в ОКБМ (реактор АД для Красноярска-26).

Именно эти два реактора (И-1 и АД) стали прототипами для промышленных энергетических реакторов нового поколения с замкнутым контуром и "энергетическим хвостом".

Все промышленные реакторы проектировались под научным руководством лаборатории № 2 (ЛИПАН), возглавляемой академиком И.В. Курчатовым. Проектирование энергетических промышленных УГР осуществлялось непосредственно под научным руководством академика А.П. Александрова. Однако в начале 50-х годов основное внимание было уделено проектированию и строительству энергетического реактора АМ в Обнинске, пуск которого ознаменовался вводом в строй действующих первой в мире АЭС мощностью 5000 кВт.

С пуском первой АЭС возрос интерес к проектированию промышленных двухцелевых реакторов.

Очередным документом, в котором обсуждалась проблема промышленных энергетических реакторов, производящих оружейный плутоний и попутно электроэнергию, видимо, была докладная записка С.М. Фейнберга на имя И.В. Курчатова и В.А. Малышева, написанная в апреле 1954 года. К середине 1954 г. в Министерстве среднего машиностроения (МСМ) было принято решение по проектированию "второй очереди агрегатов типа АВ для производства плутония и попутной выработки товарной электроэнергии". Проектирование поручено НИИ-8, место строительства - Томск-7. Вскоре новый реактор был назван ЭИ-2. В следующем, 1955 году в МСМ принято решение о строительстве серии промышленных энергетических реакторов типа АДЭ.

Технические задания и технические условия на проектирование реакторов ЭИ-2 и АДЭ были составлены в ЛИПАНе. Генеральным проектантом установок был ленинградский ГСПИ (ныне ВНИПИЭТ). Металлоконструкции реакторов проектировались ЦНИИПСК им. Мельникова.

На разработку первого промышленного энергетического реактора ЭИ-2 потребовалось около 4-х лет. Уже в 1958 году на Женевской конференции по мирному использованию атомной энергии прозвучало сообщение о пуске в Советском Союзе, в Сибири, атомной электростанции мощностью 100 тыс. кВт. Это был первый блок Сибирской АЭС. На конференции был показан фильм о строительстве и пуске АЭС. Было объявлено, что общая проектная мощность Сибирской АЭС 600 МВт.

Газеты сообщили о вводе в эксплуатацию мощной АЭС, которая еще была названа Троицкой, однако ничего не говорилось о типе реакторов и о месте расположения станции.

На самом деле речь шла о промышленных двухцелевых уран-графитовых реакторах, производящих оружейный плутоний и попутно электроэнергию. Строительство "Сибирской АЭС" велось на двух площадках:

- на комбинате 816 в г. Томск-7 (ныне Сибирский химический комбинат в г. Северске),
- на комбинате 815 в г. Красноярск-26 (ныне Горно-химический комбинат в г. Железногорске).

На Томской площадке были сооружены два энергетических промышленных реактора первой очереди (ЭС-1):

- ЭИ-2 - пущен в проточном режиме в феврале 1958 г., в энергетическом режиме в сентябре 1958 г.,
- АДЭ-3 - сдан в эксплуатацию в июле 1961 года.

Реакторы ЭС-1 производили только электроэнергию (кроме, конечно, главного продукта - оружейного плутония).

В настоящее время оба реактора остановлены: ЭИ-2 - в декабре 1990 г., АДЭ-3 - в августе 1992 г.

Реакторы второй очереди (ЭС-2) были сооружены вблизи первой очереди:

- АДЭ-4 - введен в эксплуатацию в проточном режиме в феврале-марте 1964 года, в энергетическом режиме - в декабре 1968 года;
- АДЭ-5 - введен в эксплуатацию сразу в энергетическом режиме в июне-августе 1965 года.

Оба реактора вырабатывают электроэнергию и тепло, которым обеспечивают с 1973 года г. Северск, объекты комбината и частично г. Томск. В тепловом балансе г. Томска атомное тепло составляет до 30-40%.

На Красноярской площадке были сооружены два промышленных энергетических реактора:

- АДЭ-1 - введен в эксплуатацию в проточном режиме в июле-сентябре 1961 г., однако в энергетический режим переведен не был, остановлен в 1992 году;
- АДЭ-2 - введен в эксплуатацию в энергетическом режиме в январе-марте 1964 года, с 1966 года обеспечивает г. Железногорск и промышленные предприятия коммунальным теплом.

Примечание: Реакторные установки типа АДЭ однотипны, хотя есть некоторые различия, о которых не стоит упоминать. Реакторы АДЭ-1 и АДЭ-2 расположены в горном массиве высотой более 200 метров на берегу Енисея. Решение о строительстве ГХК было принято в феврале 1950 года, а уже в августе 1958 года пущен в эксплуатацию промышленный реактор АД.

Поражают циклопические масштабы горных работ под сооружения ГХК (и глубина бессмысленных действий руководителей, замысливших проект. Такой объем работ возможен только при использовании рабов в строительстве, а их было около 27 тысяч, из них 4 тысячи женщин). Объем скальных горных выработок равен нескольким миллионам кубических метров, уложено более миллиона кубических метров бетона, десятки тысяч тонн металлоконструкций, трубопроводов, кабелей и прочее. Для вентиляции подземных сооружений спроектированы и изготовлены гигантские вентиляторы производительностью 1 млн. м³/час.

Что же представляют собой промышленные двухцелевые (энергетические) уран-графитовые реакторы?

В бетонной квадратной шахте с толщиной стенок 2 м смонтированы несущие металлоконструкции: схема "Л" - баки водяной защиты толщиной 1,5 м; на схему "Л" опирается схема "ОР" корбчатой конструкции, пронизанная трубами для прохода технологических каналов и заполненная песком с примесью железной и боратовой руды (нижняя биологическая защита); на схему "Л" опирается верхнее перекрытие (схема "Е") - верхняя биологическая защита, пронизанная трубами для прохода технологических каналов и заполненная песком с боратовой и железной рудой. На схеме "ОР" расположена графитовая кладка. Опоясана кладка металлическими подпружиненными бандажами, стягивающими графитовую кладку и осуществляющими компенсацию температурных расширений. Графитовая кладка окружена герметичным металлическим кожухом, предотвращающим попадание воздуха в кладку. Сверху кладка закрыта сварной алюминиевой кровлей - азотным коллектором, снизу герметизируется диафрагмой и компенсатором, который приварен к внутренним стенкам схемы "Л".

В азотный коллектор и далее в кладку подается азот высокой чистоты, предотвращающий окисление графита. Снизу осуществляется отсос азота из каждого канала, что позволяет обеспечивать контроль герметичности труб технологических каналов. Азот подается также в пространство между кожухом и схемой "Л".

Графитовая кладка набрана из графитовых блоков сечением 20x20 см и высотой в основном 60 см. Нижний и верхний слои набраны из блоков разной высоты, что позволяет осуществлять перевязку слоев графитовых блоков в колоннах и выравнять верхнюю поверхность кладки.

Графитовые блоки (соответственно, колонны) пронизаны отверстием, смещенным по отношению к оси сечения блока на 10 мм. Смещение позволяет осуществлять перевязку графитовых колонн в перпендикулярном смещению направлении.

В отверстия графитовых колонн вставляются графитовые втулки и трубы технологических каналов. В отверстия колонн четырех периферийных радиусов, образующих боковой отражатель, вставлены графитовые стержни.

В алюминиевые трубы технологических каналов (ТК) сначала загружаются опорные алюминиевые блоки - "подушка", которые расположены в пределах разгрузочного механизма (снизу), высоты схемы "ОР" и части графитовой кладки, образующей нижний отражатель. Затем загружаются твэлы в пределах высоты активной зоны. Часть верха графитовой кладки, не загруженная твэлами, образует верхний графитовый отражатель.

Охлаждающая вода поступает в ТК из верхнего группового коллектора по стойке коллектора, проходит активную зону, подушку, разгрузочный механизм, трубку, соединяющую канал с нижним групповым коллектором. Нижний коллектор имеет два выхода. На входе в каждый ТК установлены запорный орган и измеритель расхода. На выходе каждого ТК установлены обратный клапан и измеритель температуры воды. Твэлы загружаются в канал через шаровой кран, установленный сверху на головке канала.

Горячая вода из нижних групповых коллекторов поступает в два нижних сборных коллектора, соединенных между собой перепускными (обводными) трубопроводами, образующими выравнивающее давление нижнее кольцо.

По двум трубопроводам горячей нитки 1 -го контура вода от реактора поступает в парогенераторы (двух давлений) и концевые холодильники. На трубопроводах за реактором установлены компенсаторы объема и система подпитки 1 -го контура. После концевых холодильников охлажденная вода 1 -го контура по двум трубопроводам поступает во всасывающий коллектор главных циркуляционных насосов (ГЦН), проходит ГЦН (семь насосов, из них 4-5 - работающие, остальные в резерве; установлены также четыре аварийных насоса), поступает в напорный коллектор и двумя трубопроводами направляется к реактору. Перед входом в верхние подводящие (напорные) коллекторы на каждом трубопроводе установлены обратные клапаны. Подводящие коллекторы соединены между собой выравнивающими давление обводными трубопроводами. От двух-подводящих коллекторов вода поступает в верхние групповые коллекторы (ВГК) через компенсационные лиры ("гуси"), на которых установлены запорные задвижки, обеспечивающие отсечение ВГК от 1-го контура при необходимости. Далее по стойкам ВГК вода поступает в реактор.

Таким образом, первый контур реакторной установки состоит из двух петель, объединенных верхними и нижними групповыми коллекторами, а также коллекторами ГЦН и теплообменного оборудования. На коллекторах установлены рассеченные задвижки, позволяющие питать реактор по одной петле.

Алюминиевые трубы технологических каналов меняются в реакторе через три - четыре года вместе с графитовыми втулками; ранее, при применении менее коррозионностойких сплавов труб ТК, смена труб проводилась через год - два, графитовые втулки сменялись через 2 года.

На реакторе существуют следующие системы контроля и управления:

- Система СУЗ, состоящая из стержней поглотителей автоматического регулирования (три группы АР), ручного регулирования (РР) и выделенных стержней аварийной защиты (АЗ). Стержни СУЗ изготовлены из карбида бора в оболочке из сплава алюминия и расположены равномерно по реактору в отдельных каналах с автономной разомкнутой системой охлаждения. Время срабатывания стержней АЗ около 3 сек., время погружения стержней РР в активную зону - 6-7 сек. Контроль и регулирование мощности реактора осуществляются по показаниям нейтронных датчиков (ионизационных камер), расположенных в специальных трубах за кожухом реактора.

На реакторе отсутствует дополнительная (дублирующая) система аварийной защиты;

- Распределение энерговыделения по высоте активной зоны контролируется специальной многозонной системой датчиков, которые установлены в трубах СУЗ или рабочих технологических каналов. Распределение энерговыделения по радиусу реактора оценивается по распределению температуры воды на выходе из каналов и, в меньшей степени, по распределению температуры графита и регулируется стержнями ручного регулирования;
- Система контроля температуры воды на выходе из технологических каналов;
- Система контроля расхода воды в каждом рабочем канале и каналах СУЗ;
- Система контроля целостности (герметичности) труб технологических каналов;
- Система дозиметрического контроля;
- Система аварийного охлаждения реактора (баки с водой для аварийного расхолаживания реактора с соответствующей арматурой переключения и контроля).

Все системы контроля и управления реактором находятся перед пультом оператора в виде хорошо обзорываемых табло с соответствующей звуковой и световой сигнализацией. Например, контроль расхода воды в ТК имеет предупредительную сигнализацию снижения расхода, аварийную сигнализацию снижения расхода и предупредительную сигнализацию превышения расхода. Контроль расхода по каналам в промышленных реакторах выполняет еще одну важную функцию - функцию контроля герметичности оболочек ТВЭЛов. Дело в том, что при разгерметизации оболочки ТВЭЛА начинается окисление металлического урана с ростом объема окислов, вызывающего распухание оболочки и перекрытие сечения кольцевого канала. Последнее приводит к снижению расхода, появлению предупредительной сигнализации либо к срабатыванию аварийной защиты.

Твэлы промышленных реакторов изготовлены из металлического урана естественного состава в алюминиевой оболочке в виде цилиндрических блоков длиной примерно 10 см с плоскими торцами. В трубе технологического канала твэлы опираются друг на друга торцами, часть центральных и нижних твэлов, имеющих максимальную температуру оболочек, имеют утолщенную торцевую оболочку, снижающую температуру торцов.

Выгружаются твэлы из канала с помощью специального разгрузочного механизма с гидроприводом и попадают в разгрузочный бункер, из которого удаляются гидротранспортной установкой. Плановая разгрузка твэлов осуществляется на остановленном реакторе, экстренная разгрузка возможна на работающем реакторе.

Загружаются твэлы в каналы на остановленном реакторе вручную, хотя возможна загрузка специальной загрузочной машинкой на мощности.

В первом контуре реактора поддерживается специальный водно-химический режим, обеспечивающий минимальную коррозию алюминиевых сплавов твэл и труб ТК.

Второй контур реакторной установки предназначен для производства насыщенного пара в парогенераторах. Пар поступает в турбогенераторы, а также предназначен для технологических нужд комбината и обеспечения коммунального теплоснабжения.

Второй контур состоит из следующего основного оборудования:

- предвключенных парогенераторов давлением 1,0 МПа;
- основных парогенераторов давлением 0,22 МПа;
- турбогенераторов, работающих на насыщенном паре;
- конденсаторов турбин и технологических конденсаторов (последние предназначены для сброса пара в случае аварийной остановки турбин);
- конденсатных насосов, деаэраторов и другого вспомогательного оборудования.

Вода первого контура доохлаждается до необходимой температуры на входе в реактор водой промежуточного контура в конечных холодильниках. Тепло промежуточного контура снимается водой третьего контура (контуром коммунального теплоснабжения - зимой) либо циркуляционной водой градирен (летом). Конденсаторы турбин охлаждаются также циркуляционной водой градирен. Пар из парогенераторов поступает как в турбины, так и в теплообменное оборудование третьего контура, обеспечивая коммунальное теплоснабжение водой с температурой до 130 °С. При необходимости в холодное время зимой вода третьего контура догревается до 150 °С в пиковой котельной, работающей на органическом топливе.

К моменту пуска первого энергетического реактора ЭИ-2 был получен значительный положительный опыт работы активных зон проточных реакторов с трубами ТК и оболочками твэл из сплава алюминия. Однако процесс освоения энергетического режима первого промышленного реактора ЭИ-2 оказался трудным и длительным. Сказалось отсутствие достаточно полных, глубоких и серьезных экспериментальных работ, в первую очередь - по ресурсному обоснованию живучести и надежности материалов активной зоны.

Уже вскоре после энергетического пуска стали разгерметизироваться оболочки твэлов. Появились течи труб технологических каналов. Часто отказывали разгрузочные механизмы, установленные на каждом канале и управляемые гидравликой.

Верхние групповые коллекторы реактора, из которых вода поступает в технологические каналы, были изготовлены из сплава алюминия. Появились течи и разрушения групповых коллекторов.

Каналы системы управления и защиты (СУЗ) были запроектированы на стыке углов (ребер) графитовых блоков; поглощающие стержни СУЗ вводились (без охлаждения водой) в верхнюю часть активной зоны, что искажало высотное нейтронное поле в активной зоне, а впоследствии привело к разгару отверстий в графите и заклиниванию поглощающих стержней.

Не хватало производительности подпитки, так как были велики протечки из разгрузочных механизмов, уплотнений технологических каналов и пр.

Недостаточной оказалась ёмкость компенсаторов объема и азотных ресиверов.

Необходимо было оптимизировать водно-химический режим реактора, отрабатывать заново систему влагосигнализации, призванную контролировать не герметичность технологических труб.

В общем, реактор оказался экспериментальным полигоном и научной лабораторией. На нем отрабатывались новые материалы и сплавы, оптимизировалась технология эксплуатации.

В течение двухлетней работы коллектив эксплуатационников совместно с проектантами и научными институтами создали практически новый реактор, который, как стало очевидно, может устойчиво работать в энергетическом режиме.

Опыт, полученный на первом энергетическом реакторе, оказался бесценным при проектировании последующих энергетических реакторов двухцелевого назначения.

Эксплуатационники реакторов типа АДЭ, более мощных, уже не испытывали тех мучительных трудностей, которые выпали на долю первопроходцев.

В течение многих лет реакторы эксплуатировались устойчиво и надежно. Кроме производства оружейного плутония вырабатывалась электроэнергия и тепло для технологического и коммунального теплоснабжения. Мощности реакторов постепенно повышались по отношению к проектной.

По мере работы реакторов возникали не учтенные проектом и непредвиденные сложности эксплуатации. Например, интересные проблемы, связанные с поведением графитовой кладки, работающей в условиях нейтронного облучения разной интенсивности и температурах от 200 до 550-600 °С (обусловленные определенным распределением энерговыделения по высоте и радиусу активной зоны). Известно, что реакторный графит под действием нейтронного облучения с энергией более 0,18 МэВ при температурах ниже 300°С набухает, при больших температурах - усаживается. Чтобы уменьшить набухание графитовых блоков периферийных зон, были организованы специальные горячие "пояса" с увеличенными газовыми зазорами между трубой ТК и втулкой и между графитовой втулкой и графитовым блоком, что повысило температуру графита. Через несколько лет эксплуатации возникли сложности с извлечением и постановкой в реактор труб ТК и графитовых втулок: усадка центральных графитовых блоков с высокой температурой приводила к уменьшению газовых зазоров и к "закусыванию" труб и втулок. Для исключения этого проявления были разработаны специальные прошивки, калибрующие отверстия графитовых колонн после каждого извлечения графитовых втулок.

Вследствие несимметричного расположения отверстия в графитовых блоках возникли разные условия воздействия на графит "толстой" и "тонкой" стенок блока: графитовые блоки стали искривляться, что привело к медленному, постепенному искривлению всех графитовых колонн с максимумом стрелы прогиба колонн в центре кладки. Несмотря на калибровку ячеек стали возрастать усилия трения труб ТК о графит в переходных температурных условиях (при пусках и остановках реактора). Стала снижаться устойчивость графитовых колонн по мере роста их кривизны. Возникли дополнительные силы трения в переходных деталях на нижней границе графитовой кладки, где искривленная часть канала переходит в неискривленную.

Реактор ЭИ-2 и здесь оказался полигоном, на котором изучались и разрабатывались меры по предотвращению последствий искривления графитовых кладок. Так, примерно через 20 лет эксплуатации, графитовые колонны нескольких рядов кладки резко искривились со стрелой прогиба колонн в центре до 250 - 350 мм, что привело к разрыву центральных бандажей, стягивающих кладку.

Анализ показал, что устойчивость колонн снижается не только из-за медленного искривления графитовых блоков и колонн и от воздействия осевых сил трения на трубы ТК, но и от заклинивания труб ниже графитовой кладки. Заклинивание могло возникнуть в переходных режимах не только от естественного искривления кладки, но и от ошибочных мероприятий, связанных с эксплуатацией труб ТК. В результате при охлаждении трубы ТК перемещались вверх без особых усилий, а при разогреве - перемещались не вниз, а вбок по высоте центра кладки, что приводило к последовательному росту стрелы прогиба при каждой термокачке (храповиковый эффект при обструкции термическим деформациям труб ТК). Почти в течение года реактор пришлось ремонтировать и разрабатывать меры по выпрямлению рядов кладки и предотвращению последующего искривления. Были разработаны и установлены трубы ТК - натяжители из сплава циркония, которые позволили проработать реактору еще более 10 лет устойчиво и надежно.

Через несколько лет похожая ситуация с резким искривлением графитовых колонн возникла на реакторе АДЭ-4. Причина та же: на фоне медленной потери устойчивости колонн кладки вследствие искривления графитовых блоков и эксплуатационного износа ячеек произошел заметный рост сил трения труб ТК в тракте при переходных режимах после достижения определенной стрелы прогиба ячеек. Возросшие осевые силы трения вдоль трубы ТК привели к потере устойчивости графитовых колонн и резкому их искривлению. Росту сил трения способствовало и то обстоятельство, что по центру кладки газовые зазоры в ячейке были уменьшены с целью снижения температуры графита. Реактор пришлось ремонтировать. Графитовая кладка была заметно выровнена. Для повышения устойчивости кладки были установлены каналы-натяжители из сплава алюминия с увеличенной толщиной стенки.

Анализ причин аварии с развалом кладки реактора ЭИ-2 и резкого искривления кладки реактора АДЭ-4 позволили разработать и внедрить меры по обеспечению устойчивой работы графитовых кладок энергетических реакторов.

Все реакторы были оснащены каналами-натяжителями. Обеспечена эксплуатация с минимальными силами трения труб в трактах каналов и в кладке. Разработаны оптимальные сроки калибровки ячеек с заменой труб ТК и графитовых втулок. Внедрены были и другие меры, направленные на снижение осевых сил сжатия трубы в переходных режимах, разработана специальная инструкция по эксплуатации кладок.

К исходу 2000 года все три действующих реактора в Северске и Железнодорожске работали устойчиво и надежно с небольшим

приростом искривления ячеек вследствие радиационного и механического (эксплуатационного) воздействия на графитовую кладку. Производится технологический пар для производственных нужд, отапливаются города и вырабатывается сравнительно небольшое количество электроэнергии для собственных нужд комбинатов и городского хозяйства. Часть электроэнергии передаётся в районную энергосеть.

Опыт работы промышленных уран-графитовых реакторов и расчетные исследования показывают, что энергетические промышленные реакторы могут работать еще лет 15, до того времени, когда колонны графитовой кладки реакторов (основной несменяемый узел) достигнут искривления, препятствующего нормальной эксплуатации (будет затруднена замена труб ТК и графитовых втулок, действие поглощающих стержней СУЗ; возможен обрыв бандажей).

Это предельное время связано с так называемым вторичным распуханием графита, когда графит под действием нейтронного облучения (при определенной температуре, в нашем случае это 400-600 °С) переходит из стадии усадки к распуханию (вторичному, так как первичное прекращается на начальной стадии нейтронного облучения). Распухать начинают внутренние слои графитовых блоков, что приведёт к появлению дополнительных растягивающих напряжений в блоках и к их продольному растрескиванию. В последующем блоки будут раскрываться, давить друг на друга и искривлять графитовые колонны. Это-то явление и станет роковым в жизни реакторов, заставит их остановить.

Как и в предыдущие десятилетия, реакторы работают на металлическом природном уране с добавлением некоторого количества каналов с обогащенным по урану-235 топливом. С 1994 г. плутоний, нарабатываемый на этих реакторах, не используется в атомном оружии, а складировается под контролем в виде двуокиси. С правительством США в 1997 г. была достигнута договоренность о прекращении производства оружейного плутония в 2000 году после конверсии активных зон реакторов. Остановить реакторы невозможно, так как они отапливают города. (Кстати, американцы остановили свой последний производящий оружейный плутоний реактор в 1986 году).

С 1995 года проведена большая работа по проекту конверсии реакторов АДЭ с финансовым участием США.

Цель конверсии:

- прекращение производства оружейного плутония;
- повышение безопасности эксплуатации;
- повышение экономической эффективности.

Было разработано несколько вариантов загрузки активной зоны реакторов высокообогащенным и низкообогащенным по урану-235 топливом (дисперсионное топливо в виде диоксида урана в матрице из алюминия; топливо применяется в промышленных реакторах с целью повышения запаса реактивности и улучшения распределения энерговыделения по объему активной зоны).

В проекте была предусмотрена модернизация СУЗ реакторов и частичная модернизация 1 -го контура с существенным повышением эффективности системы аварийного расхолаживания. Так как в существующем режиме реакторы имеют положительный эффект реактивности при обезвоживании активной зоны (например, этот эффект может проявляться при аварии с крупным разрывом напорного водовода), то было обращено особое внимание достижению отрицательного эффекта реактивности при крупных разрывах. Проект модернизации системы аварийного расхолаживания обеспечивал также нормальное расхолаживание реактора при авариях с крупным разрывом без расплавления ТВЭлов.

(В настоящее время крупные разрывы напорных водоводов могут привести к расплавлению ТВЭлов в активной зоне. Так как реакторы проектировались более сорока лет назад, они не имеют внешней защитной оболочки-контаймента, не имеют плотно-прочных боксов. Аварийные системы рассчитаны на сравнительно небольшие разрывы трубопроводов, покрываемые системой подпитки контура. Безопасное расхолаживание реактора обеспечивается при обесточивании ГЦН).

Однако в 2001 году проектирование режима конверсии было прекращено по экономическим и политическим соображениям.

Рассматриваются варианты ввода замещающих мощностей путем модернизации существующих электростанций и строительства котельной на органическом топливе. Рассматриваются также варианты строительства АСТ, что было бы наиболее предпочтительным вариантом, так как существуют подготовленные кадры эксплуатационников.

Очевидно, однако, что решение о прекращении проектирования режима конверсии обрекает реакторы АДЭ продолжать работу в существующем режиме еще несколько лет до момента их физического старения и остановки вследствие невозможности дальнейшей эксплуатации из-за предельного искривления графитовых колонн кладок.

Время для обеспечения теплом городов Северск и Железногорск путем строительства замещающих мощностей еще есть, однако оно так быстро сокращается... Да и денег нет.

Остается только уповать на старенькие ПУГРы, которые до сих пор служат верой и правдой и управляются надежными и дисциплинированными сибиряками.

Источники

1. Ядерная индустрия России. М.: Энергоатомиздат, 2000 г.
2. К истории мирного использования атомной энергии в СССР. 1944-1951. Документы и материалы. М.: ГНЦ ФЭИ, 1994 г.
3. Материалы торжественного заседания Ученого Совета РНЦ "Курчатовский институт", посвященного 50-летию пуска первого в СССР атомного реактора Ф-1 25 декабря 1996 г.
4. Описание основных узлов комплекса промышленных уран-графитовых реакторов АДЭ-4, 5 и атомной электростанции ЭС-2. СХК, уч. № 9/849 дсп, 1974 г.
5. Проспект "Горно-химический комбинат". Красноярск-26, изд-во "прикладные технологии".
6. Проспект. Конверсия активной зоны северского и железнгорского реакторов для прекращения наработки плутония (издан в США в 1997 г.)

К ИСТОРИИ ПЕРВОЙ ОЧЕРЕДИ БЕЛОЯРСКОЙ АЭС

Кочетков Л.А.

1. Начальный период

Разработка первой очереди Белоярской АЭС была инициирована руководством НИИ-8 (НИКИЭТ) и Лаборатории "В" (ГНЦ РФ ФЭИ) в конце 1954 г. К этому времени работа Первой АЭС в Обнинске была стабилизирована, реактор был введен на 100% уровень мощности. Это стимулировало разработку более мощных и более экономичных опытно-промышленных АЭС. Как и ранее разрабатывались различные варианты будущих АЭС. Основной целью разработок того периода был поиск путей и варианта АЭС, которые могли бы привести к конкурентным - в сравнении с традиционной энергетикой - экономическим характеристикам АЭС; проблема безопасности еще не стала первостепенной, насущной задачей всех участников проекта. Предполагалось, что необходимых экономических показателей можно будет достичь за счет:

- значительного повышения мощности блока до 50-200 МВт (эл.);
- повышения глубины выгорания и кампании топлива до 6000÷10000 МВт сут/т и 400÷800 суток соответственно;
- повышения термодинамического коэффициента полезного действия до 28-35%.

Первоначально НИКИЭТ и ФЭИ разрабатывались два варианта реакторных установок: ГН-50 с натриевым теплоносителем и АБМ - по типу Первой АЭС - с некипящим водным теплоносителем. Однако, уже в середине 1955 г. на совещании в ФЭИ при участии Д.И. Блохинцева, А.К. Красина, Д.Н. Овечкина, Н.А. Николаева, В.А. Малых и др. обсуждается предложение НИКИЭТ (Н.А. Доллежал, П.И. Алещенков) о переходе к теплосъему кипящей водой и перегретым паром. В случае его реализации оно обещало вырабатывать пар стандартных высоких параметров (давление

100 атм., температура перегрева $510 \div 535$ °С), иметь достаточно высокий кпд, позволяло использовать стандартное оборудование машинного зала, а также накопленный опыт по промышленным реакторам. И, в частности, считалось важным использовать освоенную технологию получения чистого графита и изделий из него и герметизирующие графитовую кладку и активную зону конструктивы - кожух, верхнюю и нижнюю плиты, работающие при атмосферном давлении газа, заполняющего кладку реактора, что позволяло отказаться от прочно-плотного корпуса, работающего при большом давлении.

Таким образом, давнишний спор в среде ученых и конструкторов о том, что выгоднее - либо вырабатывать на реакторной установке пар "банных" параметров, но при этом иметь лучший нейтронный баланс, либо идти по пути выработки пара высоких параметров за счет ухудшения физических характеристик активной зоны - академиком Н.А.Доллежалем и поддержавшим его ФЭИ предполагалось решить в пользу последнего варианта. Оценочное значение себестоимости электроэнергии в ценах 1955 г. составляло 10-17 коп./квт час.

2. Разработка реакторных установок. Основные проблемы

Высокие параметры пара в сочетании с канальной конструкцией реактора потащили за собой длинную цепочку проблем.

ВЫБОР ТЕПЛОВОЙ СХЕМЫ, МОЩНОСТИ РЕАКТОРА, ОБЕСПЕЧЕНИЕ ПРИЕМЛЕМОЙ РАДИОАКТИВНОСТИ ПАРА, ПОСТУПАЮЩЕГО НА ТУРБИНУ.

Первоначально предполагалось, что мощность реактора будет 200 МВт (эл.), а тепловая схема будет одноконтурной, без парогенератора: паро-водная смесь из испарительных каналов (ИК) поступает в сепаратор, отсепарированный пар затем направляется в пароперегревательные каналы (ППК), перегревается до необходимой температуры и затем направляется в турбину. Предполагалось, что вырабатываемый пар будет слабо радиоактивным - за счет малого времени пребывания в активной зоне, а конструкция твэл, по типу Первой АЭС, обеспечит непопадание осколков деления в теплоноситель при любых авариях с твэл. Однако, впоследствии были изменены и мощность блока, и тепловая схема. Мощность первого блока была снижена до 100 МВт (эл), а тепловая схема стала двухконтурной: тепло первого контура предавалось в парогенераторе воде второго контура, а образовавшийся насыщенный пар

второго контура перегревался до необходимой температуры в реакторе и направлялся в турбину. Эти изменения были связаны с опасениями по обеспечению необходимого качества водного теплоносителя и его радиоактивностью.

КОНСТРУКЦИОННЫЕ МАТЕРИАЛЫ. Высокие параметры теплоносителя исключали использование в активной зоне циркония, вернее - его сплавов; подходящих сплавов циркония в то время не существовало, хотя желание использовать циркониевые сплавы для активной зоны было и в начале разработок и впоследствии. Так в 1960 г. в ФЭИ были выполнены физические расчеты активной зоны АМБ-1 со стержневыми твэл, имеющими циркониевую оболочку, затем к этой идее по настоянию А.И. Лейпунского вернулись в ФЭИ в 1965 г., однако предложения ФЭИ не были в то время поддержаны НТС и руководством НИКИЭТ. В результате было решено остановиться на нержавеющей стали для первого контура, а в качестве основного материала второго контура были выбраны стандартные углеродистые стали, за исключением трубопроводов разводки пара от распределительного коллектора до реактора (пароперегревательные каналы) и от реактора до сборного горячего коллектора, которые были выполнены из нержавеющей стали. Таким образом, впервые в практике реакторостроения теплоноситель, проходящий через реактор, контактировал со значительными поверхностями из низколегированных углеродистых сталей.

Проблема графита не представлялась сложной; к тому времени был получен опыт эксплуатации графитовой кладки реактора "АМ" при температуре до 750 °С: главное - обеспечить низкое содержание водяного пара в азоте, то есть предотвратить утечку теплоносителя в кладку.

ВОДНЫЙ РЕЖИМ, КОРРОЗИОННЫЕ ПРОБЛЕМЫ. В тесной связи с выбором конструкционных материалов необходимо было исследовать и проблемы водного режима, коррозионные проблемы, накопление и транспорт гремучки, радиоактивных взвесей. Беспокойство было связано и с возможными отложениями накипи и хлорсодержащих солей на поверхностях твэл в зоне кипения и перегрева, и поверхностях трактов ИК и ППК, а также проточной части турбины. Дело в том, что отложения накипи на поверхностях твэл даже толщиной 0,1 мм привели бы к росту температуры оболочки твэл на сотни градусов и ее разгерметизации. То, что на поверхностях твэл реактора "АМ" накипь не была обнаружена еще ничего не означало, так как условия кипения теплоносителя в ИК и досушивания пара в ППК могли способствовать более интенсивному отложению накипеобразующих

веществ. Не забудем - второй контур объединял и оборудование машинного зала, и пароперегревательные каналы реактора. Отложения в проточной части турбины могли бы привести к повышенному радиационному фону в зоне обслуживания турбины. Весь этот комплекс вопросов изучался на специально созданных петлевых установках реактора "АМ" в ФЭИ и модели проточной части турбины, которая была разработана в ВТИ и смонтирована на одной из петлевых установок ФЭИ.

В результате исследований было установлено, что

- за время кампании (2 года) и при соблюдении требований водного режима практически не происходит отложений накипи на поверхностях твэл ИК и ППК; не было отмечено и опасных, с точки зрения радиационной обстановки, отложений на проточной части турбины;
- в отличие от случая теплосъема некипящей водой при кипении теплоносителя в реакторе в нем образуется практически совпадающее с расчетом количество водорода и кислорода - за счет радиолиза воды.

Правда, часть водорода успевает продиффундировать через тонкостенные аустенитные трубки каналов в газовую среду реактора. По оценкам ФЭИ в первом блоке реактора БАЭС должно было генерироваться около двух кубометров гремучки в час. Во время энергетического пуска она проявила себя в виде "хлопков" в эжекторах турбины. От этой неприятности избавлялись путем искусственного подмешивания пара в смесь отсасываемых из конденсатора турбины неконденсируемых газов.

К сожалению, разработчики проекта не смогли к моменту завершения проектных работ по первому блоку до конца разобраться в причинах коррозионного растрескивания аустенитных труб топливных каналов и оболочек твэл "АМ" и поэтому не были приняты достаточные меры, предотвращающие протекание коррозионных процессов, о чем будет сказано ниже.

ФИЗИКА РЕАКТОРА, БИОЛОГИЧЕСКАЯ ЗАЩИТА. Проблема точного расчетного предсказания основных физических функционалов реакторов АМБ, несмотря на приобретенный опыт при проектировании реактора "АМ", оказалась для того времени архисложной. Сказывались недостаточность константного обеспечения, сложная гетерогенная структура активной зоны с локализованным расположением поглотителя, топлива и воды, сложная картина температурного поля от 3000С (температура воды на входе в топливный канал) до 700÷7500С - максимальной температуры графита. Расчетчики впервые столкнулись с реактором больших размеров, состоящим из многих критических взаимодействующих между

собой масс; впервые им пришлось решать задачу управления полем энерговыделения по всему объему активной зоны. В связи с отсутствием необходимых средств контроля паросодержания, очень остро стояла задача поиска физических способов контроля энерговыделения и методов поканального физического расчета. Труднейшей представлялась задача оценки эффекта воды, расположенной в каналах СУЗ, аварийной воды, находящейся в зазорах графитовой кладки - в удалении от ТВЭЛ, воды, находящейся во внутренних трубах ТВЭЛ, особенно, в переходных динамических режимах, когда происходит вскипание водного теплоносителя в ИК, или его "продувка" (эвакуация) в ППК. Существовали большие сомнения в возможности осуществления контролируемого управляемого сложного нейтронно-физического и теплогидравлического процесса. Оптимизация состава активной зоны шла в направлении поиска такого ее состава, при котором плотностной эффект реактивности воды был бы близок к нулю, а отношение тепловыделения в испарительных к тепловыделению в пароперегревательных каналах оставалось бы постоянным во всем мощностном диапазоне и на протяжении всей кампании. Упомянем еще о возникшей в то время проблеме ксенонной нестабильности реактора.

Все это потребовало кропотливой работы по усовершенствованию методов расчета, константного обеспечения, проведения физических исследований, для чего в 1957 г. в ФЭИ был сооружен критический стенд с центральной вставкой-имитатором реальной решетки реактора АМБ. Руководил расчетными физическими исследованиями в ФЭИ М.Е. Минашин, а экспериментальными физическими исследованиями - Б.Г. Дубовский; в математическом отделе ФЭИ разработку методов аппроксимации кинетического уравнения Больцмана, методов численного решения нейтронно-физических задач с помощью ЭВМ, первые образцы которых в то время появились, возглавлял Г.И. Марчук. В НИКИЭТ физические расчеты реакторов АМБ проводились под руководством А.Д. Жирнова. Основными исполнителями физических расчетов были В.Н. Шарапов, Ю.И. Орехов, А.Н. Рыжков, А.Н. Галанин, В.И. Орехов, З.М. Курова - в ФЭИ и Ю.И. Митяев - в НИКИЭТ. Научным руководителем всей совокупности работ первоначально был Д.И. Блохинцев, затем А.К. Красин, и в последние годы работы над проектом и при эксплуатации блоков АМБ роль научного руководителя фактически выполнял М.Е. Минашин. Можно отметить следующие, нашедшие всеобщее признание работы по теории реакторов, выполненные в пятидесятые и шестидесятые годы:

- Л.Н. Усачева - по теории ценности нейтронов и обобщенной теории возмущений (1955-1965 гг.);
- В.В. Орлова - по теории резонансного поглощения нейтронов и в том числе для конкретной геометрии решетки АМБ (1957);
- А.А. Лукьянова - по учету резонансных эффектов в сечениях;
- В.Ф. Турчина - по теории термализации нейтронов;
- Г.Я. Румянцева - по теории диффузии в гетерогенных средах и Pn приближениям решения кинетического уравнения;
- В.Н. Морозова - по развитию методов решения кинетического уравнения Sn методом.

Усилиями И.А. Акимова создается первая расчетная трехмерная программа, позволяющая рассчитывать тепловыделение в каждом отдельно взятом топливном канале. В работах А.Б. Бондаренко была подробно исследована связь фактора ксенонной неустойчивости с накоплением плутония в зоне и коэффициентом неравномерности тепловыделения по зоне; им же были исследованы основные нестационарные аварийные режимы реактора. Д.А. Кардашов в 1956 г. выпускает первый сборник: "Константы для расчетов тепловых реакторов". В результате выполненных расчетно-экспериментальных физических исследований были обоснованы состав и компоновка активных зон АМБ-1 и 2, биологической защиты, органов управления реактивностью, определены эффекты реактивности, обусловленные изменениями температуры, мощности, плотности воды, выгорания топлива, отравления; важным успехом физических исследований было определение конфигурации активной зоны, практически нечувствительной к количеству воды, находящейся в зоне.

ОБОСНОВАНИЕ ТЕПЛОГИДРАВЛИЧЕСКОЙ НАДЕЖНОСТИ АКТИВНОЙ ЗОНЫ. В обоснование теплогидравлической надежности активной зоны АМБ-1 в ФЭИ были выполнены фундаментальные исследования по кризису теплообмена и по гидродинамической устойчивости в системах параллельных обогреваемых трактов - в трактах ТВЭЛ внутри одного канала и в трактах топливных каналов. Исследования по кризису теплообмена применительно к условиям реактора АМБ выполнялись Б.А. Зенкевичем, О.Л. Песковым, О.А. Судницыным под руководством В.И. Субботина. В этих работах на созданных в ФЭИ специальных стендах были подробно исследованы условия возникновения кризиса теплоотдачи в зависимости от массовой скорости, давления, паросодержания (и недогрева), геометрии трубки и теплового потока. На основе этих исследований были разработаны и рекомендованы для расчетов критериальные уравнения. Несмотря на огромный

объем выполненной работы, как это стало ясно потом, моделирование не всех происходящих в реакторе процессов были выполнены корректно.

Исследования гидродинамической устойчивости потоков двухфазного теплоносителя внутри испарительных каналов, исследования межканальной устойчивости, а также исследования по способу выполнения переходного процесса в системе пароперегревательных каналов и, наконец, исследования по обеспечению требуемых температур твэл в переходных режимах были выполнены в ФЭИ Л.А. Кочетковым совместно с В.Я. Козловым, В.В. Долговым, О.А. Судницыным, А.Н. Григорьянцем, Т.Н. Ушаковым на реакторе "АМ" и на созданных на нем петлевых установках и экспериментальных стендах. В результате были сформулированы условия гидродинамической устойчивости, даны рекомендации по необходимому шайбованию трактов твэл. Впервые режим кипения теплоносителя в канале реактора АМ был осуществлен в 1956 году, а внутриреакторный перегрев пара в 1957 году. Стабильное поведение автоматического регулятора мощности и термопар, замеряющих температуру твэл, свидетельствовало об отсутствии пульсаций теплоносителя при переходе в режим кипения. Позднее в 1957-58 гг. на реакторе АМ и на петлях АМ-ПВ/2 и АМ-ПВП на экспериментальных топливных каналах, моделирующих твэл и каналы реакторов АМБ, был осуществлен стабильный режим кипения теплоносителя одновременно в группе каналов.

Наиболее сложным оказался переходный режим замены теплоотвода в пароперегревательных каналах водой на теплоотвод паром. Разрабатывалось и проверялось на петлях две технологии: технология непрерывного замещения воды паром либо путем постепенного подъема мощности при постоянном расходе теплоносителя, либо путем уменьшения расхода теплоносителя при постоянной мощности и технология продувки (эвакуации) воды из пароперегревательных каналов накопленным в барабане-сепараторе паром в режиме одновременного снижения мощности и давления в паровом контуре. Остановились на последнем режиме, так как он реализовывался на меньшем уровне мощности и лучше контролировался. И все-таки выход в паровой режим на реакторах АМБ, наверное, был самой нетривиальной операцией, требующей навыков у операторов: выход на мощность 20% → разогрев в водяном режиме → сброс мощности до ~3% → одновременно сброс давления в паровом контуре, образование уровня в сепараторе* →

* так делалось в схеме второго блока; в схеме первого блока пар накапливался в барабане испарителя.

продувка пароперегревательных каналов паром → незамедлительный подъем мощности реактора до 15%.

Исследования по гидродинамической устойчивости, переходным режимам и критическим тепловым нагрузкам легли в основу разработанной в ФЭИ методики оценки теплогидравлической надежности топливных каналов активной зоны. В ней впервые в нашей практике учитывался статистический разброс технологических и режимных параметров при расчете характерных температур и запасов до критической нагрузки в "горячих" точках. В результате этих расчетных исследований было показано, что проектная мощность как первого, так и второго блоков БАЭС завышена (Л.А. Кочетков, О.А. Судницин, В.Я. Козлов, Е.П. Катунов, В.В. Долгов). Однако, Главным конструктором эти предостережения не были восприняты.

РАЗРАБОТКА ТЕПЛО ВЫДЕЛЯЮЩИХ ЭЛЕМЕНТОВ. И все-таки самой трудной задачей, как и в случае Первой АЭС, оказалась разработка твэл. Первоначально разработка твэл для ИК и ППК велась в ФЭИ под руководством В.А. Малых и Е.И. Стрельцова. Твэл ИК отличался в первых разработках от твэл Первой АЭС большими геометрическими размерами трубок по диаметру и высоте. Кроме того для него была предложена нелегированная пирометаллургическая крупка из урана с большим насыпным весом $9,0 \div 12,0$ г/см³ вместо $8,6$ г/см³ - как это было в твэл Первой АЭС. В качестве контактного материала был выбран, как и ранее, магний. Систематические испытания твэл АМБ начались на реакторе АМ и его петлях в 1958 году.

Для оболочек твэл ППК была выбрана более жаростойкая сталь ЭИ-695, плакированная 50-микронным слоем армко-железа, а в качестве контактного материала был выбран кальций. За восемь лет разработки твэл АМБ всего было испытано около 90 экспериментальных сборок и около 200 твэл. Первыми результатами этих исследований были:

- отказ от использования нелегированной урановой крупки и урановой бериллизированной крупки;
- отказ от использования пирометаллургической крупки с большим насыпным весом;
- отказ от использования стали ЭИ-695.

Переходом на уран-молибденовый сплав с крупкой прежнего насыпного веса - $8,6$ г/см³ была, в основном, решена проблема твэл ИК.

Однако, ко времени пуска первого блока БАЭС удовлетворительного решения по твэл ППК не было найдено: не была, в частности, отработана технология изготовления и автоматизированного

контроля качества биметаллических труб. Кроме того, более высокий температурный режим твэл ППК был причиной низкого допустимого выгорания топлива. 07.01.60 года секция НТС Министерства принимает решение о пуске первого блока БАЭС на пониженных параметрах пара $p=60-70$ атм, $t=400-430$ °С с использованием твэл, аналогичных твэл ИК. В ФЭИ для твэл ППК на номинальные параметры пара были предложены новые варианты топливной композиции: уран-циркониевый сплав и монокарбид урана с кальцием в качестве теплопроводной матрицы, а во ВНИИНМ по заданию ФЭИ (1960 г.) начинается разработка еще одного варианта твэл ППК на основе двуокиси урана и теплопроводной матрицы на основе меди. Для оболочки твэл ППК выбирается новая сталь ЭИ-847, предложенная ВНИИНМ. В 1963-1964 гг. появились экспериментальные доказательства уверенной работоспособности твэл на основе двуокиси урана. В ФЭИ были выполнены новые физические расчеты активных зон реакторов АМБ-1 и 2 с твэл ППК, обеспечивающих получение номинальных параметров пара вплоть до 540 °С; а в НИКИЭТ была выпущена новая техническая документация на топливные пароперегревательные каналы. Все это обеспечивало переход во второй кампании реактора АМБ-1 и пуск реактора АМБ-2 на проектных параметрах пара.

РАЗРАБОТКА ПРОЦЕССОВ РЕГЕНЕРАЦИИ ТВЭЛ. В конце пятидесятых, начале шестидесятых регенерация облученного топлива с выделением ценных компонентов рассматривалась как важный путь снижения топливной составляющей стоимости электроэнергии. Уже к 1959 г. в ФЭИ А.П. Смирновым-Авериным и Г.Б. Костаревым был выполнен цикл работ по регенерации твэл реактора "АМ".

- Были изготовлены и опробованы на необлученных макетах станок рубки твэл и аппарат для растворения и удаления стальных деталей.
- Разработаны, изготовлены и испытаны экстракционные колонки и пульсаторы, смеситель-отстойник.
- Исследовано трикарбонатное осаждение уранила в присутствии этилендиаминтетрауксусной и нитрило-триуксусной кислот.
- Разработана методика реэкстракции урана и плутония из органических экстрагентов.
- Разработана методика количественного определения плутония в рабочих растворах без химического выделения.
- Исследована радиационная стойкость экстрагентов и ионнообменных смол.

Все это дало возможность приступить к исследованию процессов растворения уже облученных твэл.

РАЗРАБОТКА НЕСТАНДАРТНОГО ОБОРУДОВАНИЯ. Основное реакторное оборудование: топливные каналы, каналы и стержни СУЗ, элементы графитовой кладки, верхняя и нижняя плиты реактора, кожух реактора, система сброса пара из реактора в случае разрыва трубок каналов и арматура автоматического отключения аварийного канала, распределительные и сборные коллекторы теплоносителя, подводящие и отводящие трубопроводы теплоносителя "к" и "от" топливных каналов, ротаметры для измерения расхода теплоносителя, сепаратор и парогенератор разрабатывались до уровня технического проекта НИКИЭТ под руководством Н.А. Доллежала. Рабочее проектирование реакторного оборудования было выполнено КБ Ленинградского Металлического завода под руководством Н.В. Богданова.

Главные циркуляционные бессальниковые насосы первого контура и контура СУЗ были спроектированы КБ Ленинградского Кировского завод и здесь же изготовлены. Проектирование первой очереди БАЭС было выполнено Ленинградским институтом Атомэнергопроект под руководством Н.М. Кугушева, М.А. Альтшуллера и А.М. Новожилова.

В конструкции СУЗ реакторов АМБ было предложено несколько оригинальных решений:

- приводы стержней управления реактором располагались под реактором;
- управление стержнями защиты было гидравлическое: потоком теплоносителя стержни поднимались вверх, а затем поток теплоносителя с помощью трехходовых клапанов изменял направление движения на обратное. Все исследования гидравлической системы были выполнены в НИКИЭТ Р. Ионайтисом;
- для компенсации дополнительного запаса реактивности во втором блоке АМБ в НИКИЭТ предложили и разработали стерженьки обгорающего поглотителя из окиси кадмия, которые располагались в центральной трубке ИК; эти стерженьки впоследствии стали причиной неприятной аварийной ситуации.

Разработка проекта первой очереди БАЭС выполнялась в соответствии с Постановлением СМ СССР № 351-223 от 15.03.56 г., которым поручалось соорудить в 1956-1960 гг. Белоярскую АЭС в составе двух блоков по 200 МВт (э) каждый. В 1957 г. решением секции НТС Министерства (от 26.04.57 г.), а затем Постановлением ЦК КПСС и СМ СССР № 272-129 от 08.03.58 г. мощность первого блока снижена до 100 МВт (э). Постановлением СМ СССР № 917-397 от 30.08.62 г. поручалось сооружение второго блока мощностью 200 МВт (э) выполнить в 1962-1967 годах.

Трудной проблемой в проекте оказался контроль за работой

реактора и топливных каналов, общее количество которых достигало 1000 шт; трудности были связаны с большим количеством каналов, с высоким уровнем давления (150 атм.) и температур, а также с двухфазностью теплоносителя. Поскольку надежных измерителей расхода и паросодержания в то время не существовало, возникла острая проблема контроля энерговыделения по всему объему активной зоны, тем более, что запасы до критической тепловой нагрузки в ИК составляли 1,2 - 1,3 при условии практически идеального распределения расхода (для чего были предусмотрены запорно-регулирующие вентили на входе в каждый канал) под идеальное поле энерговыделения. К моменту пуска первого блока разработана и смонтированы:

- ротаметры для измерения расхода теплоносителя в топливных каналах;
- термопары на выходе из ППК;
- система контроля целостности ТВЭЛ по измерению активности отсасываемого из зазоров в графитовых блоках каждого канала газа, чувствительность которой была проверена на аварийных ячейках реактора "АМ";
- термопары, замеряющие температуру ТВЭЛ на нескольких ИК и ППК.

Таким образом, о мощности каналов можно было судить только по замерам параметров в водяном режиме.

Другие приборы и методы контроля поля энерговыделения (миниатюрные гамма - камеры, датчики прямой зарядки, измерители паросодержания) находились в стадии разработок.

3. Результаты эксплуатации

Пусконаладочные работы и физический пуск первого блока были осуществлены в конце 1963 г. Руководителем физического пуска был назначен Б.Г. Дубовский (ФЭИ). Тщательно разработанные в ФЭИ программа физического пуска, методики и нештатная физическая аппаратура, (реактиметр, самописец положения стержней автоматического регулирования, измеритель отклонения мощности, комплект скоростных измерений 10 параметров) укомплектованная группа физического пуска, которая кроме сотрудников ФЭИ включала сотрудников НИКИЭТ и физлаборатории БАЭС, способствовали успешному проведению физического пуска. Важным результатом физического пуска было отличие расчетного запаса реактивности и измеренного на 3%, что достаточно легко было исправлено изменением отношения ИК различного обогащения.

Но пожалуй наиболее яркое впечатление оставили огромные изменения полей энерговыделения на 20, 30 и даже на 50% в зависимости от способа компенсации изменяющегося запаса реактивности. Это заставило определить на период эксплуатации очень жесткий регламент перемещения стержней.

Перед энергетическим пуском блока большое внимание было уделено комплексной обкатке всего оборудования и очистке контура от примесей, имея в виду очень маленькие диаметры шайб на входе в топливные каналы - 4,5 мм. Паровой контур необходимо было довести по качеству воды до требуемых норм. Отмывка контура осуществлялась горячей водой с расходом в ~ 2,5 раза превышающим номинальный, и тем не менее питательный клапан был задресселирован до отказа (из-за малого гидравлического сопротивления парового контура при протекании по нему воды). В результате кавитационных явлений питательный трубопровод $\varnothing 85 \times 7$ мм был разрушен через ~ 7 часов после включения насосов. Вода при давлении 170 атмосфер и температуре 160 °С стала поступать в помещение, которое, к счастью, оказалось в это мгновение без персонала.

Для проведения энергетического пуска в помощь БАЭС была сформирована пусковая группа из сотрудников ФЭИ и НИКИЭТ (А.В. Бондаренко, Ю.В. Евдокимов, Г.А. Шашарин, Н.А. Леонов, П.А. Николенко, Л.И. Лунина, Г.Д. Князева, В.А. Петров).

Руководство энергетическим пуском было поручено Л.А. Кочеткову.

26 апреля 1964 г. первый блок начал вырабатывать электроэнергию, мощность его постепенно повышалась; к концу 1964 г. она оставляла 70% (60 МВт э.), в начале 1965г. она была увеличена до 75 МВт э. и держалась на этом уровне до конца апреля 1965 г. В августе 1964 г. была зарегистрирована первая "сухая" авария - нарушение герметичности внешней оболочки твэл, а в октябре 1964 г. появился дренаж воды из кладки реактора, что свидетельствовало о появлении течей в трубках топливных каналов. В условиях возникшей "паровой бани", количество дефектов в трубках каналов увеличивалось. Из других дефектов оборудования наиболее серьезными были многочисленные отказы ротаметров, сигналы от которых приводили к остановке реактора, и зависания (отказы) стержней аварийной защиты. В конце апреля 1965 г. мощность реактора была увеличена до 91% (85 МВт э.), что привело к массовой разгерметизации твэл семи ИК. Комиссионный анализ происшедших событий привел к заключению, что наиболее вероятной причиной аварийной ситуации был кризис теплопередачи. Стало очевидным, что номинальный уровень мощности не обоснован.

Мощность реактора была ступенями снижена до 75 МВт (э) - май, 65 МВт (э) - июнь, 60 МВт (э) - июль.

По состоянию на этот период из реактора аварийно было извлечено 43 ИК и 2 ППК - по причине течей трубок и 14 ИК и 10 ППК - по причине "сухой" аварии. Предстоял тщательный анализ условий эксплуатации и происходящих негативных процессов.

Вместе с тем, приближался пуск второго блока. Его проектная мощность в тех же геометрических размерах была в 2 раза выше мощности первого блока (200 МВт э.), тепловая схема стала одно-контурной - пароводяная смесь после ИК направлялась в сепаратор. Отсепарированный пар направлялся непосредственно в ППК реактора и дальше - на турбину. К моменту пуска реактора второго блока были изготовлены твэлы ППК на номинальные параметры пара. К проведению физического и энергетического пусков были привлечены те же сотрудники ФЭИ и НИКИЭТ, что и при пуске первого блока. Руководство физпуском было поручено Б.Г. Дубовскому, и руководство энергетическим пуском - Л.А. Кочеткову.

Физический пуск второго блока состоялся 17.09.67 - 10.10.67 г., и он не принес больших неожиданностей; по его результатам удалось сократить средства компенсации первоначального запаса реактивности. Однако, перед энергетическим пуском во время окончательных промывок объединенного первого и второго контуров гидравлика еще раз преподнесла сюрприз: установленные в отпускные трубки ИК поглощающие стерженьки из окиси кадмия под действием вращающегося потока воды вибрировали, совершали круговые движения, терлись о стенку трубок каналов, в результате чего наступал обрыв их тяг и повреждались трубки каналов. В результате комиссионного осмотра значительная часть каналов была признана непригодной к эксплуатации. Возникла тревожная ситуация с графиком дальнейших работ и энергетическим пуском. Благодаря энергичным действиям руководства БАЭС (В.П. Невский) и Министерства ремонт поврежденных ИК был организован непосредственно на АЭС силами Электростальского Машиностроительного завода. Энергетический пуск было решено осуществить на неполном числе топливных каналов.

Причина повреждения поглощающих стерженьков (их подвесок) и топливных каналов была понята позднее, после организации в НИКИЭТ специального эксперимента. Первоначальная версия председателя образованной комиссии, чл.корр. АН СССР И.Я. Емельянова и д.т.н. Фомичева М. о том, что причиной повреждений были пульсации давления от установленных на входе в топливные каналы на время водных промывок фильтров, не подтвердилась в прямом эксперименте, поставленным на БАЭС: на одном

из каналов был извлечен фильтр, однако после включения циркуляции вибрация установленного в канал стерженька продолжалась. Как выяснилось в результате проведенных экспериментов причиной вибрации был закрученный поток теплоносителя на входном участке опускной трубки канала; такой поток формируется из-за выбранной геометрии входной камеры канала.

Как сказано было выше, у второго блока также существовала проблема с достижением номинальной мощности.

Кроме того, за время эксплуатации на втором блоке было несколько серьезных аварий. Первая произошла в ночь 30 декабря 1978 г., когда на улице был мороз - 48 °С. В результате повреждений фланцевого соединения на напорном трубопроводе главного масляного насоса турбины в машинный зал стало поступать под давлением 30 атм. распыленное масло. Масло вспыхнуло, пожар перебросился в кабельный полуэтаж, в результате чего был почти полностью потерян контроль над блоком. Пожар продолжался около 12 часов, поселок и реактор 2-го блока были спасены за счет того, что продолжал до утра работать первый блок, машинный зал которого объединен с машинным залом второго блока. Реактор и топливные каналы второго блока не были повреждены. Восстановление блока заняло более полугода. Затем 26.05.76 при выводе второго блока на мощность часть испарительных каналов были оставлены с недостаточным количеством поступающей для теплоотвода воды, что стало причиной повреждения значительного количества твэл. Кроме того, в июле 1970 года имело место повреждение - разрыв внутренних трубок твэл испарительных каналов из-за коррозионных процессов в результате заброса в теплоноситель химических веществ, используемых для регенерации фильтров, что привело к резкому ухудшению водного режима.

Главной причиной ограничения мощности как первого, так и второго блоков, а также многих аварийных ситуаций с твэл был ухудшенный режим теплосъема. Важное значение для понимания происходящих физических процессов имела дискуссия между ФЭИ и ВТИ (В.И. Субботин - В.Е. Дорошук). Ухудшение условий теплообмена в ИК реактора АМБ ВТИ В.Е. Дорошук, А.С. Коньков связывали с кризисом второго рода, который возникает при высоких паросодержаниях при дефиците водяной фазы и срыве водяной пленки со стенок трубки паровым потоком. Важно, что возникновение кризиса второго рода не зависит от тепловой нагрузки; от нее зависит только перепад температуры на стенке трубки. Объяснение ВТИ оказалось правильным. В ФЭИ на стендах лаборатории Б.А. Зенкевича была выполнена новая серия экспериментов на электрообогреваемых имитаторах твэл. Для оценки

теплотехнической надежности ИК вводится новое понятие - критическая мощность каналов, которая учитывает ухудшение теплопередачи как в результате кризиса первого рода, так и в результате кризиса второго рода. Проведенными новыми расчетами было показано, что допустимой мощностью первого блока является мощность 70 МВт(э), а второго блока - 140 МВт(э).

Для достижения номинальных значений мощности было предложено:

- увеличить расход теплоносителя через ИК первого блока путем установки двух дополнительных циркуляционных насосов и снижения гидравлического сопротивления ИК за счет перехода к внутренней трубке твэл большего диаметра (12 x 0,6 мм вместо 9,4 x 0,6 мм);
- перейти на новые ППК, твэл которых допускали перегрев пара до 520-540 °С;
- разработать специальные интенсификаторы теплообмена, которые бы исключали ухудшение теплопередачи при проектных значениях паросодержания.

В конце 1969 года первые два предложения были реализованы, и мощность обоих блоков была поднята практически до проектного значения: 100 МВт (э) - для первого блока и 193 МВт(э) - для второго блока.

Первое обсуждение проблемы интенсификаторов теплообмена состоялось в сентябре 1965 года на БАЭС и в этом же году в ФЭИ начались исследования интенсификаторов различной конструкции, предложенных ФЭИ, ВТИ, Электростальским заводом. В начале 1971 года в реактор АМ поставлен первый экспериментальный канал с проволочным интенсификатором. После проведенных исследований в середине 1971 года для окончательной доработки ФЭИ рекомендовало две наиболее перспективные конструкции: трубка со спиральными ребрами и кольцевые поперечные гофры на внутренней трубке твэл. В 1975 году по чертежам НИКИЭТ Электростальским заводом совместно с ФЭИ были изготовлены 22 экспериментальных ИК с интенсификаторами в виде поперечных гофр; этот вариант стал основным, как более простой и дешевый. Этим решением проблема кризиса теплопередачи была снята окончательно. В подтверждение достоверности полученных на теплогидравлических стендах ФЭИ результатов на реакторе АМ были выполнены два уникальных эксперимента - по прямоточному режиму генерации перегретого пара в топливном канале с интенсификаторами (В.Я. Козлов) и по реализации устойчивого кризисного режима в испарительных твэл с фиксацией температурного режима (В.А. Козлов, Л.А. Кочетков). Проведенный анализ показал

совпадение результатов, полученных на стенде и в реакторе.

Параллельно шла работа по совершенствованию топлива твэл, повышению глубины его выгорания, по выяснению причин преждевременной разгерметизации оболочек твэл и растрескивания трубок канала.

Как было установлено, хлорная коррозия под напряжением была причиной разрушения спирального компенсатора различных температурных удлинений трактов твэл и центральной трубки канала, места соединения трубки твэл и трубки канала "внахлест" с образованием щели между трубками и, наконец, внешней оболочки твэл в верхней ее части. Для нейтрализации коррозионных процессов было введено алитирование компенсатора, разработано бесщелевое соединение трубок каналов, введен наддув очищенного сухого азота в полости каждого канала - для предотвращения контактного пара с горячими поверхностями нержавеющей труб (НИКИЭТ, ФЭИ).

Выше уже было сказано, что в 1969 г. был осуществлен переход на новый твэл ППК. А в 1970 г. ФЭИ (Минашин М.Е., Шарапов В.Н.) проводит расчеты активной зоны с новой топливной композицией, предложенной ВНИИНМ (Зыков В.И.): двуокись урана с магниевой теплопроводной матрицей. Одновременно было предложено сократить число твэл с шести до пяти, что правда, ухудшало физику реактора - пустотный эффект водного теплоносителя становится положительным. В декабре 1974 г. была изготовлена опытная партия 70 шт. новых ИК, которые впоследствии стали штатными.

В это же время (1970) была разработана расчетная методика обоснования работоспособности твэл трубчатого типа (А.Н. Рыжков). Было показано, что по мере выгорания топлива происходит увеличение его объема, диаметра внешней оболочки твэл; напряжения в оболочке становятся положительными и при изменении диаметра оболочки на $0.5 \div 1.0\%$ ($0.1 \div 0.2$ мм), происходит ее полное охрупчивание; в это время она становится легко подверженной также и хлорной коррозии в случае контакта с водой или влажным паром. Расчетом было обоснована предельная величина выгорания топлива 34 мВт сут./т (вместо 10 мВт сут./т как это было в проекте) для твэл ИК (при среднем значении выгорания 25 мВт сут./т) и 41 мВт сут./т (при среднем значении 31 мВт сут./т) для твэл ППК. Все это позволило снизить топливную составляющую себестоимости вырабатываемой электроэнергии с 0,58 коп./кВт.ч до 0,38 коп./кВт.ч (в ценах 1970 г.).

Заметные усовершенствования были выполнены в системе контроля энерговыделения по объему активной зоны. В 1966 г. были

выполнены на реакторе АМ испытания первых датчиков прямой зарядки разработки НИИ источников тока (Миттельман М.Г.). После успешных их испытаний начинается их внедрение на реакторах АМБ-1, АМБ-2 (ФЭИ, Б.Г. Дубовский, И.М. Кисиль).

Почти одновременно (1966 г.) были разработаны в НИКИЭТ миниатюрные γ - камеры (В.В. Постников). На основе их показаний В.В. Постниковым разрабатывается методика вычисления мощности каждого канала, которая дополнялась результатами прямых физических расчетов по трехмерной программе И.С. Акимова.

В 1981 г. и в 1989 г. реакторы АМБ-1 и АМБ-2 завершили активную часть своей "жизни". В настоящее время они находятся в стадии вывода из эксплуатации. Вырабатываемая ими электроэнергия несмотря на их относительно малую мощность имела вполне приемлемую себестоимость - 1,1 коп./кВт.ч. Только американские специалисты попытались повторить опыт по созданию реактора, вырабатывающего перегретый в реакторе пар (Pathfinder), но этот опыт оказался неудачным. На результатах эксплуатации реакторов АМБ сказались торопливость, недостаточность экспериментального обоснования многих вопросов, порой несогласованность между разработчиками основных идей (ФЭИ и НИКИЭТ). Преемниками истории канальных реактор стали реакторы Билибинской АЭС, которые разрабатывались без НИКИЭТ и реакторы типа РБМК, которые разрабатывались без ФЭИ, но первые предложения по которым были высказаны в ФЭИ по предложению А.И.Лейпунского.

АЭС С ВОДО-ВОДЯНЫМИ РЕАКТОРАМИ

Сидоренко В.А.

Начало работ над проектом водо-водяного корпусного энергетического реактора (ВВЭР) относится к 1954-55 годам.

Отправной точкой стало развертывание работ по сооружению атомной подводной лодки, для которой в качестве четвертого варианта в конце 1952 года был предложен корпусной реактор, где единственным замедлителем стала легкая вода - ЭРКТ (ВМ). Первая критическая сборка для изучения физики такого реактора была сооружена и исследована в 1953 году. В 1954 году был создан первый исследовательский водо-водяной реактор ВВР для изучения защиты лодочной установки. В середине 1954 года стало формироваться предложение о разработке водо-водяного реактора для атомной электростанции.

К маю 1955 года в Институте атомной энергии была подготовлена серия технических заданий на проектирование энергетических реакторов с водяным и газовым охлаждением, которым были присвоены индексы ВЭС-1, ВЭС-2, ЭВГ и ЭГ.

Нейтронно-физические особенности реактора с водяным замедлителем, позволявшие получить большие мощности при малом размере активной зоны и глубокое выжигание урана, открывали перед этим реактором широкие технические и экономические перспективы и, в результате, выдвинули его на первый план в проводившихся эскизных проработках реакторов для атомных электростанций. Стоимостные оценки по этому типу реактора давали наиболее обнадеживающие результаты.

Были рассмотрены следующие варианты:

- водо-водяной реактор ВЭС-1 (водяная электростанция-1) с алюминиевой конструкцией активной зоны для низких параметров пара (двухконтурная схема, насыщенный пар давлением 3 атмосферы);

- такой же реактор ВЭС-2 с заменой алюминия цирконием для выработки пара более высоких параметров (двухконтурная схема, насыщенный пар давлением 29 ата);
- водяной реактор ЭВГ (энергетический водо-газовый) с использованием газового теплоносителя для перегрева пара (перегретый пар давлением 29 ата при температуре 400 °С);
- помимо этого, в то время в Институте атомной энергии был в достаточных деталях изучен вопрос о возможности использования уран-графитового реактора с газовым охлаждением для целей энергетики, поэтому атомная электростанция с реактором ЭГ (энергетический газовый) также была включена в число сравниваемых вариантов;
- отдельно был рассмотрен вариант комбинированной атомной электростанции с водо-водяным реактором типа ВЭС-2 для производства насыщенного пара и графито-газовым реактором типа ЭГ для перегрева этого пара.

Из всех вариантов для "первой энергетической станции" предпочтение было отдано реактору ВЭС-2 с турбинами, работающими на насыщенном нерадиоактивном паре среднего давления. Разработка проекта (как и в дальнейшем всех проектов этого направления) была поручена ОКБ "Гидропресс".

Технический проект реактора электрической мощностью 200 МВт был выполнен в 1956 году. В 1956 же году было подписано межправительственное соглашение с ГДР, и в 1957 году начались работы по АЭС Райнсберг мощностью 70 МВт. После проработки различных вариантов привязки первой АЭС с ВВЭР, начиная с ТЭЦ-21 Мосэнерго в Ховрино, была выбрана Ново-Воронежская площадка, на которой были сооружены головные ВВЭРы всех поколений.

1-й блок НВ АЭС (ВВЭР-1) был включен в сеть в 1964 году и выведен из эксплуатации в 1984 году.

2-й блок электрической мощностью 365 МВт проработал с 1969 по 1990 год.

АЭС "Райнсберг" была введена в работу в 1966 году.

Сооружение первых блоков НВ АЭС подтвердило техническую осуществимость надежных промышленных энергоисточников на ядерном топливе. Опыт их создания и эксплуатации имели исключительно важное значение для дальнейшего развития АЭС с ВВЭР в нашей стране и по нашим проектам за рубежом.

В этом очерке не излагаются подробности разработки и освоения первого блока Ново-Воронежской АЭС, что целесообразно сделать дополнительно для сохранения богатого опыта пионерских разработок. Здесь важно подчеркнуть, что тщательная и динамичная работа на стадии проектирования реактора, предпусковые

исследования физических характеристик активной зоны, своевременные исправления ошибок конструкции, в том числе и после изготовления штатных изделий, и представительные испытания и проверки во время пуско-наладочных работ обеспечили четкий пуск реактора и станции и освоение проектной мощности в кратчайший срок. Энергетический пуск состоялся 30 сентября 1964 года, а освоение проектной мощности 210 МВт эл. - 30 декабря 1964 года. В дальнейшем реактор и станция продемонстрировали возможность эксплуатации на мощности 280 МВт эл.

Опыт последующей эксплуатации, выявивший, в том числе, и ряд недостатков конструкции оборудования и проектных решений и проявившийся в ряде аварий и потребовавший провести значительный объем ремонтных и модернизационных работ, дал очень ценный материал для создания следующих блоков направления ВВЭР.

Необходимо отметить, что ряд основных технических решений, разработанных для первого ВВЭР, были оригинальными и стали традиционными для всех последующих поколений ВВЭР.

К таким решениям относятся:

- треугольная разбивка расположения кассет в активной зоне реактора и тепловыделяющих элементов в кассете, и отсюда - шестигранная форма кассет;
- материал оболочек тепловыделяющих элементов - циркониевый сплав с ниобием;
- в качестве материала корпуса используется высокопрочная легированная углеродистая сталь, работоспособная в больших потоках нейтронного облучения;
- корпус реактора изготавливается из цельнокованных обечаек без продольных швов;
- нижняя часть корпуса реактора, где размещается активная зона, выполнена в виде цилиндрического сосуда с эллиптическим днищем, не имеющим ни врезок типа патрубков, ни других отверстий;
- опорой корпуса реактора является цилиндрический борт на нижней обечайке зоны патрубков;
- приводы СУЗ, системы температурного контроля и энерговыделения активной зоны komponуются на съемном верхнем блоке (крышке) реактора;
- для первых блоков и ВВЭР-440 в качестве органов регулирования в активной зоне реактора используются подвижные кассеты с тепловыделяющими элементами;
- оригинальная конструкция парогенераторов горизонтального типа с трубной решеткой в виде двух цилиндрических коллекторов;

- в качестве материала теплообменных труб парогенераторов применена аустенитная нержавеющая сталь марки ОХ18Н10Т;
- важным фактором было требование транспортабельности всего крупногабаритного оборудования по железным дорогам Советского Союза.

Первое поколение серийных реакторов ВВЭР электрической мощностью 440 МВт было создано на базе опыта сооружения первых двух блоков НВ АЭС. Головной блок серии (3-й - НВАЭС) был введен в эксплуатацию в 1971 году. Всего с 1971 по 1975 год было введено в работу в Советском Союзе 6 таких блоков (на Ново-Воронежской, Кольской и Армянской АЭС) и по межправительственным соглашениям в Болгарии, Чехословакии и ГДР - еще 10 блоков в период с 1974 по 1982 год. Эта серия ВВЭР-440 продемонстрировала экономическую конкурентоспособность атомных электростанций.

Этот этап в развитии ВВЭР связан с первым периодом развития концепции безопасности атомных станций в Советском Союзе, когда предполагалось, что за счет обеспечения высокого качества трубопроводов, оборудования и других компонентов реакторной установки можно будет избежать сколько-нибудь значительного их повреждения, исключив тем самым возможность серьезных аварий.

В этот период начинается формироваться новый комплексный подход к АЭС как к объекту повышенной опасности, требующему разработки и применения специальных мер для обеспечения безопасности.

В то же время, начиная с первого ВВЭР, его разработчики придавали большое значение исключению явлений и событий, которые с большой вероятностью могли бы быть причиной тяжелой аварии или усугубить ход аварии, сделав ее в конце концов тяжелой. При проектировании ВВЭР использовались материалы и конструкции, не склонные к быстрому разрушению, за потенциально опасными явлениями (охрупчивание корпусов реакторов, образование трещин на коллекторах парогенераторов и т.д.) было установлено наблюдение в процессе эксплуатации, что как показал опыт, позволило своевременно принять меры по предотвращению развития нарушений в тяжелые аварии.

Характеристики оборудования ВВЭР (пониженная энергонапряженность активной зоны, большой запас воды в парогенераторах по второму контуру, емкость компенсаторов давления и т.д.) выбирались таким образом, чтобы развитие аварий было медленным и позволяло бы оперативному персоналу принять действенные меры для их ликвидации. Характерные решения, принятые в

ВВЭР и определяющие повышенные свойства их безопасности признаны в послечернобыльский период международными экспертами. Опыт эксплуатации дал примеры тому, как эти свойства полезным образом проявились.

Решающую роль в формировании новых подходов к обеспечению безопасности АЭС сыграла работа над проектом АЭС с реактором ВВЭР-440 для Финляндии, которая началась в 1969 году. Тесное общение и детальное знакомство с практикой других стран, вступивших на путь развития атомной энергетики, форсировало формулирование новых требований к безопасности АЭС на уровне международных.

Характерные черты реакторных установок ВВЭР, формирующие основу их повышенной безопасности, были дополнены общестанционными системами противодействия крупными авариями.

В 1969 году была начата разработка "Общих положений обеспечения безопасности АЭС", в 1971 году была утверждена их первая редакция и в том же году началась разработка проекта АЭС с ВВЭР 2-го поколения, удовлетворяющего международным подходам к обеспечению безопасности.

Первые блоки этой серии были сооружены на АЭС Ловиса в Финляндии (1-й блок пущен в 1977 году, 2-й блок в 1980 году). В реализуемых планах сооружения АЭС в нашей стране и странах СЭВ блоки новой серии заменили планировавшиеся блоки первого поколения. Всего их было сооружено - 4 в СССР и 10 блоков в странах СЭВ.

С учетом новых требований безопасности в 1969 году началась разработка реакторной установки ВВЭР-1000 (проект В-187) для головного 5-го энергоблока на НВ АЭС. В 1971 году технический проект был рекомендован для реализации. В проекте РУ В-187 впервые в нашей стране была принята компоновка с защитной герметичной оболочкой из предварительно напряженного железобетона, рассчитанной на полное давление, возникающее при максимальной проектной аварии с разрывом главного циркуляционного трубопровода диаметром 850 мм.

При разработке первого ВВЭР - "миллионника", из-за больших габаритов корпуса реактора, парогенератора, главных циркуляционных трубопроводов вынуждены были пойти на замену применяемых на ВВЭР-440 материалов на более прочные, позволяющие создать крупногабаритное оборудование, транспортабельное по железным дорогам, а также уменьшить толщину стенок, что облегчало сварку на заводах и на монтаже. Отработка новых материалов, проводимая ЦНИИКМ "Прометей", ЦНИИТМАШ, Ижорским заводом, ОКБ "Гидропресс", ИАЭ им.Курчатова заняла

несколько лет, потребовала корректировки проектов основного оборудования и сроков строительства и ввода в эксплуатацию (примерно на 3 года) 5-й блок НВАЭС с ВВЭР-1000 был введен в эксплуатацию в 1980 году.

Увеличение мощности энергоблока обеспечивалось увеличением тепловой мощности реактора и повышением эффективности паросилового цикла за счет увеличения давления вырабатываемого насыщенного пара. Вторым фактором проявился в повышении КПД турбогенератора с 27,6% для первого блока ВВЭР до 33% для ВВЭР-1000 (соответственно, давление пара в парогенераторе 32 ата и 64 ата).

Увеличение тепловой мощности реактора происходило при сохранении предельных габаритов корпуса реактора (по условиям транспортирования по железной дороге) и практически неизменном эффективном диаметре активной зоны. Это обеспечивалось:

- уменьшением неравномерности тепловыделения в активной зоне;
- увеличением расхода теплоносителя через активную зону;
- увеличением общей длины и поверхности твэлов;
- уменьшением запасов рабочих параметров до предельно допустимых значений.

При переходе от первого реактора к ВВЭР-440 увеличение общей длины твэлов было проведено за счет уменьшения их диаметра с 10,2 мм до 9,1 мм, а при переходе к ВВЭР-1000 была увеличена общая загрузка урана в активную зону и соответственно высота активной зоны. Тепловая мощность ВВЭР-1000 составила 3000 МВт против 760 МВт для первого блока и 1375 МВт для ВВЭР-440.

Улучшение экономических показателей обеспечивалось повышением единичной мощности блока и увеличением глубины выгорания ядерного топлива. При этом все реакторы ВВЭР работают в режиме частичных перегрузок топлива во время ежегодных остановок, совмещаемых с профилактическим обслуживанием и ремонтом оборудования.

Технические решения по конструкции оборудования ВВЭР-1000, по системам технологической части РУ были во многом новые. Так впервые в ВВЭР применена активная зона с "мягкими" регулирующими органами в виде пучков (кластеров) поглотителей (12 стержней в каждом пучке).

С сохранением основных компоновочных решений РУ-В-187 были разработаны проекты РУ ВВЭР-1000 для первого блока (В-302) и 2-го блоков Южно-Украинской АЭС и 1 и 2-го блоков Калининской АЭС (В-338). Модернизация реактора заключалась в уменьшении количества приводов СУЗ со 109 до 49 шт. на 1-м блоке ЮУ АЭС и до 61 шт. на остальных блоках этой группы; были применены в отличие от 5-го блока НВ АЭС бесчехловые тепловыделяющие сборки.

В эксплуатацию эти блоки были введены в 1982, 1985 и в 1984 и 1986 годах, соответственно.

В 1978 году начата разработка реакторной установки ВВЭР-1000 (В-320) для большой серии АЭС. Все новые решения РУ В-320 при сохранении основных параметров по давлению, температуре должны были оптимизироваться на основе накопленного опыта разработки В-187, В-302 и В-338.

В течение 1984-1993 годов было введено в эксплуатацию 14 таких блоков (два из них - в Болгарии в 1987 и 1991 году).

За более чем 35-летний срок существования в мире энергетических реакторов ВВЭР (мощностью от 70 до 1000 МВт(э) брутто), было построено 58 энергоблоков, 49 из которых эксплуатируется в 2000 году (по 13 - в России и на Украине, по 6 - в Болгарии и Словакии по 4 - в Венгрии и Чехии, 2 - в Финляндии и 1 в Армении). Старейший из действующих ВВЭР - 3-й энергоблок Нововоронежской АЭС в России - был подключен к сети в 1971 году, последний - Моховце-2 в Словакии вошел в строй в 1999 году.

Общий опыт эксплуатации АЭС с ВВЭР на начало 2000 года составлял 890 реакторолет.

Основное оборудование АЭС с ВВЭР

В водоводяном реакторе замедлителем нейтронов и одновременно теплоносителем является обычная вода, и активная зона представляет собой регулярную решетку тепловыделяющих (топливных) элементов, помещенных в бак с водой. Система теплоотвода двухконтурная: первый циркуляционный контур замкнутый, тепло передается далее в парогенераторах рабочему телу второго контура, обеспечивающему работу паровой турбины. Для обеспечения достаточно высоких параметров рабочего тела требуется высокое давление воды в первом контуре, подавляющее объемное кипение теплоносителя в активной зоне. В результате определяющим элементом реакторной установки ВВЭР становится **КОРПУС РЕАКТОРА**. Возможное максимальное давление, в первую очередь, определяется толщиной стенки корпуса, которая может быть обеспечена технологическими возможностями завода изготовителя, что, в свою очередь, должно быть увязано с размерами (диаметром) корпуса.

Размеры корпуса диктуются желаемой тепловой мощностью реактора и возможной энергонапряженностью (тепловыделением в единице объема) активной зоны. Прогресс в развитии водо-водяного направления шел по линии увеличения единичной мощно-

сти энергоблоков АЭС, увеличения энергонапряженности активной зоны и увеличения термической эффективности теплового цикла через увеличение давления турбинного пара, увеличение температуры воды первого контура и, соответственно, увеличение давления первичного теплоносителя.

От первых блоков до последнего времени размеры корпуса реактора подчинялись однозначному условию: возможность транспортировки корпуса от завода-изготовителя до АЭС по отечественным железным дорогам с максимально допустимой степенью негабаритности.

Принципиально важной для создания корпусов реакторов стала проблема разработки специальной стали с необходимыми прочностными и технологическими свойствами и, кроме того, достаточно устойчивой к действию нейтронного излучения активной зоны. Для защиты от нейтронного излучения возможно обеспечивать достаточно большой слой воды и стали между активной зоной и корпусом реактора, что приводит к непродуктивному увеличению размеров корпуса. Важно было найти оптимальное решение, повышая радиационную стойкость корпусной стали, которая бы выдерживала экономически целесообразный срок службы (20-40 лет) без недопустимого изменения прочностных характеристик. Была применена хромо-молибдено-ванадиевая сталь повышенной радиационной стойкости перлитного класса 15X2МФА для реакторов ВВЭР-440 и стали 15X2НМФА и 15X2НМФАА - для реакторов ВВЭР-1000.

Были реализованы корпуса следующих размеров при соответствующем рабочем давлении первого контура.

Технология изготовления корпусов была освоена на Ижорском заводе, а затем внедрена на "Атоммаше".

	ВВЭР-210	ВВЭР-440	ВВЭР-1000
Давление в корпусе реактора (МПа)	10,0	12,5	15,7
Максимальный наружный диаметр корпуса (м)	4,400	4,270	4,535
Высота корпуса (м)	11,35	11,80	10,85
Толщина корпуса (мм)			
- цилиндрической части	100	140	190
- зоны патрубков	180	200	290
- фланца	380	500	460

К долговременной прочности и надежности реакторного корпуса предъявляются особо высокие требования, имея в виду возможные серьезные последствия его разрушения. Он относится к 1-му классу безопасности по фактору влияния на безопасность

АЭС и входит в группу А оборудования по уровню требований к проектированию, изготовлению, монтажу, эксплуатации и ремонту в соответствии с особыми "Правилами устройства и безопасной эксплуатации оборудования и трубопроводов атомных энергетических установок". Из всего набора оборудования реакторов ВВЭР к этой группе отнесен только корпус реактора. В реакторах РБМК к группе А отнесены барабаны-сепараторы и технологические каналы активной зоны.

Здесь уместно отметить, что уровень качества и надежности оборудования атомных энергетических установок, влияющих на их безопасность, качественно превышает уровень требований к традиционному энергетическому оборудованию, и развивая атомную энергетику машиностроительная промышленность была вынуждена осваивать этот повышенный уровень качества, стимулируя общий прогресс энергетического машиностроения.

Вторым определяющим элементом АЭС с ВВЭР является **ЯДЕРНОЕ ТОПЛИВО** (ТВЭЛы). Выбранное топливо имеет форму цилиндрических стержней диаметром 9-10 мм, топливная композиция представляет собой спеченную двуокись урана - сердечник, который помещен в герметичную изолирующую оболочку - трубку из циркониевого сплава. Выбранные материалы (двуокись урана и цирконий) обусловили ряд принципиальных характеристик реактора и станции. Применение циркония, обеспечивающего экономное использование нейтронов в цепной реакции деления, диктует определенный предел рабочих температур теплоносителя: температура воды на выходе из реактора от 273 °С (ВВЭР-210) до 322 °С (ВВЭР-1000) при соответствующих давлениях первого контура.

Максимальная температура теплоносителя ограничивает возможное давление пара перед турбиной: от 2,9 МПа (ВВЭР-210) до 6,0 МПа (ВВЭР-1000).

Тепловые свойства двуокиси урана как тепловыделяющей композиции (теплопроводность, температура плавления) определяют требования к характеристикам циркуляционных насосов первого контура, принципам построения и надежности систем электрообеспечения собственных нужд станции и др.

Прогресс в конструировании ядерного топлива позволил существенно улучшить топливоиспользование и экономику ядерного топливного цикла, переходя от первых поколений ВВЭР к последующим. Основное направление прогресса - увеличение глубины выгорания загружаемых в реактор тепловыделяющих элементов и повышение удельной энергонапряженности.

	ВВЭР-210	ВВЭР-440	ВВЭР-1000
Средняя энергонапряженность топлива (КВт/кг урана)	19,5	33,0	45,5
Средняя глубина выгорания топлива (МВт.сутки/т урана)	12000	28600	43000

В ряду взаимозависимых принципиально новых основных элементов энергетического оборудования АЭС с ВВЭР следует остановиться на главных циркуляционных насосах (ГЦН), парогенераторах (ПГ) и паровых турбинах.

ГЦН. В связи с высокой радиоактивностью циркулирующей в первом контуре воды в первые годы развития атомной энергетики проблему ГЦН решали путем создания полностью герметичных насосов, у которых нет никаких протечек, вал ротора вращается в воде, в герметичной полости, отделенной от статора тонкой (толщиной около 0,5 мм) нихромовой перегородкой, приваренной к массивным концевым деталям статора.

Первые советские АЭС: Белоярская (2 блока), Ново-Воронежская (4 блока), Кольская, Ровенская, Армянская - были оборудованы герметическими насосами, разработанными в Ленинграде. До 1978 г. в СССР и странах - членах СЭВ АЭС с реакторами ВВЭР-440 комплектовались герметическими насосами ГЦЭН-310 производительностью 6500 м³/ч. Эти насосы оказались на АЭС высоконадежными и простыми в обслуживании.

Однако, герметическая конструкция ГЦН для мощных АЭС оказалась неперспективной по нескольким причинам. Во-первых, в них очень велики электромагнитные потери на герметизирующей металлической перегородке электродвигателя. На это расходуется до 17-20% подводимой мощности, чем резко снижается КПД электропривода (не более 56%) и усложняется его охлаждение. Так, потребляемая мощность ГЦЭН-310 при работе по горячей воде составляет 1650 кВт, а на все шесть ГЦЭН - около 10 МВт. При мощности блока (брутто) 440 МВт это составляет существенные энергозатраты.

Конструкторские проработки показали, что для ГЦЭН с мощностью электропривода свыше 2000 кВт практически невозможно создать надежную и эффективную конструкцию герметичной перегородки.

Во-вторых, у герметичных насосов очень сложно увеличить необходимый инерционный "выбег" за счет применения большой вращающейся массы, например, в виде маховика на валу ротора. Эта особенность герметических насосов сильно осложняет решение проблемы аварийного расхолаживания реактора при внезапном

отключении электропитания, особенно в первые десятки секунд, когда остаточное тепловыделение двуокисных ТВЭЛ в реакторе максимально, а аварийные источники электропитания насосов (например, дизель - генераторы) еще не успели включиться в работу.

Есть и другие недостатки таких насосов. Поэтому при проектировании АЭС с реакторами ВВЭР-1000 и РБМК-1000 в начале 70-х годов были созданы отечественные мощные ГЦН с механическими уплотнениями валов с малыми контролируемыми протечками, с автоматизированными системами надежного запирания утечек радиоактивной воды. На этих насосах электродвигатели снабжены маховиками, а также устройствами для электромагнитной разгрузки больших осевых усилий на упорные подшипники.

Конструкции ГЦН рассчитаны на сейсмостойкость при землетрясениях до 9 баллов.

ОСНОВНЫЕ ХАРАКТЕРИСТИКИ ГЦН ОТЕЧЕСТВЕННЫХ ВОДООХЛАЖДАЕМЫХ РЕАКТОРОВ

Характеристика	ВВЭР-210	ВВЭР-440		ВВЭР-1000	РБМК-1000	РБМК-1500
Марка насоса	ГЦЭН-138	ГЦЭН-310	ГЦЭН-317	ГЦЭН-195М	ЦВН-8	ЦВН-8
Год создания	1964	1970	1978	1980	1973	1984
Тип насоса	Герметичный			С механическим уплотнением вала и с нулевыми протечками		
Число ГЦН на Реактор	6	6	6	4	8/6* (два насоса в резерве)	8
Производительность, куб.м/ч	5250	6500	7100	20000	8000	8000
Напор м вод.ст.	62	50	70	92	200	200
Частота вращения об/мин	1460/375	1460/360	1500	1000	1000	1000

В таблице показаны параметры серийных ГЦН, которыми комплектуются блоки АЭС с реакторами ВВЭР-440, ВВЭР-1000, РБМК-1000 и РБМК-1500.

Для АЭС с ВВЭР-440 с 1978 г. вместо герметических насосов устанавливаются насосы ГЦН-317 с механическим уплотнением вала, снабженные маховиками. ГЦН-195М - самый крупный по производительности (20 000 м³/ч) и потребляемой мощности для АЭС с реакторами ВВЭР. Он представляет собой вертикальный агрегат, состоящий из трех основных разъемных частей: литого

массивного стального корпуса гидравлической камеры; выемной части, герметично соединяющейся с корпусом гидрокамеры (главный разъем); электропривода с системой воздушного охлаждения. Выемная часть включает: ротор насоса с консольно установленным рабочим колесом, блок уплотнения вала, подшипниковые узлы с электромагнитной разгрузкой осевых усилий и антиреверсивным устройством и торсионно - зубчатую муфту для соединений с валом электродвигателя.

Высота агрегата 9,3 м, масса вместе со вспомогательными системами 128 т. Номинальная мощность трехфазного асинхронного двигателя 6300 кВт. Рабочий диапазон производительности насоса в зависимости от суммарного сопротивления гидравлического тракта - от 17 до 27 тыс.куб.м/ч.

Основные серии ГЦН для ВВЭР были созданы на Ленинградском Кировском заводе.

ПАРОГЕНЕРАТОРЫ. Выбор оптимального теплосилового цикла двухконтурной атомной электростанции с водо-водяным реактором определяется тем, что определяющим предельным параметром является температура воды на выходе из реактора. В этих условиях привычные для традиционной электроэнергетики циклы с перегретым паром становятся неэкономичными и термодинамически наиболее целесообразным оказывается цикл с насыщенным паром. Максимальное возможное давление пара, повышающее к.п.д. цикла, формируется оптимизацией конструкции парогенератора. Таким образом, парогенераторы ВВЭР - это генераторы насыщенного пара. Принципиальной конструктивной чертой отечественных парогенераторов, реализованных на АЭС всех поколений, является горизонтальное расположение цилиндрического корпуса, погруженный под уровень воды нагревательный пучок труб, цилиндрические вертикальные трубные коллекторы, естественная циркуляция котловой воды и внутрибарабанная сепарация пара. Неоднократно разрабатывались различные варианты вертикальных парогенераторов, обещавших более выгодную компоновку оборудования в реакторном отделении АЭС, но до практического внедрения дело до сих пор не дошло. Важным достоинством работающих серий горизонтальных парогенераторов является большой запас котельной воды в корпусе, что обеспечивает благоприятные инерционные характеристики всей установки в переходных и аварийных процессах, существенно повышая ее безопасность.

Для трубчатки всех парогенераторов и коллекторов первых ВВЭР и ВВЭР-440, так же как для внутрикорпусных устройств реактора, трубопроводов и оборудования первого контура была выбрана сталь 0Х18Н10Т, что оказалось достаточно удачным решением.

Разработка ВВЭР-1000 вызвала необходимость применения более прочных материалов для оборудования петель первого контура. Была выбрана сталь 10ГН2МФА, которая применена для корпусов и коллекторов ПГ, компенсаторов объема, емкостей системы аварийного охлаждения, трубопроводов. Однако сталь 10ГН2МФА в условиях работы "холодного" коллектора при комплексном воздействии технологических и эксплуатационных напряжений, реального водно-химического режима и медленного деформирования снижает пластичность, вследствие чего в наиболее холодной части коллекторов обнаруживались трещины в перемычках между завальцованными трубками. Снижением остаточных технологических напряжений, улучшением водно-химического режима, термообработкой удалось исправить положение. Принято решение вальцуемую часть коллекторов вновь поставляемых ПГ делать из стали ОХ18Н10Т, успешно работающих на ПГ ВВЭР-440.

ТУРБИНЫ. Становление атомной энергетики привело к распространению и развитию конструкций турбин на насыщенном водяном паре. Поскольку в процессе расширения насыщенного пара в турбине его влажность непрерывно увеличивается и достигает значений, недопустимых по условиям эрозионного износа проточной части, паросилового цикл для АЭС включает в себя промежуточную сепарацию. Пар, достигший предельно допустимых значений влажности, после головного цилиндра турбины отводится в специальный сепаратор и осушается в нем. В результате сепарации влаги можно осуществить еще и промежуточный перегрев пара за счет конденсации части пара начальных параметров. Это позволяет при последующем расширении пара в турбине обеспечить в ее ступенях допустимую влажность пара.

В ПО "Харьковский турбинный завод" созданы влажно-паровые турбины электрической мощностью от 75 до 1000 МВт. Из-за низких параметров пара на входе в турбину массовый расход пара на влажно-паровой турбине АЭС почти в 2 раза больше, чем на современной турбине ТЭС. Поэтому выхлопные площади последних ступеней турбин АЭС значительно больше.

В 1969 г. изготовлен головной образец турбины К-220-44 для работы двух турбин в блоке с ВВЭР-440 при параметрах пара перед стопорным клапаном 4,3 МПа и 255 °С. Турбина - одновальная трехцилиндровая. Она имеет однопоточный цилиндр высокого давления. Мощность ее 220 МВт при частоте вращения вала 3000 об/мин. Масса турбины 797 т. Сепаратор-пароперегреватель, установленный перед ЦНД, обеспечивает перегрев пара до 241 °С и, соответственно, влажность на последней ступени около 7%.

Наряду с быстроходными турбинами с частотой вращения 3000 об/мин Объединение изготовило тихоходные с частотой вращения 1500 об/мин, которые позволяют получить большую единичную мощность, имеют приблизительно на 1% более высокий КПД и менее подвержены эрозионному износу лопаток последних ступеней. Но этот выигрыш достигается при увеличении массы отдельных деталей и турбины в целом, изготовление их требует более мощного кузнечно-прессового и металлообрабатывающего оборудования.

Для проточной части ЦНД необходимо создание лопаток больших размеров.

ПО "Ленинградский металлический завод" начало поставки турбин для атомной энергетики с первого блока Белоярской АЭС с уран-графитовым реактором, введенного в эксплуатацию в апреле 1964 г.

Для работы в моноблоке с реактором ВВЭР-1000 заводом выпускается быстроходная турбина К-1000-60/3000. В этой турбине широко используются конструкции, материалы и технология изготовления, отработанные ранее на турбинах для ТЭС. Турбина К-1000-60/3000 - одновальная пятицилиндровая (с одним ЦВД и четырьмя ЦНД). Давление влажного пара перед турбиной 6 МПа, влажность 0,5% мощность 1000 МВт, частота вращения 3000 об/мин, длина турбины без генератора 49,7 м и масса 1972 т. СПП, установленный за ЦВД, обеспечивает перегрев пара, поступающего в ЦНД, острым паром до 250°C. Турбина имеет теплофикационный отбор. Последнюю ступень образуют лопатки из титана длиной 1200 мм.

Новое поколение атомных станций с ВВЭР

Второе поколение ВВЭР обеспечило безопасное функционирование атомной энергетики в советском Союзе (а затем в России и на Украине), особенно в период после чернобыльской аварии, продемонстрировало возможности уверенного присутствия на международном рынке АЭС и обеспечивает в настоящее время технологическую и научно-техническую базу для укрепления позиций атомной энергетики в России и конкуренции на международном рынке эволюционным переходом к третьему поколению энергоблоков на ядерном топливе.

Стратегия дальнейшего развития атомной энергетики в России потребовала разработки нового поколения реакторных установок для АЭС, которые могут начать работу в начале следующего века.

Работающие и реализуемые в настоящее время атомные станции современной конструкции обладают приемлемым уровнем

безопасности. В их конструкцию и их эксплуатацию могут вноситься и вносятся усовершенствования, которые позволят им удовлетворять признаваемым целям безопасности, формулируемым специалистами.

Вместе с тем общество, если оно соглашается с выбором ядерного энергоисточника, ждет дальнейших результатов в повышении его безопасности. Соответствующие этим ожиданиям практические действия промышленности определяются складывающейся конъюнктурой в развитии ядерной энергетики и конкретными практическими потребностями, которые возникают в той или иной области энергопотребления в разных странах.

Разработка атомных станций нового поколения, обеспечивающих качественный шаг вперед в ожидаемом уровне их безопасности, увязывается сегодня в большинстве стран с определенной паузой в текущем развитии атомной энергетики и ожидаемым новым периодом крупномасштабного строительства атомных станций. В сложившейся конъюнктуре активно разрабатываются и обсуждаются проекты станций с "внутренней" и "пассивной" безопасностью, в то время как несколько лет назад, в первые годы после Чернобыльской аварии, такие направления разработок встречались с большой настороженностью.

Необходимая устойчивость в восприятии обществом существующей атомной энергетики диктовала умеренный характер обсуждаемых усовершенствований, которые бы сводились, в основном, к тщательному выполнению основных принципов безопасности и оставались в рамках эволюционного совершенствования проектов.

В советской атомной энергетике после введения в начале 70-х годов новых правил безопасности атомных станций было создано современное поколение атомных станций, соответствующих общепринятому мировому уровню.

Вскоре после этого, в середине 70-х годов, возникли условия для следующего шага в разработке новых технических решений и демонстрации нового уровня в безопасности ядерных энергоисточников.

Эта техническая задача связывалась с применением ядерных энергоисточников в системах централизованного теплоснабжения, имея в виду климатические условия большинства регионов России, развитость систем централизованного отопления горячей водой и быстро ухудшающуюся экологическую обстановку в крупных городах. Новый класс ядерных установок, располагаемых в непосредственной близости от больших городов и на территориях с большой плотностью населения, должен был исключить необходимость специальных и труднореализуемых мер защиты населения в аварийных ситуациях.

Этим условиям удовлетворяли реакторные установки атомных станций теплоснабжения. В 1978 году были сформулированы также дополнительные нормативные требования к безопасности этих установок и к условиям их размещения.

Уместно подчеркнуть, что разработка этих установок была завершена до чернобыльской катастрофы, а требования к ним были сформулированы и сами работы начались до аварии на американской станции в Три-Майл-Айленде.

В 1981 году было начато сооружение двух таких атомных станций с двумя установками тепловой мощностью по 500 МВт - АСТ-500 в городах Горький и Воронеж.

Оппозиция населения после Чернобыльской аварии не позволила ввести в строй законченную строительством Горьковскую АСТ. В то же время именно в конструкции этих станций, как отмечено ранее, были в полной мере реализованы получившие в последствии широкое признание черты "внутренней" и "пассивной" безопасности, а также уделено особое внимание проблеме удержания радиоактивности в нормальных и аварийных условиях: естественная циркуляция во всех нормальных и аварийных режимах, малая энергонапряженность активной зоны, медленное протекание всех эксплуатационных и аварийных режимов, большие запасы теплоносителя в первом контуре, пассивные системы аварийного теплоотвода, интегральная компоновка в едином корпусе первого контура и теплообменников, наличие второго (страховочного) корпуса на полное давление и др.

Все проектные решения были экспериментально и расчетно обоснованы и получили одобрение надзорного органа ядерной безопасности. Наиболее полное знакомство со всеми техническими решениями этой установки международная ядерная общественность получила при упомянутой ранее международной экспертизе Горьковский АСТ, организованной МАГАТЭ в 1988 году.

Следует особо подчеркнуть, что в отличие от проработок, начавшихся в то же время в Швеции, проект АСТ-500, в максимальной степени опираясь на свойства "внутренней безопасности" и "пассивные средства", использовал исключительно отработанные практикой других ядерных установок конструктивные и принципиальные проектные решения.

Таким образом, опыт создания АСТ-500 подготовил к настоящему времени далеко продвинутую базу для создания нового поколения усовершенствованных атомных станций "повышенной безопасности", которые необходимы российской атомной энергетике на новом этапе.

В условиях после Чернобыльской аварии восстановление доверия требует демонстрацию того, что новые ядерные установки будут обладать и новыми свойствами безопасности. По этой причине уже ближайшее поколение атомных станций, которые скорее всего следует отнести к эволюционному направлению, должно обладать максимально возможным набором новых черт безопасности, которые могут быть отнесены к "внутренней" и "пассивной".

Этими свойствами обладают приоритетные проекты АЭС с водяными реакторами мощностью 640 МВт(эл.) и 1000 МВт (эл.).

Потребности развития энергоснабжения России и состояние проектов позволяют планировать ввод головного блока средней мощности в первом десятилетии после 2000 года.

Атомные станции нового поколения с энергоблоками средней мощности проектировались в двух модификациях.

Одна из них является развитием и модификацией серийных блоков с ВВЭР-440 и ВВЭР-1000. Новый энергоблок будет иметь установленную электрическую мощность около 640 МВт и должен обеспечить достижение следующих целей:

- качественно новый, более высокий уровень безопасности, достигаемый за счет применения пассивных систем безопасности и двойной защитной оболочки при снижении вероятности тяжелых аварий на 2-3 порядка;
- улучшение удельных технико-экономических показателей в 1,5-2 раза;
- увеличение эффективности использования топлива на 30-35%;
- снижение численности эксплуатационного персонала в 2,5-3 раза;
- сокращение количества оборудования и его суммарной металлоемкости;
- увеличение проектного срока службы станции до 50-60 лет;
- снижение влияния АЭС на экологическую обстановку.

Внутренняя защитная оболочка сооружается из стали на проектное давление 0,5 МПа. Наружная оболочка из бетона, рассчитанная на внешние воздействия, включающие взрывную волну и падение самолета.

Реакторная установка тепловой мощностью 1300 МВт четырехпетлевая, давление пара в парогенераторе 7,0 МПа, давление теплоносителя на выходе из реактора 15,7 МПа. Энергонапряженность активной зоны снижена до 65,4 кВт/л при средней глубине выгорания топлива 40,4 МВт сут./кг урана.

Нейтронно физические характеристики и система управления и защиты реактора, использующая 121 исполнительный орган, позволяют поддерживать реактор в подкритическом состоянии во всех проектных режимах станции.

На случай запроектных аварий предусматривается использование раствора бора.

Проектные решения в максимальной степени основываются на отработанных технологиях и конструкциях реакторных установок ВВЭР-1000 и ВВЭР-400, предусматривая упрощение систем нормальной эксплуатации и применение пассивных систем безопасности по всем ступеням теплоотвода от активной зоны до атмосферного воздуха, снижая возможность ошибочных действий персонала.

Система обращения с радиоактивными средами и материалами обеспечит значительное снижение количества радиоактивных отходов при работе станции. Все жидкие радиоактивные отходы отверждаются.

Ожидаемое количество отходов: низкоактивные - 45 м³/год; среднеактивные - 15 м³/год; высокоактивные - 0,5 м³/год.

Для районов с ограниченными водными ресурсами рассмотрен вариант использования сухих градирен для охлаждения конденсаторов турбин. Для районов с интенсивностью землетрясения до 10 баллов по шкале MSK-64 предусмотрено применение низкочастотных сейсмоизолирующих устройств, снижающих сейсмические нагрузки в 10-30 раз.

В Нижегородском Конструкторском бюро ОКБМ был разработан близкий к реализации проект атомного энергоблока электрической мощностью около 640 МВт с реакторной установкой повышенной безопасности в интегральной компоновке - ВПБЭР-600. В проекте ВПБЭР-600 использовался отечественный и международный опыт по водо-водяным энергетическим реакторам, опыт по созданию и эксплуатации установок атомных ледоколов, а также опыт по созданию реакторной установки АСТ-500. Это позволяет достичь принципиально более высокого уровня безопасности и улучшения экономических показателей.

Высокий уровень безопасности АЭС с РУ ВПБЭР-600 по сравнению с существующими АЭС достигается системой проектных решений по предотвращению возникновения аварий и применению высоконадежных пассивных, простых по функционированию и управлению систем и устройств для обеспечения протекания процессов при авариях. К таким решениям относятся:

- использование интегральной компоновки, исключаящей трубопроводы первого контура большого диаметра;
- пассивные системы и устройства безопасности, включающие систему непрерывного отвода тепла и страхующий корпус; использование в системах безопасности самосрабатывающих устройств прямого действия;

- герметичное исполнение первого контура (герметичные главные циркуляционные насосы и вывод небалансного бора на ионообменных фильтрах) исключает потенциально опасные операции и выход радиоактивных продуктов за пределы контура;
- снижение энергонапряженности активной зоны почти в два раза по сравнению с ВВЭР-1000;
- отрицательные коэффициенты реактивности в любой момент кампании, обеспечивающие самоограничение и самогашение цепной реакции при несанкционированном увеличении мощности, температуры в активной зоне или появлении пара;
- увеличение эффективности исполнительных органов управления и защиты реактора, обеспечивающих его подкритичность при температуре меньше 100 °С в наиболее размножающем состоянии и при отказе наиболее эффективного исполнительного органа.

По результатам анализа проектных и запроектных аварий с учетом наложения многочисленных отказов их радиационные последствия укладываются в рамки требований не только для атомных электростанций, но более жесткие нормы для атомных станций теплоснабжения, рассчитанных на размещение вблизи крупных городов.

В проекте станции резко до (9 раз) сокращается общее количество радиоактивных отходов. Удельные затратные показатели (объем и площадь здания, объем бетона и железобетона, количество оборудования) и удельные финансовые затраты на сооружение, так же как и численность эксплуатационного персонала резко от 1,5 до 2 раз сокращены по сравнению с АЭС, использующей РУ ВВЭР-440.

Атомный энергоблок повышенной безопасности и качественно улучшенных экономических показателей электрической мощностью 1000 МВт АЭС-92 является развитием серийного энергоблока "Запорожского" типа, на котором используется модернизированная реакторная установка ВВЭР-1000.

В модернизированном реакторе система управления реактивностью имеет 121 исполнительный орган вместо 61 в серийном реакторе, что обеспечивает поддержание подкритического состояния при охлаждении до температуры 100 °С.

Для выполнения функции быстрого приведения реактора в подкритическое состояние и поддержания его в этом состоянии во всем диапазоне эксплуатационных параметров дополнительно к механическим органам управления и защиты реактора применяется жидкостная система быстрого ввода бора.

Дополнительно к активным системам безопасности, выполняющим функции длительного отвода тепла от активной зоны,

применяется система пассивного отвода тепла (СПОТ), которая представляет собой систему охлаждаемых атмосферным воздухом теплообменников, подключенных к паровому пространству парогенераторов. Используются также дополнительные пассивные системы - гидроемкости второй ступени (ГЕ-2), осуществляющие подачу теплоносителя в реакторную установку при авариях с течами из 1-го контура при низком давлении. Запас воды в ГЕ-2 рассчитан на поддержание теплоносителя в активной зоне в течение 24 часов после начала аварии при отсутствии подачи борного раствора от активных систем аварийного охлаждения с насосами низкого давления. Кроме того поддержание запаса теплоносителя в активной зоне может осуществляться за счет работы СПОТ, в результате которой давление в реакторной установке может быть снижено в течение примерно часа после начала аварии ниже давления в объеме защитной оболочки.

При этом пар из объема защитной оболочки будет поступать в реакторную установку и, конденсируясь в парогенераторах, поддерживать запас теплоносителя в активной зоне. Структура систем безопасности по первому и второму контурам позволяет большинству активных систем безопасности использоваться для выполнения аналогичных функций при нормальной эксплуатации. Защитная оболочка двойная. Между внутренней и внешней оболочкой поддерживается разряжение, отсос воздуха с очисткой на фильтрах.

Энергоблоки с такими реакторами реализуются на второй площадке Ново-Воронежской АЭС.

КАНАЛЬНЫЕ ВОДООХЛАЖДАЕМЫЕ УРАН-ГРАФИТОВЫЕ РЕАКТОРЫ (УГР) ТИПА РБМК

Крамеров А.Я.

Фундаментальные особенности РБМК

Реакторы РБМК - второе основное коммерческое направление атомной энергетики России; они дают уже более 20-ти лет более половины атомной электроэнергии страны.

Идея РБМК возникла в середине 60-х годов в период эйфории после пуска первых АЭС и разрабатывалась быстро в характерной обстановке секретности и келейности; головной блок был построен и пущен уже в 1973 году и далее РБМК быстро распространились в Европейской части Союза - на 4-х площадках еще 14 блоков по миллиону Квт (РБМК-1000) и два блока - 1500 МВт (РБМК-1500 на Игналинской АЭС в Литве).

Начальный оптимизм оценок потребностей и возможностей развития энергетики на базе АЭС породил завышенные планы, которые не полностью обеспечивались тяжелой промышленностью, годной для производства корпусов и парогенераторов ВВЭР.

В этой связи в середине 60-х годов в ИАЭ им. И.В.Курчатова была предложена концепция технологически доступного в условиях России одноконтурного канального УГР типа РБМК без уникальных корпусов и парогенераторов, расширявшая производственную базу атомной энергетики. Это - реактор с графитовым замедлителем (в виде вертикальных колонн с отверстиями для каналов) и кипящим водяным теплоносителем в вертикальных Zr-каналах давления с UO_2 топливом в виде сборок пучков стержней в Zr-оболочках. ТВС подвешены сверху на пробках каналов, что облегчает их перегрузку даже на ходу реактора. Другие рассматривавшиеся концепции (с D20-замедлителем, с некипящим

теплоносителем, с трубчатыми твэлами, с горизонтальными каналами или каналами типа трубок Фильда и другие) были отвергнуты как менее доступные в то время, более дорогие или менее подготовленные предыдущим опытом.

Эти фундаментальные решения - признаки РБМК базируются, в основном, на отечественном опыте атомной науки и техники и обуславливают основные известные особенности, присущие РБМК:

- как недостатки, которые, впрочем, практически мало влияют на экономику: большие размеры (в проекте РБМК высота активной зоны - 7 м, диаметр около 12 м, число каналов 1884, включает 12 каналов для измерения высотного поля, 179 или 211 каналов СУЗ, остальные 1693-1661 - топливные каналы); разветвленность систем подвода-отвода теплоносителя каждого канала; ограничения, связанные с ресурсом графита, паровым коэффициентом реактивности, напряженными условиями работы труб каналов в активной зоне и захватом ими нейтронов;
- так и достоинства, в том числе - доступность материалов и технологий; отсутствие уникальных корпусов и парогенераторов, расширение производственной базы; возможность перегрузки топлива на ходу реактора, отсутствие запаса реактивности на выгорание и опасности его случайного выделения; гибкие топливный и термодинамический циклы, возможность ядерного перегрева пара; возможности контроля целостности и замены каналов, поканального контроля параметров теплоносителя, в том числе - расхода, активности и замены на ходу негерметичных ТВС, соответствующая повышенная надежность и живучесть реактора; принципиальная возможность повышенной безопасности, благодаря (1) отводу остаточного тепловыделения из аварийно осушенных каналов к теплоемкому и теплопроводному замедлителю и в другие независимо охлаждаемые каналы, (2) независимым петлям охлаждения относительно малого диаметра, (3) использованию питательной воды для охлаждения и так далее.

Топливная составляющая стоимости киловаттчаса у этих реакторов немного ниже, чем у ВВЭР, и выше, чем у тяжеловодных, а капитальная в условиях России - ниже, чем у тяжеловодных и несколько выше таковой у АЭС с ВВЭР.

Схема блока и особенности конструкции РБМК

Реактор РБМК-1000 тепловой мощностью 3200 МВт охлаждается контуром многократно-принудительной циркуляции (КМПЦ), который имеет две петли охлаждения по 830 каналов с ТВС в каждой петле-половине реактора. Петля имеет 4 параллельных ГЦН типа ЦВН-8 с инерционными маховиками для плавного перехода на естественную циркуляцию (3 рабочих по 7000 т/час воды с напором 1,5 МПа, и 1 резервный) с запорными задвижками Ду=800 мм на входе и выходе и клапанами Ду=800 мм, обратным и регулирующим на выходе. Из напорного коллектора ГЦН Ду=900 мм вода при $P=8,5$ МПа поступает через пластинчатые фильтры и обратные клапаны (ОК) в 22 параллельных раздаточных групповых коллектора (РГК) Ду=300 мм и далее через поканальные запорно-регулирующие клапаны Ду=50 мм и шариковые расходомеры ШТОРМ распределяется снизу по 830-ти каналам половины реактора (ОК РГК служат для направления воды системы аварийного охлаждения реактора (САОР) в каналы при разрывах трубопроводов контура до ОК РГК; в блоках 1-го поколения их не было, и вода от питательных электронасосов подавалась за ОК ГЦН).

Вода в каналах догревается до кипения и испаряется, в среднем, на 14%; пароводяная смесь через верх каналов и пароводяные коммуникации отводится в два горизонтальных гравитационных барабана-сепаратора (БС) Ду=2300-2600 мм (в блоках 1-го и последующих поколений) длиной 32 м, связанных по воде и пару.

Отделенный в них сухой пар (менее 0,1% воды) при $P=7$ МПа поступает по двум паропроводам Ду=400 мм (в блоках 2-го поколения - один Ду=600 мм) через главные паровые задвижки (ГПЗ) и стопорно-регулирующие клапаны (СРК) в две турбины насыщенного пара АК-500/65-3000 мощностью по 500 МВт (все паропроводы 4-х БС связаны до ГПЗ "кольцом" высокого давления, либо перемычками и корпусами СРК и редуционных устройств (БРУ-К) для сброса пара в конденсаторы, минуя турбины; к кольцу или паропроводам до ГПЗ присоединены 8 главных предохранительных клапанов (ГПК) для ограничения роста давления пара выше 7,8 МПа).

Конденсат отработавшего в турбинах пара возвращается конденсатными насосами через ионообменную конденсатоочистку и подогреватели низкого давления в деаэраторы ($P=0,6$ МПа) и далее питательными электронасосами (ПЭН) - через регуляторы питания (уровня воды в БС) - в опускные трубы (по 12 труб Ду=300 мм на

каждый БС), где смешивается с насыщенной водой КМПЦ, отделенной в БС, создавая недогрев на всосе ГЦН, пропорциональный мощности (15 град. при номинале).

Основные материалы:

- металлоконструкции кожуха, опорно-защитных плит и других подобных конструкций реактора и реакторной установки - углеродистые стали;
- каналы в активной зоне - сплав $Zr+2,5\%Nb$, вне активной зоны - нержавеющие стали (в основном - аустенитные с ограничением по кобальту);
- контур МПЦ в контакте с теплоносителем - нержавеющая аустенитная сталь, кроме углеродистых корпусов задвижек и ГЦН; при этом корпуса БС и трубы большого диаметра (обвязка ГЦН и их коллектора) - из биметалла - несущая углеродистая сталь и покрытие из аустенитной стали с ограничениями по кобальту;
- паропроводы и конденсатно-питательный тракт - черные котельные стали, кроме нержавеющей или латунных трубчаток конденсаторов турбин, сепараторов пароперегревателей и подогревателей конденсата.
- водно-химический режим (ВХР) - нейтральный, бескоррекционный с продувкой 200 т/час воды КМПЦ с напора ГЦН через охладители и ионно-обменные фильтры (ИОФ) с возвратом на всас ГЦН и с очисткой всего конденсата турбин на своих ИОФ.

СУЗ реактора основана на вертикальном перемещении твердых стержней-поглотителей (с графитовыми вытеснителями снизу, кроме 24-х стержней АЗ) в 211-ти (179-ти в первом поколении) каналах, охлаждаемых водой автономного контура, стекающей гравитационно из верхнего бака (около 30м над активной зоной) в нижний бак, откуда насосами контура охлаждения СУЗ возвращается через охладители в верхний бак. Этот же контур охлаждает 12 каналов с датчиками осевого поля и около 200 каналов охлаждения радиального отражателя.

Система работает от датчиков нейтронного потока - ионизационных камер в отражателе, пусковых камер и датчиков прямой зарядки (ДПЗ) в активной зоне - и обеспечивает:

- поддержание заданного уровня мощности;
- быстрое регулируемое снижение мощности при отказах, не требующих гашения цепной реакции;
- аварийное прекращение цепной реакции двух типов: с полным вводом поглотителей не более, чем (1) за 15сек. (АЗ) и (2) за 2,5 сек. (быстрая АЗ - БАЗ была введена после аварии на ЧАЭС);

- компенсацию изменений реактивности при разогреве и выходе на мощность и при разотравлении;
- выравнивание и поддержание стабильным радиального поля стержнями ручного регулирования, РР (впоследствии для автоматической стабилизации поля часть РР была переведена в режим локальных авторегуляторов - ЛАР) и б) осевого поля - укороченными стержнями (УСП). Эта система работает по показаниям 117 ДПЗ радиального поля в центральных "сухих" трубках топливных кассет и ДПЗ осевого поля в 12-ти каналах. Основные автоматические регуляторы блока:
- регулятор мощности в составе СУЗ реактора;
- регулятор давления пара с помощью СРК и БРУ-К турбин; в режиме АЗ используется ускоренная разгрузка турбины за 10сек.;
- регулятор скорости вращения турбины;
- регулятор уровня воды в БС.

Специфика блока - большой объем пара в ПВК - приводит к необходимости перемещения соответствующего большого объема воды при снижении мощности из БС в ПВК и из деаэраторов в БС, что требует соответствующих запасов воды и настройки регуляторов.

Конструкция РБМК описана достаточно подробно и имеет ряд оригинальных особенностей, среди которых: труба канала диаметром 88 x 4 мм в активной зоне из сплава Zr с 2,5% Nb (оболочки твэлов, как и в ВВЭР - из Zr с 1% Nb); диффузионные стыки переходников от циркониевых к аустенитным частям каналов; специальные пружинящие разрезные графитовые кольца между каналами и колоннами графита, обеспечивающие тепловой контакт и возможность встречных радиальных деформаций от криппа трубы канала и радиационной усадки блоков колонн графита; полость графитовой кладки вне каналов, заполненная слабо циркулирующей смесью азота и гелия, которая служит одновременно для контроля целостности каналов по изменению влажности и температуры газа (система КЦТК); длинная топливная кассета из двух ТВС по 18 твэлов диаметром 13,6 мм, длиной по 3,5 м, подвешенных на стержне в центральной трубке к пробке, уплотняющей головку канала; массовый поканальный контроль параметров (расходов - система "ШТОРМ" и активностей - система контроля герметичности, КГО), выполненный нетрадиционно - на базе шариковых расходомеров "ШТОРМ" и подвижных датчиков радиоактивности, перемещаемых "поперек" отводящих паро-водяных коммуникаций (ПВК) от канала к каналу, то есть - без использования импульсных линий или других дополнительных коммуникаций под давлением активного теплоносителя.

Система перегрузки топлива на ходу реактора с помощью разгрузочно-загрузочной машины (РЗМ), в целом, также уникальна. РЗМ полуавтоматически выводится на координату канала, состыковывается и уплотняется с его головкой, уравнивает давление, разуплотняет пробку канала, подает внутрь канала малый расход чистой воды, извлекает вверх в свой барабан выгоревшую ТВС и ставит на ее место свежую, уплотняет канал, отстыковывается и транспортирует облученную ТВС в бассейн выдержки. Последовательность и качество выполнения всех операций автоматически контролируются, и при отклонениях операции блокируются.

Разновидности РБМК

Модификации (моды) РБМК различаются, в основном, степенью соответствия систем аварийного охлаждения и, особенно, систем локализации аварии действовавшим нормативным требованиям к безопасности в период выполнения и выпуска проекта.

6-ая мода отличается еще мощностью (РБМК-1500), а 7-ая мода (строящийся 5-й блок КАЭС) - физикой реактора: неположительным паровым эффектом реактивности.

1-ая исходная мода реализована по проекту 1968 года с доработками до пуска головного блока (1-го блока ЛАЭС) в 1973 году и изменениями, внедренными согласно опыту его пуска и освоения мощности.

Главные изменения:

- доработка процедур разогрева РУ и продувки паропроводов паром реактора;
- уточнение и дополнение алгоритмов работы АЗ с регулируемым снижением мощности; регуляторов уровня воды и давления пара в БС (в том числе - быстрая разгрузка турбины);
- выравнивание нагрузки соседних БС путем переобвязки ПВК между БС;
- доработка системы аварийного охлаждения питательной водой посредством подачи ее за ОК ГЦН;
- дросселирование паропроводящих патрубков;
- ужесточение требований к минимальному оперативному запасу реактивности при пуске после кратковременной остановки (в связи с аварией 30.10.75).

Эти и другие существенные изменения, введенные в дальнейшем, были учтены и на всех последующих блоках, прежде всего - на втором блоке ЛАЭС (пущен в 1976 г.); эти два блока (1-ая очередь ЛАЭС) практически одинаковы и являются 1-й модификацией РБМК.

2-ая мода - 1-й и 2-й блоки (то есть, первые очереди) Курской и Чернобыльской АЭС (пущены в 1975-1979 годах). Основные изменения - компоновочно-строительные для упрощения монтажа; РУ 1-го и 2-го блоков повернуты в плане на 90 град. и сближены между собой.

Первая и вторая модификации являются первым поколением РБМК. Сооружение этих блоков было начато до выпуска Общих Положений Безопасности АЭС, требовавших учета возможности любого разрыва любой трубы контура охлаждения реактора, и эти блоки не имели соответствующих систем безопасности: САОР и СЛА.

3-ю моду составляет 2-я очередь ЛАЭС (3 и 4 блоки, пущены в 1979-1981 годах). В отличие от 1-й очереди:

- предусмотрена система локализации аварий (СЛА) в виде:
 - (1) прочно-плотных боксов (ППБ) для контура МПЦ (кроме ЦЗ над реактором, с которым связаны и боксы БС) и
 - (2) башни локализации аварий (БЛА) с барботажными тарелками для конденсации пара и задержки радиоактивных растворимых летучих продуктов деления (ЛПД), выходящих из разрыва КМПЦ; БЛА примыкает к торцу ЦЗ.
- делана САОР с подачей аварийной воды из баллонов под давлением азота (САОР краткого действия) и из БЛА насосами САОР (САОР длительного действия) за специально установленные ОК на входе в РГК;
- РГК подняты до уровня верхнего торца активной зоны, чтобы она не осушалась при течах общей части КМПЦ (во всех остальных блоках РГК - на уровне низа активной зоны);

Кроме того, несколько изменена схема выдачи мощности, усилена система аварийного электропитания (число дизельгенераторов) и так далее.

4-ая мода РБМК самая многочисленная, она включает вторые очереди КАЭС и ЧАЭС и первую очередь Смоленской АЭС (САЭС), всего 6 блоков, пущены в период 1978-1983 годов.

Подобно блокам 3-й моды, эти блоки снабжены САОР с подачей воды за ОК РГК и СЛА в виде ППБ и бассейна-барботера (ББ) под реактором для конденсации пара и задержки ЛПД, что несколько уменьшает строительные объемы и стоимость по сравнению с БЛА в блоках 3-й моды.

Улучшена технология и снижены неплотности ППБ (до уровня сотен кв.см.).

Вместо двух паропроводов Ду=400 от каждого БС идет один Ду=600 и вместо парового кольца объединение всех паропроводов реализовано в перемычках и корпусах СРК и БРУ-К турбин и другие подобные принципиальные изменения.

5-ю моду представляет пока один 3-й блок САЭС. Он имеет наиболее плотные ППБ (общая эффективная неплотность менее 10 кв.см.) благодаря монтажной (а не строительной) технологии обеспечения и контроля плотности. Это позволяет уже говорить об осязаемом распаде некоторых изотопов ЛПД за время их пребывания внутри ППБ после разрыва КМПЦ.

Блок имеет упрощенную конструкцию бассейна-барботера: одноподэтажный вместо двухэтажного на блоках 4-й моды.

6-я мода сильно отличается от других: это два блока Игналинской АЭС (Литва) с форсированным реактором РБМК-1500 проектной тепловой мощностью 4800 МВт. Для увеличения запасов до пределов безопасности и срока службы эти блоки работают на мощности 4200 МВт (1250 МВт электрических).

Реактор, КМПЦ и его оборудование, да и вся РУ практически подобны таковым в РБМК-1000, а форсировка достигнута благодаря интенсификаторам теплообмена на твэлах верхней ТВС и пропорциональному увеличению проходных сечений паропроводов, конденсатно-питательного тракта, числа ДГ, ПЭН, КЭН, ЦЭН береговой насосной и новым турбоагрегатным установкам АК-750/65-3000 мощностью по 750 МВт с соответственно увеличенными системами выдачи мощности и питания собственных нужд. Системы управления, защиты и безопасности модернизированы, в частности - применена 12-ти зонная система ЛАР-ЛАЗ (вместо 7-ми зонной в РБМК-1000 первых поколений, которая на ряде блоков уже заменена на 12-ти зонную), существенно изменена АСУТП и так далее.

7-ая мода будет представлена строящимся пятым блоком КАЭС, в котором уменьшено количество замедлителя путем применения 8-ми гранных колонн графита (вместо квадратных), что позволит сделать паровой эффект реактивности слегка отрицательным. Вносятся и некоторые другие изменения, которые невозможны на действующих блоках, в частности - новая система сброса парогазовой смеси из реакторного пространства (РП) для защиты его от переопрессовки при гипотетическом разрушении большой группы каналов.

Недостатки проекта РБМК, их устранение и перспективы

В основе РБМК лежал большой опыт военно-промышленных и двухцелевых УГР (Сибирская АЭС), малых энергетических УГР с трубчатыми твэлами, несущими давление теплоносителя (1-ая АЭС в Обнинске, Белоярская АЭС), корпусных некипящих и,

особенно, кипящих реакторов (в части стержневых ТВЭлов из дву-окиси урана в Zr -оболочке, водно-химического режима и работы турбины на слабо радиоактивном паре, например - реактор ВК-50 в Димитровграде).

Но кипение и параметры теплоносителя, другие ТВЭлы и ТВС, длинные каналы и их материалы, режимы работы мощного энергетического реактора и многое другое сильно отличали РБМК от прежних канальных и кипящих реакторов, так что близких прототипов среди них не было. Тем не менее, в связи с отмеченными выше специфическими условиями работы в период создания РБМК прототип РБМК построен не был, а объем НИОКР был существенно ниже современных требований.

В итоге, оригинальный проект РБМК, в целом, оказавшийся довольно практичным и работоспособным, как выяснилось, имел проектные недоработки и недостатки, не вытекавшие из сущности этих УГР (каналы с кипящим теплоносителем и керамическим топливом в графитовом замедлителе) и поэтому в большинстве устранимые.

Многие из них были выявлены и устранены на ранней стадии работы головного блока. Другие недостатки были обнаружены дорогой ценой и устранены с экономическими потерями после катастрофы на 4-м блоке ЧАЭС.

Этот процесс, естественно, продолжается, в частности, рассматриваются возможности:

- снизить эффект реактивности при потере воды в каналах охлаждения органов СУЗ;
- отсечения паропроводов при их разрыве в машзале за пределами СЛА;
- быстрого снижения давления при опасности перегрева группы каналов и т.д.

Но есть недостатки, которые можно компенсировать на действующих блоках лишь отчасти:

- отсутствие системы ППБ в РУ первого поколения;
- незамкнутость системы ППБ сверху (боксы БС и ЦЗ) на всех блоках и недостаточная ее герметичность.

Теперь, по прошествии более 10-ти лет после аварии на ЧАЭС, непредвзятым специалистам, в том числе, зарубежным, ясно, что причины аварии на ЧАЭС не вытекают из сущности УГР, а поэтому радикально устранимы в новых УГР, а в действующих - устранены практически ценой умеренных экономических потерь.

Тщательный анализ в рамках разных международных экспертиз привел к выводу о возможности продолжения эксплуатации

действующих блоков до выработки их проектного ресурса и целесообразности (а иногда и необходимости) умеренной реконструкции-модернизации для приближения действующих блоков, эксплуатационных инструкций и систем тренажа персонала к современным требованиям безопасности.

Обсуждается также и дополнительная модернизация, которая дала бы возможность эксплуатации и за пределами проектного срока, пока не будет готова замена этих блоков на новые УГР, удовлетворяющие в полном объеме всем современным требованиям безопасности.

Среди вариантов таких УГР наиболее продвинут многопетлевой энергетический реактор МКЭР. Используя опыт и сохраняя положительные качества и особенности РБМК и исключая отрицательные, МКЭР реализует все благоприятные потенциальные свойства внутренней безопасности УГР.

Проработаны и более радикальные варианты УГР, такие как УГР с автономными технологическими каналами-модулями, выдающими сразу энергетический пар. Они также базируются, в основном, на опыте РБМК и представляют возможную последующую перспективу.

РЕАКТОРЫ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ

Кочетков Л.А., Троянов М.Ф.*

Одна из ярких страниц истории ядерной энергетики связана с познанием роли, созданием и развитием реакторов на быстрых нейтронах (РБН). Ведущая роль по разработке основ и созданию первенцев ядерной энергетики на быстрых нейтронах в нашей стране по праву принадлежит Физико-энергетическому институту. Научным руководителем этого направления с момента его возникновения и до конца дней своей жизни был академик АН УССР А.И.Лейпунский. Именно он дал первое научное обоснование возможности воспроизводства ядерного топлива в реакторах на быстрых нейтронах. С его именем связано принятие всех определяющих решений по теплоносителю, топливу, характеристикам и конструкции реакторных установок, по перечню и организации исполнения важнейших НИОКР, исследовательских реакторов и промышленных установок. Большая заслуга А.И. Лейпунского и в том, что он вместе с Д.И. Блохинцевым создали в ФЭИ коллектив энтузиастов этого направления, что он смог убедить и увлечь идеей РБН талантливых руководителей отрасли, выдающихся ученых и замечательных конструкторов.

1. Начальный период (1949-1959 годы)

В конце 40-х годов идея расширенного воспроизводства ядерного топлива, когда в результате работы реактора в нем образуется новое ядерное топливо (плутоний) в количестве, превышающем сгоревшее, витала в воздухе.

* Кочетков Лев Алексеевич — участник и организатор НИОКР по разработке реакторов на быстрых нейтронах, руководитель коллективов по научному руководству, участник пуска и освоения реакторов БР-10, БН-350, БН-600.

Троянов Михаил Федотович — участник и руководитель коллективов по физическому обоснованию и перспективам АЭС с БН, разработке и освоению БН-350, БОР-60, БН-600

Интенсивная работа, которая велась в Первом главном управлении (ПГУ) при Совете Министров СССР и привлеченных им организациях по проблеме ядерного оружия, неизбежно была связана с поиском путей увеличения наработки плутония в первых реакторах и заботой о более эффективном использовании природного урана. Из документов того времени можно видеть, что идея воспроизводства обсуждалась И.В. Курчатовым, С.М. Фейнбергом (ИАЭ), А.И. Лейпунским, Д.И. Блохинцевым (ФЭИ). В декабре 1949 года А.И. Лейпунский пишет записку в Правительство, где обосновывает необходимость проведения исследований по реакторам на быстрых нейтронах.

С 1950 года исследования по проблеме реакторов на быстрых нейтронах становятся одним из важнейших направлений деятельности ФЭИ. Задачей номер один было расчетно-экспериментальное доказательство возможности расширенного воспроизводства. Затем предстояло обосновать выбор топлива, теплоносителя, других компонент реакторной установки, создать ее и продемонстрировать техническую осуществимость, безопасность и надежность эксплуатации. Весь этот комплекс проблем, по которым практически не было никакого научного задела, удалось решить за 10 лет. Тот сумасшедший темп, который был набран в нашей отрасли в послевоенные годы при создании ядерного оружия, распространился и на разработки гражданского профиля. Решать большинство задач пришлось не методом "передачи эстафетной палочки", а одновременно, на ходу внося необходимые поправки.

Разработка теории и методов расчета реакторов на быстрых нейтронах, которая проводилась под руководством Д.И. Блохинцева, Л.Н. Усачева, тотчас натолкнулась на почти полное отсутствие экспериментальных данных и надежных сведений по большинству ядерных констант. Для ликвидации этого пробела последовательно создаются и вводятся в эксплуатацию:

- в 1950 году самодельный каскадный генератор на 300 кэВ (КГ-0,25),
- в 1951 году трофейный каскадный генератор на 1,2 МэВ (КГ-1,2),
- в 1958 году ускоритель Ван-де-Граафа на 5 МэВ, 100 мка (ЭГ-1).

Одновременно разрабатываются и вводятся в эксплуатацию реактор нулевой мощности на металлическом плутонии БР-1 (1955 год) и экспериментальный реактор тепловой мощностью 100 кВт. На этой экспериментальной базе, созданной под руководством А.И. Лейпунского, О.Д. Казачковского, И.И. Сербинова, В.Н. Глазанова, Э.А. Стумбура, Ф.И. Украинцева, были инициированы и интенсивно проводились нейтронно-ядерные исследования:

- были измерены сечения деления основных изотопов, сечения радиационного захвата, неупругого рассеяния;
- проведены измерения параметра α (отношение сечения захвата к сечению деления) для плутония-239 и урана-235, причем, первые измерения были проведены по анализу продуктов взрыва бомбы, а последующие измерения проведены на реакторе БР-2 и на фото-нейтронных источниках в сферической геометрии;
- проведены измерения на реакторе БР-1 коэффициента воспроизводства, он оказался равным $KB=2,5\pm 0,2$;
- выполнены измерения среднего числа мгновенных нейтронов деления и зависимости этого параметра от энергии падающих нейтронов.

Исполнителями этого цикла измерений были Г.Н. Смиренин, Т.С. Беланова, Б.Д. Кузьминов, Г.Н. Ловчикова, Ю.Я. Стависский, Г.Я. Артюхов, В.Г. Нестеров и др.

Основными достижениями этого периода в теории и методах расчета можно считать следующие.

- Разработаны основы теории реакторов на быстрых нейтронах, развита теория ценности и теория возмущений (Л.Н. Усачев).
- В 1953 г. И.И. Бондаренко составляет первую девяти-групповую систему констант, а затем в 1958 г. И.И. Бондаренко разрабатывает 12-групповую систему констант.
- Под руководством Б.С. Шихова проводятся первые расчеты, а затем в созданном математическом отделе под руководством Е.С. Кузнецова и Г.И. Марчука развиваются современные методы численного расчета.

В этот же период был проведен анализ всего спектра возможных теплоносителей: гелий, натрий, натрий-калий, ртуть, свинец, свинец-висмут. В организованной в 1951 г. лаборатории под руководством П.Л. Кириллова в 1953-1954 годах создаются первые два стенда Н-2 и Н-3 с натрий-калиевым теплоносителем. На них исследовались методы приготовления и очистки теплоносителя, техника измерений, конструктивные узлы натриевых контуров, механические и электромагнитные насосы (Ф.А. Козлов, Н.М. Турчин, А.В. Дробышев, Х.А. Хачатуров и др.). На основе этого опыта в 1954-1956 годах были разработаны "Временные правила по проектированию и эксплуатации установок со щелочными металлами", а позднее были сформулированы рекомендации по конструкции холодных фильтров-ловушек, предназначенных для предварительной очистки и поддержания качества теплоносителя от окислов и гидридов, и по пробковому индикатору (измерителю концентрации) окислов. Были выполнены исследования по коэффициенту теплопередачи в натрии и разработана теория теплового моделирования

процессов теплопередачи в тепловыделяющих сборках (П.Л. Кириллов, П.А. Ушаков, А.В. Жуков).

Руководителем вновь созданного отдела теплофизики и гидравлики (1954 г.) становится В.И. Субботин.

Исследования физико-химических свойств, совместимости и коррозионного воздействия жидкометаллических теплоносителей на конструкционные материалы, методы их химического анализа проводились в материаловедческом отделе (В.С. Ляшенко, В.В. Зотов, Б.А. Невзоров) и химико-аналитической лаборатории (А.Г. Карабаш).

Весь комплекс выполненных исследований позволил перейти к разработке демонстрационных энергетических установок, формулированию основных целей и этапов будущей программы.

В 1954-1955 годах совместно с ОКБ ГП (Шолкович Б.М.) выполнены первые конструкторские разработки реакторов БН-6 и БН-25. Затем в 1955-1956 годах совместно с ЦНИИ-58 (Грабин В.Г.) и ГСПИ-11 (А.И. Гутов) разрабатывается и создается экспериментальный реактор БР-2, мощностью 100 кВт, активная зона которого из металлического плутония охлаждалась ртутью. Эксплуатация этого реактора подтвердила бесперспективность ртутного теплоносителя, главным образом - в силу его плохой совместимости с конструкционными материалами и токсичности. Однако, на нем был приобретен опыт разработки исследовательского реактора, проведены дополнительные физические измерения, подтвердившие идею воспроизводства. В 1957 году реактор БР-2 был демонтирован и на его месте в кратчайшие сроки создается реактор БР-5, где впервые для первого контура был принят натриевый теплоноситель, а в качестве топлива ВНИИНМ (А.А. Бочвар) был предложен оксид плутония. Конструкторские разработки были выполнены группой ЦНИИ-58 во главе с С.А. Пашковым непосредственно на месте стройки, проектные работы выполнены ГСПИ-11. В июне 1959 года реактор БР-5 был выведен на проектную мощность 5 МВт. Одновременно в той же кооперации велись разработки реакторов БН-50 и БН-250. В это время О.Д. Казачковский совместно с ГСПИ-11 проводит первые оценки стоимости нарабатываемого плутония.

Пуск и эксплуатация реактора БР-5 - наиболее важная веха начального периода. На нем был получен опыт по массовому испытанию твэл, исследовано загрязнение натриевого теплоносителя в результате разгерметизации твэл, получен первоначальный реальный опыт по оборудованию натриевых контуров, проведены важные физические измерения динамики переходных процессов, температурного и мощностного эффектов реактивности (О.Д. Казачковский, Д.М. Овечкин, М.С. Пинхасик, Н.Н. Аристархов, А.В. Карпов, Н.В. Краснояр, И.А. Ефимов, Ю.Е. Багдасаров и др.).

Полученный опыт позволил скорректировать программу ближайшего будущего. В частности, было решено отказаться от АЭС мощностью 50 МВт и сосредоточиться на разработке проекта БН-350 тепловой мощностью 1 млн.кВт. К проекту впервые привлекается в качестве главного конструктора реакторной установки ОКБМ (И.И. Африкантов, В.И. Ширяев, Ю.Н. Кокин, Е.Н. Черномордик, Ф.М. Митенков), конструктором парогенератора и промежуточного теплообменника ("натрий-натрий") был определен ОКБ ГП, конструктором-технологом твэл - ВНИИНМ; к решению материаловедческих проблем был привлечен ЦНИИМС (Г.И. Капырин, Ю.Ф. Баландин). Задание на проектирование БН-350 было подготовлено ФЭИ в мае 1960 года.

2. Создание демонстрационных, опытно-промышленных реакторов БН-350 и БН-600 (1960-1990 годы)

С опытом реактора БН-5 пришло убеждение в технической осуществимости промышленных установок, в правильности выбора основных решений по теплоносителю, топливу, конструкционным материалам, уровню температур и тепловой напряженности активной зоны; впереди лежал тернистый путь промышленного внедрения. На очереди был проект БН-350. С учетом огромной разницы в уровнях мощности (в 200 раз), требовалась очень тщательная отработка оборудования, поскольку БР-5 далеко не во всем мог служить подходящей моделью. Во-первых, предстояло повысить точность физических расчетов, понять истоки основных погрешностей, разработать расчетные коды, провести их тестировку, выбрать и обосновать оптимальные решения по компоновке активной зоны, системе стержней управления реактивностью, внутриреакторной защите, экранам, способу выравнивания и поддержания в процессе микрокампании стабильного поля энерговыделения, режимам перегрузки топлива. Во-вторых, на основе опыта БР-5 стала еще более ясной необходимость тщательной отработки переходных режимов, особенно связанных со срабатыванием аварийной защиты из-за больших (~200 °С) перепадов температуры теплоносителя в реакторе. В-третьих, существенное отличие реактора БР-5 от БН-350 заключалось в отсутствии проблемы парогенератора. Печальный опыт, полученный на опытном парогенераторе БР-5 и на АЭС "Энрико Ферми" в США настораживал. Все эти проблемы стали предметом тщательного изучения в ближайшие 10-12 лет, за исключением одной, вовремя не обнаруженной: значительного формоизменения и изменения свойств

стали под воздействием больших интегральных потоков быстрых нейтронов.

В 1960-1972 годах проводилась углубленная методическая разработка, повышалось качество физических измерений ядерных констант. Экспериментальная база была дополнена генератором ЭГ-2,5 на 2,5 мэВ (1961 год), в 1965 году был модернизирован генератор ЭГ-1, где впервые были применены разработанные А.Н. Сербиным, В.А. Романовым со своими коллегами ускоряющие трубки с наклонным полем; в 1968 году смонтирован перезарядный электростатический ускоритель ЭГП/10М; в 1960 году в Дубне с участием ФЭИ разработан и введен в эксплуатацию импульсный быстрый реактор ИБР. На этой базе были продолжены детальные измерения:

- среднего выхода нейтронов деления урана-233 и 235, плутония-239 в широкой области энергии нейтронов, а также для случая спонтанного деления урана-238, плутония-240 и 242, кюрия-244 (В.Ф. Кузнецов, В.Г. Нестеров, Г.Н. Смиренин, П.П. Дьяченко);
- выхода запаздывающих нейтронов (Б.П. Мансютенко);
- спектров и сечений неупруго-рассеянных нейтронов (О.А. Сальников, Г.Н. Ловчикова, А.А. Иванов и др.);
- сечений радиационного захвата (Ю.Я. Стависский, А.И. Абрамов, В.Н. Кононов);
- выхода энергии, распределения в двумерном, а затем 3-хмерном пространствах осколков деления (П.Д. Кузьминов, П.П. Дьяченко).

В этот же период (1960-1972 годы) продолжалось интенсивное развитие теории, методов расчета, сооружаются большие физические стенды БФС-1 (1961 год) и БФС-2 (1970 год) (Ф.И. Украинцев, В.И. Вьюнников). В 1962-1963 годах И.И. Бондаренко, М.Н. Николаевым, Л.П. Абаган, Н.О. Базазянц была разработана 26-групповая система констант, которая значительно превосходила известные в то время системы констант в СССР и за рубежом. Была развита теория распространения нейтронов в средах с резонансным сечением (И.И. Бондаренко, В.В. Орлов, А.А. Лукьянов, М.Н. Николаев). В 1962 г. М.Ф. Трояновым был предложен и обоснован метод выравнивания поля энерговыделения с помощью зон разного обогащения. В 1962-1964 гг. Л.Н. Усачевым, Г.Н. Марчуком и В.В. Орловым разработана обобщенная теория возмущений для различных функционалов потока и ценности нейтронов. В 1965-1968 гг. М.Н. Николаевым обоснован и развит метод подгрупп для учета резонансной структуры.

В период 1960-1964 годов были разработаны эскизный и два технических проекта реактора БН-350. Совместно с конструкторскими организациями ФЭИ были выбраны основные характеристики установки: натрий в качестве теплоносителя первого и второго контуров при средней температуре на выходе из реактора 500°С. В качестве топлива была выбрана двуокись урана с двумя зонами обогащения 17% и 26%. В 1964 году началось сооружение БН-350 в г. Шевченко. В этот период ФЭИ выполнил необходимое для конструкторских организаций расчетно-экспериментальное обоснование проекта, и в частности:

- на сооруженных стендах прошли испытания модели насоса с гидростатическим подшипником (А.А. Ринейский, Б.С. Тымош), модели ловушки паров натрия (Архангельский В.В.), системы контроля герметичности твэл (И.А. Ефимов), метода тушения натриевых пожаров (Ларин Е.П., Куликов Ю.Л.), способа хранения отработавшего топлива с разрушенной оболочкой твэл в пеналах с заливкой их свинцом (Ширин В.М., Миловидов И.В.);
- проводилось обоснование одностеночной конструкции парогенератора, выполнены исследования по разрывам трубок парогенератора с попаданием больших количеств воды в натриевую полость (Ю.Е. Багдасаров, В.М. Поплавский, Н.Н. Аристархов, Б.С. Тымош);
- на БФС-1 проведены исследования первой модели БН-350 (В.П. Зиновьев, В.Ф. Мамонтов, А.И. Воропаев, П.Л. Тютюнников, В.Е. Рыдкий);
- выполнены разработки расчетных программ и проведен комплекс расчетов по физике активной зоны (В.И. Матвеев, Б.В. Колосков, Н.М. Шагалин, Н.В. Краснояр, М.Ф. Кулаковский, В.А. Черный, Р.В. Никольский и др.), по работоспособности твэл (Ю.И. Лихачев, А.А. Прошкин, Ю.А. Захарко) выполнены расчеты переходных процессов (Ю.Е. Багдасаров, И.А. Кузнецов, А.А. Ринейский).

В 1965-1972 годах были закончены строительно-монтажные работы, изготовлено и смонтировано оборудование, начались пуско-наладочные работы, разрабатывались регламент и программы физического и энергетического пусков, шла подготовка персонала. В этот же период выяснились две острые материаловедческие проблемы: обнаружилось, что стандартная сталь ОХ18Н9Т склонна к образованию горячих трещин при высоких температурах натриевых контуров и что выбранные для оболочек твэл и шестигранных чехлов аустенитные стали подвержены значительному радиационному набуханию при интегральных дозах быстрых

нейтронов, превышающих $(1,0 \pm 1,5) \times 10^{23}$ н/см². Пришлось по рекомендации ЦНИИМС срочно менять сталь ОХ19Н9Т на безтитановую сталь ОХ18Н9. Что же касается радиационного распухания, то это стало известно слишком поздно: ТВС были в процессе изготовления и удалось только избавиться от дистанционирующих платиков на боковых гранях шестигранных чехлов.

В этот период в ФЭИ продолжались расчетные исследования выполненных измерений на стенде БФС, новых вариантов стержней регулирования - на основе тантала, стержней-ловушек, негерметичных стержней (В.И. Матвеев, Г.А. Пшакин, Н.Е. Горбатов). В теплофизическом отделении были завершены исследования холодных фильтров-ловушек, совместно с КБ разрабатывались приборы контроля водорода в натрии и пробоотборника натрия (Ф.А. Козлов, Э.К. Кузнецов, Л.Г. Волчков, Г.П. Сергеев, В.Ф. Меньшиков и др.). В связи с большим количеством парафина, содержащимся в натрии заводской поставки, разрабатывается технология его очистки на узле приемке натрия и методы контроля процесса очистки (Ф.А. Козлов, В.М. Архипов, А.а. Демин, И.Б. Дмитриева, А.В. Карпов). Для проведения исследований динамики процессов во время пуско-наладочных работ и энергетического пуска разрабатывается и изготавливается система динамических измерений (И.А. Кузнецов, Ю.И. Грибанов), а для проведения физического пуска разрабатываются методики физических измерений, экспериментальные пакеты для активационных измерений и измерений пустотного эффекта реактивности и пусковая аппаратура, аналоговый реактиметр "Памир", токовой измеритель мощности ТИМ-2К, измеритель периода.

Успешному физическому и энергетическому пускам способствовало и то, что в этот период на БН-350 было направлено большое количество специалистов, имевших опыт работы на комбинатах Министерства, а также представителей проектных, конструкторских и научных организаций. От ФЭИ были направлены на постоянную работу Баклушин Р.П. (зам.главного инженера), Чередниченко В.Н. (нач.смены) и др. В.В. Орлов выполнял обязанности зам.председателя пусковой комиссии (А.Д. Зверев), Г.Б. Померанцев был руководителем физического пуска, Л.А. Кочетков был зам.руководителя группы энергетического пуска. Кроме них большая группа сотрудников ФЭИ принимала участие в подготовке и проведения физического и энергетического пусков. (Ю.А. Казанский, Б.Г. Дубовский, И.М. Кисиль, П.Л. Тютюников, В.Ф. Любченко, В.Ф. Мамонтов, П.Г. Душин, А.И. Воропаев, В.П. Зиновьев, А.А. Ваймугин, Е.Ф. Ефимов, А.В. Звонарев, Н.Д. Голяев, М.Н.Деев, М.Я. Кулаковский, В.А. Сергеев,

О.Д. Бакуменко, Ю.Е. Багдасаров, Р.П. Баклушин, В.Н. Чередниченко, В.В. Варганов, И.А. Кузнецов, Ф.А. Козлов, Л.Г. Волчков, В.М. Поплавский, В.Н. Иваненко, А.А. Ринейский, В.Я. Чернышов, Н.М. Турчин, А.И. Ластов, В.С. Копылов, А.В. Карпов, В.Б. Павлович, А.Г. Карабаш, В.И. Голубев, Н.Е. Горбатов, Г.М. Пшакин, Б.В. Колосков, В.В. Мамаев, А.П. Иванов, А.В. Данилычев, В.И. Козлов, В.В. Бондаренко, Ю.Ф. Таскаев, А.Ф. Золотов и др.).

Физический пуск реактора БН-350 состоялся 29 ноября 1972 года.

Результаты физического пуска больших сюрпризов не преподнесли, критмасса совпала с расчетом в пределах 1%; измеренное поле энерговыделения в активной зоне совпало с расчетным в пределах 5%; измеренные эффективности стержней защиты и компенсации реактивности отличались от расчетных - не более чем на 10%, измеренный отрицательный пустотный эффект реактивности оказался по абсолютной величине больше расчетного на 30%.

Энергетический пуск реактора БН-350 состоялся 16 июля 1973 г.

Основные трудности освоения проектной мощности были связаны с дефектами испарителей парогенераторов. Как выяснилось, в результате некачественного изготовления и контроля сварных швов на заводе (Подольский завод им. С. Орджоникидзе) труб Фильда, имели место многочисленные (17 случаев) межконтурные протечки. Пришлось по очереди выводить парогенераторы из работы, отмывать их от натрия и на месте менять всю трубную теплопередающую поверхность. Работа по замене труб была выполнена НИКИМТ'ом в течении 1973-1975 годов. Однако, мощность реактора из-за конструктивного недостатка парогенератора была снижена на 25%.

С парогенераторами БН-350 связан один из самых серьезных кризисов проблемы быстрых реакторов. Многим, в том числе и руководителям, возникшие трудности с парогенераторами показались непреодолимыми. Вызовы к руководству Министерства и в ЦК КПСС следовали один за другим. Всю ответственность за создавшуюся ситуацию и ее исправление принял на себя Е.П. Славский.

Другим существенным дефектом оказалась разгерметизация значительного числа твэл при выгораниях близких к проектному значению (5,7%). Причиной были высокие механические напряжения, связанные с недостаточным компенсационным объемом газосборника твэл. Увеличением этого объема дефект был полностью устранен. Несколько неприятных событий были связаны с конденсацией паров натрия на холодных поверхностях: трудности с вращением большой и малой поворотных пробок в период перегрузок, отказы в узле сцепления-расцепления исполнительного

механизма со стержнем компенсатора выгорания, забивание проходного сечения газовых трубопроводов. Все они были легко устранены за счет повышения либо уровня натрия в баке реактора, либо введением обогрева или повышением температуры обогрева, либо изменением трассировки газопроводов. Немало сюрпризов преподнесла гидравлика. В результате более низкого по сравнению с рассчитанным гидравлического сопротивления петель второго контура, расход натрия по ним оказался значительно выше проектного (на ~37%), что потребовало врезки в контура дополнительного сопротивления. Неоптимальной оказалась конструкция обратных клапанов на напоре главных циркуляционных насосов первого контура: их захлопывание при остановке одного из насосов приводило к сильному гидравлическому удару. Обратные клапаны впоследствии были заменены на усовершенствованные (ОКБМ). Неожиданным оказался захват газовых пузырей при снижении уровня натрия в испарителях до 300мм над осью всасывающего патрубка, что приводило к сильной вибрации трубопроводов. Для устранения этого явления потребовалось выровнять гидравлическое сопротивление трактов двух параллельных секций парогенераторов (ОКБМ, ОКБ "Гидропресс", ФЭИ). Дополнительные меры были приняты для предотвращения попадания масла в натриевые контура через главные натриевые насосы. Такой случай имел однажды место, но к счастью, когда контур еще не был заполнен натрием. Следует упомянуть еще об интересном случае, когда из бетонной пробки ванны отработавших ТВС, выделилась в результате разогрева кристаллизационная вода, попала в виде пара в натрий-калиевый сплав, заполняющий ванну, и, провзаимодействовав с ним "заморозила" барабан (1976 год). Сотрудниками БН-350 была разработана специальная технология растворения образовавшегося конгломерата с помощью водно-масляной эмульсии, в результате реализации которой барабан был "освобожден" и находящиеся в нем ТВС извлечены в бассейн.

С 1978 года установка БН-350 работала стабильно с хорошим коэффициентом использования мощности. Выгорание топлива постепенно повышалось с 5,7% до 10% тяжелых атомов. На реакторе выполнялись кроме модернизации оборудования несколько научных программ и среди них:

- программа исследования естественной циркуляции теплоносителя,
- материаловедческая программа,
- программа по очистке первого контура от цезия (НИИАР),
- программа по облучению смешанного топлива (МОХ).

Эта последняя программа позволила экспериментально определить коэффициент воспроизводства в бридерной зоне реактора БН-350. Было показано, что его расчетная оценка отличается от "измеренной" не более чем на 5%.

Выполненные исследования выявили неоптимальность компоновочных решений натриевых контуров: естественная циркуляция во втором контуре не развивалась в нужном направлении. Этот просчет удалось ликвидировать, когда вместо двух дефектных парогенераторов разработки ОКБ "Гидропресс" были смонтированы два микромодульных парогенератора, изготовленных в ЧССР.

В 1993 году закончился проектный (назначенный) ресурс установки. С этого времени усилиями проектных организаций и эксплуатационников реализовалась ежегодная программа подтверждения безопасности установки. В связи с этим, выполнены серьезные усовершенствования системы аварийного расхолаживания, повышены сейсмостойкость, пожаробезопасность и др.

В 1963 году еще в процессе работы над проектом БН-350 было признано необходимым приступить к проектированию более мощного реактора БН-600. Предполагалось, что этот реактор должен стать прообразом будущих бридерных систем с хорошей экономикой, достаточно высоким коэффициентом воспроизводства и современным термодинамическим к.п.д. Это, в свою очередь, определяло большую энергонапряженность активной зоны и более высокий уровень температур (более 600 °С). Было ясно, что для подтверждения таких заявленных параметров потребуется создание и испытание адекватных твэл. Таким образом, пришли к необходимости создания нового экспериментального реактора БОР-60. В это время А.И. Лейпунский организует систематическое исследование топливного баланса в зависимости от различных сценариев развития ядерной энергетики. В 1961 г. Л.Н. Усачевым были сформулированы уравнения размножения реакторов и совместно с Б.Б. Лыткиным проведен анализ вариантов развития атомной энергетики. Впоследствии по поручению руководства ведомства группа в составе Б.Б. Батунова, Ю.И. Корякина, В.Б. Лыткина, В.А. Сидоренко, Л.Н. Усачева, В.М. Шмелева в течение 1962-1964 гг. проводили тщательное изучение вариантов развития атомной энергетики. Именно на основе рекомендаций этой группы был сделан вывод о необходимости ускорения внедрения быстрых реакторов с достаточно высоким коэффициентом воспроизводства (КВ) и малым временем удвоения (T_2). Оптимизацию технических решений и параметров будущих установок предполагалось осуществлять с учетом этих требований. Позднее к необходимому темпу развития атомной энергетики и конкретным цифрам по КВ и T_2

неоднократно возвращались и А.П. Александров, настаивающий на времени удвоения $3\div 5$ лет, и В.В. Орлов, считавший более рациональным $T_2=8\div 10$ годам. Однако жизнь расставила все на свои места.

Проектирование опытной АЭС с реактором БОР-60 началось в конце 1963 года. Основные участники проекта: ФЭИ, ОКБ "Гидропресс", ГСПИ-11 (ВНИПИЭТ), ВНИИНМ и позднее - НИИАР.

В 1964-1967 годах было выполнено все расчетное и экспериментальное обоснование проекта, чертежная документация, изготовлено оборудование. В 1965 году в НИИАР началось сооружение установки. В 1968 году была собрана и исследована модель БОР-60. В 1969 году состоялся пуск БОР-60. Впоследствии реакторная установка будет дополнена установкой "Орел" для дистанционного изготовления топлива реактора БОР-60, а еще раньше - комплексом горячих камер - для материаловедческих исследований и исследований по неводным методам регенерации отработавшего топлива. НИИАР стал важнейшим исследовательским центром по радиационным испытаниям и исследованиям топлива и материалов для реакторов на быстрых нейтронах, испытаниям моделей парогенераторов, а также другим проблемам быстрых реакторов. В период с 1964 по 1973 гг. руководство работами по быстрым реакторам в НИИАР возглавлял директор НИИАР О.Д. Казачковский, а после него - Цыканов В.А. Все физическое и инженерное обоснование проекта БОР-60 выполнено в ФЭИ теми же коллективами, которые выполняли работы и по БН-350 и БН-600. Главным конструктором БОР-60 был ОКБ "Гидропресс", генпроектантом - ВНИПИЭТ.

В 1965-1968 годах вместе с главным конструктором - ОКБМ, и генеральным проектировщиком - ЛОАЭП, разрабатывается новая концепция реактора БН-600. Для дальнейшего проектирования выбирается интегральная компоновка первого контура. Несколько снижаются параметры, однако они остаются весьма высокими: средняя температура на выходе из реактора - $550\text{ }^{\circ}\text{C}$, линейная тепловая нагрузка до 54 кВт/м , температура острого и промперегретого пара - $505\text{ }^{\circ}\text{C}$ при давлении острого пара $13,7\text{ МПа}$. Параметры пара ориентированы на стандартное оборудование машинного зала. Существенный вклад в выбор параметров и новой компоновки внесли В.В. Орлов и А.А. Ринейский. С 1973 года основной объем исследовательских работ в ФЭИ перемещается в сторону проекта БН-600. На стенде БФС-2 изучаются физические характеристики модели активной зоны, прохождение нейтронов через макет баковой защиты (Ю.А. Казанский, А.В. Баков, А.И. Ворopaев, М.Я. Кулаковский, В.И. Савицкий, Э.П. Попов, В.И. Матвеев,

В.А. Черный и др). Ведутся интенсивные исследования по большим и малым течам применительно к новой конструкции парогенератора на двух стендах комплекса БР-5, в лаборатории Багдасарова Ю.А. и на стенде лаборатории Козлова Ф.А. Разрабатываются новые системы контроля за межконтурной течью в парогенераторах: (Козлов Ф.А., Кочетков Е.А., Лешков В.В., Морозов С.А.). В созданной в 1957 г. в ФЭИ горячей лаборатории с 1979 г. начинается исследования по радиационному воздействию потоков быстрых нейтронов на конструкционные материалы твс первой загрузки БН-350 (Ш.Ш. Ибрагимов, В.Н. Быков, В.Д. Дмитриев Н.М. Воронин, А.Я. Ладыгин и др.). В лаборатории Невзорова Б.А. (Старков О.В.) проводятся исследования поведения стальных труб боковой защиты, заполненных графитом, в случае потери их герметичности в потоке натрия. В технологическом отделении (А.Н. Рыжков, А.Н. Дерюгин, Л.Б. Прусов) разрабатываются и изготавливаются элементы пускового источника. В КБ, инженерном отделе БН и химическом отделе разрабатываются усовершенствованные пробоотборники натрия, методы химического контроля, ТУ на натрий реакторной чистоты, усовершенствованная технология производства натрия и его перевозки от завода до Белоярской АЭС (Архипов В.М., Карабаш А.Г., Карпов А.В., Матвеев В.П., Багданович Н.Г., Арутюнов К.М.)

В период 1976-1980 годов были завершены строительные, монтажные и пуско-наладочные работы. Поставка 1900 т. натрия на БАЭС с Березниковского завода впервые осуществлялась в герметизированных 32-кубометровых цистернах в период с марта 1979 года по февраль 1980 года. Новая технология производства и транспортировки натрия обеспечили на этот раз хорошее его качество. В этот период завершена подготовка к физпуску и энергопуску: подготовлены программы и методики, индикаторы, детекторы, пусковая аппаратура, источник нейтронов, разработана и изготовлена система динамических измерений СДИ-2, отградуирован датчик по пакетного расходомера, изготовлен набор химической аппаратуры, разработаны рекомендации по Регламенту, другим инструкциям. Проведена учеба персонала. В то же время заканчиваются оставшиеся незавершенные НИОКР: проведены детальные исследования температурных полей в ТВС, теплообменниках "натрий-натрий", испарительных модулях, разработано предложение и проведены экспериментальные исследования похлопающим мембранам системы защиты парогенераторов, выпущена физическая записка к начальному состоянию и переходному периоду, проведен анализ отступлений проекта от нормативной документации, проведены физические расчеты реактора в связи с

фактической загрузкой топлива в твэлы, обосновано и предложено решение по временному снижению проектного выгорания и способу компенсации образовавшейся в результате этого излишней реактивности - размещение в активной зоне 13 пакетов из природного урана (малая гетерогенная зона). Эти работы выполнялись под руководством О.Д. Казачковского, Ю.А. Казанского, Ю.Е. Багдасарова, А.Н. Рыжкова. Накануне пуска, как обычно, были образованы Государственная приемочная комиссия, рабочая комиссия и группы руководства физическим и энергетическим пуском. От ФЭИ в них вошли О.Д. Казачковский, Ю.Е. Багдасаров, Ю.А. Казанский, Р.П. Баклушин, А.В. Карпов и др.

Физический пуск реактора осуществлен за 67 суток; минимальная критмасса достигнута 26 февраля 1980 года на 39 сутки, а стартовая загрузка была сформирована 16 марта 1980 года. В период физического пуска и последующего выхода на мощность были измерены поля энерговыделения, отградуированы в единицах мощности показания датчиков нейтронного потока, измерены температурный, барометрический, гидродинамический, мощностной эффекты реактивности, темп спада реактивности от выгорания топлива, эффективность стержней защиты и компенсации реактивности, эффективность внутрибаковой защиты, распределение расхода теплоносителя по ТВС. Анализ физического пуска показал, что измеренные характеристики отличаются от предсказанных расчетом в пределах двух-трех среднеквадратичных величин погрешностей расчета. Активное участие в этих работах от ФЭИ принимали Ю.А. Казанский, С.П. Белов, П.Л. Тютюнников, В.Г. Двухшерстнов, А.В. Звонарев, Ю.Ф. Коллеганов, Н.Д. Голяев, И.П. Матвеев, В.И. Матвеев, А.П. Иванов, В.А. Черный, А.Т. Баков, Ю.Л. Милованов, В.А. Телятников и др.

8 апреля 1980 года мощность реактора была ступенями увеличена до 500 МВт(т), и два турбогенератора включены в сеть. Начался процесс освоения мощности реактора; на проектный уровень мощности блок был выведен 18 декабря 1981 года.

В процессе освоения мощности в 1980 г. по программе энергопуска были проведены исследования режима БАЗ, отключения одной петли с незакрытием обратного клапана остановленного насоса, искажения поля энерговыделения при нерегламентном перемещении стержней автоматического регулирования и стержней-компенсаторов, режима естественной циркуляции, флуктуаций баковых термодинамических величин перегрева пара и выноса влаги на выход из испарителя, поля температур корпуса испарителя, радиационная обстановка, водный режим третьего контура (И.А. Кузнецов, Ю.Е. Багдасаров, Н.М. Турчин, Н.М. Ермолаев, В.А. Сергеев).

Наиболее серьезным дефектом оборудования, выявленным в первый год эксплуатации, были межконтурные протечки в районе верхней трубной доски пароперегревательных модулей. Проблема парогенераторов БН-600 была, пожалуй, главной головной болью и разработчиков, и руководства Министерства. Первоначально был отклонен вариант компактного корпусного прямоточного парогенератора, модель которого уже испытывалась на установке БОР-60 и другая модель - на стенде ОКБ "Гидропресс". На этой последней была отмечена протечка воды в натрий, и это послужило основанием для прекращения проектирования этого варианта. ОКБ "Гидропресс" был предложен новый вариант прямоточного секционного прямотрубного парогенератора. Каждая секция состояла из трех модулей: испарителя, пароперегревателя и промперегревателя. Мощность секции - 61 МВт - примерно равнялась мощности реактора БОР-60, где предполагалось ее испытание. Секция по второму и третьему контурам могла отсекается арматурой от контуров. Основные опасения были связаны с возможным коррозионным поражением трубок пароперегревателей, которые предполагалось изготавливать из аустенитной стали. Принятое в проекте "соломоново решение" состояло в том, что на вход в пароперегреватель из испарителя должен был поступать слегка перегретый пар (+20 °С). Предполагалось, что он не будет нести с собой влагу. В первый год эксплуатации реактора было 5 случаев протечек, за все время - 12 случаев. Выполненные ЦНИИМС, ОКБ "Гидропресс", ЗИО и ФЭИ исследования показали, что возникшие трещины носят не коррозионный характер, а являются результатом недоработки технологии сварки и последующего контроля. С 1985 года был отмечен лишь один случай протечек; это - следствие усовершенствования пусковых режимов и, главное, отбраковки дефектов.

Большой объем работ был выполнен по усовершенствованию водного режима и разработке и последующего усовершенствования режима отмывок парогенераторов. Во всем комплексе работ по парогенератору приняли участие сотрудники ФЭИ (Старков О.В., Кононюк М.Х., Беломытцев Ю.С., Ермолаев Н.М., Шевченко Н.Н., Белобородов В.В. и др.).

Большое беспокойство главного конструктора реактора было связано с возможной вибрацией ~ 2000-тонной "начинки" реактора, которая практически недоступна после начала эксплуатации реактора. Поэтому после завершения монтажа, до его заполнения натрием, были проведены специальные проверки качества крепления и виброхарактеристики отдельных компонент реактора.

Было много и других трудных проблем: термостатирование корпуса реактора, компенсация температурных удлинений, работа

системы перегрузки в автоматическом режиме, система автоматического регулирования оборотов главных насосов. Но в действительности пришлось столкнуться с проблемой потери герметичности твэл и вибрацией валов главных натриевых насосов первого контура. Причиной последней явились крутильные колебания системы "вал насоса - соединительная муфта - вал двигателя". Это потребовало реконструкции и замены валов насосов, с чем главный конструктор и БАЭС блестяще справились. Для выяснения причин появления трещин в оболочке твэл были проведены в горячей лаборатории ФЭИ и НИИАР тщательные исследования аварийных и неаварийных твэл. Было установлено, что трещины в оболочках твэл развиваются в результате коррозии на внутренней стороне оболочки и провоцируются увеличением линейной тепловой нагрузки при перестановках и разворотах твс на 180°. С момента перехода на усовершенствованный тип твс и отказа от перестановок и разворотов твс (1987 г.) случаи разгерметизации твэл не наблюдаются (В.Н. Быков, В.Д. Дмитриев, А.Н. Воробьев, В.С. Хабаров и др. - ФЭИ, ВНИИНМ).

На блоке с момента пуска-наладочных работ и до последнего времени было 27 утечек натрия в помещениях, 14 из них сопровождалось активным горением натрия. В большинстве случаев утечка ограничивалась 1-10 литрами и лишь в 4-х случаях они были порядка сотен литров. Во всех этих случаях никто из сотрудников не пострадал, а экономический ущерб был незначителен.

За прошедшие годы усилиями разработчиков и эксплуатационников внедрено много усовершенствований в режимы эксплуатации, системы автоматического регулирования и блокировок, приборы и оборудование. Так, в результате реализации большой материаловедческой программы выгорание топлива повышено с 7% до 10% т.к. и в настоящее время подготовлен переход на выгорание 11,3% (ВНИИНМ, ОКБМ, ФЭИ). В реакторе проведено испытание большой группы ТВС на основе оксидного уран-плутониевого топлива, изготовленного по традиционной таблеточной (ВНИИНМ, ПО "Маяк", ФЭИ, БАЭС) и вибротехнологии (НИИАР). По важнейшим эксплуатационным показателям, таким как коэффициент использования установленной мощности, число незапланированных остановов реактора аварийной защитой, выбросы радиоактивных веществ в окружающую среду, объем твердых радиоактивных отходов, облучаемость персонала, блок признан лучшим в 1994 году в концерне "Росэнергоатом" и входит в число 50% лучших блоков мира.

3. Что дальше?

Накапливаемый в связи с созданием БН-350 и БН-600 опыт стимулировал начало работ над следующим этапом развития реакторов на быстрых нейтронах. Представлялось, что он должен был включать тиражирование реактора БН-600 в усовершенствованном виде и в будущем - разработку реактора большой мощности (1000-2000 МВт.э.)

Начало работ над проектом усовершенствованного реактора БН-600 относится к 1970 году. С самого начала авторы (А.И. Лейпунский, В.В. Орлов, А.А. Ринейский, В.Б. Лыткин и др.) руководствовались желанием реализовать накопленный в процессе проектирования БН-600 опыт для создания небольшой серии подобных установок. Обсуждалось и их количество - 6 блоков для Игналинской АЭС. Проектные разработки выполнялись в ОКБМ, ОКБ ГП и ГСПИ-II (ныне - ВНИПИЭТ), при этом рассматривалось два разных предназначения этих установок: наработка кондиционного плутония и выработка электрической энергии. В процессе разработки изменялся уровень мощности блока: от 600 МВт(э) к 700 МВт, затем - 750 МВт и, наконец, - 800 МВт(э). Очень активно обсуждались параметры первого, второго и, особенно, третьего контура, число турбогенераторов, необходимость и вид пром-перегрева пара - "натрий-пар" или "пар-пар". В 1973-1975 гг. ФЭИ совместно с ОКБМ выпускают технический проект с запиской по безопасности. В процессе рассмотрения проекта Е.П. Славским, Н.А. Семеновым принимается решение о дальнейшем проектировании энергоблока мощностью 800 МВт(э) с целью выработки электроэнергии (1976 г.). Увеличение мощности реализовалось в пределах корпуса БН-600 за счет увеличения размеров активной зоны и выявленных резервов в поверхности теплопередачи промежуточного теплообменника (А.А. Ринейский, П.А. Ушаков). Началась разработка нового варианта проекта БН-800.

Практически одновременно и в той же кооперации были возвращены работы над реактором большой мощности - первоначально (1969-1970 гг.) 1000 МВт(э), затем (с 1971 г.) - 1500 МВт(э) и наконец, в 1974 г. был разработан ФЭИ и ОКБМ эскизный проект реактора мощностью 1600 МВт(э). В 1980 г. выходит Постановление Правительства о сооружении на Белоярской и Южно-Уральской площадках АЭС в составе двух блоков каждая: по одному блоку БН-800 и БН-1600. Запланировано также сооружение цеха-300 для производства уран-плутониевого топлива. Уже в 1983 г. это Постановление было изменено: в связи с задержкой проекта

БН-1600 новым постановлением Правительства №101-1 планируется сооружение четырех блоков БН-800: трех на ЮУ АЭС и одного на БАЭС. Новый вариант технического проекта был выполнен в 1977-1984 гг. В 1986 г. состоялось решение НТС об утверждении проекта ЮУ АЭС, и он был согласован всеми надзорными органами. Однако, в связи с Чернобыльскими событиями Госатомнадзор потребовал доработки проекта. Такая доработка была выполнена в 1991-1992 гг. по требованию Комиссии АН СССР. По предложению ФЭИ (В.И. Матвеев и др.) ОКБМ внесены изменения в активную зону, которые снизили натриевый пустотный коэффициент реактивности до нуля; правда при этом коэффициент воспроизводства понизился от первоначального значения 1,27 до 1,0, что в настоящее время представляется вполне оправданным. В этот период проект прошел экспертизу местных органов власти, Минэкономики, Минэкологии, Госатомнадзора, был согласован и утвержден. В то время он был первым проектом энергоблока нового поколения, прошедшим согласование надзорных органов в послечернобыльский период. В отличие от своего предшественника - реактора БН-600, реактор БН-800 и энергоблок, в целом, имеют много усовершенствований, направленных на повышение безопасности, надежности и экономичности.

- В качестве конструкционного материала парогенератора, включая пароперегреватель, выбрана ферритная сталь Ix2M, проверенная опытом БН-350 и БН-600.
- Проект блока выполнен с одной турбиной; в качестве материала конденсатора турбины (трубчатки) выбран титан; уплотнение титановых трубок в трубной доске - сварное. Подогреватели низкого и высокого давления предполагается изготавливать из нержавеющей стали. Все это будет способствовать улучшению водного режима.
- Система аварийной защиты реактора имеет две независимых подсистемы плюс дополнительные стержни аварийной защиты пассивного действия.
- На пассивном принципе действия основана система аварийного отвода тепла: три независимых петли с естественной циркуляцией теплоносителей во всех трех контурах.
- Ниже активной зоны предусмотрен жаростойкий поддон, предназначенный для сбора и охлаждения фрагментов активной зоны на случай постулируемой аварии с активной зоной.

В целом, проект выполнен в полном соответствии с современной нормативной документацией (ФЭИ, ОКБМ, ОКБ "Гидропресс", ВНИПИЭТ, СПбЛЭП, ЦНИИКА, ЦНИИКМ "Прометей" и др.)

Строительство ЮУ АЭС началось в 1984 г. Основными доводами в пользу Южно-Уральской площадки были следующие:

- желание сосредоточить все предприятия топливного цикла (радиохимический завод, склад плутония, цех по изготовлению МОХ-топлива) и АЭС в одном месте;
- стремление использовать имеющиеся резервы в квалифицированных кадрах строителей и эксплуатационников;
- необходимость в дополнительных новых энергоисточниках в Челябинской области;
- необходимость в решении специфических экологических проблем ПО МАЯК на территории которого (или рядом с ним) предполагалось соорудить весь комплекс.

С 1989 г. стройка была фактически заморожена из-за недостатка финансирования. Правительство, местные органы власти в настоящее время изыскивают возможность возобновления строительства. Примерно по такому же сценарию развивались события и с блоком БН-800 на Белоярской площадке.

В обоснование проекта БН-800 в ФЭИ выполнен огромный объем НИОКР по обоснованию физики активной зоны со смешанным оксидным топливом, конструкции твэл, твс, стержней СУЗ, включая расчеты на прочность, всех аспектов ядерной, радиационной и пожарной безопасности, процессов при межконтурных протечках в парогенераторах, радиационным материаловедческим исследованиям, исследованиям температурных и гидравлических полей в регулярных и нерегулярных решетках твс; проведен большой объем разъяснительной работы в органах надзора, экспертных комиссиях и с населением. Весь комплекс этих работ был выполнен под руководством А.И. Лейпунского (до 1972г.), В.В. Орлова (до 1977г.), О.Д. Казачковского, и при активном участии Ю.Е. Багдасарова, В.И. Матвеева, Ю.А. Казанского, И.П. Матвеевко, В.А. Черного, И.А. Кузнецова, Ю.К. Букуши, В.М. Поплавского, Е.И. Инютина, А.Г. Цикунова, А.Н. Чебескова, Б.В. Колоскова, В.Б. Лыткина, А.С. Серегина, А.А. Ринейского, Р.М. Вознесенского, Л.М. Забудько, В.В. Борисова, А.А. Прошкина, С.П. Белова, В.П. Зиновьева, В.А. Дулина, В.Ф. Мамонтова, П.Л. Тютюнникова, В.Н. Быкова, В.Д. Быкова, В.Д. Дмитриева, Ф.А. Козлова, А.В. Дробышева, А.В. Жукова, Н.П. Ермолаева, А.А. Петренко, В.Н. Иваненко, В.И. Савицкого и др.

Как указывалось выше, практически параллельно с проектированием БН-800 шло проектирование реактора большой мощности БН-1600. С самого начала этот реактор предназначался для серийного сооружения в качестве коммерческой установки. После рассмотрения в 1973 г. эскизного проекта БН-1500 в 1974 г. ФЭИ

сформулировал новое техническое задание на БН-1600. В 1975-1976 гг. был разработан эскизный проект, а в 1982 г. состоялось предварительное обсуждение материалов технического проекта БН-1600, в результате которого разработчикам проекта было предложено разработать новую активную зону с повышенным коэффициентом воспроизводства. По предложению ИАЭ В.В. Орлова и А.П. Александрова КВ в проекте БН-1600 не должен быть меньше $1,55 \div 1,60$. Академик А.П. Александров вообще высказывал сомнения в целесообразности проектирования БН-1600, хотя проектирование мощных установок типа ВВЭР и РБМК шло полным ходом. В результате, была принята программа по гетерогенным активным зонам (1984 г.), включающая разработку одного варианта по предложению ИАЭ (межтвэльная гетерогенность) и двух вариантов ФЭИ (межпакетная и внутритвэльная гетерогенность). К 1987 г. были внесены уточнения в проект с традиционной активной зоной и выполнены проекты гетерогенных активных зон (ФЭИ, ОКБМ, ЛОАЭП, ОКБ ГП, ВНИИНМ). Эти материалы были рассмотрены в 1988 г. на секции № 1 Министерства. Хотя Постановлением Правительства № 722-162 от 01.07.87 г. от сооружения энергоблоков БН-1600 на Белоярской и Южно-Уральской АЭС отказались, тем не менее, решением секции № 1 НТС Министерства (1989 г.) авторам было предложено продолжить работу по проекту, разработать новое Т.З. на модернизированный вариант реактора БН-1600, нацеленный на повышение безопасности и экономичности. В соответствии с этим решением ФЭИ и ОКБМ формулируют новые концепцию, техническое задание и программу НИОКР, которые были рассмотрены снова секцией № 1 в 1990 г., и по решению которой упомянутые документы были доработаны (1990-1991 гг.). На этом, пока, завершился "третий круг" разработки реактора большой мощности.

При разработке первого варианта технического проекта (1974-1982 г.) были проведены следующие наиболее важные исследования.

- Проведены сравнения компоновок горизонтального и вертикального баков, интегральной и петлевой компоновок (ОКБМ), шестипетлевой и четырехпетлевой схем (ОКБМ, ФЭИ - А.А. Ринейский). В результате выбор был остановлен на интегральной компоновке с вертикальным баком, четырехпетлевой схеме.
- Было принято предложение (ФЭИ, ОКБМ - Устинов, Ринейский, Филиппов, Савин, Зотов) о создании резервного тракта перегрузки через объединение передаточного и обмывочного боксов.
- Исследовалась возможность повышения давления паросилового цикла со 140 атм. до 210 атм. (ЦКТИ). В связи с серьезными

трудностями создания модульных парогенераторов на давление 210 атм. от этого предложения отказались (А.А. Ринейский - ФЭИ, ОКБ ГП).

- Была рассмотрена целесообразность перехода на металлическое топливо и на гетерогенные активные зоны (кольцевая и внутритвельная гетерогенность). Переход на металлическое топливо приводил к снижению мощности и экономичности блока. Переход к гетерогенным зонам представлялся возможным.
- Большие исследования были выполнены по моделированию как традиционной активной зоны, так и зоны с гетерогенностью на стенде БФС-2. В этих работах приняли участие С.П. Белов, С.П. Бобров, В.Г. Двухшерстнов, Ю.А. Казанский, В.И. Матвеев, А.И. Новожилов, Г.М. Пшакин и др.
- В ОКБ ГП были разработаны 12 вариантов различных конструктивных решений по парогенератору. В результате обсуждений на этом этапе был выбран парогенератор по типу БН-800. (В.В. Стекольников, Б.И. Лукасевич, В.Ф. Титов, Э.Э. Халецкий и др. - ОКБ ГП). К разработке резервного варианта были привлечены и специалисты ЧССР под руководством проф. Ф. Дубшека. Разработанные ими две модели парогенератора проходили испытания на реакторе БОР-60 (А.М. Смирнов). Для экспериментальной проверки всего комплекса защит парогенератора БН-800 и БН-1600 было решено создать в ФЭИ большой стенд. На его разработку было подготовлено Т.З. (Поплавский В.М.), а ГСПИ был выполнен технический проект. Следует упомянуть и о предложении, выдвинутом О.Д. Казачковским о переходе в проекте - с целью его удешевления - на двухконтурную схему. В ФЭИ были развернуты работы по ее обоснованию, но эта идея в конце-концов не нашла поддержки.

С 1983 г. по 1991 г. ФЭИ, ОКБМ, ЛОАЭП рассматривались различные варианты усовершенствований реакторов и АЭС, в целом. Рассмотрение первого этапа усовершенствованного технического проекта (1986 г.) затянулось из-за черныбыльских событий до 1989 г. Если первый этап усовершенствований был связан, главным образом, с исследованием путей повышения воспроизводства (гетерогенные активные зоны, переход на металлическое топливо), то все последующие усовершенствования - с поиском путей повышения безопасности и экономичности блока. В новых разработках коэффициент воспроизводства не использовался в качестве определяющего критерия. В 1989 г. основные предложения по новому подходу были сформулированы в концепции (ФЭИ, ОКБМ). Со стороны ФЭИ основными участниками разработки концепции были Ю.Е. Багдасаров, В.М. Матвеев,

А.А. Ринейский, И.А. Кузнецов, В.А. Черный, А.Г. Цикунов и др.; впоследствии при создании нового варианта концепции в ее создании активное участие принимал В.И. Субботин и на всех стадиях - А.И.Кирюшин (ОКБМ).

В доказательство новых подходов концепции в ФЭИ были проведены расчетные исследования, которые подтвердили возможность создания реактора с запасом реактивности и максимальным значением натриевого пустотного эффекта реактивности, меньшими " β ". Основные технические решения, которые были рассмотрены и привели к желаемой цели, включали:

- повышение удельной доли топлива;
- переход к нитриднему топливу и гетерогенной компоновке;
- незначительное уплощение активной зоны (В.И. Матвеев, В.А. Черный, В.А. Елисеев и др.).

С целью повышения экономических показателей, кроме обычно рассматриваемых - повышение срока эксплуатации до 40-60 лет, серийность, увеличение мощности АЭС, увеличение длительности кампании, усовершенствования компоновочных и инженерных решений - была рассмотрена целесообразность снижения в переходный период напряженности активной зоны, увеличения диаметра твэл, увеличения кампании и межперегрузочного периода, повышения выгорания топлива (А.А. Ринейский, А.А. Камаев, Л.М. Забудько, В.Б. Лыткин).

В этот период в ФЭИ были выполнены и другие работы, в том числе:

- впервые приведена регенерация облученного уран-плутониевого топлива и исследован изотопный состав топлива (Э.Я. Сметанин, А.В. Звонарев и др.),
- анализ устойчивости течения и температурного поля в баке реактора БН-1600 (Щербаков С.И.),
- подробные расчетные и экспериментальные (на БФС-2) исследования водородного и натриевого пустотного эффектов реактивности, гетерогенных активных зон (В.И. Матвеев, И.П. Матвеевко, А.И. Новожилов, В.А. Елисеев, С.Б. Бобров, С.П. Белов, С.М. Бедняков, А.Г. Баков и др.)
- расчетные исследования в обоснование новой более эффективной с использованием карбида бора боковой защиты (В.И. Савицкий, Г.Н. Хохлов, В.И. Усанов),
- расчетные исследования тепло- и массо-обмен на поверхности раздела натрия и защитного газа в баке реактора, выявившие определяющую роль натриевого тумана над зеркалом натрия (А.А. Ринейский, В.Н. Чушкин),

- экспериментальные исследования новых методов отмывки от остатков натриевого теплоносителя (С.Н. Скоморохова, Е.А. Кочеткова, А.В. Дробышев),
- закончены строительные работы на стенде исследований защит и средств контроля парогенератора,
- были инициированы работы по утилизации неосновных актиноидов (нептуний, америций, кюри) и военного плутония в быстрых реакторах (Е.И. Инютин, Н.С. Работнов, В.М. Муров, В.И. Матвеев, В.С. Каграманян, И.П. Матвеев, А.Л. Кочетков и др.).

Общим итогом проделанной работы по реактору большой мощности было доказательство возможности разработки энергоблока, который по показателям надежности, безопасности и экономичности не уступал бы энергоблокам с тепловыми реакторами.

С 1992 г. целенаправленные работы по реактору БН-1600 практически не велись; отчасти они продолжались по программам сотрудничества с западными странами, которые в свое время были инициированы руководством ФЭИ и поддержаны руководством Министерства (Н.И. Ермаков, А.М. Петросьянц, В.А. Сидоренко, В.Н. Михайлов).

Таким образом, уже на стадии первых опытно-промышленных установок БН-350 и БН-600, были продемонстрированы не только реальность, но и сравнительно высокие показатели надежности, безопасности и приемлемые экономические показатели реакторов на быстрых нейтронах. В новых проектах БН-800 и БН-1600 основной акцент сделан на дальнейшее повышение уровня безопасности, самозащищенности и экономики, на освоении всех звеньев замкнутого топливного цикла, более полное выявление экологических преимуществ быстрых реакторов. Представляется, что на основе накопленного опыта можно уже сегодня рассматривать целесообразность перехода к двухкомпонентной атомной энергетике, сбалансированной по наработке и потреблению плутония. В целом, это - одно из реальных достижений отрасли и не только в масштабах нашей страны, о чем свидетельствует постоянный интерес к накопленному опыту со стороны специалистов Франции, США, Великобритании, Германии, Италии, Японии, Китая.

В приведенном выше описании нашли отражение исследования, которые проводились в физико-энергетическом институте или с его участием. Естественно, что в таком ограниченном по объему изложении не удалось полностью отразить весь спектр проведенных работ и их участников. Тем более, не удалось это сделать в отношении коллег из других научных, конструкторских, проектных организаций и эксплуатационников АЭС.

Но со всей определенностью необходимо подчеркнуть, что весь накопленный научный и промышленный есть результат совместного труда ФЭИ, ОКБМ, ОКБГП, ВНИИНМ, НИИАР, ВНИПИЭТ, СПБАЭП, ЦНИИКА, ЦНИИМС, МЗ "Полиметаллов", БН-350, БН-600. Хотелось бы в заключении отдать должное руководителям Министерства - Е.П. Славскому, А.И. Чурину, А.М. Петросьянцу, И.Д. Морохову, Н.М. Синеву, А.Г. Мешкову, А.Д. Звереву и др., которые на всем пути научного поиска, создания экспериментальной базы, сооружения и эксплуатации опытных и промышленных установок оказали реальную, мощную поддержку направлению.

РАЗРАБОТКА ГАЗООХЛАЖДАЕМЫХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ

Богоявленский Р.Г.

Первые попытки разработки газоохлаждаемых ядерных реакторов относятся к самому началу развития атомной энергетики в СССР, они были выполнены в Институте атомной энергии в 1948 году. В качестве теплоносителя предполагалось использовать гелий, в качестве конструкционного материала и замедлителя нейтронов - графит. Однако дальнейшего развития это направление тогда не получило.

В 1957 году было усилено Московское отделение Центрального котлотурбинного института путем слияния его с Бюро прямоточных котлов, возглавляемое тогда профессором Рамзиным, и подключено по постановлению Правительства к атомной тематике. МО ЦКТИ было определено Главным конструктором по разработке двух ядерных газоохлаждаемых энергоустановок: уран-графитового реактора со стальным сферическим корпусом и углекислотным теплоносителем - ЭГ-200 и реакторной установки с блочно-транспортным корпусом малой мощности - АБТУ-15 - для электроснабжения удаленных и труднодоступных районов Севера. Для выполнения этих работ в МО ЦКТИ образовано Центральное конструкторское бюро в составе трех подразделений, одно из которых должно было обеспечить выполнение комплекса научно-исследовательских и опытно конструкторских работ. В начале 1958 года ЦКБ было усилено группой расчетчиков-физиков и научным руководителем проектов был определен Физико-энергетический институт в г. Обнинске, где была организована их стажировка. Руководство технологической частью проектов осуществлялось Малых В.А. К этому времени было изменено задание на уран-графитовый реактор и увеличена его электрическая мощность до 300 МВт, а для установки АБТУ-15 в качестве теплоносителя был принят азот и шаровая форма твэлов,

обеспечивающая более простые технологические операции по перегрузке топлива. Однако, в конце 1959 года было заменено научное руководство, и оно было возложено на Институт атомной энергии. Работы возглавил академик А.П.Александров. Разработка проектов по ЭГ-300 производилась в Отделе 1 ЦКБ под руководством А.Н. Вьюнова, и по АБТУ-15 в Отделе 2 под руководством Е.М. Дубровского. Она завершилась выпуском технических проектов к концу 1962 года. К тому времени была создана экспериментальная база, сооружены стенды и проведен комплекс НИОКР работ по обоснованию проектов.

Технические характеристики ЭГ-300 со стальным корпусом сферической формы не уступали сооруженным в Англии углекислотным ядерным установкам, а проект АБТУ-15 с транспортабельным для авиационной перевозки стальным корпусом для автономной АЭС малой мощности был выполнен впервые и не имел зарубежных аналогов. Активная зона АБТУ-15 представляла собой засыпку уран-графитовых шаровых твэлов диаметром 45 мм с топливным сердечником размером 16 мм из карбида обогащенного урана (21% по урану 235), объемная теплонапряженность ее составляла более 10 МВт/м³. Температура азотного теплоносителя на выходе из реактора - 750 °С и давление 4 МПа. Установка была выполнена по двухконтурной схеме, во втором контуре вырабатывался перегретый пар с температурой 435 °С и давлением 3,5 МПа, что обеспечивало кпд установки более 35%.

Технические проекты были утверждены и было начато сооружение установки ЭГ-300 на Белоярской АЭС, однако в дальнейшем работы были приостановлены. На Билибинской АЭС начали сооружаться реакторные установки ЭГП-6, прототипом которых была установка, сооруженная и начавшая эксплуатироваться в Обнинске в 1954 году, а на Белоярской АЭС начато сооружение быстрого реактора БН-600.

В дальнейшем было предложено усовершенствовать проект ЭГ-300, увеличить температуру углекислого газа на выходе из реактора до 500 °С и проработать вариант с корпусом реактора из предварительно-напряженного железобетона (ПНЖБ) для энергоблока электрической мощностью 1000 МВт (проект РК-1000). Одновременно с этим после пуска в Юлихе (Германия) опытного реактора с шаровыми твэлами в 1963 году, в котором был применен гелиевый теплоноситель при температуре на выходе из реактора 850 °С для двухконтурной установки с паровой турбиной с температурой пара 500 °С и электрической мощностью 15 МВт, научным руководителем было принято решение о разработке реакторной установки электрической мощностью 50 МВт с гелиевым

теплоносителем и температурой на выходе из реактора 800 °С. Возникла идея комплексного использования тепловой энергии и гамма-излучения циркулирующих по контуру шаровых твэлов в радиационном облучателе для производства радиационно-химической продукции. Вторым научным руководителем по этой установке становится академик Я.М. Колотыркин и руководитель сектора радиационных установок д.т.н. Брегер А.Х. Научное руководство в ИАЭ им. Курчатова возглавил академик М.Д. Миллионщиков и отдел высокотемпературной энергетики под руководством Н.Н. Пономарева-Степного.

После разработки необходимой технической документации и технико-экономического обоснования в 1974 году вышло постановление Правительства о разработке проекта АБТУ-Ц-50. Главным конструктором разработки определено МО ЦКТИ, научными руководителями - ИАЭ им. И.В.Курчатова и НИФХИ им. Карпова. В 1976 году выходит постановление Правительства о сооружении в 1982 году на площадке НИФХИ в г. Обнинске установки АБТУ-Ц-50. Проект был обеспечен финансированием, к разработке установки подключено более 40 научно-исследовательских и проектно-конструкторских организаций и заводов. После преобразования МО ЦКТИ в 1979 году во Всесоюзный научно-исследовательский и проектно-конструкторский институт атомного энергетического машиностроения (ВНИИАМ) работы по проекту были продолжены в нем, сооружены экспериментальные гелиевые стенды для отработки шаровых уран-графитовых твэлов на ресурс и износ в контуре циркуляции, испытанию механизмов и устройств газовой транспортировки, исследованию гидродинамики и теплообмена в активной зоне реактора с шаровыми макетами твэлов. Созданы уникальные образцы подшипников, способных работать в гелиевой среде при повышенных температурах, разработаны, изготовлены и проведены испытания шаровых твэлов и микротопливных частиц с многослойными керамическими покрытиями на основе пироуглерода и карбида кремния в реакторных петлях на реакторе СМ-2 в НИИАР и гелиевой петле ПГ-100 на реакторе МР в ИАЭ им. И.В. Курчатова. Необходимый комплекс НИОКР работ был практически окончен к концу 1980 года, а к 1982 году выполнен технический проект на строительство установки на площадке НИФХИ в г. Обнинске с получением всех необходимых документов на начало строительства и согласование с местными органами власти. В апреле 1983 года Научно-технический совет секции № 1 утверждает технические проекты установки АБТУ-Ц-50 и обоснующие материалы на строительство, однако реализация их стала затягиваться по самым разным причинам.

Проект АБТУ-Ц-50 является уникальным по своему назначению - впервые предполагалось использовать комплексно как тепловую энергию высокотемпературного реактора с шаровыми твэлами для преобразования ее с высоким КПД в электроэнергию, так и обеспечить получение промышленной продукции за счет мощного гамма-излучения циркулирующих через радиационный облучатель уран-графитовых шаровых твэлов, эквивалентного излучению 25 тонн радия. На установке одновременно можно было получить 50 МВт электроэнергии и более 5000 тонн радиационномодифицированного полиэтилена, получающего уникальные качества теплостойкости и прочности, что давало возможность использовать его в горячем водоснабжении. Ожидаемый народно-хозяйственный эффект позволил бы окупить установку за несколько лет.

В дальнейшем были выполнены проекты энергорadiационных установок большей мощности (до 1000 МВт.эл.) с корпусом реактора из ПНЖБ и радиационными излучателями мощностью гамма-излучения до 5 МВт, а также проекты с высокотемпературными реакторами со стальными корпусами модульного типа тепловой мощностью до 250 МВт и температурой гелия на выходе из активной зоны до 950 °С для энерготехнологических установок, способных производить электроэнергию и осуществлять высокотемпературные процессы паровой конверсии метана. Разработаны также проекты ВТГР с металлическими корпусами модульного типа для газификации бурых углей и производства электроэнергии, для АТЭС повышенной безопасности с паротурбинными и газотурбинными двухконтурными установками и гелиевым теплоносителем в первом контуре.

Помимо разработок ВТГР на тепловых нейтронах в период 1970-1972 годов ИАЭ им. И.В.Курчатова совместно с НИКИЭТ и МО ЦКТИ работали над проектами гелиевых реакторов на быстрых нейтронах. Для этого использовались различные топливные композиции и параметры гелиевого теплоносителя, в том числе кассеты с продольно-поперечным движением теплоносителя через топливный слой из микротвэлов, малогабаритные модули со стержневыми твэлами с отсосом газовых продуктов деления. Эти проработки докладывались на конференции МАГАТЭ в Минске в 1972 году. В дальнейшем эти работы продолжили ИАЭ им. И.В.Курчатова и НИКИЭТ при разработке прототипа быстрого гелиевого реактора БГР-300, и был выполнен эскизный проект опытно-промышленной демонстрационной установки с корпусом из ПНЖБ и двухконтурной паротурбинной установкой на современные параметры пара. Конструкция реактора позволяла

отрабатывать различные активные зоны со стержневыми и микро-топливными керамическими ТВЭлами .

В 1978 году главным конструктором - ОКБ машиностроения и ИАЭ им. И.В. Курчатова началась работа по конструированию опытно-промышленной энерготехнологической установки для комплексного производства высокопотенциального тепла (950°C) и электроэнергии с реактором ВГ-400. В качестве такого процесса был выбран процесс паровой конверсии метана для производства на химико-технологическом комбинате аммиака. Реактор ВГ-400 имеет корпус из ПНЖБ, в центральной полости размещена графитовая кладка с засыпкой шаровых уран-графитовых ТВЭлов, в боковой стенке корпуса - четыре энергетические петли с парогенераторами и вертикально расположенными гелиевыми газодувками с электроприводами и четыре теплообменника первого контура - гелий промежуточного контура, передающего высокопотенциальное тепло в химический агрегат для осуществления паровой конверсии метана. В реакторе ВГ-400 предусматривался принцип однократного прохождения шаровыми ТВЭлами активной зоны (ОПАЗ) за кампанию, что позволяло выравнить температуры ТВЭлов по высоте активной зоны и осуществлять их перегрузку при работе реактора на мощности. В корпусе ПНЖБ предусмотрено размещение всего активного оборудования первого контура. Промежуточный гелиевый технологический контур повышает безопасность и надежность ядерной установки, применяемой для взрывоопасных химических процессов с получением водорода. Особенностью проекта является то, что конструкция реактора позволяет проводить поэтапную отработку прототипа: сначала на температуру 750°C при работе реактора в энергетическом режиме с двухконтурной паротурбинной установкой, а потом в энерготехнологическом режиме на температуру 950°C . На втором этапе будет повышаться вместе с температурой и его тепловая мощность при сохранении неизменной массовой скорости гелиевого теплоносителя.

Технический проект реактора ВГ-400 был выполнен к 1983 году, однако, к этому времени не была сооружена экспериментальная база с крупными гелиевыми стендами для отработки основного оборудования установки. После аварии на американском реакторе в Три-Майл-Айленде в 1979 году стали формироваться новые требования об отказе от активных средств расхолаживания активной зоны реактора. Этим требованиям крупные размеры активной зоны с засыпкой шаровых уран-графитовых элементов полностью уже не отвечали, и в 1986 году уже после аварии на IV блоке Чернобыльской АЭС работы по этому проекту были прекращены. Тогда же возникла идея разработки высокотемпературных модульных

гелиевых реакторов корпусного типа с повышенной безопасностью. Своеобразная вытянутая форма активной зоны с шаровыми твэлами и, соответственно, форма стального корпуса позволяли отвести тепло остаточного тепловыделения и охладить активную зону системой пассивного отвода тепла (СПОТ), размещаемой на внутренней поверхности шахты реактора. Немецкими фирмами ХРБ и затем Интератом фирмы КВУ концерна "Сименс" были разработаны к 1988 году модульные варианты ВТГР, соответственно, 250 и 200 МВт с двухконтурными паротурбинными установками на современные параметры перегретого пара. После 1988 года ОКБ машиностроения совместно с РНЦ "Курчатовский институт" и другими предприятиями приступило к разработке проекта модульного реактора ВГМ тепловой мощностью 200 МВт с температурой гелия на выходе 750 °С с последующим увеличением этой температуры до 950 °С для осуществления паровой конверсии метана и производства аммиака. Технический проект установки был выполнен к 1992 году и была начата экспериментальная отработка основного оборудования на сооружаемых гелиевых стендах на экспериментальной базе ОКБМ.

В реакторе ВГМ для выравнивания выгорания предполагалось осуществлять циркуляцию шаровых твэлов диаметром 60 мм с диспергированными в графитовой матрице микротопливными частицами с защитными керамическими покрытиями на основе пироуглерода и карбида кремния. Была разработана система перегрузки шаровых твэлов, позволяющая осуществлять все операции, не снижая тепловой мощности реактора. Технический проект ВГМ был утвержден Минатомом России, однако, из-за отсутствия финансирования, практически, осуществлен не был.

В 1995 году начались разработки концептуального проекта ОКБ машиностроения и РНЦ "Курчатовский институт" совместно с американской фирмой "Дженерал Атомик" модульного высокотемпературного гелиевого реактора ГТ МГР с одноконтурной турбоустановкой электрической мощностью около 300 МВт. Реактор принадлежит к типу реактора, обладающего внутренней физической ядерной безопасностью. Активная зона состоит из призматических графитовых блоков, в которых размещены топливные патроны, содержащие микротопливные частицы с многослойными керамическими покрытиями на основе пироуглерода и карбида кремния. Реактор предназначен для глубокого выжигания оружейного плутония и для производства электроэнергии. При соответствующей проработке схемы установка способна производить и некоторое количество тепла, необходимое для потребителя.

ПРОБЛЕМЫ БЕЗОПАСНОСТИ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ

Сидоренко В.А.

Ко времени начала работ по использованию энергии деления была уже осознана специфическая опасность радиоактивных веществ и ионизирующего излучения. Поэтому параллельно с развитием научных исследований и технических приложений по использованию атомной энергии развивались работы по изучению воздействия излучения и по разработке методов защиты людей, по обеспечению безопасности создаваемых устройств и установок.

Появились две параллельные цели:

- обеспечить безопасное длительное обращение с радиоактивными веществами и источниками радиации;
- исключить неконтролируемое развитие ядерных реакций и распространение радиоактивных веществ в форме радиационно-опасных аварий.

На начальном этапе особое целевое внимание в отечественной атомной промышленности уделяли двум направлениям, формирующим безопасность:

- специальное техническое нормирование, базирующееся на повышенных требованиях к качеству и освоению новой технологии и имеющее конечную цель достижения высокого уровня надежности. При этом можно было говорить о повышении показателей качества и надежности во много раз по сравнению, например, с традиционной теплоэнергетикой;
- формирование радиационных норм и правил, специальной практики обращения с радиационно опасными процессами и веществами.

Третье направление оказалось самостоятельным этапом - создание иерархии норм и правил, подчиненных единой цели и формирующих систему безопасности.

Все эти направления отражают международную практику, формировавшуюся в данной области, с той существенной разницей,

что в зарубежной практике создание единой системы и иерархии требований шло параллельно или опережало развитие двух первых направлений (техническое и радиационное нормирование). Как правило, в зарубежной практике процесс начинался с создания законодательной базы безопасного применения атомной энергии. В первую очередь это диктовалось необходимостью государственного регулирования любых взаимоотношений и процессов, связанных или смежных с созданием ядерного оружия, но затрагивающих любую деятельность, направленную на мирное использование атомной энергии. В отечественной практике осознание необходимости специального закона об использовании атомной энергии и начало работы над таким законом оказалось содержанием заключительных этапов формирования общей концепции ядерной безопасности. Началась эта работа в рамках Советского Союза (еще до аварии на Чернобыльской АЭС) и завершилась лишь в Российской Федерации принятием в октябре 1995 года Федерального закона "Об использовании атомной энергии".

На различных стадиях исторического развития атомной энергетики внимание разработчиков сосредотачивалось на различных вопросах безопасности, что приводило к их последовательному решению. В этом процессе всегда особую роль играет извлечение уроков из практики.

Одним из наиболее важных направлений, связанных с безопасностью атомной энергетики, является нейтрализация потенциальной опасности неконтролируемого распространения радиоактивных веществ, образующихся в ядерном реакторе.

Безопасность атомных станций, как и сами атомные станции, развивалась и совершенствовалась более 40 лет.

В развитии концепции безопасности АС в России (бывшем Советском Союзе) можно выделить три характерных периода. Первый относится к начальной стадии развития ядерной энергетики, когда предполагалось, что за счет обеспечения высокого качества трубопроводов, оборудования и других компонентов реакторной установки можно будет избежать сколько-нибудь значительного их повреждения, исключив тем самым возможность серьезных аварий. В связи с этим, в первых проектах АЭС как с ВВЭР, так и с канальными кипящими в качестве максимальной проектной аварии рассматривалась течь теплоносителя конечного размера и, соответственно, ограничивались требования к системам локализации аварий. Такие системы включали рассчитанные на избыточное давление герметичные помещения, в которых частично или полностью размещался контур теплоносителя, и спринклерные устройства, предназначенные для конденсации выделяющегося при аварии

пара. Изолирующие устройства в такой системе не предусматривались и не предъявлялись специальные требования к герметичности помещений при повышенном давлении, так как серьезных повреждений твэлов не ожидалось. В этот период были созданы первые поколения энергоблоков с ВВЭР-440 и РБМК-1000. АЭС в этот период проектировались, строились и эксплуатировались, в основном, в соответствии с общепромышленными стандартами и правилами. Разработка специальных норм и правил первоначально была связана только с такими новыми специфическими аспектами использования атомной энергии, как радиационная защита, ядерная физика, радиационное материаловедение и т.п.

Однако, уже первый опыт сооружения и эксплуатации АЭС показал, что даже самый тщательный выбор металла и самые высокие требования к качеству изготовления оборудования и трубопроводов не способны полностью исключить возможность их повреждения при эксплуатации. Поэтому в этот период начинает формироваться новый комплексный подход к АЭС как объекту повышенной опасности, требующему разработки и применения специальных мер для обеспечения безопасности. Именно тогда разрабатываются Санитарные правила проектирования и эксплуатации атомных электростанций и Общие положения обеспечения безопасности атомных электростанций при проектировании, строительстве и эксплуатации (ОПБ-73). Первая редакция ОПБ была введена в действие 30.12.71 года совместным решением Госкомитета по использованию атомной энергии, Министерства здравоохранения и Министерства энергетики и электрификации с грифом "для служебного пользования" как "временная". Очень скоро последний документ приобретает статус высшего нормативного документа по безопасности АС, формирующего ее концепцию.

С вводом в действие ОПБ-73 начинается второй период в развитии ядерной энергетики. Для него характерно создание систем безопасности, включая системы аварийного охлаждения и локализации аварий, рассчитанные на максимальную проектную аварию, в качестве которой принимался мгновенный разрыв циркуляционного трубопровода контура теплоносителя. В этот период были созданы энергоблоки с ВВЭР-440 и РБМК-1000 второго поколения, а также ВВЭР-1000. В 1982 году ОПБ-73 были пересмотрены с учетом накопленного опыта и заменены ОПБ-82. При этом концепция безопасности осталась почти неизменной.

Третий период развития связан с аварией на четвертом энергоблоке Чернобыльской АЭС. На основе уроков этой аварии и аварии на АЭС "Три-Майл-Айленд" (США) ОПБ-82 были снова пересмотрены, концепция безопасности претерпела существенные

изменения. Вместо ОПБ-82 разработаны и с 1-го июля 1990 года введены в действие Общие положения обеспечения безопасности атомных станций ОПБ-88. Новая концепция безопасности включает рассмотрение запроектных аварий с возможным тяжелым повреждением активной зоны до ее полного расплавления. В концепции глубокоэшелонированной защиты появился новый уровень защиты, обеспечиваемый так называемым управлением аварией.

После принятия Закона об использовании атомной энергии введена уточненная версия ОПБ 88/97.

Здесь следует обратить внимание на то, что каждый этап изменения концепции безопасности и соответствующей нормативной базы означал существенное изменение состава разрабатываемых проектов, появление принципиально новых систем и оборудования на станции и, как неизбежное последствие этих изменений, необходимость обоснования принимаемых технических решений, большие объемы исследовательских работ в новых областях реакторной науки и технологии.

Так увеличение масштаба рассматриваемой «проектной» аварии, диктуемые ОПБ-73 и ОПБ-82, потребовало создание и обоснование систем аварийного охлаждения реактора и систем локализации последствий крупной проектной аварии (разрыв максимального циркуляционного трубопровода первого контура), которые, находясь в «дежурном» режиме, должны обеспечить эффективное выполнение своих функциональных задач в случае аварии. Это естественно усложняло и удорожало структуру и конструкцию станции, но, помимо этого, создавало громадную проблему научного обоснования и новый класс научно-технических задач, необходимость новой экспериментальной базы, расчетного инструмента и т.п.

Объем усилий, связанный с созданием «систем безопасности», становился соизмеримым с созданием систем нормальной эксплуатации, обеспечивающих надежное и безопасное функционирование установки в рабочих режимах. В этом смысле задача обеспечения безопасности приобретала форму самостоятельной научно-технической проблемы, хотя следует всегда иметь в виду, что центр тяжести в обеспечении безопасности атомной станции всегда лежит в области предотвращения аварии. Специальные системы безопасности, действующие в случае аварии, это лишь дополнительный барьер и уровень защиты, призванный гарантировать результирующую безопасность установки.

Новая концепция безопасности, получившая свое развитие на опыте аварий «Три - Майл-Айленд» и Чернобыльской АЭС (ОПБ-88) ввела в разработку проекта АЭС необходимость рассмотрения тяжелых («запроектных») аварий, по отношению к

которым не ставилась задача полной нейтрализации опасных последствий, но необходимо их уменьшение, для чего требуется обеспечение дополнительного уровня защиты — управления тяжелыми авариями. Для этого возникла необходимость создания дополнительных технических устройств, требования к которым не повторяли требований к «системам безопасности» и «аварийной защиты», но также требовали обоснования их эффективности. Обеспечение этого дополнительного уровня «глубоко эшелонированной защиты» (о чем будет сказано более подробно дальше) требует изучения возможных аварийных процессов далеко за рамками условий нормальной эксплуатации. Возникла новая научная ветвь обеспечения безопасности АЭС — изучение процессов и управление развитием тяжелых аварий, которая далеко не исчерпала себя до последнего времени. Это естественным образом связано с тем, что при возможном «тяжелом» развитии аварий мы попадаем в совершенную новую область условий (например по температуре, фазовому состоянию и т.п.) работы материалов и конструкций.

Немаловажное значение имеет и определение (выбор) условий и возможных сценариев протекания тяжелых аварий, при которых необходимо обеспечить эффективное «управление аварией».

Дополнительное усложнение конструкций станции может быть при этом не столь значительным, как появление достаточно сложных научно-технических проблем при обосновании принимаемых решений и вырабатываемых рекомендаций. Характерно то, что изучение тяжелых аварий стало той областью, где наиболее широко оказалось развита международная координация и кооперация проводимых исследований.

В этой связи уместно заметить, что в период внедрения в отечественные проекты АЭС систем безопасности, ориентированных на крупные проектные аварии, существовал хронический дефицит необходимой экспериментальной базы и, как следствие, недостаточная представительность расчетного инструментария. Постоянное внимание уделялось возможности воспользоваться результатами исследований, полученными ранее западными разработчиками и исследователями, и, соответственно, более верифицированными расчетными программами.

Начатая в Советском Союзе после американской аварии работа по изучению тяжелых аварий была интенсифицирована в результате чернобыльских событий и по существу вывела эти исследования на мировой уровень, в некоторых случаях и опережая этот уровень. Это по существу на последних этапах работ, связанных с безопасностью АЭС, и создало реальную базу для международной кооперации в этой области.

Развитие нормативной базы, направленной на обеспечение безопасности атомной энергетики, иллюстрирует перечень основных событий, включая разработку норм и правил, от 1960 до 1986 года.

- Начальный период - Общетехнические нормы и правила
+ специальные требования к материалам и конструкциям
- "Санитарные правила работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений" (СП-333-60)
- 1965 год - Создание НКРЗ (Национальной комиссии по радиационной защите)
- 1968 год - Санитарные правила проектирования атомных электростанций
- 1969 год - Нормы радиационной безопасности (НРБ-69)
- 1969 год - Соглашение с Финляндией. Начало работы над АЭС - Ловиса
- 1971-1973 год - Общие положения обеспечения безопасности атомных электростанций при проектировании, строительстве и эксплуатации (первый документ, вводящий в практику АЭС требования, соответствующие общемировому уровню)
- 1972 год - Правила устройства и безопасной эксплуатации оборудования атомных электростанций, опытных и исследовательских ядерных реакторов и установок
+ Нормы расчета на прочность элементов реакторов, парогенераторов, сосудов и трубопроводов атомных электростанций...
+ Основные положения по сварке и наплавке узлов и конструкций атомных электростанций и ... (ОП-1513-72)
+ Правила контроля сварных соединений, наплавки узлов и конструкции атомных электростанций, ... (ПК-1514-72)
- - Основные санитарные правила работы с радиоактивными веществами и другими источниками ионизирующих излучений (ОСП-72)
- 1974 год - Правила ядерной безопасности атомных электростанций (ПБЯ-04-74)
- Типовой план мероприятий по защите персонала и населения на случай аварий на АЭС (с указанием аварийных дозовых пределов)
- 1976 год - Нормы радиационной безопасности (НРБ-76)
- 1977 год - Формирование требований к атомным установкам

	кам с внутренней безопасностью + начало интенсивной разработки АСТ
1978 год	- Утверждение требований к размещению атомных станций теплоснабжения
1979 год	- СПАЭС-79
1982 год	- Новая редакция ОПБ-82
1983 год	- Образование Госатомэнергонадзора (начало создания единой государственной системы надзора за безопасностью АЭС)
1985 год	- Начало создания системы нормативных документов по безопасности атомных станций.

Этот свод норм и правил включил около 190 документов. Часть из них была разработана до чернобыльской аварии, остальные разрабатывались и уточнялись в последующие годы.

Методы и средства оценки и обеспечения безопасности весь этот период были традиционно детерминистическими, опирающимися на техническое нормирование, при том, что сами нормы, правила и требования опирались на опыт и результаты научных исследований по различным направлениям техники и технологии.

В выборе технических решений и параметров ядерных энергетических установок большое значение имел консервативный подход и обеспечение значительных запасов до опасных значений параметров конструкций.

Иллюстрацией этого положения является пример создания серии реакторов ВВЭР-440, разработанных в 60-е годы, но демонстрирующих до настоящего времени высокие базовые показатели безопасности. Можно сказать, что эти реакторы вписываются в линию реакторных систем, получивших активное развитие в последнее десятилетие, с "внутренне присущей безопасностью".

Краткий перечень особенностей этой конструкции, формирующей базу проектной и эксплуатационной безопасности, таков:

- пониженная энергонапряженность активной зоны;
- значительные теплотехнические запасы до предельных значений;
- устойчивость пространственного распределения мощностей;
- отрицательные значения коэффициентов реактивности по эксплуатационным параметрам;
- устойчивая естественная циркуляция теплоносителя без выхода за проектные параметры до 10% тепловой мощности;
- высокое резервирование основного оборудования (6 петель охлаждения реактора) с возможностью длительной работы на пониженной мощности (до 3-х петель);

- большой запас воды над активной зоной и в циркуляционном контуре, облегчающий прохождение аварийных процессов с потерей теплоносителя;
- горизонтальные парогенераторы с большим запасом воды (обеспечивающим при полном обесточивании станции без подпитки отвод остаточного тепловыделения до 4-5 часов);
- в качестве материала корпуса реактора применена хромо-молибдено-ванадиевая сталь повышенной радиационной стойкости, перлитного класса;
- корпус реактора изготавливается из цельнокованных обечаек без продольных швов;
- нижняя часть корпуса, где размещается активная зона, не имеет ни врезок типа патрубков, ни других отверстий;
- в качестве материала оборудования первичного контура применена нержавеющая сталь аустенитного класса, позволяющая реализовать концепцию "течь перед разрушением".

В период после чернобыльской аварии при анализе советских проектов АЭС западными экспертами эти особенности были выявлены первым же детальным исследованием, проведенными Gesellschaft fur Reaktorsicherheit (GRS) в 1990 году. Там же были сформулированы и основные недостатки этих установок, отличающих их от подходов к обеспечению безопасности, сформировавшихся к этому времени в западной атомной энергетике, и выработаны основные рекомендации по их модернизации, послужившие основной для последующих анализов и рекомендаций различных западных и международных экспертиз.

Первым системным организующим документом, направленным на обеспечение безопасной эксплуатации атомной станции были "Правила технической эксплуатации атомных станций", разработанные в 1970 году.

На основе обновления всей системы требований и нормативно-технической документации в области безопасности АС в 1995 году были разработаны и в 1996 году введены "Основные правила эксплуатации атомных станций".

Базой для мониторинга безопасности действующих АС служит развернутая система контроля и инспекцией за обеспечением качества эксплуатации и выполнением требований правил и норм по безопасности АС непосредственно самой эксплуатирующей организацией, которая дополняется контрольно - инспекционной деятельностью надзорных и регулирующих органов и международными миссиями.

Одним из базовых элементов мониторинга безопасности является система расследования и учета нарушений в работе атомных

станций. В системе разрабатывавшегося с 1985 года свода норм и правил безопасности в 1987 году было введено в действие "Положение о порядке расследования и учета нарушений в работе атомных станций".

Работа по систематизации отказов и нарушений ведется во ВНИИАЭС с формированием базы данных и выработке обобщенных рекомендаций.

Новым элементом в этой деятельности, явившимся результатом знакомства и освоения западной практики, стало выявление "коренных" причин происходящих на АС событий.

До создания в 1983 году независимого государственного органа надзора и регулирования безопасности атомных станций основным механизмом оценки безопасности на стадии проектирования и конструирования являлась система экспертиз и обязательных рассмотрении результатов разработок на специально создаваемых научно-технических советах Министерств, ответственных в государстве за определенный вид деятельности.

На стадии эксплуатации объектов определяющей была ведомственная инспекция (в том числе - Государственный надзор по ядерной безопасности при Минсредмаше).

Особое место занимал до и после чернобыльской аварии Межведомственный технический совет по атомным электростанциям - МВТС (позже Межведомственный научно-технический совет по вопросам атомной энергетики - МВНТС).

МВТС был создан в 1971 году при Министерстве среднего машиностроения и упразднен в августе 1986 года. Вместо него в августе 1986 года был создан МВНТС при Государственном комитете по науке и технике (ГКНТ СССР) и передан в ведение Бюро Совета Министров СССР по топливно - энергетическому комплексу в феврале 1988 года. Он прекратил свое существование в связи с упразднением СССР.

Все основные проблемы обеспечения безопасности АЭС проходили рассмотрение на МВТС с детальными экспертизами.

В частности, первый план систематической работы по повышению безопасности атомных электростанций с целью их приведения в соответствие со вновь введенными в действие ОПБ-82 - (мероприятия по повышению безопасности атомных электростанций) был разработан и одобрен МВТС в мае 1984 года (во исполнение Постановления Совета Министров СССР от июля 1983 года).

Реализация этой программы была дополнена первоочередными мероприятиями по результатам анализа причин аварии на Чернобыльской АЭС в 1986 году (особо - выработка мер по повышению безопасности реакторов РБМК). Новым организующим

документом стали "Сводные мероприятия", первоочередные из которых были реализованы в 1988-89 году на всех АЭС с реакторами ВВЭР и РБМК.

Постановление СМ СССР от января 1989 года предусматривало провести в период 1990-1995 годов реконструкцию с целью повышения безопасности первых очередей Кольской, Ленинградской, Курской, Чернобыльской, а также Нововоронежской (блоки 3-4) и Билибинской (блоки 1-4) атомных станций.

На базе принятых в дальнейшем решений и проектных проработок в 1989 году была принята концепция реконструкции энергоблоков первых поколений АЭС с реакторами ВВЭР-440 и в 1990 году - рекомендации по компенсирующим мероприятием для энергоблоков с реакторами РБМК-1000 первого поколения.

В течение 1991 года для всех атомных станций были составлены и утверждены поэтапные графики модернизации и техперевооружения, которые в дальнейшем стали основной для ежегодного планирования соответствующих работ.

Этапность внедрения мероприятия базируется на результатах вероятностного и детерминистского анализа, направленного на выявления мероприятий, наиболее важных с точки зрения влияния на барьеры безопасности.

Вслед за работой, проведенной отечественными разрабатывающими и эксплуатирующими организациями, а затем и параллельно с ней велись работы западными экспертами и международными группами, направленные на анализ безопасности и выработку рекомендаций по ее повышению применительно к станциям России, Украины и других стран, эксплуатирующих однотипные установки. Результаты этих усилий по однотипным установкам взаимно дополнили друг друга, формируя устойчивый набор рекомендованных мер.

Обзор основных результатов внебюджетной программы МАГАТЭ, посвященной анализу безопасности и выработки рекомендаций по повышению безопасности АЭС с ВВЭР-440 1-го поколения (модель 230) был выпущен в 1992 году (STI/PUB/912). Отчет по результатам внебюджетной программы МАГАТЭ по вопросам безопасности АЭС с ВВЭР и РБМК в период 1992-1994г.г. был выпущен в ноябре 1994 года (TEC DOC -773). В нем в сжатой форме отражены замечания и предложения по различным аспектам безопасности реакторов ВВЭР-440 (230), ВВЭР-1000, РБМК-1000 и РБМК-1500, в том числе рассмотрены атомные станции, работающие в различных странах, использующих эти установки. Наиболее значимое и фундаментальное международное исследование проекта РБМК и безопасности этой установки было выполнено на

основании просьбы Правительства СССР в МАГАТЭ в сентябре 1991 года о проведении соответствующей независимой экспертизы.

Первая фаза международного проекта по программе TESIS-1991 "Безопасность проектных решений и эксплуатации АЭС с реакторами РБМК" была завершена в марте 1994г. Исследование было сосредоточено на 3-м блоке Смоленской АЭС и 2-ом блоке Игналинской АЭС.

Вторая фаза этого проекта была сосредоточена на изучении 2-го блока Ленинградской АЭС и 3-4 блоков Курской АЭС.

Итоговый отчет международного проекта рассмотрения трех поколений энергоблоков РБМК был выпущен в 1996 г. (Tasis - RBMK-2/R - выпуск 2).

В качестве промежуточного документа по этой программе был выпущен документ МАГАТЭ - Тес doc 722/R.: "Оценка безопасности проектных решений по усовершенствованию 3-го блока Смоленской АЭС с реактором РБМК" Апрель 1995 г.

Проведение вероятностного анализа различными группами на ряде станций позволяли поддержать рекомендации для тех станций, где такой индивидуальный анализ не проводился.

Для поддержания приемлемого уровня безопасности энергоблоков АЭС первого поколения с 1990 года для них был введен особый режим эксплуатации, предусматривающий расширение объема и номенклатуры контроля металла оборудования и трубопроводов первого контура и систем безопасности, ежегодную оценку состояния безопасности каждого энергоблока с выпуском соответствующего отчета и ряд других технических и организационных мероприятий.

Методика ежегодной оценки безопасности определяется Госатомнадзором. Эти действия сопровождались регулярными миссиями МАГАТЭ и групп взаимной проверки ВАО.

Сопоставление результатов исследований различных международных групп в основном подтверждали те основные направления мероприятий по повышению безопасности, которые разрабатывались отечественными специалистами, и в то же время позволяли выделить те элементы, которые не получили нужного развития в отечественной атомной энергетике, и которые следовало дополнительно усилить, на что и были направлены последующие усилия. Сюда относились и вопросы подготовки персонала (развитие тренажерной базы), внедрение современных технических средств в системы контроля и управления с эффективной системой поддержки оператора, технические меры обеспечения пожарной безопасности, обеспечение эффективности систем локализации аварий, комплекс мер по обеспечению качества эксплуатации, включая

программы обеспечения качества и более широкий круг подходов, формирующих культуру безопасности.

Среди этих дефицитов - практическое отсутствие в практике эксплуатации АЭС количественно - вероятностных методов поддержки безопасности эксплуатации ("живущий" вероятностный анализ, опирающийся на текущий опыт эксплуатации).

В настоящее время в мировом сообществе, включая Россию, существует четко сформулированная концепция и принципы обеспечения безопасности и отработанная практика. Безопасность АЭС имеет характер глубоко развитой науки и техники и, опережая в этом отношении положение дел в других технических областях, имеет аналогию лишь в авиации.

Здесь, в рамках исторического очерка, уместно лишь кратко напомнить основные положения этой концепции.

Наряду с понятием "безопасность атомных станций" сформировалось и используется равноценное широкое понятие "ядерная безопасность", которое определяется основной целью: "защитить отдельных лиц, общество и окружающую среду путем создания и поддержания на атомной станции эффективных защитных мер от радиологической опасности". Эта общая цель дополняется двумя другими целями, интерпретирующими ее:

цель радиационной защиты

- обеспечить, чтобы дозы облучения на станции и в результате любого выброса радиоактивных веществ со станции находились на разумно достижимом низком уровне и ниже установленных пределов;

техническая цель безопасности

- предотвратить с высокой достоверностью аварии на атомных станциях; обеспечить, чтобы для всех аварий, даже для тех, вероятность которых мала, возможные радиологические последствия были малы и обеспечить, чтобы вероятность больших радиологических последствий тяжелых аварий была чрезвычайно мала.

Достижение технической цели безопасности связано с осуществлением трех технических функций, которые защищают от выброса радиоактивных веществ:

- удержание под контролем цепной реакции деления (т.е. управление мощностью реактора);
- охлаждение топлива (т.е. отвод выделившегося тепла);
- удержание радиоактивных веществ внутри соответствующих физических барьеров.

Сформулированы фундаментальные принципы безопасности. Одним из фундаментальных принципов и основой технической

концепции безопасности является концепция "глубоко эшелонированной защиты".

Глубоко эшелонированная защита предусматривает последовательный ряд физических барьеров на пути возможного распространения радиоактивных веществ и последовательный ряд технических средств и методов эксплуатации станции, обеспечивающих эффективность этих барьеров и защиту барьеров (что названо "уровнями глубоко эшелонированной защиты").

В концепции глубоко эшелонированной защиты формулируются два важных принципа (задачи):

- Принцип предотвращения аварий. В обеспечении безопасности первоочередное внимание уделяется предотвращению аварий, особенно аварий, которые могли бы привести к серьезному повреждению активной зоны.
- Принцип ослабления аварий. На станции и за ее пределами предусмотрены и подготовлены меры по ослаблению, которые могли бы существенно уменьшить последствия аварийного выхода радиоактивных веществ.

В современной атомной станции существует четыре барьера и пять уровней защиты, последовательно перекрывающие друг друга на случай недостаточной эффективности предыдущего барьера или уровня защиты.

Первый барьер против распространения осколков деления - топливная матрица; второй барьер - оболочка тепловыделяющего элемента; третий барьер - граница (стенка) первого контура; четвертый барьер - оболочка здания станции (контенмент или конфайнмент).

Первый уровень защиты - предотвращение отклонений от условий нормальной эксплуатации; второй уровень - управление в ненормальной ситуации; третий уровень - управление проектными авариями; четвертый уровень - управление тяжелыми авариями, включая защиту оболочки здания; пятый уровень - реализация противоаварийного плана вне станции.

Для осуществления целей первых трех барьеров и двух уровней защиты используются различные системы нормальной эксплуатации станции. Для осуществления целей четвертого барьера и также последних трех уровней защиты используются специальные защитные системы и системы безопасности, специальные технические устройства.

Стратегия безопасности атомной станции трактуется как количественная, относительная концепция; осознается, что безопасность никогда не может быть абсолютной и поэтому постоянно ищутся пути достижения ее исключительно высокого уровня.

Для любого вида деятельности нет абсолютной безопасности, и атомная энергетика не является исключением. Однако, возможно добиться того, чтобы безопасность была столь высокой, чтобы большинство людей воспринимало ее как абсолютную. Такова цель ядерной безопасности. Для достижения этого атомная энергетика сформулировала ряд фундаментальных принципов управления (или организационных принципов), которые стали основой ее существования во всем мире.

+Первый принцип - установление "культуры безопасности".

Все лица и организации, причастные к ядерной энергетике, руководствуются в своих действиях и взаимоотношениях тем, что проблемы безопасности обладают наивысшим приоритетом и им уделяется внимание, определяемое этой значимостью.

Культура безопасности включает множество элементов:

- личное осознание важности безопасности;
- знания и компетентность (подготовка, инструктаж, самоподготовка);
- приверженность безопасности (демонстрация высокого приоритета безопасности старшими лицами и признание общих целей безопасности всеми участниками);
- мотивацию поведения (через объявление целей и методов работы, систему поощрений и наказаний);
- надзор (в форме анализов, экспертиз, ревизий);
- четкое установление ответственности.

++Другой фундаментальный принцип управления - ответственность эксплуатирующей организации. Окончательная ответственность за безопасность АЭС лежит на эксплуатирующей организации. Она не уменьшается в связи с самостоятельной ответственностью проектировщиков, поставщиков, строителей и регулирующих организаций.

+++Третий фундаментальный принцип управления - нормативное регулирование и независимая проверка. Имеется в виду, что правительство устанавливает правовую основу для ядерной промышленности и создает независимую регулирующую организацию, ответственную за лицензирование и нормативный контроль в этой области. Проводится четкое разделение ответственности регулирующей организации и других участвующих организаций. Регулирующая организация должна сохранять свою независимость как правомочный орган безопасности и должна быть ограждена от неправомерного давления других участвующих организаций.

В ноябре 1995 года принят "Закон об использовании атомной энергии", закрепляющий эти отношения на законодательном уровне.

В развитие общих целей и фундаментальных принципов безопасности сформулированы общие и конкретные технические принципы безопасности (до 50), охватывающие все виды деятельности и все этапы создания и существования атомной станции:

- выбор площадки;
- проектирование;
- изготовление оборудования и строительство;
- эксплуатацию;
- управление авариями и аварийную готовность.

Важнейшее значение имеет использование обратной связи с опытом: учет опыта и информационный обмен на национальном и международном уровнях - один из наиболее эффективных путей улучшения ядерной безопасности; извлечение крупных уроков из тяжелых событий. К таким событиям относятся, в первую очередь, авария на АЭС "Три-Майл-Айленд" и авария на Чернобыльской АЭС.

Четыре важных общих вывода из этих двух аварий оказали существенное влияние на основные элементы концепции безопасности:

- роль культуры безопасности, недостаток которой особенно остро проявился в чернобыльской аварии;
- важная роль последнего защитного барьера (безопасность намного выше, если реактор размещен в прочной, надежной и плотной строительной конструкции, выдерживающей условия аварии);
- в обоих случаях недостатки проекта создали условия развития аварии, непосредственными причинами в каждой из них явились ошибки эксплуатационного персонала (из-за того, что операторы не вполне понимали устройство и характеристики своих станций);
- особое значение человеческого фактора и подготовки персонала. Люди могут стать причиной аварии, но можно ожидать, что они могут ослабить последствия аварии; управление аварией стало важным элементом концепции.

Научные исследования по безопасности атомных станций включают важный элемент - теоретические исследования. Опыт эксплуатации реакторов апробированных конструкций показывает, что события, непосредственно влияющие на безопасность стали все более редкими. Появляется разрыв между объемом эксплуатационного опыта и возможными событиями, значимыми с точки зрения безопасности. Этот разрыв может быть преодолен только с помощью теоретического анализа.

Систематическим подходом к выполнению такого теоретического анализа является вероятностный анализ безопасности (ВАБ).

Методология ВАБ развивается и совершенствуется. Она дает ценную дополнительную информацию для оценок безопасности и для решений по совершенствованию безопасности. Наиболее ценная из этой информации - для определения слабых мест станции. С определенной осторожностью ВАБ можно применять сегодня для анализа безопасности и управления практикой эксплуатации и лицензирования. Использование ВАБ для установления критериев приемлемости уровня безопасности оказалось затруднительным из-за трудности полной численной оценки систематических погрешностей и неопределенностей и из-за зависимости приемлемых уровней безопасности от многих факторов.

В период до чернобыльской аварии в отечественной практике не были развиты вероятностные методы оценки и регулирования безопасности АЭС. В нормативные документы в 1971 году было введено требование о присутствии в проектных материалах по системам и оборудованию АЭС, имеющим значения для ее безопасности, "количественного анализа надежности и количественного анализа вероятности повреждения оборудования и реализации различных аварийных ситуаций, рассматривающихся в проекте АЭС". Элементы количественно-вероятностного подхода проявлялись при формулировании в нормативных требований и при выборе параметров конструкций. Например, в нормах проектирования атомных энергетических установок 1978 года в качестве проектного принимались землетрясения с вероятностью 10^{-2} /год, а в качестве максимального расчетного - 10^{-4} /год.

В редакцию ОПБ-88 было введено требование оценки вероятностей запроектных (тяжелых) аварий и были названы численные ориентиры предельного аварийного выброса - 10^{-7} на реактор в год. Также был нормативно определен предел обоснованного исключения из рассмотрения исходных событий аварий, вероятность которых не превышает 10^{-7} на реактор в год.

Было введено требование, что анализ надежности систем, важных для безопасности, должен производиться с учетом отказов по общей причине и ошибок персонала

В уточненную редакцию ОПБ 88/97 было введено требование, что в составе проектных материалов по анализу и обоснованию безопасности АС должны быть представлены вероятностные анализы безопасности.

Госатомнадзор в августе 1995 года ввел в действие "Требование к содержанию отчета по обоснованию безопасности атомной станции с реактором типа ВВЭР", в котором определил необходимость представления вероятностного анализа безопасности АС, рекомендуя применение этого документа при обосновании безопасности атомных станций с другими типами реакторов.

В период после чернобыльской аварии была развернута активная работа по разработке и внедрению в практику вероятностных методов анализа безопасности, в результате чего все основные организации - разработчики атомных станций и реакторных установок проводят подобные анализы, используя их результаты в проектно - конструкторской работе и в отчетных документах по безопасности.

В то же время единый систематизированный методический подход с достоверной базой данных к исходу 2000 года не был разработан, и Госатомнадзор в своем заявлении 1999 года о политике в области вероятностного анализа безопасности в качестве методической основы ВАБ I-го уровня предлагает использовать рекомендации МАГАТЭ.

Самостоятельной разработкой российских специалистов в области вероятностного анализа безопасности, находящегося на признаваемом мировом уровне, являются коды (аттестованные ГАН и внедренные в конструкторской организации по направлению ВВЭР) количественно - вероятностного анализа процессов образования течи и крупномасштабного разрушения оборудования ядерной установки на базе физико-статистического моделирования процессов накопления повреждения. Эта методика поэтапно внедрялась для различных видов оборудования с начала 90-х годов прежде всего для целей обоснования безопасности действующих АС.

Для обеспечения ядерной безопасности во всех странах, использующих атомную энергетику, получила большое развитие специфическая международная деятельность. Приняты: "Конвенция по ядерной безопасности", предусматривающая самоанализ, отчетность и перекрестный анализ; "Конвенция об оповещении в случае ядерных аварий"; "Конвенция о взаимной помощи в случае ядерных аварий"; "Конвенция об ответственности за ядерный ущерб" и другие международные соглашения.

Основная гарантия обеспечения безопасности, на которую может опираться общественное признание атомной энергетики - прозрачность этого вида деятельности и взаимная международная поддержка.

В условиях обеспечения приемлемой ядерной безопасности, т.е. исключения тяжелых аварий, атомная энергетика вправе претендовать на признание ее в качестве одного из наиболее экологически чистых способов производства энергии.

Это подтверждает весь опыт атомной энергетики и эксплуатационные показатели работающих атомных станций.

В целом, все уровни облучения на АЭС значительно ниже установленных норм. В Советском Союзе и Российской Федерации накоплен значительный практический опыт эксплуатации АЭС с

различными мощностями и различными типами реакторных установок. Существующие на АЭС различных поколений средства контроля и мониторинг окружающей среды позволили получить представительные статистические данные по воздействию АЭС на окружающую среду.

Радиационная обстановка в районе размещения всех АЭС, в основном, определяется естественными источниками ионизирующих излучений. Радионуклиды реакторного происхождения выделить во внешней среде на фоне глобальных радионуклидов практически невозможно ввиду малых добавок, которые они вносят.

Чернобыльская авария

26 апреля 1986 года на 4-м блоке Чернобыльской АЭС произошла тяжелая авария, которая по своим масштабам и радиационным последствиям может быть названа катастрофой и которая самым трагичным образом повлияла на отношение людей к атомной энергетике и качественно изменила все программы ее дальнейшего развития.

В результате аварии реактор был разрушен, и в течение последующих 10 и более дней большое количество радиоактивного материала было выброшено в окружающую среду, загрязнив в различной степени большие территории в Советском Союзе и странах Европы. Материалы по чернобыльской аварии составляет содержание специального выпуска предлагаемой серии по истории атомной энергетике, и в этом выпуске эта тема затрагивается очень кратко, лишь в целях замкнутости изложения.

По прошествии 10 лет с момента аварии, была сделана попытка более взвешенно и объективно оценить причины и последствия случившегося. Обобщения и выводы по техническим, медицинским и экологическим аспектам были сделаны на специальных конференциях и форумах, завершающая часть которых была проведена на МАГАТЭ в апреле 1996 года.

Ниже приводятся некоторые выдержки и изложение содержания документов конференции 8-12 апреля 1996 года в Вене.

Причины аварии

События, которые привели к аварии на 4-м блоке Чернобыльской атомной электростанции 26 апреля 1986 г., в значительной степени были исследованы многими группами ученых в течение прошедших десяти лет. Хотя все еще имеются отдельные

пробелы в понимании некоторых явлений, связанных с аварией, накопленных знаний вполне достаточно для идентификации причин и принятия действенных мер по предотвращению повторения такого случая.

Авария произошла во время проверки электропитания 8-го турбогенератора 4-го блока Чернобыльской АЭС в условиях выбега. Цель испытаний состояла в исследовании возможности увеличения длительности периода принудительного охлаждения активной зоны при потере внешнего электропитания.

Программа испытаний была неадекватна в отношении соблюдения безопасности. Условия проведения характеризовались низким уровнем мощности, повышенным расходом теплоносителя через активную зону и низким недогревом теплоносителя на входе в активную зону. Как оказалось, эти факторы оказали прямое влияние на масштаб эффектов, которые произошли во время испытания.

Немедленно после аварии в Советском Союзе были сделаны акценты на неправильные действия и ошибки персонала как главную причину аварии. Эта точка зрения нашла отражение в заключительном отчете, представленном Советским Союзом в МАГАТЭ в 1986 году:

"Первопричиной аварии явилось крайне маловероятное сочетание нарушений порядка и режима эксплуатации, допущенных персоналом энергоблока.

Катастрофические размеры авария приобрела в связи с тем, что реактор был переведен персоналом в такое нерегламентное состояние, в котором существенно усилилось влияние положительного коэффициента реактивности на рост мощности."

Тем не менее, серьезные технические недостатки, приведшие к аварии, были уже известны в то время в Советском Союзе. К изменениям конструкции приступили сразу же после аварии. Позднее были проведены более детальные исследования причин аварии и соответствующих явлений. Упомянутые исследования, в число которых также вошли анализы с использованием сложных компьютерных кодов, обеспечивающих трехмерное моделирование активной зоны, позволили получить дополнительные доказательства недостатков конструкции. В конечном счете они привели к некоторому изменению точки зрения на причины аварии, а именно, к смещению баланса между проектными и эксплуатационными причинами в сторону проектных.

Результаты были обобщены в главном выводе Российского доклада на Международной конференции "Ядерные аварии и будущее ядерной энергетики. Уроки Чернобыля" (Париж, 1991). Согласно этому докладу, авария была физически вызвана наложением

следующих основных факторов: "положительный паровой эффект реактивности и недостатки конструкции СУЗ, которые привели к вводу положительной реактивности в состоянии реактора, в которое он был приведен перед аварией".

Данные выводы были подтверждены более поздними исследованиями, как это показано на настоящей конференции. Таким образом, с учетом сегодняшней точки зрения основные причины аварии могут быть сформулированы следующим образом:

Серьезные недостатки расчета физики и в проекте систем остановки реактора:

- Сильно положительный паровой эффект при эксплуатации в условиях большой глубины выгорания;
- Положительный реактивностный эффект аварийной остановки реактора при полностью выведенных регулирующих стержнях в условиях реактора перед аварией;
- Недостаточная эффективность системы остановки реактора; Отсутствие защиты реактора по оперативному запасу реактивности (ОЗР) среди параметров;
- Недостаток культуры безопасности в компетентных организациях, приводящий к неспособности устранить важные недостатки, хотя они были известны задолго до аварии;
- Недостаточно обоснованная и проверенная с точки технической безопасности программа испытаний;
- Нарушение правил эксплуатации;
- Высокая нагрузка (с точки зрения ответственности), на оперативный персонал вследствие особенностей эксплуатации и соответствующего оборудования;
- Недостаточная защита от запроектных аварий.

Меры, принятые сразу после аварии

Когда эксперты, искавшие причины Чернобыльской аварии, пришли к своим первым выводам, они дали наиболее высокий приоритет организационным мерам, направленным на предотвращение повторения состояния, в которое был приведен 4-й блок Чернобыльской АЭС непосредственно перед аварией. В соответствии с этими достаточно оперативно осуществленными мерами:

- было запрещено проведение каких бы то ни было экспериментов, устанавливающих на БЩУ какие бы то ни было дополнительные средства управления реакторным оборудованием;
- оперативный персонал АЭС получил указание строго соблюдать регламентные требования, касающиеся оперативного запаса

реактивности, соотношения расходов теплоносителя и питательной воды;

- были ужесточены требования по соблюдению инструкций по повторному пуску реактора после его остановки;
- оперативному персоналу было поручено с Главным конструктором РУ, Главным проектантом и Научным руководителем проверить любые отклонения от проектных документов;
- сразу же после аварии всем АЭС с РБМК было поручено осуществить технические меры в отношении вероятных инициаторов аварии.

В последующие годы к причинам аварии обращались более систематически, внося технические изменения в проект блока".

(конец цитаты)

Таким образом, в конструкцию реактора РБМК и условия его эксплуатации были внесены необходимые изменения, которые исключают повторение случившегося.

Основными мероприятиями повышения безопасности являются:

- снижение парового коэффициента реактивности;
- оснащение всех реакторов исполнительными механизмами новой конструкции, исключающей возможность ввода положительной реактивности при их движении вниз;
- разработка и внедрение на АЭС систем быстросрабатывающей защиты;
- разработка новой системы контроля управления и защиты реактора и разработка новых исполнительных механизмов СУЗ, резко снижающих эффект обезвоживания каналов СУЗ;
- разработка и введение дополнительных аварийных защит реактора;
- разработка новых и совершенствование существующих систем диагностики состояния основного оборудования и многое другое, что составило поэтапную программу модернизации энергоблоков, основной этап которой был завершен к 1991 году.

Последствия аварии затронули большое количество работников, включая операторов станции, пожарных и военнослужащих, так же как и многих непрофессионалов. Они получили наименование "ликвидаторов". Около 200000 ликвидаторов работало в районе Чернобыля в период 1986-1987 годов, когда уровни радиации были наибольшими. Было зарегистрировано от 600000 до 800000 человек, как имеющих отношение к деятельности по ликвидации последствий аварии.

За период с 27 апреля до середины августа 1986 года около 116000 человек населения было эвакуировано из района вокруг Чернобыльской АЭС. Была установлена так называемая "закрытая

зона", которая включала территории с наиболее высокими уровнями радиации, и где проживание было запрещено. Она составила около 4300 кв.км. Большая территория получила значительное загрязнение. В частности, площадь территории Белоруссии, России и Украины, загрязненная цезием-137 с уровнем более 185 килобеккерелей на кв.м. оценивается, соответственно, в 16500, 4600 и 8100 кв.км.

Было зарегистрировано 134 случая острой лучевой болезни, из них 28 человек скончалось в первые три месяца. Два человека погибли во время аварии. В последующие 10 лет скончалось еще 14 пациентов из числа подвергшихся острому радиационному поражению.

Существенным последствием аварии стал рак щитовидной железы среди детей, подвергшихся облучению в 1986 году. Число известных случаев к концу 1995 года составило около 800 детей до 15 лет.

Основное ожидаемое последствие облучения - лейкемия - может привести к смертельному исходу примерно в 470 случаях среди 7,1 млн. человек на "загрязненных территориях" и в "строго контролируемых зонах", что невозможно будет различить на фоне 25000 спонтанных случаев, не зависящих от аварии. Общее ожидаемое количество летальных исходов среди 200000 ликвидаторов (1986-1987 годов) составляет 200 на фоне 800 случаев смерти от лейкемии. Из 200 случаев 150 могут произойти в первые 10 лет после облучения.

Таким образом, Конференция продемонстрировала, что в результате многочисленных исследований и анализа фактических данных по медицинским и экологическим последствиям чернобыльской аварии, сложилось достаточно взвешенное представление, что эти последствия аварии далеки от тех представлений, которые навязывались людям на базе шока и истерии первых лет, многократно усиленных давлением политических факторов.

Можно говорить о том, что чернобыльская авария, несмотря на свои предельные масштабы для ядерной технологии принесла прямой ущерб здоровью и жизни людей такого же порядка, как имевшие место другие технологические катастрофы. Усиление этих последствий было вызвано прежде всего, ошибочным проведением противоаварийных мероприятий, связанных, в первую очередь, с перемещением больших масс людей, сопровождавшимся искаженным представлением о характере и размере возникшей опасности.

Опыт 10 лет дал большой и ценный материал для корректировки социальной политики в дальнейших действиях по ликвидации последствий аварии и выявил действительно приоритетные проблемы, где необходимо сосредоточить внимание и средства для

поддержания здоровья и помощи пострадавшему населению и ликвидаторам.

Выполненные за прошедшие годы работы позволили продемонстрировать, что повторение аварии типа чернобыльской невозможно. Еще до 1991 года были завершены все мероприятия, которые устранили недостатки в конструкции и характеристиках реактора РБМК, обусловившие катастрофический масштаб аварии. Продолжается работа по дальнейшему повышению безопасности этих АЭС. Эта работа становится в ряд естественных усилий по приведению к современным требованиям и принципам уровня безопасности атомных станций ранних поколений во всем мире. Важную роль в признании этого факта сыграли совместные исследования российских специалистов с западными экспертами, которые были привлечены к активному участию в международных проектах. Это сняло в значительной мере естественное недоверие к односторонней информации советских и российских экспертов.

В результате, потерялась техническая основа для безоговорочных и безосновательных требований о немедленном закрытии станций с реакторами РБМК и была продемонстрирована готовность к компромиссу в этом вопросе. В качестве базы для такой компромиссной позиции западных экспертов является реализация намеченных планов модернизации и реконструкции блоков АЭС и продолжение совместного изучения проблем, которые сохранили элементы неопределенности или недостаточности знаний.

УПРАВЛЕНИЕ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКОЙ

Сидоренко В.А.

Начальная стадия возникновения и развития атомной энергетики проходила в рамках организационной структуры Министерства среднего машиностроения СССР. В определенное время эти работы были подконтрольны Государственному Комитету по использованию атомной энергии, который в разное время имел разные правовые формы и по существу был создан для легализации всей деятельности по мирному использованию атомной энергии и осуществления международных связей в этой области.

Работа по проектированию и строительству первых промышленных атомных электростанций (в том числе Белоярской и Нововоронежской) велась под руководством и организациями Министерства строительства электростанций, организованного в 1953 году (министр Новиков И.Т.). В 1957 были образованы дирекции строящихся Белоярской и Нововоронежской электростанций. Существовавшее с 1946 года Министерство электростанций (реорганизованное из Народного комиссариата электростанций, министр Жимерин Д.Г., затем Павленко А.С.) в 1959 году было объединено с Министерством строительства электростанций. В его составе было образовано Главное управление капитального строительства (ГУКС), которое и осуществляло руководство работами по строительству АЭС.

В процессе реорганизации управления народным хозяйством СССР в 1962 году были созданы союзные и союзно-республиканские министерства, в том числе союзно-республиканское Министерство энергетики и электрификации, куда министром был назначен Петр Степанович Непорожний.

П.С. Непорожний впоследствии стал одним из энтузиастов развития атомной энергетики, способствовал созданию большой строительной базы для этого и поддерживал продвижение новых проектов АЭС и программы их сооружения. При этом, поддерживая развитие направления АЭС с ВВЭР, он вступил в противоречие с

руководством Минсредмаша и возражал против применения реакторов РБМК, опираясь на мнение специалистов Минэнерго и аргументируя конструктивными недостатками этого реактора.

Министерство среднего машиностроения было создано 1 июля 1953 года на базе Первого главного управления и Третьего главного управления при Совете Министров СССР. Министром был назначен Вячеслав Александрович Малышев. Научно-техническим Управлением министерства руководил Василий Семенович Емельянов, а Управлением оборудования - Андраник Мелконович Петросьянц.

В феврале 1955 года министерство возглавил заместитель председателя Совета Министров СССР Авраамий Павлович Завенягин, после смерти которого исполнял обязанности Министра Борис Львович Ванников, а с апреля по июль 1957 года - Заместитель Председателя СМ СССР Михаил Герасимович Первухин.

В 1955 году А.М. Петросьянц и В.С. Емельянов были назначены заместителями министра, а начальником НТУ - Иван Иванович Новиков.

20 марта 1956 года в Минсредмаше было образовано Главное управления по использованию атомной энергии в народном хозяйстве.

Начальником ГУ ИАЭ был назначен Ефим Павлович Славский, первым заместителем начальника - В.А. Левша, заместителями - Д.Ф. Ефремов и Н.А. Николаев. 16 апреля 1956 года ему было присвоено условное наименование Главное управление по использованию атомной энергии при Совете Министров СССР.

Управление энергетических установок в ГУ ИАЭ возглавлял Н.А. Николаев.

Образование ГУ ИАЭ сопровождало принятие 15 марта 1956 г. решения СМ СССР о строительстве в течение пяти лет атомных электростанций общей мощностью 2175 Мвт, из них в Минсредмаше - 775 Мвт и Министерстве электростанций - 1400 Мвт.

24 июля 1957 года Министром среднего машиностроения был назначен Е.П. Славский, его первым заместителем Александр Иванович Чурин, а начальником ГУ ИАЭ 26 августа 1957 года - В.С. Емельянов.

26 августа 1960 г. на базе этого Главного управления был образован вне рамок Минсредмаша Государственный комитет Совета Министров СССР по использованию атомной энергии, который в этом статусе просуществовал до октября 1965 года.

До февраля 1962 г. его возглавлял В.С. Емельянов, а 14 февраля 1962 года назначен А.М. Петросьянц. Первым заместителем председателя стал Игорь Дмитриевич Морохов, а заместителями - В.С. Емельянов и Николай Михайлович Синев.

Руководство разработкой ядерных реакторов и реакторных установок для атомных электростанций (так же как и для других направлений и видов ядерных энергоисточников) было сосредоточено в управлениях Госкомитета. Управление ядерных энергетических установок возглавил Андрей Павлович Барченков, главным инженером был назначен Артем Николаевич Григорьянц. Среди задач Управления были также подготовка и обеспечение эксплуатации атомных станций.

Подготовка к пуску и руководство пуском построенных атомных станций осуществлялись Государственными пусковыми комиссиями, составленными из представителей различных ведомств и организаций. Возглавлял ГПК руководящий работник Госкомитета по атомной энергии. Например, председателем ГПК Нововоронежской АЭС был Н. М. Синев.

Введенные в эксплуатацию в 1964 году Белоярская и Нововоронежская АЭС до августа 1966 года находились в подчинении Минсредмаша (ГКИАЭ), продавая свою электроэнергию региональным энергетическим управлениям Минэнерго. В августе 1966 года станции были переданы в подчинение Минэнерго, где был создан специальный Главк по атомной энергетике - Главатомэнерго, который объединил в себе стадии проектирования и эксплуатации атомных станций и в который вошли две работающие и все строящиеся и проектирующиеся АЭС. Начальником Главатомэнерго был назначен А.Н. Григорьянц, главным инженером - Георгий Викторович Ермаков (с конца 1969 до мая 1978 главным инженером Главатомэнерго работал Леонид Михайлович Воронин, переведенный с НВАЭС).

Техническое содействие в сооружении АЭС за рубежом осуществлялось в первый период главным управлением Минэнерго - Главзагранэнерго, на базе которого в 1971 году был организован специализированный орган управления "Союзглавзагранатомэнерго" (начальник - Невский Владимир Петрович, главный инженер - Архангельский Юрий Васильевич).

В октябре 1965 г. Государственный Комитет СССР по использованию атомной энергии был ликвидирован как самостоятельный орган и преобразован в Главное управление по использованию атомной энергии Минсредмаша СССР с присвоением № 15, оставаясь ячейкой, представляющей во внешнем мире и осуществляющей международные связи по всем вопросам использования атомной энергии в мирных целях. В ГУ-15 было 9 управлений и 9 самостоятельных отделов; среди них - Управление энергетических установок, возглавляемое Н.А. Николаевым. В феврале 1967 года из этих подразделений было образовано два Главных

управления и два Управления, в том числе - Главное управление атомных энергетических установок - Главатомэнерго - 16 ГУ (Н.А. Николаев); Главатомприбор - 17 ГУ (А.С. Штань); Управление ускорителей и термоядерных исследований - 18 У (К.Н. Мещеряков); Управление международных связей и научно-технической информации - УМС и НТИ (И.Д. Морохов). Эти подразделения подчинялись А.М. Петросьянцу, назначенному 1-м заместителем министра и Председателем ГК ИАЭ, представлявшего во взаимоотношениях с иностранными государствами Минсредмаш до 1986 года. И.Д. Морохов и Н.М. Синев были назначены соответственно 1-ым заместителем и заместителем Председателя ГК ИАЭ.

Под руководством министерства продолжали разрабатываться ядерные энергетические установки, в том числе и для атомных станций, проектировались и строились Ленинградская и Игналинская АЭС, атомная станция с реактором на быстрых нейтронах в г. Шевченко и ряд других установок.

Ведущая административная роль в решении задач атомной энергетики была поручена 16-му Главку Минсредмаша. В его подчинении сосредоточились основные связанные с ядерной энергетикой научно-исследовательские институты и конструкторские бюро, испытательные центры, новые атомные электростанции. 16-м ГУ последовательно руководили:

- Николай Андреевич Николаев;
- После кончины Н.А. Николаева в 1968 году, обязанности начальника Главка исполнял Борис Борисович Батуров вплоть до назначения А.Г. Мешкова;
- Александр Григорьевич Мешков - с октября 1969 года до марта 1979 г., когда был назначен на должность заместителя министра, а затем первого заместителя министра;
- Евгений Владимирович Кулов - с апреля 1979 г. по март 1982 г., когда он был назначен на должность заместителя министра;
- Евгений Васильевич Куликов - с апреля 1982 года по июнь 1986 г.
- Николай Иванович Ермаков с октября 1986 года до исхода 2000 года; (на завершающем этапе, после очередной реорганизации Министерства, - на должности начальника Департамента).

Следовало бы подчеркнуть, что Минсредмаш, и конкретно 16 ГУ, осуществлял не просто административное руководство созданием ядерно-энергетических установок, но, в большой мере, и общее техническое руководство, опираясь на ведущие научно-исследовательские и проектно-конструкторские организации, но контролируя все основные технические решения. Такое положение особенно четко проявлялось при создании АЭС с РБМК, когда

в технические проблемы и процессы, включая строительство и пуск АЭС, втягивались все слои руководства министерства, в первую очередь руководители 16 ГУ.

Можно утверждать, что, как правило, компетентность сотрудников аппарата Главка не отвечала их полномочиям. Правильность и эффективность формируемых и принимаемых решений очень сильно зависела от способности человека опираться на компетентность специалистов из организаций. (Вероятно, это применимо и более широко к закономерностям управления). И некоторой обобщенной целью взаимодействия Института - разработчика с Главком, как правило, было превратить свое понимание и мнение в понимание и мнение Главка.

Масштабы развития атомной энергетики страны и международного сотрудничества в области сооружения АЭС за рубежом при техническом содействии СССР потребовали определенных изменений в структуре управления Минэнерго. В 1978 году на базе упраздненного Главатомэнерго было образовано Всесоюзное промышленное объединение по атомной энергетике "Союзатомэнерго". Это объединение было образовано в соответствии с распоряжением совета Министров СССР от 23 мая 1978 № 1044р как единый в системе Минэнерго СССР специализированный промышленно-хозяйственный атомный энергокомплекс, в состав которого вошли атомные станции, научно-исследовательские и пуско-наладочные организации по атомным электростанциям, предприятия по ремонту и изготовлению ремонтной оснастки и запасных частей для АЭС, специализированные учебные центры по подготовке эксплуатационного персонала. На Объединение были возложены обязанности по осуществлению единой научно-технической политики в атомной энергетике и ответственность за обеспечение своевременного ввода и безопасность эксплуатации АЭС. Начальником ВПО "Союзатомэнерго" был назначен бывший директор Белоярской АЭС Невский В.П. (переведенный из "Союзглавзагранатомэнерго", руководителем которого стал Акопян Эдуард Аркадьевич), первым заместителем начальника ВПО - Марков Юрий Венедиктович, переведенный из 16 ГУ МСМ и вернувшийся в МСМ в 1982 году. Руководство атомной энергетикой в Минэнерго было возложено на заместителя министра Овчинникова Федора Яковлевича - бывшего директора Нововоронежской АЭС. С августа 1982 по 1986 год заместителем министра по атомной энергетике был Геннадий Александрович Шашарин - бывший главный инженер Белоярской АЭС, переведенный в Минэнерго из аппарата ЦК КПСС.

После кончины В.П. Невского в 1982 году Союзатомэнерго возглавлял до 1986 года Геннадий Анатольевич Веретенников.

В качестве научно-исследовательской базы Союзатомэнерго стал ВНИИ по эксплуатации атомных электростанций (ВНИИАЭС), директором которого был назначен Батуров Борис Борисович (бывший в то время заместителем директора НИКИЭТ Минсредмаша), сменивший на этом посту Субботина В.И. На Нововоронежской АЭС началось создание учебного центра по подготовке эксплуатационного персонала для АЭС с реакторами типа ВВЭР (директор Витковский Леонид Иванович). В составе Объединения была создана диспетчерская служба для оперативного управления АЭС, были организованы производственные объединения по наладке - "Атомэнергоналадка" (директор Иванников Анатолий Григорьевич) и ремонту оборудования АЭС - ПО "Атомэнергоремонт". В состав ВПО вошел Перловский опытный завод.

ВПО "Союзатомэнерго" функционировало до 1986 года, когда после аварии на четвертом энергоблоке Чернобыльской АЭС в целях укрепления руководства атомной энергетикой и повышения безопасности эксплуатации АЭС постановлением ЦК КПСС от 16 августа 1986 года № 986-200 было образовано союзное Министерство по атомной энергетике МАЭ, базой для создания которого стало ВПО "Союзатомэнерго".

Министром атомной энергетике был назначен бывший директор Ленинградской АЭС и Игналинской АЭС Николай Федорович Луконин. Под управление Минатомэнерго были переведены все атомные электростанции (включая Ленинградскую и Игналинскую - из Минсредмаша и Ровенскую - из Минэнерго Украины), проектные, наладочные и др. организации Минэнерго, обеспечивавшие атомную энергетiku, и некоторые проектные организации Минсредмаша.

В рамках вновь образованного министерства были сконцентрированы все этапы проектирования, строительства и эксплуатации атомных станций. В том числе были созданы противаварийные структуры и аварийные подразделения с соответствующим техническим оснащением, усилен институт научного сопровождения эксплуатацией ВНИИАЭС.

Конструкторские организации, разрабатывающие реакторные установки, научно-исследовательские организации, исполняющие функции научного руководства разработкой атомных станций, все научные и производственные структуры, связанные с разработкой и изготовлением ядерного топлива АЭС, остались в Минсредмаше.

В Министерстве среднего машиностроения Е.П. Славского сменил Лев Дмитриевич Рябев, бывший до этого заместителем министра.

Вопрос о способах управления атомными станциями был длительное время предметом внимания и дискуссий и, как видно из предыдущего изложения, предметом постоянных преобразований.

После того, как атомные электростанции перешагнули рубеж опытно-промышленных установок, к которым можно было определенно отнести первые энергоблоки Нововоронежской и Белоярской АЭС, подтвердили техническую осуществимость надежных промышленных энергоисточников на ядерном топливе, а на примере 3-го и 4-го блоков НВАЭС и реализации серии ВВЭР-440 продемонстрировали экономическую конкурентоспособность с традиционными энергоисточниками, проявилось отношение к ним как к реальной составной части системы электроснабжения страны. После перевода всех АЭС, кроме Ленинградской, в управление Минэнерго актуальным стал вопрос о выборе оптимального способа их эксплуатации в системе: сохранять ли структуру обособленного управления в виде созданного объединения Союзатомэнерго или передавать атомные станции в энергосистемы наравне с другими электростанциями. Основным аргументом в пользу передачи в энергосистемы было то, что именно там сформировалась культура и опыт эксплуатации электростанций, правильная расстановка приоритетов и подходов к надежному электрообеспечению народного хозяйства. Автономное управление эксплуатацией будет якобы вредить решению задачи экономически эффективного и согласованного использования всех имеющихся энергоисточников в системе. Такую логику отстаивал ведущий исследовательский институт Минэнерго - ВТИ им. Дзержинского (и его директор В.Е. Дорошук). Контраргументом было признание того, что специфика ядерного энергоисточника формировала такой набор технологических особенностей, и тем самым особых требований к эксплуатации, не свойственных обычной электростанции, который в свою очередь требовал особой квалификации и своей культуры. Концентрированное внимание и поддержка этих сторон эксплуатации в единой структуре централизованного управления обещала достаточную эффективность, в то время как существование единичных АЭС в разрозненных энергосистемах едва ли могло обеспечить квалифицированную поддержку эксплуатации в специфических ядерных проблемах; создание необходимой инфраструктуры для ядерного энергоисточника в отдельных энергосистемах было бы делом накладным и трудно реализуемым по располагаемым ресурсам; и самое главное - затруднялось бы формирование и поддержание необходимой ядерной культуры со своими технологическими приоритетами и приоритетом центральной задачи - обеспечение ядерной безопасности. В этом смысле

даже передача атомных электростанций из Минсредмаша в Минэнерго ослабляла эту связь с коренной инфраструктурой.

В результате был проведен технический и управленческий эксперимент, и одна из вновь сооруженных АЭС, Ровенская АЭС с реактором ВВЭР-440 второго поколения (В-213), была передана в энергосистему в рамках Минэнерго Украины.

Прямым или опосредованным результатом этого действия явилась одна из значимых аварий в истории эксплуатации ВВЭР-440. Скрытый принципиальный дефект в конструкции, который мог быть выявлен и не в столь драматическом развитии событий, вылился в аварию из-за явного нарушения приоритетов, диктуемых особенностью ядерного энергоблока, в угоду приоритетам, диктуемым критериями технической политики энергосистемы. Безусловно здесь проявилась и недостаточная "ядерная культура" директора станции, который был в большей мере "энергетиком" чем "ядерщиком", и который задержал принятие нужных решений в нужное время; но это - звенья одной цепи, определенные последствия выхода в самостоятельное плавание.

В парогенераторе Ровенской АЭС в результате неудачного расположения коллектора трубчатки первого контура в зоне раздела фаз второго контура произошло коррозионное повреждение шпилек крепления крышки коллектора, в результате чего после достаточно длительного периода фиксируемой неплотности (перетечки первичного теплоносителя во второй контур) произошел отрыв крышки коллектора и реализовалась крупная течь из реакторного контура во второй. Помимо нарушения условий охлаждения реактора произошло переполнение объема парогенератора по второму контуру и выброс радиоактивной паро-водяной смеси через систему предохранительных клапанов.

Впоследствии это привело к необходимости проведения существенной модернизации этого узла парогенератора на действующих станциях и заставило обратить внимание на его надежность во всех последующих разработках парогенераторов ВВЭР.

Это происшествие приостановило тенденцию рассредоточения АЭС по энергосистемам, хотя Ленинградская АЭС управлялась как самостоятельный объект, но через систему Минсредмаша.

В очень большой мере последствием недозревших управленческих преобразований явилась и чернобыльская авария. В после-чернобыльский период было довольно много суждений, что случившиеся нарушения условий эксплуатации не могли бы произойти в рамках более жесткой системы управления, сложившейся в атомной отрасли. Категоричность таких суждений может быть легко поставлена под сомнение фактами имевших место событий в ходе

развития Атомного Проекта (достаточно напомнить кыштымскую аварию со взрывом хранилища радиоактивных отходов), а также авариями на Ленинградской АЭС, подконтрольной Минсредмашу (не с такими катастрофическими последствиями, как на 4-м блоке Чернобыльской АЭС, но с явными признаками "предвестника" чернобыльской аварии, оставленными без нужного внимания). И все же остается правомочным суждение, что недостаточность "культуры безопасности" в атомной энергетике Советского Союза в значительной мере компенсировалась сложившейся атмосферой ответственности, системой принятия и исполнения решений, подбора и подготовки кадров, системой связей и взаимоотношений организаций внутри отрасли (и даже возможностями обмена информацией в условиях укоренившихся тенденций и традиций секретности и закрытости), характерных для оборонной отрасли, черты которой унаследовала и атомная энергетика.

В рамках Минэнерго полностью проявился "демократизм" гражданского ведомства, недостаточно компенсируемый обособленностью объединения атомных электростанций. Ощущалась разница в атмосфере Минэнерго (с преимуществом соображений "дела" над "формой" при большой свободе действий) и в атмосфере Минсредмаша, где система ограничений и границ разрешенного оказывала большое влияние даже на деловое поведение людей. В несчастье прежде всего выходят на первый план отрицательные факторы, а такие факторы в чернобыльской аварии проявились со стороны обоих управленческих структур, опекавших атомную энергетику: и Минэнерго, и Минсредмаша.

В чернобыльских событиях со стороны управленческих факторов Минэнерго в отрицательную сторону работали профессиональная ориентированность руководства станции (энергетики а не ядерщики), нацеленность на приоритеты хозяйственно-экономических целей (обширное хозяйство с объемным строительством новых энергоблоков), отдаление от организаций научной поддержки Минсредмаша и размывание специфики ядерной технологии в Союзатомэнерго, чрезмерная подчиненность требованиям энергосистемы и недостаточный внутриведомственный контроль (практическое отсутствие ведомственного контроля ядерной безопасности в условиях, когда еще не сформировался в полном объеме вневедомственный государственный контроль ядерной безопасности).

В ряду отрицательных факторов, сработавших в этот период со стороны Минсредмаша, очень показательным стал один эпизод. После образования Госатомэнергонадзора с его стороны были предприняты усилия организовать междуведомственную систему сбора и обработки данных по отказам, повреждениям и авариям

на объектах атомной энергетики (соответствующую базу данных) как основу накопления и обмена опытом эксплуатации, и, самое главное, неудачным опытом эксплуатации, чтобы по возможности предотвратить повторение нежелательных и опасных событий на однотипных станциях. В межведомственном плане это было актуально, поскольку станции с реакторами РБМК эксплуатировались как Минэнерго, так и в Минсредмаше. На Ленинградской АЭС был накоплен за 10 лет с 1973 года значительный опыт, произошел ряд аварий, уроки этих событий важно было использовать на других станциях. Среди этих аварий были серьезные, одна из них с сильной деформацией поля энерговыделения и повреждениями ("пережогом") тепловыделяющих сборок и каналов. В этой аварии проявились недостатки активной зоны РБМК и системы управления, что обусловило модернизацию системы управления и защиты реактора (усовершенствование локального регулирования и введение локальной аварийной защиты, изменение регламента пуска и др.) и улучшение физических характеристик активной зоны (изменение коэффициентов реактивности реактора и повышение устойчивости нейтронного поля) путем увеличения рабочего обогащения топлива с 1,8 до 2%. Эта авария и ее причины были названы в последующей терминологии группы ИНСАГ МАГАТЭ "предшественниками чернобыльской аварии", которые особенно важны в плане использования опыта эксплуатации.

Практически разработанная межведомственная система обмена опытом была категорически заблокирована руководством НИКИЭТ (конкретно - И.Я. Емельяновым) исходя из невозможности передачи в другое ведомство сведений о повреждениях и авариях (которые формально действительно считались секретными или закрытыми). Руководство Минсредмаша, согласовавшее создание этой системы обмена, не смогло (или не посчитало важным) преодолеть эти возражения. В результате вплоть до чернобыльской аварии межведомственный обмен опытом проходил сложный путь через посредников-разработчиков проекта и фильтрацию характера передаваемой информации (как правило - в форме итоговых решений по изменению проекта или рекомендаций по эксплуатации). Результатом явилось слабое понимание эксплуатационным персоналом Чернобыльской АЭС важных характеристик реакторной установки, что и явилось одной из главных причин допущенных ими нарушений правил эксплуатации станции перед случившейся аварией. Об имевших место событиях на Ленинградской АЭС многие специалисты атомной энергетики с удивлением узнавали после чернобыльской аварии.

В процессе ликвидации последствий аварии стало очевидным, что весь основной потенциал технологий, квалификации кадров, технических средств и другого, потребовавшегося в этот критический период, находится в Минсредмаше, а министерство, эксплуатирующее атомные станции, им владеет в очень малой степени.

Выбор - распределять атомные станции по энергосистемам или нет - стал неактуальным. Начавшийся ранее процесс отделения атомных станций от Минсредмаша получил свое завершение созданием самостоятельного министерства - Министерства атомной энергетики.

Примат ядерной технологии в разработке и эксплуатации атомных электростанций проявился также и в том, что министром был назначен Н.Ф. Луконин, получивший опыт Минсредмаша, в том числе в руководстве Ленинградской и Игналинской АЭС.

Министерство атомной энергетики и Министерство среднего машиностроения просуществовали до 1989 года. При очередном преобразовании структуры Правительства СССР было признано целесообразным сконцентрировать весь потенциал атомной отрасли в одном министерстве, и в июле 1989 года было принято решение об объединении Минсредмаша и Минатомэнерго в едином Министерстве атомной энергетики и промышленности.

Министром был назначен Виталий Федорович Коновалов, который пригласил на должность Первого заместителя министра по вопросам атомной энергетики Виктора Алексеевича Сидоренко переводом из Государственного комитета СССР по надзору за безопасным ведением работ в промышленности и атомной энергетике. Началась новая стадия в формировании структуры управления атомными электростанциями и атомной энергетикой в широком смысле.

В западной атомной энергетике одновременно с пониманием задач эксплуатационного персонала АЭС, роли и ответственности дирекции ("администрации") станции формировалось юридическое лицо, обеспечивающее все стороны безопасной и экономически оправданной эксплуатации. В различных странах при различающихся формах собственности на объекты атомной энергетики эти хозяйствующие субъекты различались своим положением в области владения и распоряжения, но на них сосредотачивалась ответственность за безопасную эксплуатацию. В рекомендациях Международного агентства по атомной энергии, обобщающих международную практику безопасной эксплуатации АЭС в форме документов NUSSAG, в руководящих материалах 1976-1979 годов, посвященных эксплуатации, закреплялось, что "эксплуатирующая организация должна нести общую ответственность за безопасную эксплуатацию атомной электростанции. Хотя непосредственная

ответственность возлагается на административное руководство станции, эксплуатирующая организация должна оказывать ей всю необходимую поддержку и осуществлять требуемый контроль для обеспечения безопасной эксплуатации станции, в частности, за тем, чтобы ее эксплуатация соответствовала эксплуатационным пределам и условиям".

"Контроль за соблюдением безопасности при выборе площадок, сооружении, вводе в эксплуатацию, эксплуатации и снятии с эксплуатации атомных электростанций осуществляется в основном с помощью правительственных лицензий, которые разрешают определение мероприятия и ставят условия получателю лицензии".

"...Обладатель лицензии несет основную ответственность за обеспечение безопасности на стадиях выбора площадки, проектирования, сооружения, ввода в эксплуатацию, эксплуатации и снятия с эксплуатации атомной электростанции".

После чернобыльской аварии группой советников при генеральном директоре МАГАТЭ (JNSAG) были обобщены и сформулированы основные принципы безопасности; среди организационных принципов было однозначно провозглашено: "Окончательная ответственность за безопасность АЭС лежит на эксплуатирующей организации. Она не уменьшается в связи с самостоятельной деятельностью и ответственностью проектировщиков, поставщиков, строителей и регулирующих организаций".

Положения этих рекомендаций позже были юридически закреплены в 1994 году в Конвенции по ядерной безопасности, подписанной Советским Союзом, где записано:

- В статье 7: "Каждая Договаривающаяся сторона создает и поддерживает законодательную и регулирующую основу для обеспечения безопасности ядерных установок".

"Законодательная и регулирующая основа предусматривает: систему лицензирования в отношении ядерных установок и запрещение эксплуатации ядерной установки без лицензии".

- В статье 9: "Каждая договаривающаяся сторона обеспечивает, чтобы основная ответственность за безопасность ядерной установки была возложена на обладателя соответствующей лицензии, и принимает соответствующие меры по обеспечению того, чтобы каждый такой обладатель лицензии выполнял свои обязательства".

В условиях Советского Союза, когда хозяйствующий субъект являлся государственным предприятием, управляющим государственной собственностью, и вышестоящий орган управления также являлся одной из структур государственных органов власти, ответственность за безопасную эксплуатацию распределялась

традиционным образом по этажам управления; при этом в нормах и правилах ответственность за обеспечение безопасности определялась следующим образом (ОПБ-88):

- "п.1.1.4. "Общие положения" являются обязательными для всех министерств, ведомств, предприятий, организаций при выборе площадок, проектировании, строительстве, вводе в эксплуатацию, эксплуатации и снятии с эксплуатации атомных станций, а также при конструировании и изготовлении элементов для них".
- "п.1.2.8. Эксплуатирующая организация обеспечивает безопасность АС и несет за нее полную ответственность....".
"....ответственность эксплуатирующей организации не снимается в связи с самостоятельной деятельностью и ответственностью предприятий (организаций), выполняющих для АС работы или предоставляющих услуги, а также органов надзора и контроля".
- "п.3.1. Государственный надзор и контроль за безопасностью АС осуществляют специально уполномоченные на это Государственные органы".

Началась подготовка к созданию эксплуатирующей организации в виде хозяйственного объединения всех атомных электростанций Советского Союза. Создавшаяся после образования Минатомэнергопрома система управления атомными станциями через Главные управления аппарата Министерства не решала проблемы, так как аппарат органа Государственной власти не мог играть роль "эксплуатирующей организации".

Руководимая аппаратом Минатомэнергопрома работа на эксплуатируемых атомных станциях была сосредоточена на повышении их безопасности по урокам чернобыльской аварии. Были разработаны концепции их модернизации и план - графики поэтапных мероприятий для каждого типа энергоблоков и конкретных АЭС. Первоочередные мероприятия были практически завершены в 1991 году, что позволило убедить мировое ядерное сообщество в возможности их дальнейшей безопасной эксплуатации при выполнении более долговременных работ в намеченных направлениях.

Параллельно была сформулирована концепция дальнейшего развития атомной энергетики и ее топливного цикла, разрабатывалась детализованная стратегия такого развития.

Была развернута работа по разработке реакторных установок и атомных станций нового поколения. В качестве приоритетных были определены АЭС с водоводяными реакторами большой и средней мощности НП-1000 и НП-500. Первая разработка далее развилась в два варианта проектов АЭС мощностью 1000 Мвт.: АЭС-91 и АЭС-92. Для АЭС средней мощности были разработаны два

варианта реакторных установок: ВВЭР-640 и ВПБР-600 в петлевом и интегральном исполнении соответственно.

Велись работы по дальнейшему развитию реакторов на быстрых нейтронах и усовершенствованному варианту канального графитового реактора, свободного от органических недостатков РБМК - МКР 800.

События в стране, приведшие в конечном счете к развалу Советского Союза, побудили ряд действий по подготовке очередного преобразования управления атомной промышленностью и энергетикой.

Первоначальной побудительной причиной готовившихся преобразований был объявленный в стране переход хозяйства на рыночные отношения.

Минатомэнергопром СССР организовывал, финансировал и координировал научно-исследовательские, проектно-конструкторские, промышленно-технологические и строительно-монтажные работы в области атомной науки, техники, промышленности и энергетики, в том числе - для нужд обороны страны, а также управлял всеми предприятиями отрасли. Отрасль представляла собой замкнутый научно-производственный комплекс жестко технологически связанных предприятий по добыче урана, производству расщепляющихся материалов, изготовлению из них ядерного оружия и изделий для атомной энергетики, строительству и эксплуатации АЭС, переработке и захоронению радиоактивных отходов.

В период форсирования экономической реформы в стране отрасль находилась в сложных условиях "двойной конверсии": уменьшение производства вооружений и военной техники и резкое сокращение проектирования и строительства новых АЭС, вывода из эксплуатации части действовавших блоков, значительного уменьшения объемов добычи и переработки урана.

Переход на новые хозяйственные отношения должен был происходить при выполнении условий сохранения единого ядерно-энергетического комплекса, сложившихся хозяйственных связей и инфраструктуры.

В этих условиях в руководстве Министерства было признано, что более соответствующей рыночным отношениям организационной структурой, обеспечивающей повышение экономической заинтересованности и ответственности организаций и предприятий в результатах хозяйственной деятельности, является создание государственной корпорации (названной "АТОМ") с последующим переходом к акционерной форме собственности и создании на этой основе государственной акционерной корпорации.

Подготовительная работа началась в самом начале 1991 года и к концу года значительно продвинулась.

В структуре Корпорации среди других образований предполагалось создать Концерн по эксплуатации АЭС ("Энергоатом") и Концерн по строительству АЭС. В качестве приоритетного кандидата на руководителя концерна "Энергоатом" рассматривался директор Запорожской АЭС В.К. Бронников, однако аппарат ЦК КПСС отклонил эту кандидатуру по своим критериям.

По мере развития процесса суверенизации союзных республик и назревания развала Союза усиливался второй фактор целесообразности создания подобного хозяйственного образования.

Территориально предприятия Минатомэнергопрома СССР располагались в целом ряде республик, при этом на территории РСФСР функционировало более 70% предприятий, для обеспечения деятельности которых расходовались более 80% централизованных вложений.

В случае ликвидации государственных союзных структур управления отраслью хозяйственное объединение, превращающееся в межгосударственное хозяйственное объединение, могло создать основу сохранения технологических и хозяйственных связей предприятий, находящихся в разных республиках, сохраняя единство ядерно-энергетического комплекса. При этом для государственно-го регулирования деятельностью части предприятий, остающихся на территории российской федерации, предлагалось создать соответствующий орган государственного управления РСФСР.

Конкретно предлагалось создать в структуре государственного управления РСФСР Государственный комитет по атомной промышленности и энергетике для осуществления долговременной ядерной политики, поддержания ядерного оборонного паритета, развития фундаментальной науки, соблюдения международных обязательств и гарантий в области ядерного оружия и ядерной энергетики и т.п.

Однако со стороны руководства правительства РСФСР было проявлено резкое противодействие созданию межреспубликанского хозяйственного объединения, в результате чего последовавшей развал СССР привел к отделению от ядерного комплекса страны оставшихся 30% предприятий, в числе которых оказались практически все урано-добывающие, а также около половины АЭС.

В результате ликвидации Советского Союза прекратил свое существование Минатомэнергопром СССР, не претерпев никаких существенных преобразований.

В новом государстве - Российской Федерации - после рассмотрения различных вариантов управления ядерно-энергетическим

Комплексом (в том числе и варианта хозяйственной корпорации для не оружейной части Комплекса в сочетании с Государственным комитетом по атомной энергии, осуществляющим наряду с функциями государственного регулирования всей ядерной промышленности функции прямого управления предприятиями, связанных с ядерным оружием) было образовано Министерство Российской Федерации по атомной энергии - Минатом России. Министром был назначен Виктор Никитович Михайлов.

Работа по созданию эксплуатирующей организации атомных электростанций завершалась уже на правовой базе, сформировавшейся к тому времени в России.

Развернутый в России процесс реформ, сопровождающийся приватизацией и изменением организационных и правовых форм деятельности хозяйствующих субъектов, создал новые условия управления работой атомных станций. Наряду с другими отраслями промышленности внедрялась выборность директоров АЭС вместо их назначения вышестоящими органами управления, новые правила ведения хозяйственной деятельности, возникали новые условия и проблемы для обеспечения эффективной и безопасной эксплуатации станций.

Готовившийся в течение длительного периода Закон об использовании атомной энергии (вначале - Советского Союза, затем - России) следуя признанным подходам в обеспечении безопасности атомной энергетики также предусматривал необходимость образования эксплуатирующих организаций, осуществляющих все виды деятельности при эксплуатации АЭС и обеспечивающих всю полноту ответственности за их эксплуатацию.

В процессе длительной работы с Государственным комитетом по имуществу Минатом России пытался найти эффективную по содержанию задач и целям и приемлемую в рамках сложившейся законодательно - нормативной базы в России форму образования эксплуатирующей организации.

Активность и инициатива руководителей управляющих структур Министерства, связанных с эксплуатацией АЭС, при этом в большей мере подталкивалась не задачами создания совершенной системы управления, а довольно практическими проблемами. Материальное положение работников станций в новых условиях хозяйствования заметно повысилось, в то время как руководящие ими специалисты аппарата, являющиеся работниками Министерства, имели строго ограниченные оклады служащих, в результате чего стимулировалась высокая текучесть управленческих кадров, и трудно было обеспечить квалифицированный уровень управления со стороны министерских структур. Переход в положение

надстройки хозяйствующего субъекта мог бы кардинально изменить это несоответствие.

Исходное положение было таково, что каждая атомная станция была в соответствии с действующим порядком "Государственным предприятием".

Вариант ликвидации для атомных станций статуса самостоятельных предприятий и образование нового предприятия в виде объединения всех атомных станций был бы трудным решением и не мог быть поддержан руководством атомных станций. Придание роли эксплуатирующей организации каждой АЭС разрушало единство системы, затрудняло создание единой эксплуатационной инфраструктуры и обеспечение единой технической политики.

В результате подготовки Указа Президента, которым образованный в марте 1992 г. в рамках Минатома концерн "Росэнергоатом" был наделен полномочиями "эксплуатирующей организации" (Указ Президента Российской Федерации "Об эксплуатирующей организации атомных станций Российской Федерации" № 1055 от 7 сентября 1992 года) в конечном счете была согласована возможность исключительного решения, когда при сохранении государственных предприятий - атомных станций создавалось государственное предприятие - концерн, которое объединяло деятельность всех атомных станций под единым управлением. При этом полагалось, что разграничение полномочий между Концерном (и его администрацией) и АЭС (и их дирекцией) будет зафиксировано специальным положением, которое обеспечит подразумевавшиеся цельное функционирование всего объединения как единой структуры, несущей функции эксплуатирующей организации (т.е. Концерн представляет собой форму объединения всех атомных станций. В этом случае, в другой терминологии, атомные станции можно рассматривать как "цеха" единого "предприятия" - Концерна, которым исключительным правом указа Президента сохранены полномочия самостоятельных хозяйствующих субъектов - промышленных предприятий).

Движущей пружиной организации Росэнергоатома был Евгений Иванович Игнатенко, который позже стал Генеральным директором концерна.

Президентом Концерна был выбран Эрик Николаевич Поздышев. Эксплуатацию АЭС в концерне возглавил Борис Васильевич Антонов.

В результате многолетней работы над документом, разграничивающим полномочия станций и Концерна, эта цель была сознательно потеряна руководством Концерна, в результате определенное указом Президента государственное предприятие "Концерн

Росэнергоатом" осталось в границах управленческого аппарата Концерна. Вся дальнейшая практическая работа до исхода 2000 года велась в условиях этого противоречия между целью и формой существования Концерна.

В состав Концерна перешли из аппарата Минатома управления, обеспечивавшие различные стороны деятельности атомных станций, и в качестве самостоятельных государственных предприятий в сферу деятельности Концерна попали все действующие, строящиеся, проектируемые и законсервированные атомные станции кроме Ленинградской АЭС и предприятия и организации, обеспечивающие эксплуатацию атомных станций (формально - федеральное имущество этих государственных предприятий и организаций, закреплено за концерном "Росэнергоатом" на праве полного хозяйственного ведения), а именно:

- Научно-производственное объединение "Энергия", (в состав которого входил ВНИИАЭС),
- Производственное объединение "Союзатомтехэнерго",
- Производственное объединение "Атомэнергоремонт",
- Производственное ремонтное предприятие "Балаковотурбоатомэнергоремонт",
- Производственное ремонтное предприятие "Курсктурбатоэнергоремонт",
- Завод "Атомреммаш",
- Производственное объединение "Атомэнергоснапчасть",
- Опытный завод экспериментального и энергетического оборудования.

Ленинградская АЭС осталась за рамками Концерна как самостоятельная эксплуатирующая организация. Это стало своего рода экспериментом по опробованию двух способов образования эксплуатирующих организаций: в виде отдельных АЭС и в виде объединения АЭС. Особенность положения ЛАЭС усиливалась тем, что вся обеспечивающая инфраструктура оставалась в рамках Концерна, а слабость зарождающихся финансово - договорных отношений не гарантировала устойчивого обеспечения необходимыми услугами Ленинградской АЭС со стороны предприятий этой инфраструктуры.

Жесткая линия руководства ЛАЭС на "самостоятельность", поддержанная при принятии первичного решения министром В.Н. Михайловым, проявилась даже в том, что Ленинградская АЭС заблокировала реализацию подготовленного в дальнейшем решения о возложении на Концерн "Росэнергоатом" функций координации общей технической политики, обобщения опыта эксплуатации, обеспечения и развития научной и производственно-технической поддержки эксплуатации.

В последующие годы ЛАЭС продемонстрировала способность к самостоятельному хозяйствованию и даже проявила значительно большую ответственность и успехи в реализации мероприятий по повышению безопасности и реконструкции работающих блоков по сравнению с аналогичными энергоблоками концерна (Курская АЭС). Заслуга в этом - в первую очередь директора ЛАЭС Анатолия Павловича Еперина, который был также кандидатом на пост руководителя Росэнергоатом, но настоял на самостоятельном управлении Ленинградской АЭС.

Дальнейшие намечавшиеся к исходу 2000 года преобразования по управлению эксплуатацией атомных станций подразумевали все же создание единого энергогенерирующего комплекса (компаний), включающего все АЭС.

С самого начала создания концерна Росэнергоатом стремился расширить собственные возможности предприятия для обеспечения в полноте своей ответственности за все этапы создания и эксплуатации атомных станций, декларируемые в нормативно-правовых актах, стремясь включить в свое хозяйственное объединение и проектные организации, а также развить структуры, связанные с заказом и сооружением новых АЭС. Объективно концерну в первый период следовало сконцентрировать свое внимание и возможности на обеспечении надежной и безопасной эксплуатацией станций, тем более что предстояло выполнить большой объем работ по модернизации и улучшению показателей безопасности. Инвестиционно-строительная деятельность резко изменяет центры внимания.

Тем не менее обозначенная естественная тенденция развивалась, и к концу 90-х годов в структуре концерна появились достаточно развитые подразделения, способные поддерживать выполнение функции "заказчика" новых объектов атомной энергетики (подразделения капитального строительства, инвестиций, перспективного планирования и развития). В июне 1997 года были также созданы Проектно-конструкторский филиал Концерна и Технологический филиал, которые стали перемещать центр принятия проектных и конструкторских решений для вновь разрабатываемых атомных станций к эксплуатирующей организации - заказчику (заместителем Генерального директора концерна по проектно-конструкторским работам был назначен Михаил Фалеевич Рогов, перешедший из ОКБ Гидропресс).

Во вновь созданном Министерстве по атомной энергии России при распределении обязанностей в руководстве в апреле 1992 года различные вопросы, связанные развитием атомной энергетики, строительством и эксплуатацией атомных станций и изготовлением

для них оборудования и др. попали под контроль различных заместителей министра. Для координации действий подразделений Министерства, формирования и проведения согласованной технической политики в области атомной энергетики, оперативного решения вопросов управления и подготовки стратегических решений в этой области в ноябре 1992г была образована Комиссия по атомной энергетике под председательством заместителя министра В.А. Сидоренко, куда вошли еще два заместителя министра - А.Г. Мешков и Е.А. Решетников и руководители ряда Главных управлений, управлений, комитетов и концернов - Н.И. Ермаков, А.Л. Лапшин, В.А. Губанов, Е.И. Микерин, В.М. Трунов, Э.Н. Поздышев, Б.В. Антонов, Л.Д. Проскуряков. Комиссия работала до назначения (23.09.1993 года) первым заместителем министра Рябева Льва Дмитриевича, которому была поручена координация всех вопросов атомной энергетики. В период своей работы Комиссия рассмотрела и приняла решения по вопросам, перечисленным в "Приложении 3".

Важными правовыми и организующими документами, связанными с управлением атомной энергетикой, которые были подготовлены Минатомом России или с его определяющим участием в последующие годы были:

- Международная "Конвенция по ядерной безопасности", подписанная правительством России в МАГАТЭ в 1994 году.
- Федеральный закон "Об использовании атомной энергии" принятый Государственной думой 20 октября 1995 года.
- Стратегия развития атомной энергетики в рамках долгосрочной комплексной государственной топливно-энергетической программы Российской Федерации на период до 2010 года "Энергетическая стратегия России". Принята решением Коллегии Минатома в 1992 году и одобренная НТС Минатома в 1994 году.
- Программа развития атомной энергетики Российской Федерации на 1998-2005 годы и на период до 2010 года, утвержденная Постановлением Правительства РФ от 21 июля 1998 года, № 815.

Структурно-организационная политика, направленная на образование на базе предприятий Минатома хозяйственного объединения в условиях конца 90-х годов (в новой терминологии - Корпорация "Атомпром") была активизирована новым руководством министерства - Евгением Олеговичем Адамовым (назначен министром в 1998 году). Целевые послышки для этого стали иными, но близкими по конечным целям отрасли: сосредоточить в новых финансово-хозяйственных условиях существования отрасли все группы предприятий, производящих продукцию, имеющую спрос и приносящую прибыль, в едином промышленном объединении

("консолидированные ресурсы") для обеспечения устойчивости и конкурентности на внутреннем и внешнем рынках.

* * *

Утвержденные планы развития атомной энергетики Советского Союза и содействия в сооружении атомных станций за рубежом существенно расширяли круг организаций и предприятий, различных ведомств, вовлекаемых в эту область научно-технической и хозяйственной деятельности. При этом важно было выработать скоординированную научно-техническую политику и обеспечить ее выполнение при разработке, создании и эксплуатации атомных станций и оборудования для них.

Одним из важных решений в обеспечение указанной задачи явилось создание Межведомственного технического совета по атомным электростанциям (МВТС) при Министерстве среднего машиностроения СССР, учрежденного в соответствии с постановлением Совета Министров СССР от 16.09.71 № 684-200*. Особо следует подчеркнуть, что Совет наделялся правом принимать решения, исполнение которых было обязательным для всех министерств и их предприятий. Председателем МВТС был утвержден академик А.П. Александров, ученым секретарем был назначен Е.П. Ананьев, которого в 1982 г. сменил Ю.В. Марков. В состав МВТС входили первые руководители ведущих министерств - Минсредмаша, Минэнерго, Минтяжмаша (Минэнергомаша), Минхиммаша, Минэлектротехпрома, Минздрава, отдела энергетики Госплана СССР, Академии Наук СССР и ряда других организаций, руководители научно-исследовательских (ИАЭ, ФЭИ, НИИАР, ВНИИ неорганических материалов, ЦНИИ "Прометей", ВТИ им.Ф.Э. Дзержинского, ЦКТИ им. Ползунова, ЦНИИТМАШа, института Биофизики), конструкторских (ОКБ Машиностроения, ОКБ "Гидропресс", НИКИЭТ), проектных организаций - институт "Теплоэлектропроект" ("Атомэнергопроект"), ВНИПИЭТ, промышленных предприятий-изготовителей основного оборудования (Ижорского, Подольского машиностроительного,

Харьковского турбинного заводов), ведущие ученые и специалисты в области атомной энергетики и смежных с ней областей науки, техники и производства. Этот неполный список организаций уже дает представление о широте вовлечения научно-технического и промышленного потенциала страны в решение проблемы атомной энергетики, одновременно требующего определенной

* *Материал по МВТС подготовлен Ю.В. Марковым*

координации действий в разрешении возникающих задач принципиального характера.

Организационное и техническое обеспечение функционирования МВТС было возложено на структурное подразделение Минсредмаша, специально предназначенное для организации работы отраслевого Научно-технического совета (НТС), имевшего в своем составе тематические секции, в совокупности охватывающие практически весь спектр подотраслей атомно-энергетического комплекса. Таким образом, работа МВТС в значительной степени могла опираться на выводы и рекомендации НТС Минсредмаша, ответственного в стране за техническую политику в области развития и безопасного использования ядерной энергии. Так, например, секция № 1 НТС Минсредмаша 20.02.70 рассмотрела первую редакцию и 01.11.72 одобрила "Общие положения обеспечения безопасности атомных электростанций при проектировании, строительстве и эксплуатации" (ОПБ-73), которые были вынесены на рассмотрение МВТС 20.11.72 и с учетом внесенных поправок 19.02.73 им приняты. В 1975 году проходила дискуссия о мерах безопасности АЭС с ВВЭР-440 (так называемая "проблема В-230/В-213", связанная с отказом от проекта В-230 и переходом на модернизированный В-213). МВТС своим постановлением от 19.01.76 положил конец "разброду в умах", приняв принципиально важное для дальнейшего развития атомной энергетики решение об оснащении АЭС защитной оболочкой, рассчитанной на локализацию аварии с мгновенным разрывом главного циркуляционного трубопровода реакторной установки (проект В-213).

В приложении № 1 приведен перечень вопросов, рассмотренных Советом за весь период его существования.

Межведомственному техническому совету по атомным электростанциям после аварии на Чернобыльской АЭС в 1986 году ЦК КПСС и Правительство выразили недоверие в связи с упущениями при рассмотрении обращения секретаря ЦК КПСС Долгих В.И. (по докладной записке заместителя заведующего Отделом машиностроения ЦК КПСС Вольского А.И.) на недостатки в работе АЭС с РБМК-1000 (заседания МВТС 13 и 27 июня, 18 июля и 19 декабря 1983 года). Постановлением ЦК КПСС и Совета Министров СССР от 16.08.86 № 986-280 МВТС был выведен из Минсредмаша и упразднен. Этим же Постановлением при Госкомитете по науке и технике СССР был образован Межведомственный научно-технический совет по вопросам атомной энергетики (МВНТС) с теми же задачами и полномочиями, что и МВТС, однако в 1988 году (постановление Совета Министров СССР от 08.02.88. № 165-43) он был передан в

ведение Бюро Совета Министров СССР по топливно-энергетическому комплексу. Председателем нового Совета при Бюро по ТЭК был утвержден Сидоренко В.А., ученым секретарем назначен А.М. Букринский. В конце 1989 года организационно-техническое обеспечение деятельности МВНТС было возложено на Минсредмаш и ученым секретарем был назначен Ю.В. Марков. 30.11.90 Межведомственный научно-технический совет по вопросам атомной энергетики провел свое последнее заседание и самораспустился в связи с распадом Советского Союза и переустройством государства.

Имея в виду большие полномочия междуведомственного совета, интересно проследить как формировался его персональный состав. В приложении №2 приведены списки членов первого состава и последнего состава Совета.

Свою специфическую роль в создании и контроле деятельности управляющих структур атомной отрасли Советского Союза всегда играл аппарат ЦК КПСС. Традиционно эти подразделения находились в отделах, контролирующих военно-промышленный комплекс. Атомная энергетика присутствовала здесь как часть атомного комплекса.

В 1979 году в отделе машиностроения аппарата ЦК КПСС был создан сектор по атомной энергетике. Руководил этим сектором Владимир Васильевич Марьин до 1988 года, когда в аппарате ЦК были ликвидированы отраслевые отделы, и В.В. Марьин был назначен первым заместителем по вопросам атомной энергетики Председателя Бюро Совета Министров по топливно-энергетическому комплексу. Председателем Бюро был в то время заместитель Председателя СМ СССР Борис Евдокимович Щербина, а после его кончины в 1989 году в этой должности работал Л.Д. Рябев, вплоть до развала СССР.

Приложение 1

I. Вопросы, рассмотренные МВТС при Минсредмаше (1972 - 1986 годы).

1972 год

1. 03.04.72 Утверждение плана работы МВТС на 1973 г. и о порядке работы МВТС.
2. 11.05.72 О пуско-наладочных работах на 3-м блоке НВАЭС и мероприятиях по головному и серийным образцам реактора ВВЭР-440.
3. 25.09.72 Об основных принципиальных решениях, принятых в техническом проекте АЭС 5-го блока НВАЭС.
4. 20.11.72 Общие положения обеспечения безопасности АЭС при проектировании, строительстве и эксплуатации
5. 20.11.72 О недостатках при изготовлении оборудования первого контура АЭС и мерах по обеспечению качества изготовления.

1973 год

6. 19.02.73 Общие положения обеспечения безопасности при проектировании, строительстве и эксплуатации атомных электростанций (временные) и предложения по критериям безопасности.
7. 19.02.73 О мерах по обеспечению высокого качества работ при изготовлении и монтаже оборудования атомных электростанций.
8. 04.05.73 Технический проект турбины на насыщенном паре мощностью 500 МВт на 1500 об/мин.
9. 04.05.73 Основные принципиальные решения, принятые в техническом проекте на строительство Челябинской АЭС с реактором РБМК-1000.
10. 08.10.73 Разработка стали для корпуса установки ВВЭР-1000
11. 08.10.73 Разработка принципиальной технологии изготовления корпуса установки ВВЭР-1000.
12. 31.10.73 О системе локализации последствий аварий на атомных реакторах типа ВВЭР-440 (гидроемкости, башня локализации)

1974 год

13. 14.01.74 О состоянии производства оборудования первого контура АЭС США.
14. 14.01.74 План по разработке методов и средств дистанционного неразрушающего контроля металла АЭС с реакторами ВВЭР в условиях эксплуатации.
15. 14.01.74 О состоянии разработки системы неразрушающего контроля при изготовлении корпуса реактора ВВЭР-1000
16. 26.02.74 О проекте турбины мощностью 750 МВт со скоростью вращения 3000 об/мин.
17. 24.06.74 О проекте программы развития атомной энергетики в период 1975-1980 гг. и предложения на период 1990-2000 гг. (образована комиссия для подготовки вопроса).

18. 30.09.74 Роль и значение аустенитной наплавки на внутренней поверхности корпусов реакторов стационарных АЭС.
19. 30.09.74 О состоянии проектирования и изготовления корпуса реактора ВВЭР-1000.
20. 12.12.74 О 9-ой конференции МИРЭК.
21. 12.12.74 О радиационной безопасности АЭС.

1975 год

22. 23.06.75 ТЭО Друкшайской АЭС с реактором РБМК-1500.
23. 21.07.75 О проекте развития атомной энергетики и типах АЭС в период 1980-1990 гг.

1976 год

24. 19.01.76 О возможных сроках создания АЭС на базе реакторов В-500 и В-1000.
25. 19.01.76 О мерах безопасности в проектах реакторов В-230 (о переходе с проекта В-213 на модернизированный В-230).
26. 29.06.76 О работе АЭС Минэнерго СССР в 1974-1975 гг.
27. 29.06.76 Итоги пуска и эксплуатации Ленинградской АЭС. (отмечено: "При уменьшении количества ДП по мере выгорания ТВЭЛ система СУЗ недостаточна для автоматического регулирования реактора").
28. 27.09.76 О научно-техническом и организационном руководстве эксплуатацией АЭС Минэнерго СССР.

1977 год

29. 21.02.77 Проектные решения по обеспечению безопасности действующих блоков ВВЭР-440 и мероприятия по Нововоронежской АЭС.
30. 21.03.77 О предложениях по улучшению конструкции действующих парогенераторов для ВВЭР-440.
31. 21.03.77 О работах по вертикальному ПГ для В-1000.
32. 28.07.77 О состоянии изготовления реактора и парогенераторов В-1000 для 5-го блока НВАЭС.
33. 05.12.77 О возможности применения стали перлитного класса и АС-9 на АЭС и водном режиме.

1978 год

34. 27.02.78 О строительстве АЭС в сейсмических районах СССР и в Республике Куба. (решение: "Считать возможным вести строительство в районах с сейсмичностью до 8 баллов по кале MSK").
35. 27.02.78 О нецелесообразности размещения промышленных предприятий, организаций и жилпоселков, не имеющих отношения к АЭС, вблизи АЭС (предложение Бурназяна, решение: "Признать нецелесообразным размещение вблизи АЭС указанных объектов". Доложено в ЦК КПСС за подписями Александрова, Славского, Непорожного, Бурназяна. Поручение: "МВТС рассмотреть вопрос о необходимости ограничения численности населения в районе размещения АЭС в целях уменьшения риска облучения больших контингентов населения в случае возникновения радиационных аварий).

36. 27.03.78 Об унификации оборудования АЭС на период 1980-1990 гг.
37. 27.03.78 Предложение Минэнерго о доведении мощности 1 блока Армянской АЭС до 90% номинальной.
38. 19.06.78 Дополнительные требования по безопасности атомных источников энергоснабжения. (решение: дополнить ОПБ требованиями к АТЭЦ и АСТ)
39. 19.06.78 Сообщение комиссии МВТС, назначенной решением от 27.03.78 в связи с докладом Минэнерго СССР "О закреплении основного оборудования на АЭС до 1990г." (решение: "С целью унификации АЭС с реакторами РБМК-1000 для 3-х очередей Курской и Чернобыльской и 2-й очереди Смоленской АЭС применить проекты и оборудование предшествующих Очередей").
40. 30.10.78 О проблемах транспортировки и переработки твэлов и захоронении радиоактивных отходов.
41. 25.12.78 О выполнении важнейших решений МВТС за 1976-1978 гг.
42. 25.12.78 Состояние разработки системы контроля металла ЯППУ во время эксплуатации.

1979 год

43. 29.01.79 О технологии изготовления отдельных ответственных узлов оборудования АЭС с ВВЭР.
44. 02.04.79 О состоянии коллекторов ПГВ-4 реакторной установки В-440.
45. 02.04.79 О результатах экспериментов по малоцикловой усталости высоконикелевой наплавки на коллекторе ПГВ-440.
46. 02.04.79 О состоянии СУЗ 5-го блока НВАЭС.
47. 02.04.79 Об изменении в реакторе бл. N1 Южно-Украинской АЭС (переход с 49 на 61 СУЗ).
48. 02.04.79 Решение секции № 1 НТС ГКАЭ по техническому проекту АСТ-500 (разработчик ОКБМ).
49. 11.06.79 Мероприятия по обеспечению отвода тепловыделений активной зоны реактора ВВЭР-440, разработанные в соответствии с поручением МВТС от 21.02.77 (решением предложено продолжить работы по анализу аварий с разрывом трубопроводов Ду-200). О гелиометрических исследованиях площадок АЭС.
50. 26.07.79 О качестве антикоррозийной наплавки корпуса реактора Ловииза-2.
51. 22.11.79 О состоянии внедрения на АЭС с реакторами РБМК углеродистых сталей перлитного класса и других безникелевых сталей и о водном режиме.
52. 22.11.79 Первые итоги полугодовой эксплуатации ВК-50 на кислородном ВХР и состояние после 100 тыс. час эксплуатации.
53. 22.11.79 О проекте АСТ-500 ВНИИАМ и Ижорского завода, рассмотренном на секции № 1 НТС ГКАЭ.
54. 22.11.79 Об изготовлении оборудования для бл. №1 Калининской АЭС.

1980 год

55. 28.01.80 Основные технические решения по проектированию Игналинской АЭС с энергоблоками РБМК-1500 (о технических требованиях к унифицированному проекту энергоблока с реактором РБМК-1500).
56. 28.01.80 О решении секции № 1 по реактору ВК-500 для АТЭЦ.
57. 21.04.80 О работоспособности корпуса реактора АЭС Ловиза-2 с учетом полученных финскими специалистами результатов по радиационной стойкости корпусной стали АЭС Ловиза-1 (решение об установке 36 экранных кассет, повышении температуры воды в САОЗ и баках охлаждающей воды).
58. 21.04.80 Работы по корректировке ТУ на корпус и материалы ВВЭР.
59. 30.06.80 Опыт эксплуатации и перспективы дальнейшей работы энергоблоков с реакторами АМБ БАЭС. (решение: дальнейшую эксплуатацию энергоблока №1 БАЭС прекратить, реконструкцию считать нецелесообразной).
60. 01.12.80 О пуске первого блока Ровенской АЭС.
60. 01.12.80 Об организации экспертизы проектов АЭС по защите окружающей среды.

1981 год

62. 16.02.81 Комплексная программа работ по обоснованию работоспособности корпусных материалов и по оценке надежности элементов корпусов ВВЭР.
63. 06.04.81 О состоянии и мерах по дальнейшему совершенствованию подготовки специалистов по атомным электростанциям.
64. 06.04.81 Об обеспечении новым оборудованием АЭС.
65. 06.04.81 О порядке ввода Ровенской АЭС на полную мощность (ВВЭР-440).
66. 25.05.81 О состоянии отработки конструкции и изготовлении крупных насосов для АЭС.
67. 25.05.81 Технический проект дополнительного хранилища ТВС для АЭС "Козлодуй" (рекомендован для всех АЭС в качестве типового).
68. 25.05.81 О системе перегрузки твэлов установки АСТ-500 для Горьковской и Воронежской АСТ.
69. 19.10.81 УВС Игналинской АЭС (Комплекс-Титан).
70. 19.10.81 О состоянии работ по внедрению тренажеров на энергетических установках АЭС.
71. 14.12.81 О работах по гелиометрическим исследованиям в районах АЭС.
72. 14.12.81 Итоги пуска и эксплуатации АЭС с реактором БН-600.

1982 год

73. 22.02.82 Комплекс работ в обеспечение надежной эксплуатации парогенераторов ПГВ-440.
74. 15.03.82 Состояние с обезвреживанием радиоактивных отходов на АЭС, радиационная обстановка в районах расположения АЭС и местах захоронения отходов.

75. 05.04.82 О мерах по обеспечению ресурса корпусов реакторов ВВЭР-440.
76. 03.05.82 Предложение Харьковского турбинного завода о паровой турбине мощностью 500 МВт для энергоблока РБМК-1000.
77. 03.05.82 Информация о выставке Нуклекс-81.
78. 18.10.82 О некоторых вопросах по результатам пуско-наладочных работ на Южно-Украинской АЭС.
79. 06.12.82 О результатах работы комиссии по Чернобыльской и Армянской АЭС и мерах по возобновлению надежной работы энергоблоков этих АЭС.
80. 27.12.82 О восстановлении блока № 1 Армянской АЭС.
81. 27.12.82 О новых разработках расходомеров для технологических каналов РБМК.
82. 27.12.82 О результатах проверки состояния сварных швов главного циркуляционного контура блока № 1 Южно-Украинской АЭС и мерах по обеспечению заданного качества швов на монтаже.

1983 год

83. 24.01.83 О восстановлении блока № 1 Армянской АЭС (рассмотрение по поручению МВТС от. 27.12.82).
84. 24.01.83 Доклад комиссии МВТС по вопросам разработки и создания АСУТП АЭС (поручение МВТС от 18.10.82).
85. 21.03.83 Рассмотрение проектных материалов по основным техническим и компоновочным решениям унифицированных проектов энергоблоков РБМК-1000 и ВВЭР-1000.
86. 21.03.83 О соблюдении проектных решений в ходе строительства Игналинской, Кольской, Чернобыльской, Калининской и Запорожской АЭС.
87. 04.04.83 Техническое совещание при председателе МВТС по плану размещения АС до 2000г (вопросы экологической нагрузки).
88. 13.06.83 О недостатках в работе АЭС с РБМК-1000 и повышении надежности этих АЭС (в свете письма ЦК КПСС (Долгих В.И.) по записке зам.зав. Отделом машиностроения ЦК КПСС Вольского А.И.)
89. 27.06.83 Доклад комиссии МВТС по результатам рассмотрения проектных материалов по основным техническим и компоновочным решениям унифицированных проектов энергоблоков РБМК-1000 (поручение МВТС от 21.03.81).
90. 27.06.83 О состоянии работ по созданию быстроходного турбопитательного насосного агрегата для реакторов ВВЭР-1000 и РБМК-1500.
91. 27.06.83 Информация о плане работ по разработке проекта реакторной установки ВВЭР-1500 и ее основного оборудования.
92. 27.06.83 Информация о результатах исследования причин разрушения ротора ЦНД турбины К-500-65/3000 (ст. № 6) Ленинградской АС.

93. 27.06.83 Принятие текста решения МВТС по заседанию 13.06.83.
94. 18.07.83 Рассмотрение разработанных Минэнерго СССР мероприятий по обеспечению надежной эксплуатации и устойчивости зданий и сооружений блоков № 1, 2 и 3 Ровенской АЭС в связи выявленными неблагоприятными геологическими условиями площадки АЭС.
95. 18.07.83 О целесообразности продолжения строительства Костромской АЭС с реактором РБМК-1500 на выбранной площадке по условиям сейсмичности.
96. 18.07.83 О ходе работ по УВС РБМК-1000 2-й очереди Смоленской и 3-й очереди Курской АЭС.
97. 19.12.83 О ходе выполнения решения МВТС от 13.06.83 по вопросам повышения надежности работы АЭС с реакторами РБМК-1000.
98. 19.12.83 О сейсмодатчиках для применения в системах контроля АЭС (предложения НПО "Квант").
99. 19.12.83 О типе турбин для энергоблоков БН-800.
100. 19.12.83 Отчет комиссии по проверке выполнения решений МВТС за второе полугодие 1980-1982 гг.

1984 год

101. 05.03.84 Ход внедрения системы "Комплекс-Титан" на блоке №1 Игналинской АЭС.
102. 05.03.84 Заключение комиссии МВТС по разработанным ПОАТ "Харьковский турбинный завод" предложениям по удешевлению оборудования машзала с турбинами К-1000-60/1500-3.
103. 05.03.84 Организационные вопросы (образована комиссия по подготовке МВТС о мерах по повышению безопасности эксплуатируемых АЭС, рассмотренных 28.12.84).
104. 24.05.84 Мероприятия по повышению безопасности атомных электростанций.
105. 24.05.84 Информация о результатах рассмотрения причин повреждения роторов турбин К-500-65/3000.
106. 24.05.84 Информация о ходе выполнения решений МВТС.
107. 29.10.84 О ходе работ по АСУТП блока № 1 Запорожской АЭС и мерах по устранению выявленных недостатков в аналогичных системах последующих энергоблоков ВВЭР-1000.
108. 28.12.84 О мерах по повышению безопасности АЭС, технический уровень систем безопасности которых не в полной мере удовлетворяет требованиям действующих в СССР норм и правил в атомной энергетике (во исполнение постановления Совета Министров СССР от 14.07.83 № 665-210).

1985 год

109. 25.03.85 О состоянии работ по использованию огнестойких жидкостей в системах смазки, уплотнения и регулирования турбин, генераторов и насосного оборудования АЭС.

- 110. 25.03.85 О ходе выполнения "Комплексной программы работ по обоснованию работоспособности корпусных материалов и по оценке надежности элементов корпусов ВВЭР".
- 111. 03.06.85 Сводный перечень и план разработки правил и норм в области атомной энергетики.
- 112. 03.06.85 Технический проект энергоблока РБМК-1500, унифицированный для 2-й очереди Игналинской и Костромской АЭС.
- 113. 15.07.85 О типах систем автоматизации, устанавливаемых на атомных электростанциях, строящихся в СССР и за рубежом при техническом содействии СССР.

1986 год

- 114. 10.02.86 О возможности возобновления эксплуатации и использования в научно-исследовательских целях блока № 1 Нововоронежской АЭС.
- 115. 10.02.86 О результатах ввода и эксплуатации энергоблоков Запорожской АЭС (итоги работ, проведенных во исполнение решения МВТС от 15.07.84)
- 116. 06.01.86 Дополнения к проекту "Программы развития ядерной энергетики на период до 2000г. и создания основ термо-ядерной энергетики"
- 117. 07.04.86 Опыт внедрения в атомной энергетике безникелиевой коррозионностойкой стали 08Х14МФ и состояние работ по стали аустенитного класса типа АС.
- 118. 07.04.86 Утверждение перечня правил и норм в области атомной энергетики, подлежащих согласованию с МВТС в соответствии с постановлением Совета Министров СССР от 14.07.83.
- 119. 02.06.86 Результаты анализа аварии на блоке № 4 Чернобыльской АЭС 26.04.86.
- 120. 17.06.86 Вопросы установления причин возникновения и развития аварии 26.04.86 на энергоблоке № 4 Чернобыльской АЭС и выработка мер по повышению безопасности реакторов РБМК.
- 121. 14.08.86 Об объеме реконструкции энергоблоков Армянской АЭС.
- 122. 21.09.86 Заседание МВТС (совещание при Президенте Академии Наук СССР) по комплексной проверке систем и оборудования и готовности блока № 1 ЧАЭС к пуску (г.Чернобыль).

II. Вопросы, рассмотренные МВНТС при Бюро СМ СССР по топливно-энергетическому комплексу (1988 - 1990 годы).

1988 год

- 1*. 10 марта 1988 г. О повышении технического уровня, надежности и ресурса работы арматуры атомных станций.
- 2*. 10 марта 1988 г. О контроле за выполнением решений МВНТС по "сводным мероприятиям по повышению надежности действующих и сооружаемых атомных станций с реакторами РБМК".
3. 13 октября 1988 г. Об уточнении сейсмичности площадки расположения Армянской АЭС с учетом землетрясения, происшедшего 7 декабря 1988 г., и разработке мероприятий по повышению безопасности этой АЭС.
4. 29 декабря 1988 г. О состоянии Армянской АЭС и ее дальнейшей работе в связи со Спитакским землетрясением 7 декабря 1988 г.

Ниже приводится решение МВНТС по этому вопросу.

Межведомственный научно-технический совет РЕШИЛ:

1. Считать необходимым остановить энергоблоки Армянской АЭС не позднее 31 марта 1989 г.
2. Минатомэнерго СССР, АН СССР, АН Армянской ССР организовать наблюдения комплексных сейсмологических, геофизических и гидрогеохимических процессов в районе АЭС. Минатомэнерго СССР обеспечить экстренную остановку Армянской АЭС до указанного в п.1 срока в случае появления сейсмической активности в южном очаге района АЭС.
3. Минатомэнерго СССР в январе 1989 г. осуществить первоочередные мероприятия (по приложению 3) по повышению сейсмостойкости элементов АЭС, не удовлетворяющих новым "Нормам проектирования сейсмостойких атомных станций", включая обеспечение надежного расхолаживания, и в августе 1989 г. - полное завершение всех мероприятий, обеспечивающих безопасность Армянской АЭС в режиме выдержки топлива. Обеспечить форсирование вывоза отработанного топлива с Армянской АЭС. В начале февраля рассмотреть результаты реализации первоочередных мероприятий на заседании Межведомственного научно-технического совета.
4. Минатомэнерго СССР согласовать с Госатомэкспертнадзором СССР и осуществить организационно-технические мероприятия по обеспечению безопасной эксплуатации Армянской АЭС в рабочем режиме и в режиме выдержки ядерного топлива соответственно до 15 января и до 1 апреля 1989 г.

Данное решение поддержали 27 членов Совета. Два члена Совета, не присутствовавших на заседании, к нему присоединились.

* Заседание происходило в составе Совета под председательством А.П.Александрова.)

Члены Совета Минаев Е.В. и Сергеев Г.В. выступили за немедленную остановку энергоблоков Армянской АЭС К ним присоединился не присутствовавший на заседании член Совета Субботин В.И.

Члены Совета Бронников В.К. и Елерин А.П. высказались за продолжение эксплуатации при условии проверки и обеспечения готовности персонала Армянской АЭС к дальнейшей ее работе (приложение 9 и 10).

Член Совета Малышев В.М. высказался за продолжение эксплуатации обеих энергоблоков Армянской АЭС в соответствии с п.1 данного решения только после поочередной остановки блоков для проведения инспекций при условии получения положительных результатов этих инспекций, или после устранения замечаний.

6 января 1989 г. было выпущено Постановление СМ СССР №15 об остановке Армянской АЭС.

1989 год

5. 01 февраля 1989 г. О повышении надежности и обеспечении эксплуатационного и 07 февраля 1989 г. ресурса парогенератора ПГВ-1000.
6. 01 февраля 1989 г. О выполнении решений МВНТС по обеспечению безопасности Армянской АЭС от 29.12.88.
7. 14 сентября 1989 г. Концепция реконструкции энергоблоков первых поколений и 05 октября 1989 г. АЭС с реакторами ВВЭР-440 (на базе принятых ранее решений и выполненных проектных работ).
8. 30 ноября 1989 г. О результатах разработки проекта АЭС-88 и внедрении основных технических решений этого проекта по ослаблению запроектных аварий АЭС с ВВЭР-1000.
9. 30 ноября 1989 г. Предложение НПО ЦКТИ по разработке ЯППУ с ВВЭР и с естественной циркуляцией теплоносителя первого контура.

1990 год

10. 10 мая 1990 г. Альтернативные проекты парогенераторов АЭС с ВВЭР-1000.
11. 17 мая 1990 г. О рекомендациях по уровню мощности и компенсирующим мероприятиям для энергоблоков РБМК-1000 первого поколения.
12. 21 июня 1990 г. Основные направления реконструкции энергоблоков АЭС с реакторами РБМК-1000 первого поколения.
13. 30 ноября 1990 г. О возможности неконтролируемого быстропротекающего разрушения коллектора парогенератора ПГВ-1000.

Приложение 2

СОСТАВ

Межведомственного технического совета по атомным электростанциям при Министерстве среднего машиностроения СССР.

(Первый состав Совета)

Председатель МВТС

Александров А.П. - Директор ИАЭ им. И.В. Курчатова

Заместители председателя МВТС

Семенов Н.А. - 1-ый заместитель Министра среднего машиностроения СССР
Первухин М.К. - Член коллегии Государственного планового комитета СССР
Максимов А.И. - Заместитель Министра энергетики и электрификации СССР

Члены МВТС

Алексенко Г.В. - 1-ый Зам. Председателя ГКНТ СССР
Белов В.А. - Главный инженер Ижорского завода
Бочвар А.А. - Директор ВНИИМ
Боровой А.А. - Зам. Председателя Госстроя СССР
Бурназян А.И. - 1-ый Зам. министра Минздрава СССР
Буше Н.А. - Начальник ГУ Минхимнефтемаша СССР
Вороновский Г.В. - 1-ый Зам. Министра Минэлектротехпрома СССР
Гордеев А.А. - Директор Горьковского машиностроительного завода Григорьянц А.Н. - Начальник Главатомэнерго Минэнерго СССР
Доллежалъ Н.А. - Директор НИКИЭТ
Дорошук В.С. - Директор ВТИ
Елецкий С.А. - Главный инженер ЗиО
Жигалин В.Ф. - Министр тяжелого, энергетического и транспортного машиностроения СССР
Зелевинский Г.С. - Главный специалист Госплана СССР
Зорев Н.И. - Директор ЦНИИТМАШа
Зубенко В.М. - 1-ый зам. Председателя Госгортехнадзора СССР
Карибский В.В. - 1-ый Зам. Министра Минприбора СССР
Косяк Ю.Ф. - Главный конструктор ХТГЗ
Красин А.К. - Директор института энергетики АН БССР
Кротов В.В. - 1-ый Зам. Министра Минтяжмаша СССР
Лаврененко К.Д. - Нач. отдела ГКНТ СССР
Лейпунский А.И. - Научный руководитель ФЭИ
Лобанов В.М. - Нач. управления Минтяжмаша СССР
Марков Н.М. - Директор ЦКТИ
Матвеев А.Н. - Директор ГСПИ МСМ
Мешков А.Г. - Начальник ГУ МСМ

Митенков Ф.М.	- Директор ОКБМ
Некрасов А.М.	- Нач. отдела Госплана СССР
Овчинников Ф.Я.	- Директор НВАЭС
Петросьянц А.М.	- Председатель ГК ИАЭ
Руцкой А.Г.	- 1-ый Зам. Министра Минхимнефемаша СССР
Сапир И.Л.	- Главный инженер Гидропроекта
Сирый П.О.	- Зам. Министра Минтяжмаша СССР
Славский Е.П.	- Министр среднего Машиностроения СССР
Соболев Ю.В.	- Гл. технолог Ижорского завода
Стекольников В.В.	- Директор ОКБ ГП
Стырикович М.А.	- Академик-секретарь отделения АН СССР
Сухов А.Б.	- Зам. Главного инженера ТЭП
Финогеев В.П.	- 1-ый зам. Министра Миноборонпрома СССР
Царев В.П.	- Начальник ГУ Миноборопрома СССР

Ученый секретарь МВТС

Ананьев Е.П.

28 мая 1976 года в связи с рядом организационных и кадровых изменений (разделение Министерства тяжелого, энергетического и транспортного машиностроения на Министерство энергетического машиностроения и Министерство тяжелого и транспортного машиностроения, избрание А.П. Александрова Президентом АН СССР и др. назначения) были произведены изменения в составе МНТС:

Исключены из состава МВТС:

Белов Д.А.
Вороновский Г.В.
Григорьянц А.Н.
Елецкий С.А.
Жигалин Д.Ф.
Зелевинский Г.С.
Лейпунский А.И.
Лобанов В.М.
Сирый П.О.

Введены в состав МВТС:

Борушко В.С.	- зам. министра Минэлектротехпрома СССР
Величко В.М.	- 1-ый зам. Министра Минэнергомаша СССР
Горынин И.В.	- Директор ЦНИИ "Прометей"
Казачковский О.Д.	- Директор ФЭИ
Котов Ю.В.	- зам. Министра Минэнергомаша СССР
Непорожний П.С.	- Министр энергетики и электрификации СССР
Платов В.П.	- нач. ГУ Минэнергомаша СССР
Поставалов А.С.	- председатель Техпромэкспорта ГКЭС СССР
Сидоренко В.А.	- Директор отделения ИАЭ им. И.В. Курчатова
Субботин В.И.	- Директор НПО "Энергия" Минэнерго СССР
Фадеев Е.А.	- Гл. инженер ЗиО
Черепанов П.З.	- Начальник ЦКБМ

СОСТАВ

Межведомственного научно-технического совета по вопросам атомной энергетики при Бюро Совета Министров СССР по топливно-энергетическому комплексу

(Последний состав Совета. Утвержден Распоряжением СМ СССР
6 июля 1990 г.)

Председатель Совета

Сидоренко В.А. - первый заместитель Министра атомной энергетики и промышленности СССР, член-корреспондент АН СССР

Заместители председателя Совета

Митенков Ф.М. - директор Опытного конструкторского бюро машиностроения Минатомэнергопрома СССР, член-корр. АН СССР

Пономарев-Степной Н.Н. - первый заместитель директора Института атомной энергии им. И.В. Курчатова Минатомэнергопрома СССР, академик

Субботин В.И. - член Президиума АН СССР, академик

Члены Совета

Абагян А.А. - директор Всесоюзного научно-исследовательско-гоинститут по эксплуатации атомных электростанций Минатомэнергопрома СССР

Адамов Е.О. - директор Научно-исследовательского и конструкторского института энерготехники Минатомэнергопрома СССР

Александров В.А. - заместитель Министра тяжелого машиностроения СССР

Беляев А.И. - первый заместитель председателя Госпроматомнадзора СССР

Большов Л.А. - заместитель директора Института проблем безопасности развития атомной энергетики АН СССР

Бронников В.К. - директор Запорожской АЭС Минатомэнергопрома СССР

Букринский А.М. - начальник отдела НТЦ по безопасности атомной энергетики ГПАН СССР

Булдаков Л.А. - заместитель директора Института биофизики Минздрава СССР

Гребенников В.Н. - главный конструктор Подольского машиностроительного завода им. Орджоникидзе Минтяжмаша СССР

Доброхотов В.И. - начальник отдела ГКНТ СССР

Долганов А.В. - заместитель Министра электротехнической промышленности и приборостроения СССР

- | | |
|--------------------|---|
| Елецкий С.А. | - главный конструктор специального конструкторского бюро производственного объединения "Атоммаш" Минатомэнергопрома СССР |
| Еперин А.Н. | - директор Ленинградской АЭС Минатомэнергопрома СССР |
| Ермаков Н.И. | - начальник Главного управления Минатомэнергопрома СССР |
| Звездин Ю.И. | - генеральный директор научно-производственного объединения "ЦНИИТмаш" Минтяжмаша СССР |
| Игнатов В.А. | - заместитель директора Центрального научно-исследовательского института "Прометей" Минсудпрома СССР |
| Ильин Ю.В. | - главный конструктор специального конструкторского бюро Производственного объединения "Ижорский завод" межотраслевого государственного объединения "Энергомаш" |
| Калашников В.К. | - заместитель директора Всесоюзного научно-исследовательского института электромеханики Минэлектротехприбора СССР |
| Копчинский Г.А. | - зав.Отделом Бюро Совета Министров СССР по ТЭК |
| Корсун Ю.Н. | - первый заместитель Министра энергетики и электрификации СССР |
| Крашенинников И.Г. | - главный инженер Союзного научно-исследовательского института приборостроения Минатомэнергопрома СССР |
| Курносов В.А. | - директор Всесоюзного научно-исследовательского и проектного института энерготехники Минатомэнергопрома СССР |
| Лапшин А.Л. | - начальник Главного управления Минатомэнергопрома СССР |
| Лунин Г.Л. | - заместитель директора отделения Института атомной энергии имени И.В. Курчатова Минатомэнергопрома СССР |
| Махутов Н.А. | - начальник отдела Института машиноведения АН СССР, член-корр. АН СССР |
| Минаев Е.В. | - заместитель председателя Госкомприроды СССР |
| Никифоров А.С. | - директор Всесоюзного научно-исследовательского института неорганических материалов Минатомэнергопрома СССР, академик |
| Петров В.А. | - директор НТЦ по безопасности атомной энергетики ГПАН СССР |
| Поздышев Э.Н. | - заместитель Министра атомной энергетики и промышленности СССР |
| Прангишвили И.В. | - директор Института проблем управления Минэлектротехприбора СССР, академик АН ГР.ССР |
| Стекольников В.В. | - начальник опытного конструкторского бюро "Гидропресс" Минатомэнергопрома СССР |
| Татарников ВП | - главный инженер института "Атомэнергопроект" Минатомэнергопрома СССР |

Троянов М.Ф.	- директор Физико-энергетического института Минатомэнергопрома СССР
Уманец М.П.	- директор Чернобыльской АЭС Минатомэнергопрома СССР
Филиппов Г.А.	- директор Всесоюзного научно-исследовательского института атомного машиностроения Минтяжмаша СССР, член-корр. АН СССР
Цатуров Ю.С.	- заместитель Председателя Госкомгидромета СССР
Ширяев В.В.	- главный конструктор центрального конструкторского бюро арматуростроения Минтяжмаша СССР
Штейнберг Н.А.	- заместитель Председателя Госпроматомнадзора СССР
Шульженко Е.Б.	- начальник Третьего главного управления при Минздраве СССР
Юрченко Д.И.	- начальник Всесоюзного научно-исследовательского института противопожарной обороны МВД СССР
Марков Ю.В.	- ученый секретарь Совета

Приложение 3

Вопросы, рассмотренные Комиссией по атомной энергетике Минатома России.

1. 2-ая редакция "Долгосрочной комплексной программы развития атомной энергетики Российской Федерации на период до 2010 года.
2. О проектировании парогенераторов ПГВС-1000 (разработчик ОКБМ) и ПГВ-1000 У (разработчик ОКБ ГП) для реакторной установки ВВЭР-1000.
3. Типы атомных электростанций, предлагаемых для сооружения в Китае, Иране, Пакистане и Индии в соответствии с достигнутыми с этими странами договоренностями, согласование плана дальнейших действий по реализации принятых решений.
4. Реконструкция энергоблоков АЭС с РУ ВВЭР-1000.
5. О строительстве и пуске 5-го блока Курской АЭС.
6. Рассмотрение вероятностного анализа безопасности 1-го уровня для АЭС-91 с целью определения необходимости принятия дополнительных технических решений по проекту АЭС-91 (введения дополнительных к активным системам пассивных систем безопасности: СПОТ и ГЕ САОЗ 2-ой ступени).
7. Перечень отступлений 5-го блока Курской АЭС от требований нормативно-технических документов и предложения по устранению отступлений.

СОДЕРЖАНИЕ

ПРЕДИСЛОВИЕ РЕДАКТОРА К 1-МУ ВЫПУСКУ	3
ВВЕДЕНИЕ К 1-МУ ВЫПУСКУ	5
ПЕРВЫЙ ПЕРИОД РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ В СССР.	
<i>Гончаров В.В.</i>	17
НЕКОТОРЫЕ ВОПРОСЫ РАЗВИТИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ В СССР.	
<i>Курчатов И.В.</i>	71
ЯДЕРНАЯ ЭНЕРГЕТИКА И ЕЕ РОЛЬ В ТЕХНИЧЕСКОМ ПРОГРЕССЕ.	
<i>Александров А.П.</i>	83
К ИСТОРИИ СОЗДАНИЯ ОБНИНСКОЙ АЭС	
<i>Кочетков Л.А.</i>	96
К ИСТОРИИ ПРОМЫШЛЕННЫХ ЭНЕРГЕТИЧЕСКИХ УРАН-ГРАФИТОВЫХ РЕАКТОРОВ.	
<i>Федуленко В.М.</i>	102
К ИСТОРИИ ПЕРВОЙ ОЧЕРЕДИ БЕЛОЯРСКОЙ АЭС	
<i>Кочетков Л.А.</i>	117
АЭС С ВОДО-ВОДЯНЫМИ РЕАКТОРАМИ.	
<i>Сидоренко В.А.</i>	134
КАНАЛЬНЫЕ ВОДООХЛАЖДАЕМЫЕ УРАН-ГРАФИТОВЫЕ РЕАКТОРЫ (УГР) ТИПА РБМК.	
<i>Крамеров А.Я.</i>	154
РЕАКТОРЫ НА БЫСТРЫХ НЕЙТРОНАХ	
<i>Кочетков Л.А., Троянов М.Ф.</i>	164
РАЗРАБОТКА ГАЗООХЛАЖДАЕМЫХ ЯДЕРНЫХ РЕАКТОРОВ.	
<i>Богоявленский Р.Г.</i>	188
ПРОБЛЕМЫ БЕЗОПАСНОСТИ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ.	
<i>Сидоренко В.А.</i>	194
УПРАВЛЕНИЕ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКОЙ.	
<i>Сидоренко В.А.</i>	217

РОССИЙСКИЙ НАУЧНЫЙ ЦЕНТР
«КУРЧАТОВСКИЙ ИНСТИТУТ»

ИСТОРИЯ АТОМНОЙ ЭНЕРГЕТИКИ
СОВЕТСКОГО СОЮЗА И РОССИИ

ВЫПУСК 1

Под редакцией В.А. Сидоренко

Компьютерная вёрстка: Б.И. Оводов

ЛР № 030719 от 20.01.97

Подписано в печать 10.11.2001. Формат 60х90/16
Бумага офсетная. Усл. печ. л. 16. Тираж 1000 экз.
Заказ № 5066

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

